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
58－12　別紙
58－13　「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」の第 58 条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表
58－14　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

58－1　ＳＡ設備基準適合性一覧表

島根原子力発電所２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（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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		58－4 系統図	
		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	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		58－4 系統図	
		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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					高圧原子炉代替注水流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					代替注水流量（常設）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧原子炉代替注水流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	類型化区分
第４３条	第１項	第１号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器代替スプレイ流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ペデスタル代替注水流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					高圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去ポンプ出口流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧炉心スプレイポンプ出口流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱代替除去系原子炉注水流量	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ドライウェル温度（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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ペデスタル温度（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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ペデスタル水温度（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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・チェンバ温度（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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					サプレッション・プール水温度（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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ドライウェル圧力（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・チェンバ圧力（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・プール水位（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ドライウェル水位	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					ペデスタル水位	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器水素濃度（Ｂ系）	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		58－6　計測範囲説明書	
		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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					中性子源領域計装	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					中間領域計装	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					平均出力領域計装	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱代替除去ポンプ出口圧力	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					スクラバ容器水位	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					スクラバ容器圧力	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					スクラバ容器温度	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 屋外設備	C 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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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 防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋外	Ａａ Ａｂ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去ポンプ出口圧力	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧原子炉代替注水槽水位	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉建物水素濃度	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					静的触媒式水素処理装置入口温度	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					静的触媒式水素処理装置出口温度	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器酸素濃度（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器酸素濃度（Ｂ系）	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					燃料プール水位（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					燃料プール水位・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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		58－6　計測範囲説明書	
		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	Aa
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					燃料プール監視カメラ（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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					燃料プール監視カメラ用冷却設備	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				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	Ｂｄ Ｂｆ
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			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	Ａａ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２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）（ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ，ＳＰＤＳデータ表示装置）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要（ＳＰＤＳデータ表示装置を除く）， 操作スイッチ操作（ＳＰＤＳデータ表示装置）	— Ｂｄ
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				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データ表示装置を除く）， 現場操作（設置場所）（緊急時対策所，ＳＰＤＳデータ表示装置）	対象外 Ａａ
			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
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第58条：計装設備					第１ベントフィルタ出口水素濃度	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	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作，弁操作，接続作業	A Bｆ Bｇ
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				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		現場操作（設置場所） 中央制御室操作	Ａａ Ｂ
			関連資料		58－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		58－3　配置図	
		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の選定）	－
			関連資料		58－3　配置図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備なし）	Ｂｂ
			関連資料		58－3　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		58－7　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋外	Ａｂ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		工具，接続作業	Ｂｂ Ｂｇ
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｂ
				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）	Ａａ
			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		58－6　容量設定根拠	
		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		—	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		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）	Ａａ
			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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（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	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｃ－メタクラ母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｄ－メタクラ母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｃ－ロードセンタ母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｄ－ロードセンタ母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					緊急用メタクラ電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ＳＡロードセンタ母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		―	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					Ａ－115V 系直流盤母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					Ｂ－115V 系直流盤母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					230V 系直流盤（常用）母線電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第５号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		―	
		第２号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－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	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｎ$_2$ガスボンベ圧力	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

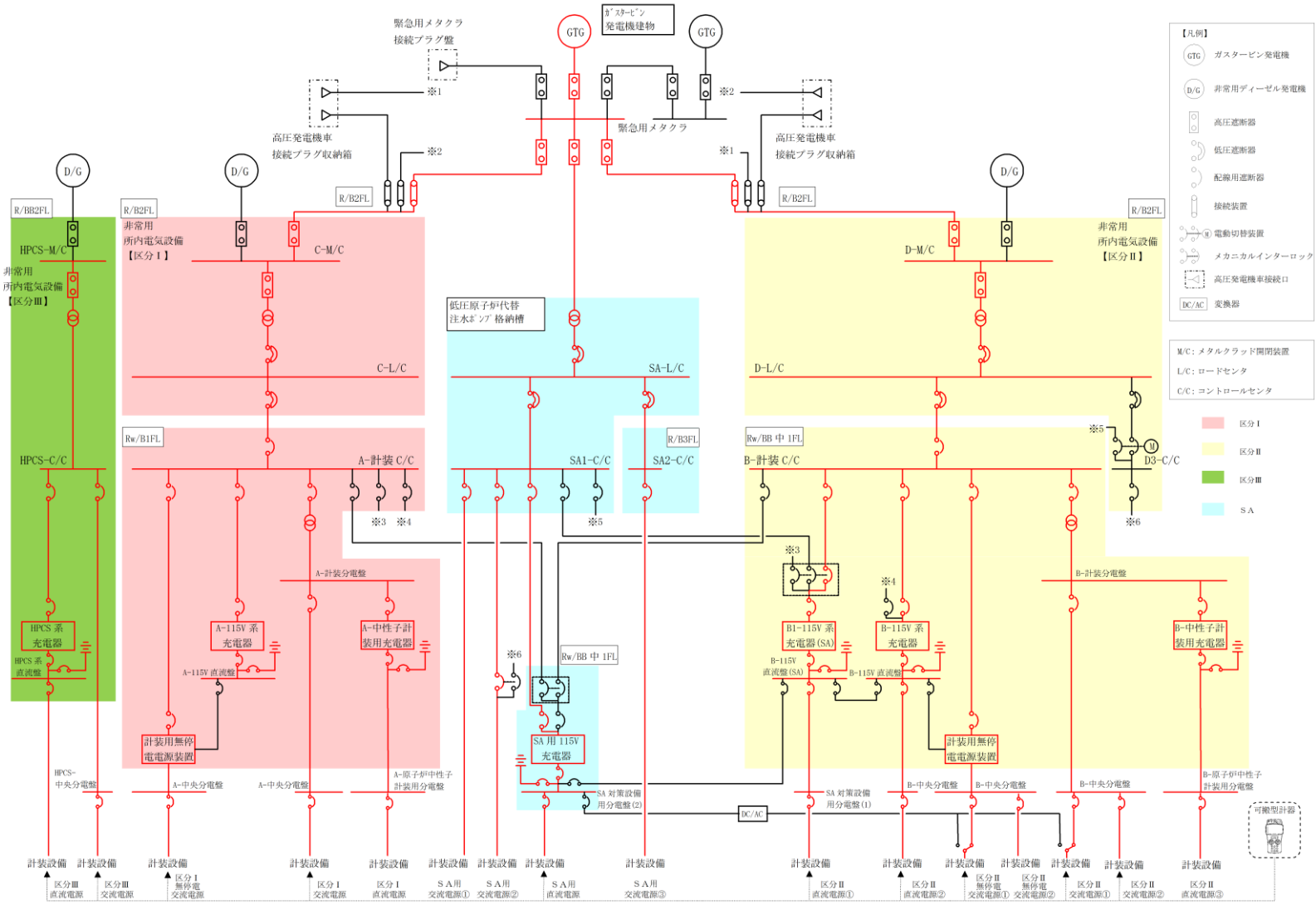
島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					ＲＣＷ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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第２号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第５号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第６号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第２項	第１号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

島根原子力発電所２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ＲＣＷサージタンク水位	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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	―
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	―
				関連資料	58－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	―
			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	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	―	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	Ｂ
			関連資料		―	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

58－2　単線結線図



第 58－2－1 図　計器電源構成

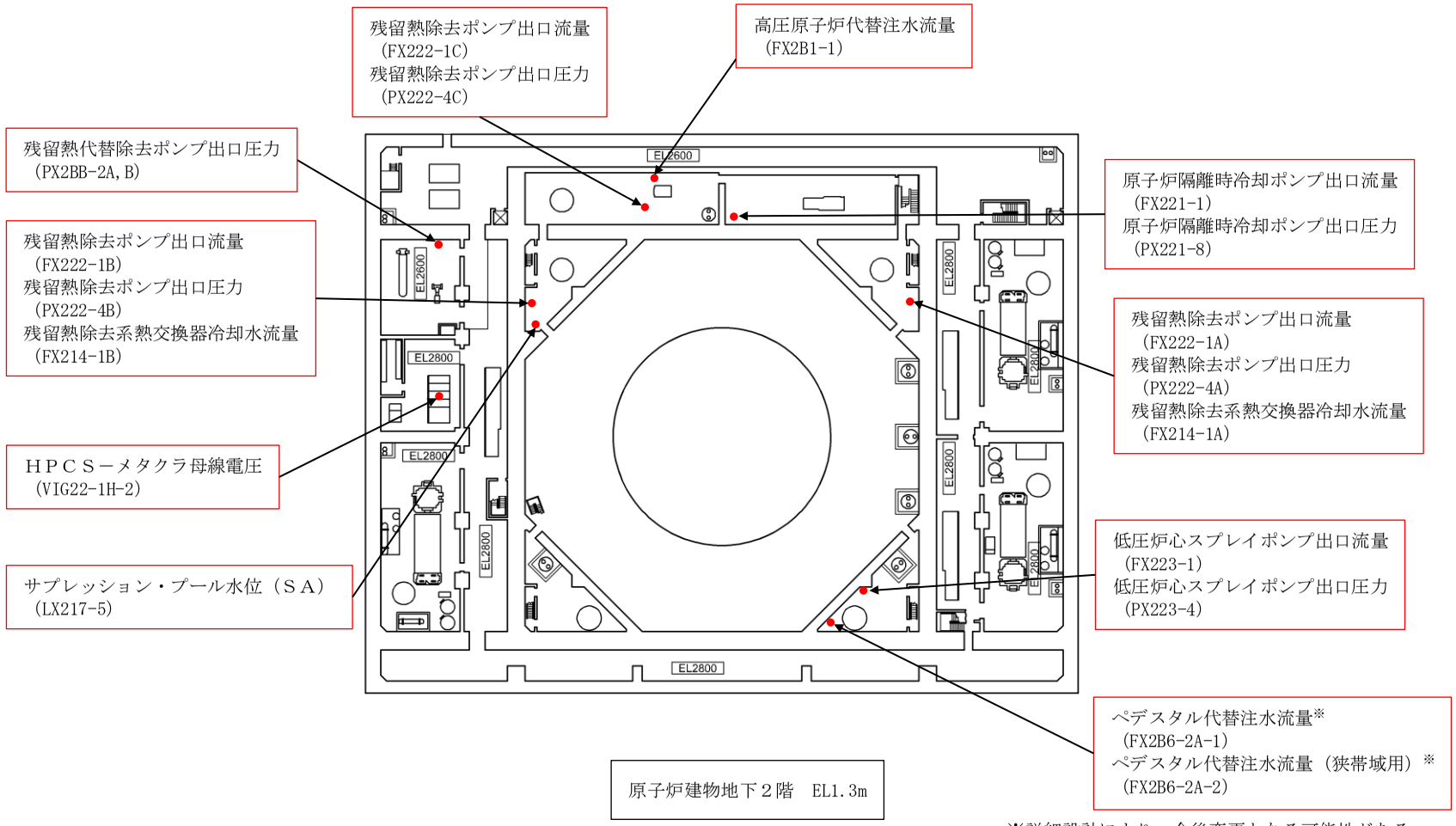
58－3　配置図

第 58－3－1 表　配置図一覧表（１／２）

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	第 58－3－4 図
原子炉圧力	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉建物原子炉棟地下１階	第 58－3－2 図
原子炉水位（広帯域）	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
原子炉水位（燃料域）	原子炉建物原子炉棟地下１階	第 58－3－2 図
原子炉水位（ＳＡ）	原子炉建物原子炉棟地下１階	第 58－3－2 図
高圧原子炉代替注水流量	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58－3－11 図
低圧原子炉代替注水流量	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
格納容器代替スプレイ流量	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
ペデスタル代替注水流量	原子炉建物原子炉棟地下２階 原子炉建物原子炉棟中１階	第 58－3－1 図 第 58－3－3 図
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	原子炉建物原子炉棟地下２階 原子炉建物原子炉棟中１階	第 58－3－1 図 第 58－3－3 図
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	原子炉建物原子炉棟地下１階	第 58－3－2 図
残留熱除去ポンプ出口流量	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
ドライウェル温度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	第 58－3－4 図
ペデスタル温度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	第 58－3－2 図
ペデスタル水温度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	第 58－3－2 図
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	第 58－3－2 図
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	原子炉格納容器内	第 58－3－2 図
ドライウェル圧力（ＳＡ）	原子炉建物原子炉棟中２階 原子炉建物原子炉棟３階	第 58－3－5 図 第 58－3－6 図
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	原子炉建物原子炉棟中２階 原子炉建物原子炉棟３階	第 58－3－5 図 第 58－3－6 図
サプレッション・プール水位（ＳＡ）	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
ドライウェル水位	原子炉格納容器内	第 58－3－2 図 第 58－3－3 図
ペデスタル水位	原子炉格納容器内	第 58－3－2 図
格納容器水素濃度（ＳＡ）	原子炉建物原子炉棟中２階	第 58－3－5 図
格納容器水素濃度（Ｂ系）	原子炉建物原子炉棟３階	第 58－3－6 図
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	原子炉建物原子炉棟１階 原子炉建物原子炉棟中１階	第 58－3－3 図
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	原子炉建物原子炉棟地下１階	第 58－3－2 図
中性子源領域計装	原子炉格納容器内	第 58－3－8 図
中間領域計装	原子炉格納容器内	第 58－3－8 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58－3－8 図
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	原子炉建物付属棟地下２階	第 58－3－1 図
スクラバ容器水位	第１ベントフィルタ格納槽内	第 58－3－9 図
スクラバ容器圧力	第１ベントフィルタ格納槽内	第 58－3－9 図
スクラバ容器温度	第１ベントフィルタ格納槽内	第 58－3－9 図
第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	第１ベントフィルタ格納槽内，屋外	第 58－3－9,10 図
第１ベントフィルタ出口水素濃度	屋外	第 58－3－12 図
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建物原子炉棟中１階 原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建物原子炉棟中１階 原子炉建物原子炉棟１階	第 58－3－3 図
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
低圧原子炉代替注水槽水位	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58－3－11 図
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58－3－11 図
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉建物原子炉棟地下１階	第 58－3－2 図
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉建物原子炉棟地下２階	第 58－3－1 図
原子炉建物水素濃度	原子炉建物原子炉棟地下１階 原子炉建物原子炉棟１階 原子炉建物原子炉棟２階 原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－2 図 第 58－3－3 図 第 58－3－4 図 第 58－3－7 図
静的触媒式水素処理装置入口温度	原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図
静的触媒式水素処理装置出口温度	原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図

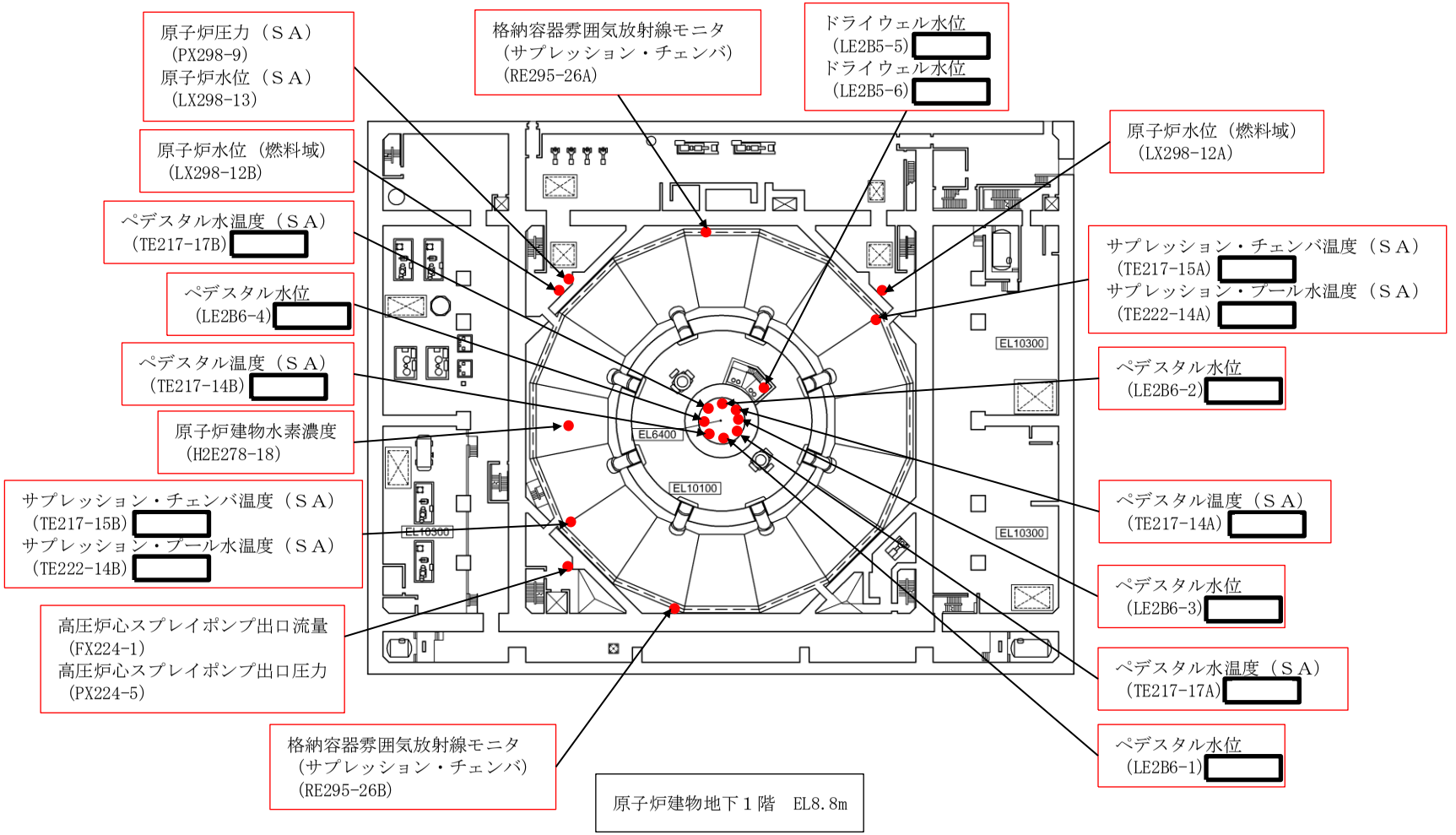
第 58－3－1 表　配置図一覧表（２／２）

主要設備		設置場所	図番号
格納容器酸素濃度（ＳＡ）		原子炉建物原子炉棟中２階	第 58－3－5 図
格納容器酸素濃度（Ｂ系）		原子炉建物原子炉棟３階	第 58－3－6 図
燃料プール水位（ＳＡ）		原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図
燃料プール水位・温度（ＳＡ）		原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）		原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）		原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図
燃料プール監視カメラ用冷却設備		原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－6 図
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	ＳＰＤＳデータ収集サーバ	廃棄物処理建物１階	第 58－3－15 図
	ＳＰＤＳ伝送サーバ	緊急時対策所１階	第 58－3－16 図
	ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所１階	第 58－3－16 図
可搬型計測器		廃棄物処理建物１階 緊急対策所１階	第 58－3－15 図 第 58－3－16 図
Ｃ－メタクラ母線電圧		原子炉建物付属棟２階	第 58－3－4 図
Ｄ－メタクラ母線電圧		原子炉建物付属棟２階	第 58－3－4 図
ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧		原子炉建物付属棟地下２階	第 58－3－1 図
Ｃ－ロードセンタ母線電圧		原子炉建物付属棟２階	第 58－3－4 図
Ｄ－ロードセンタ母線電圧		原子炉建物付属棟２階	第 58－3－4 図
緊急用メタクラ電圧		ガスタービン発電機建物３階	第 58－3－13 図
ＳＡロードセンタ母線電圧		低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	第 58－3－11 図
Ａ－115V 系直流盤母線電圧		廃棄物処理建物１階	第 58－3－15 図
Ｂ－115V 系直流盤母線電圧		廃棄物処理建物地下中１階	第 58－3－14 図
ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧		廃棄物処理建物地下中１階	第 58－3－14 図
230V 系直流盤（常用）母線電圧		廃棄物処理建物地下中１階	第 58－3－14 図
Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧		廃棄物処理建物地下中１階	第 58－3－14 図
ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力		原子炉建物付属棟２階	第 58－3－4 図
N_2ガスボンベ圧力		原子炉建物付属棟２階	第 58－3－4 図
ＲＣＷサージタンク水位		原子炉建物原子炉棟４階	第 58－3－7 図
ＲＣＷ熱交換器出口温度		原子炉建物付属棟１階	第 58－3－3 図
原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力		原子炉建物付属棟１階	第 58－3－3 図



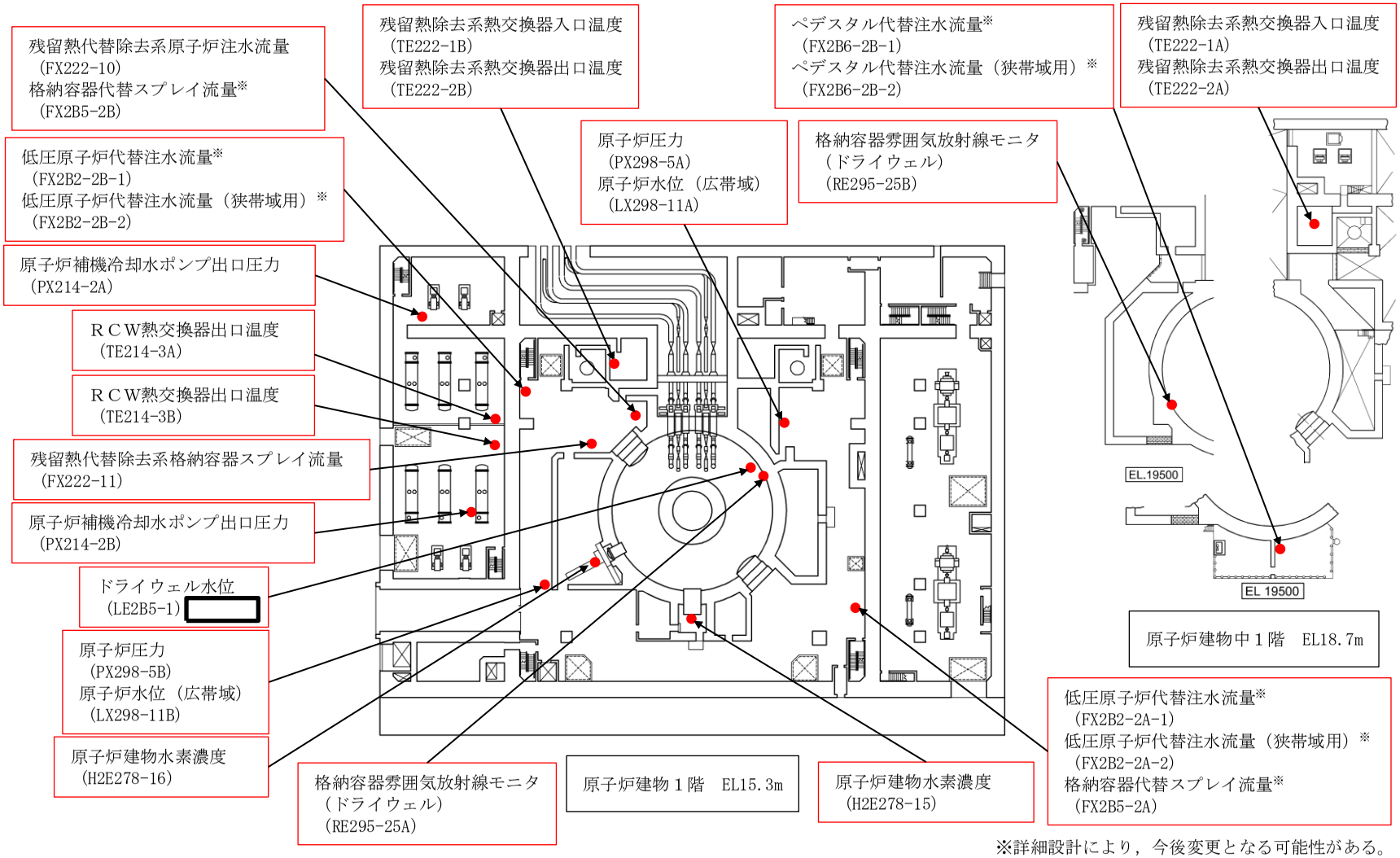
第 58－3－1 図　機器配置図（原子炉建物地下２階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 58－3－2 図　機器配置図（原子炉建物地下１階）

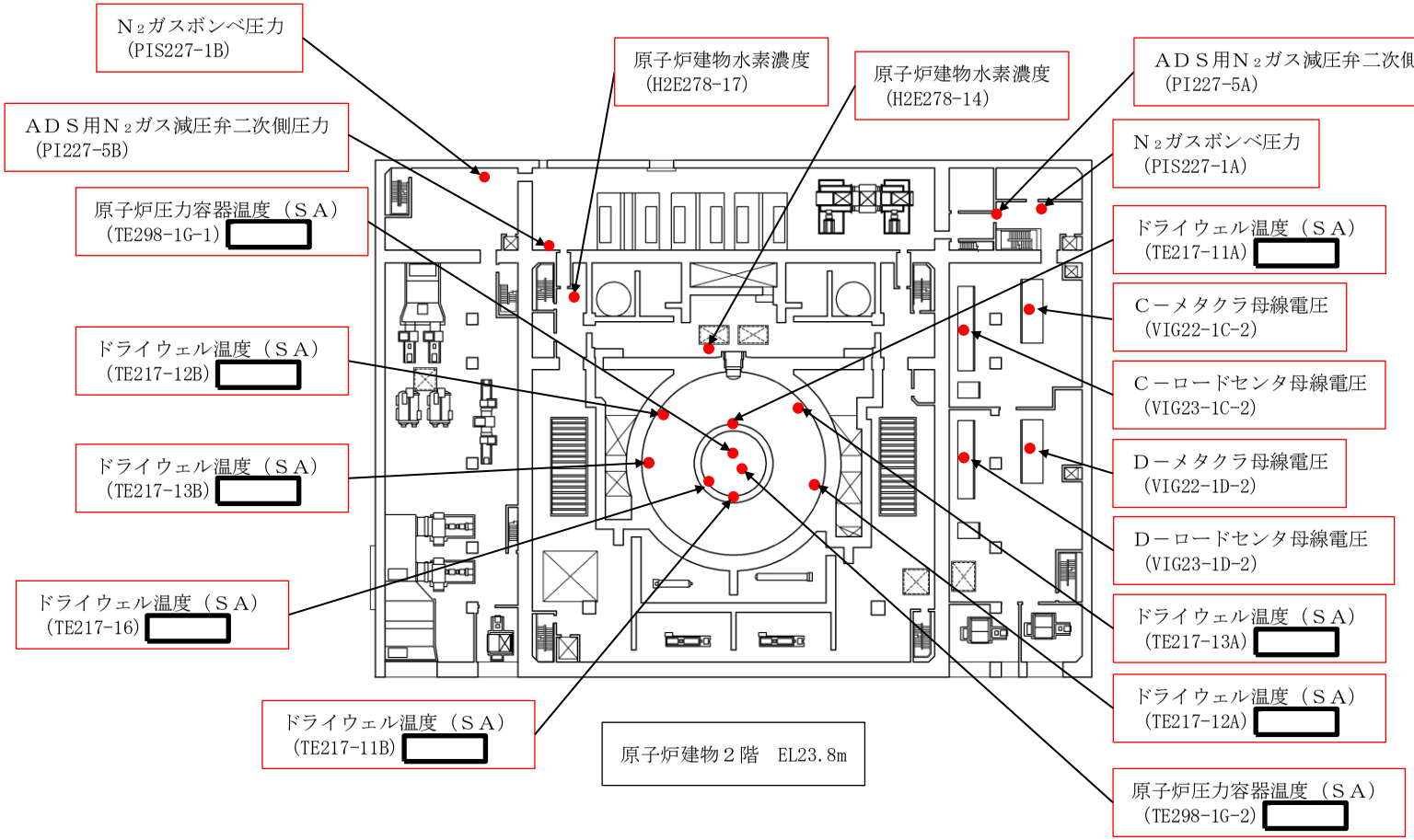
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



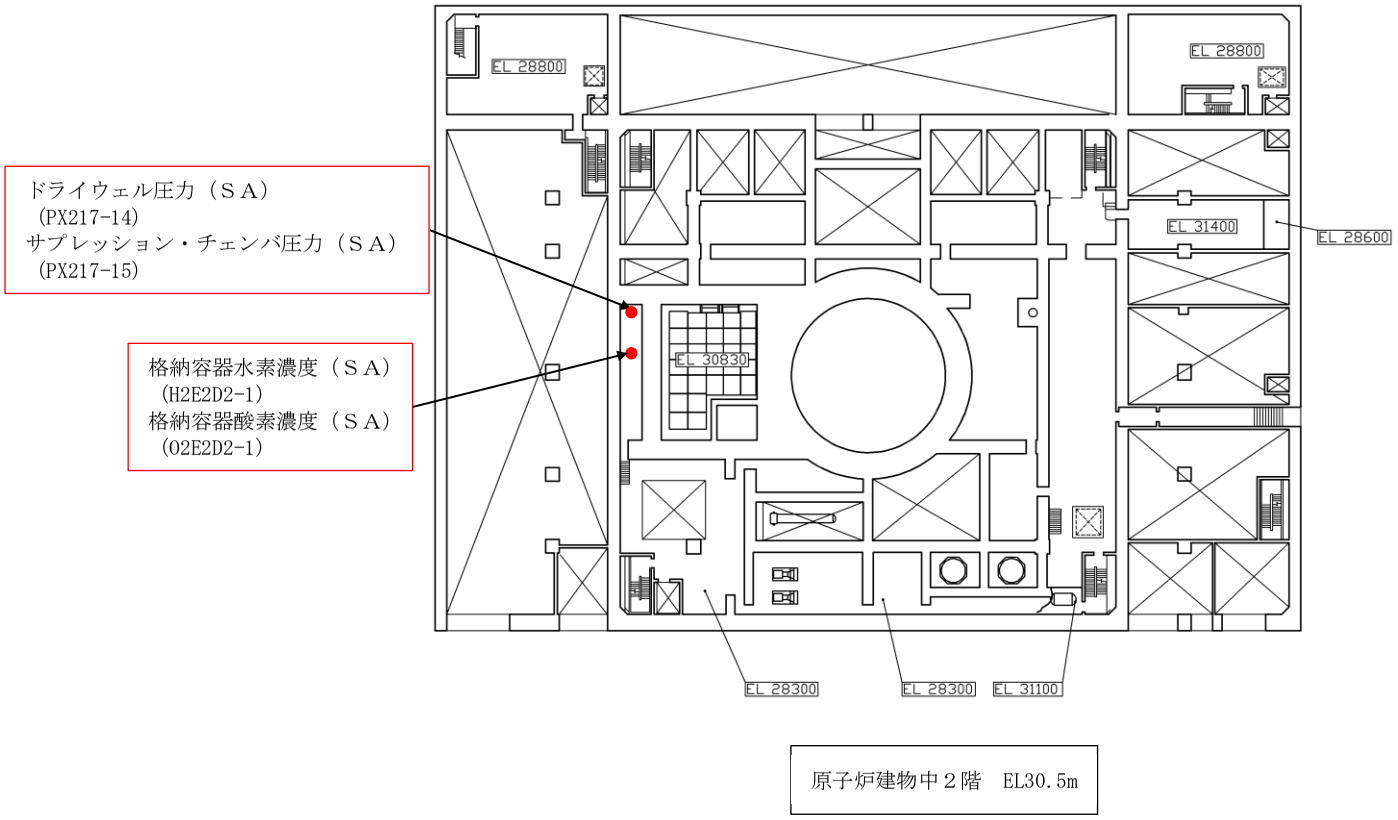
※詳細設計により，今後変更となる可能性がある。

第 58－3－3 図　機器配置図（原子炉建物１階及び中１階）

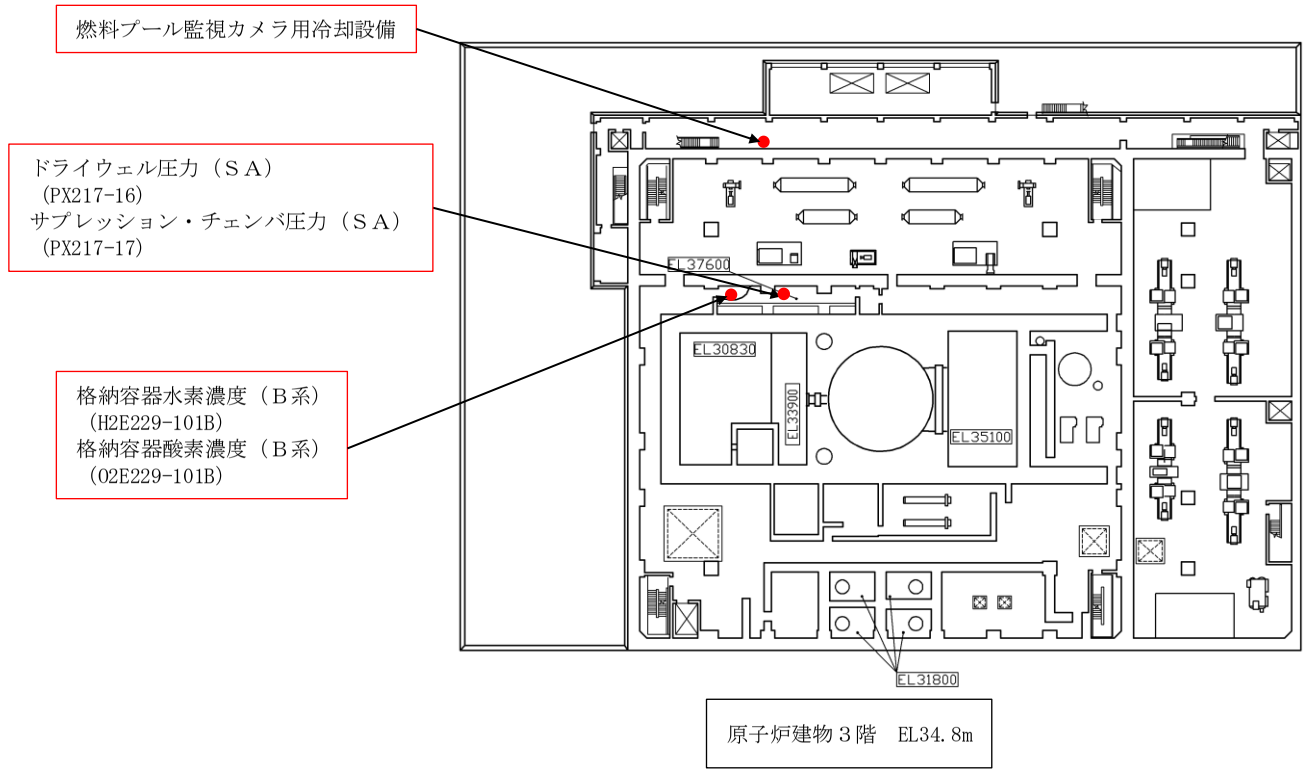
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



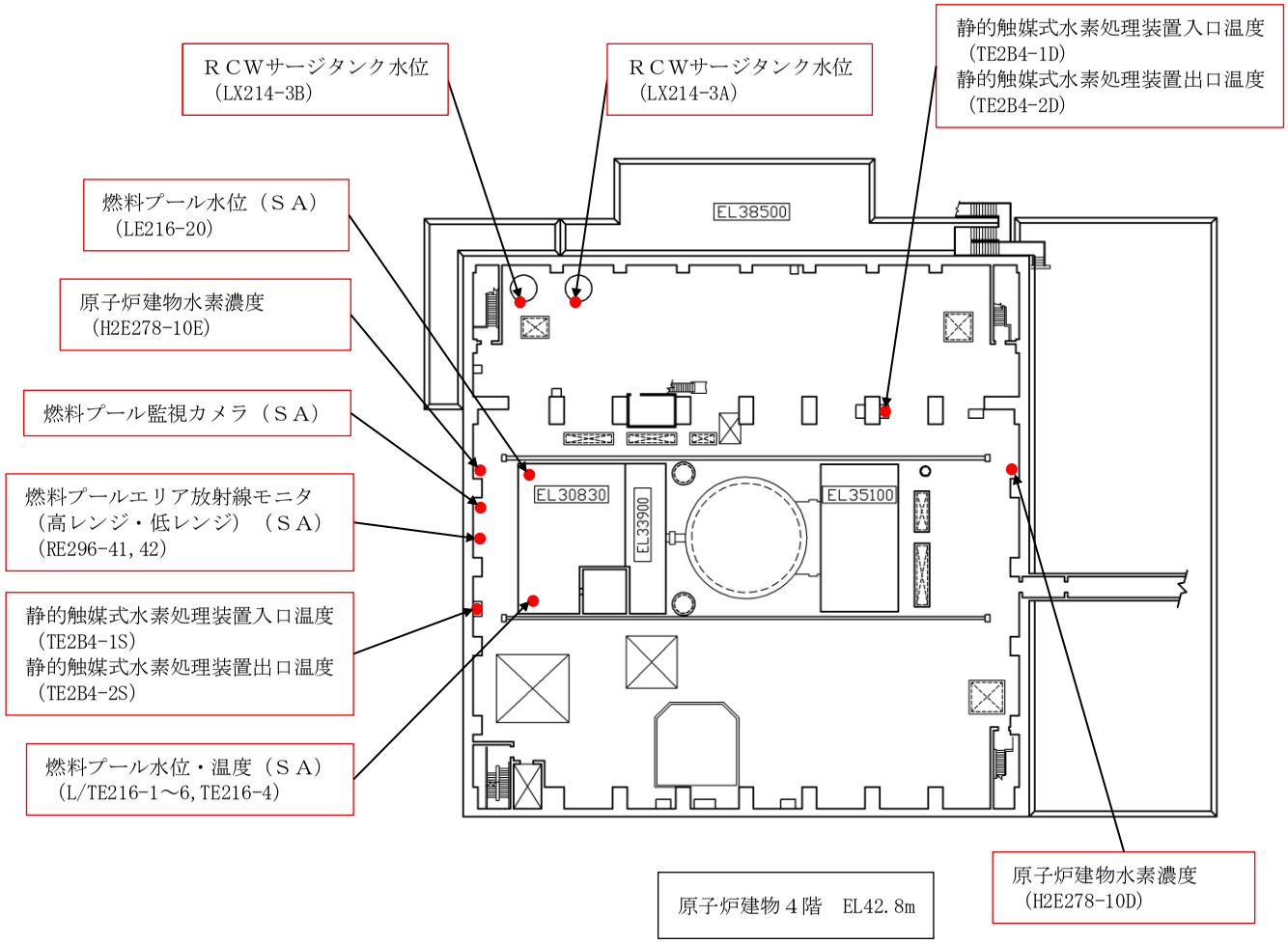
第 58－3－4 図　機器配置図（原子炉建物２階）



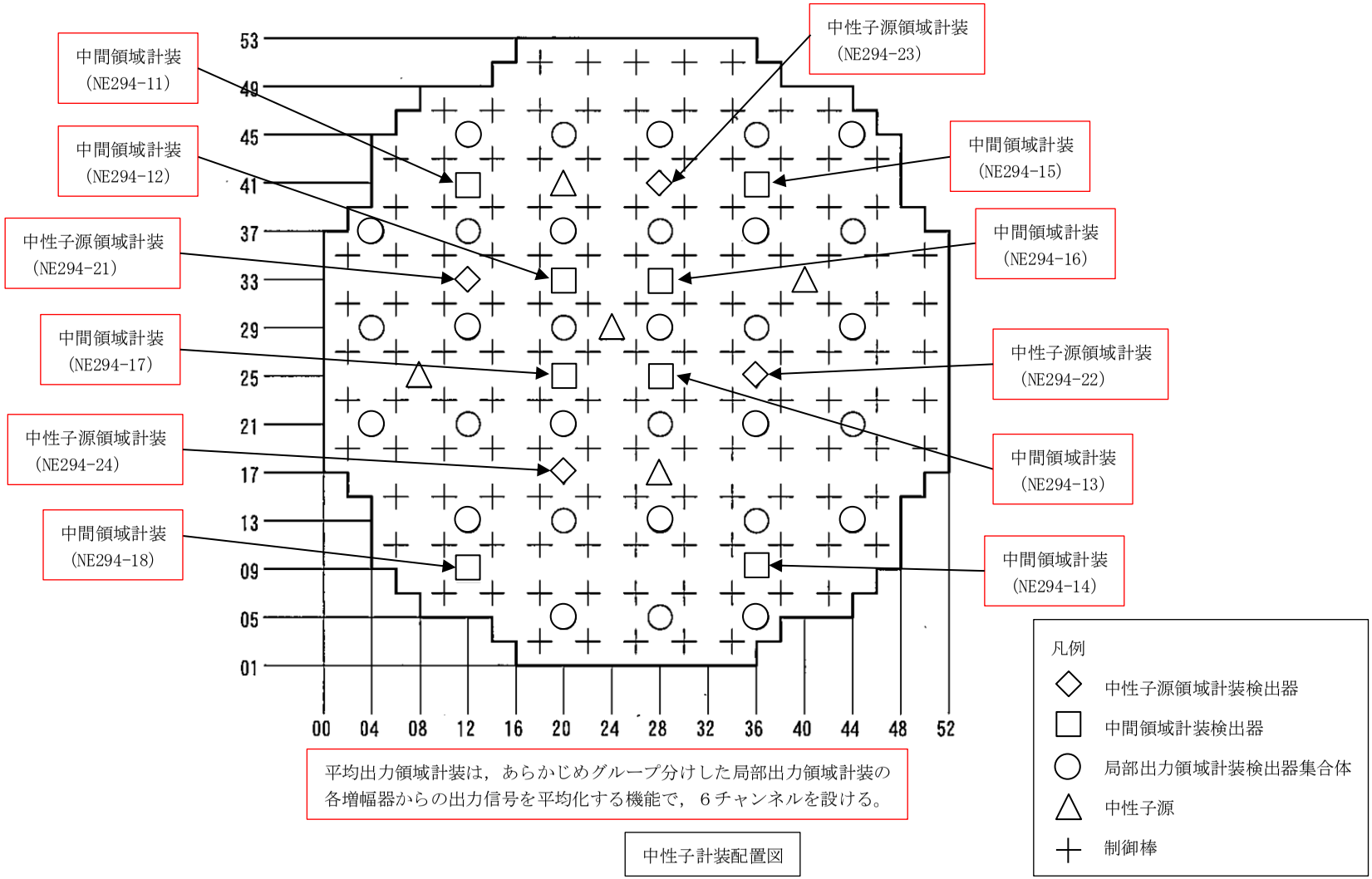
第 58－3－5 図　機器配置図（原子炉建物中２階）



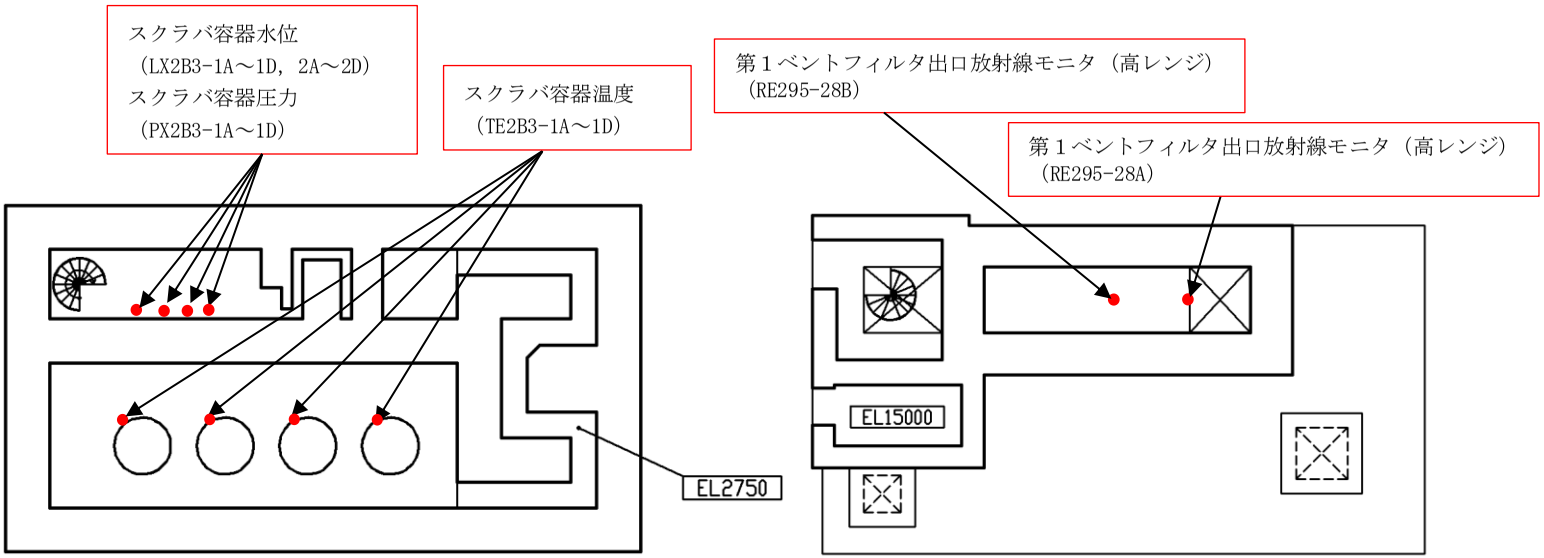
第 58－3－6 図　機器配置図（原子炉建物３階）



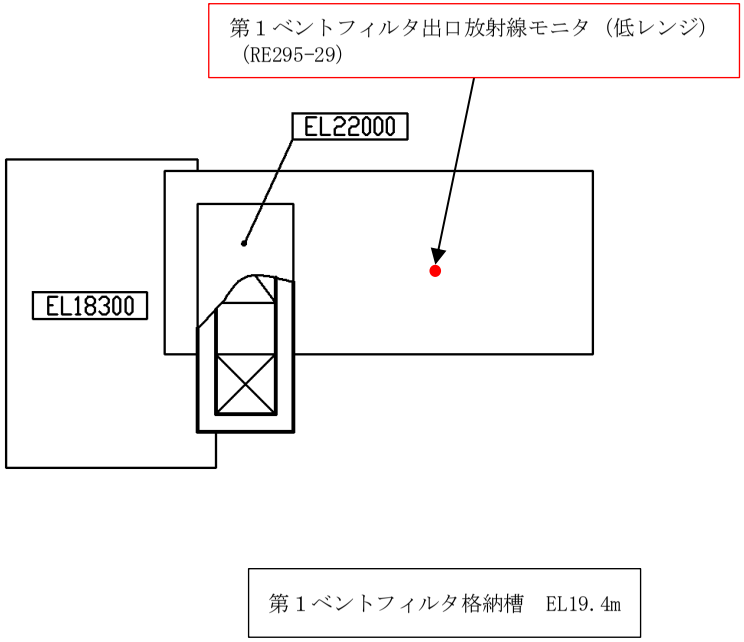
第58－3－7図　機器配置図（原子炉建物４階）



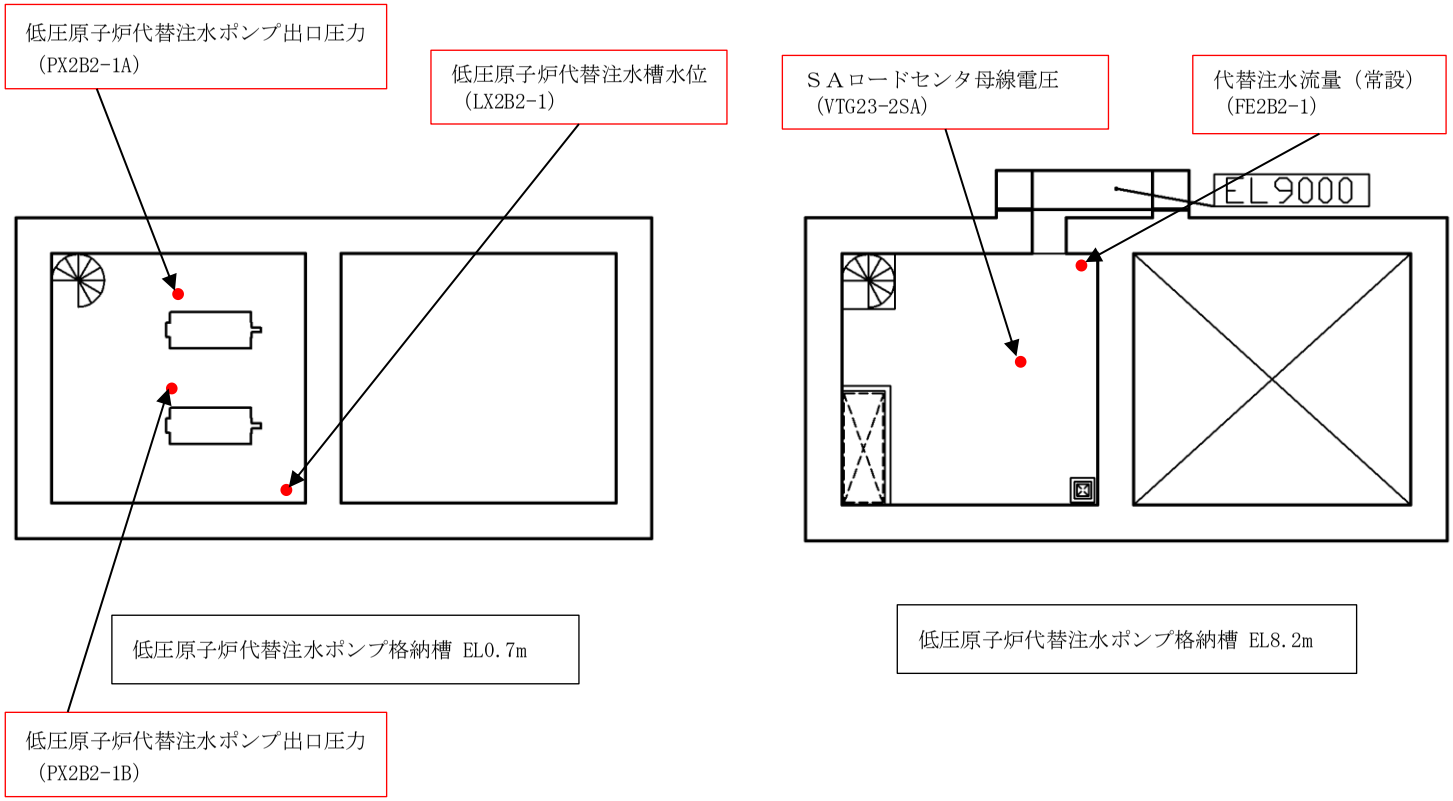
第 58－3－8 図　機器配置図（中性子計装配置図）



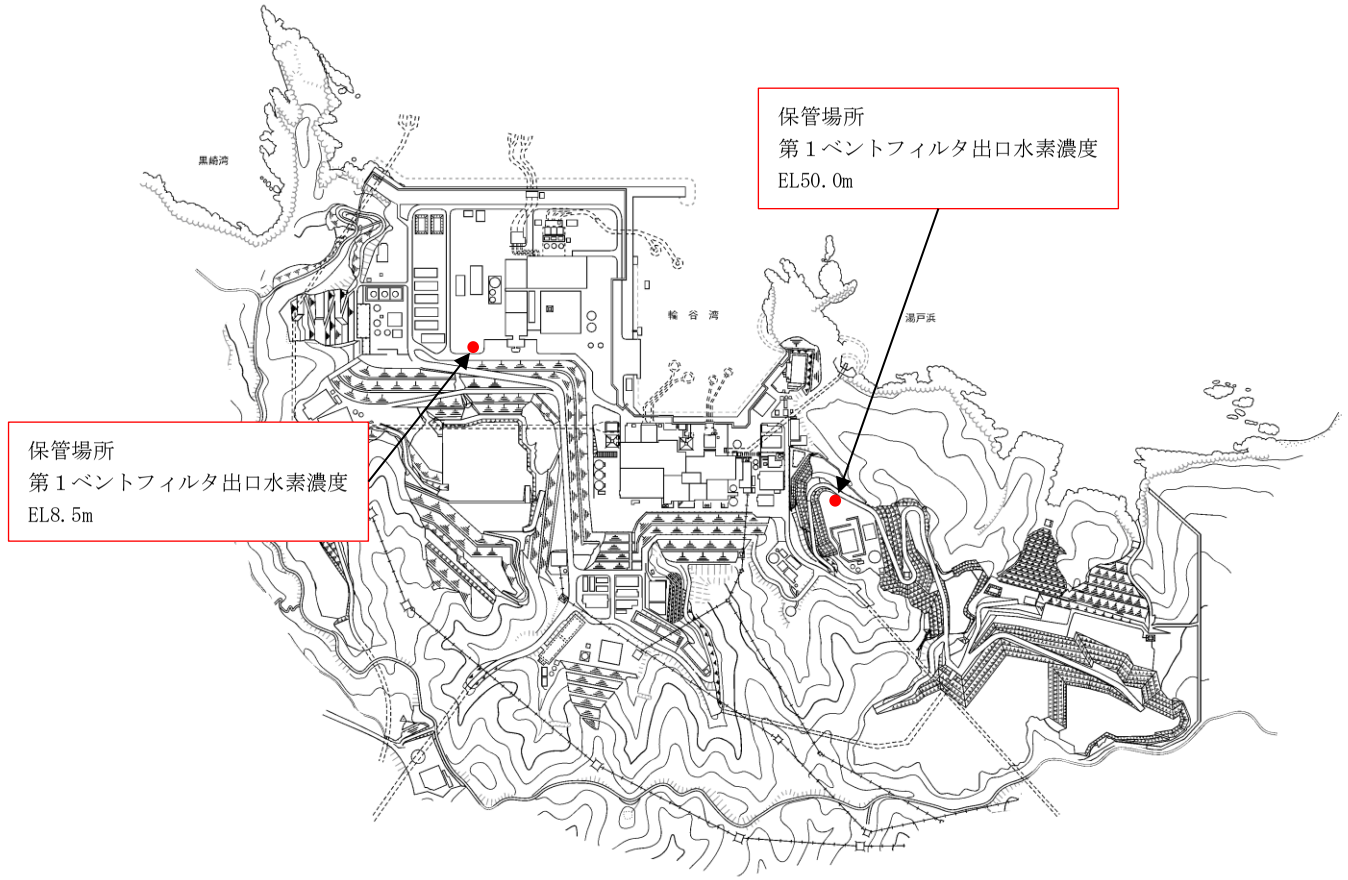
第 58－3－9 図　機器配置図（第１ベントフィルタ格納槽）



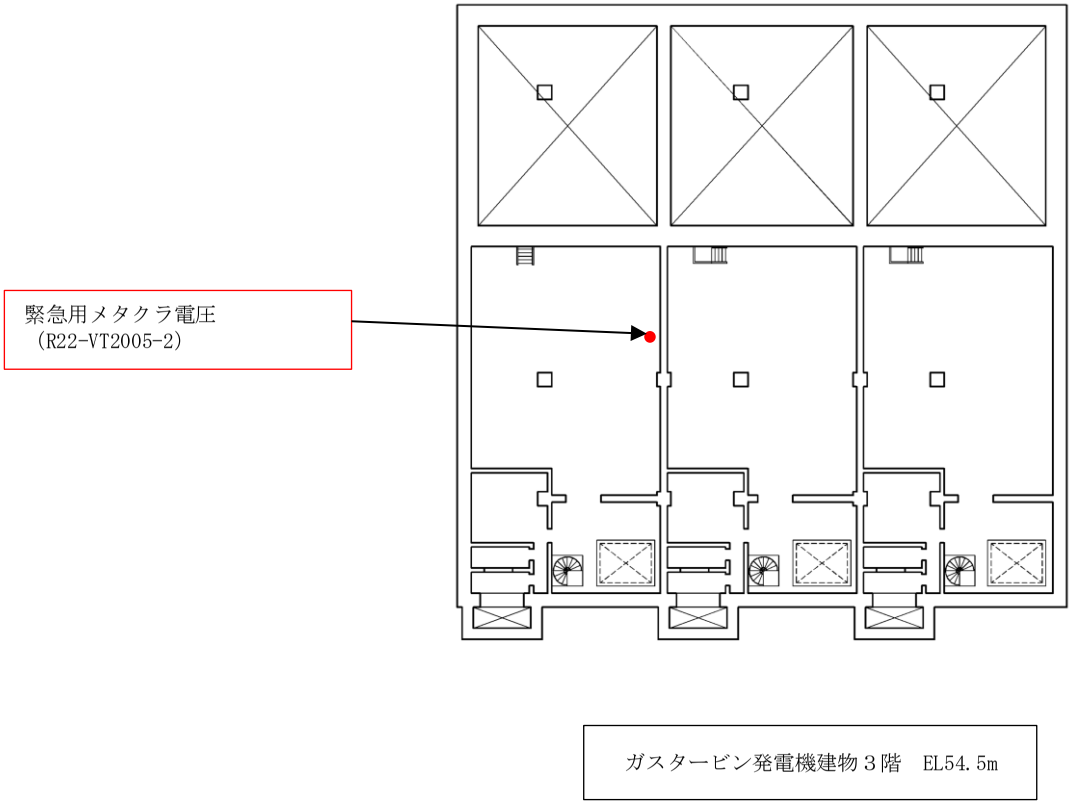
第 58－3－10 図　機器配置図（第１ベントフィルタ格納槽（屋外））



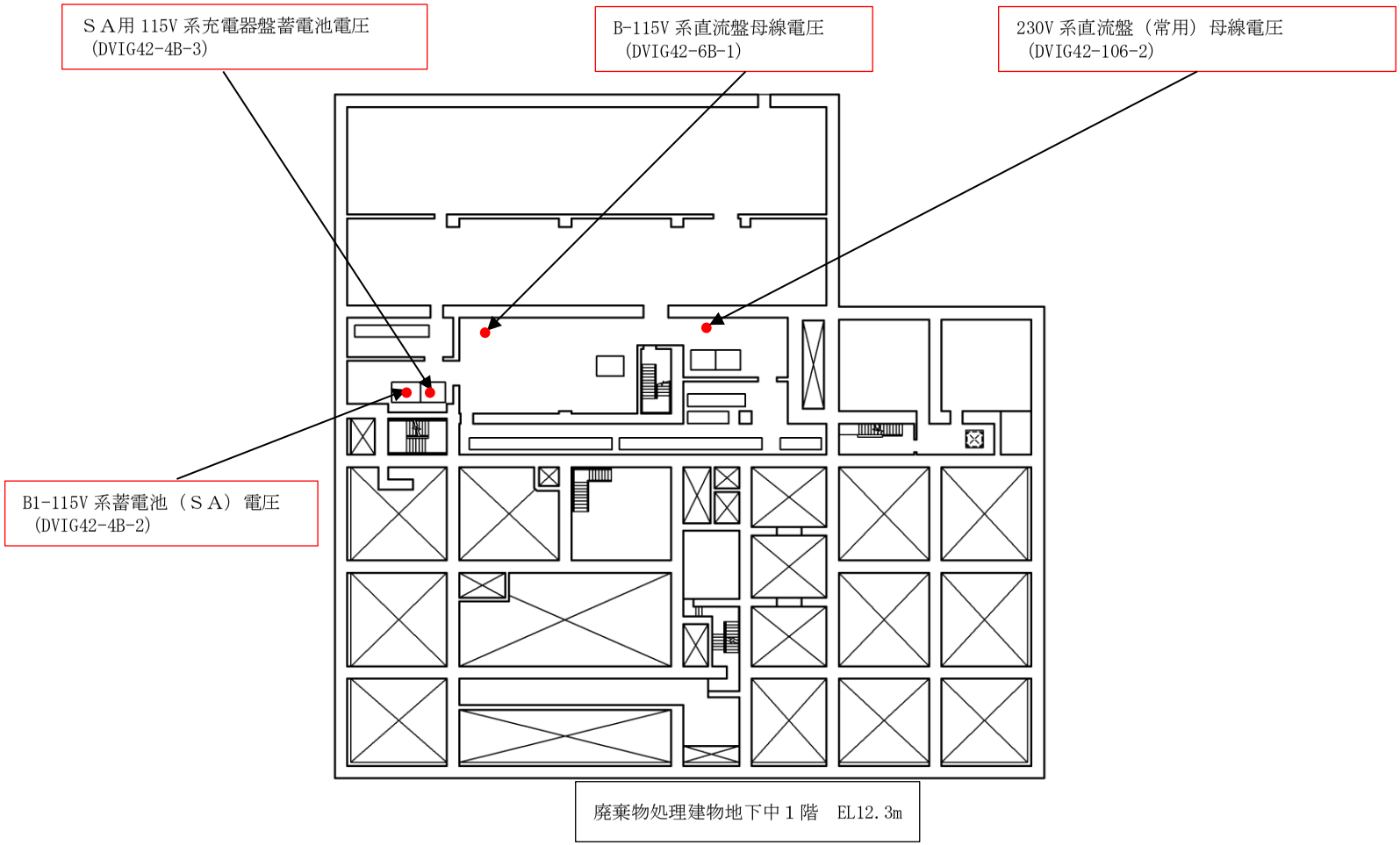
第 58－3－11 図　機器配置図（低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽）



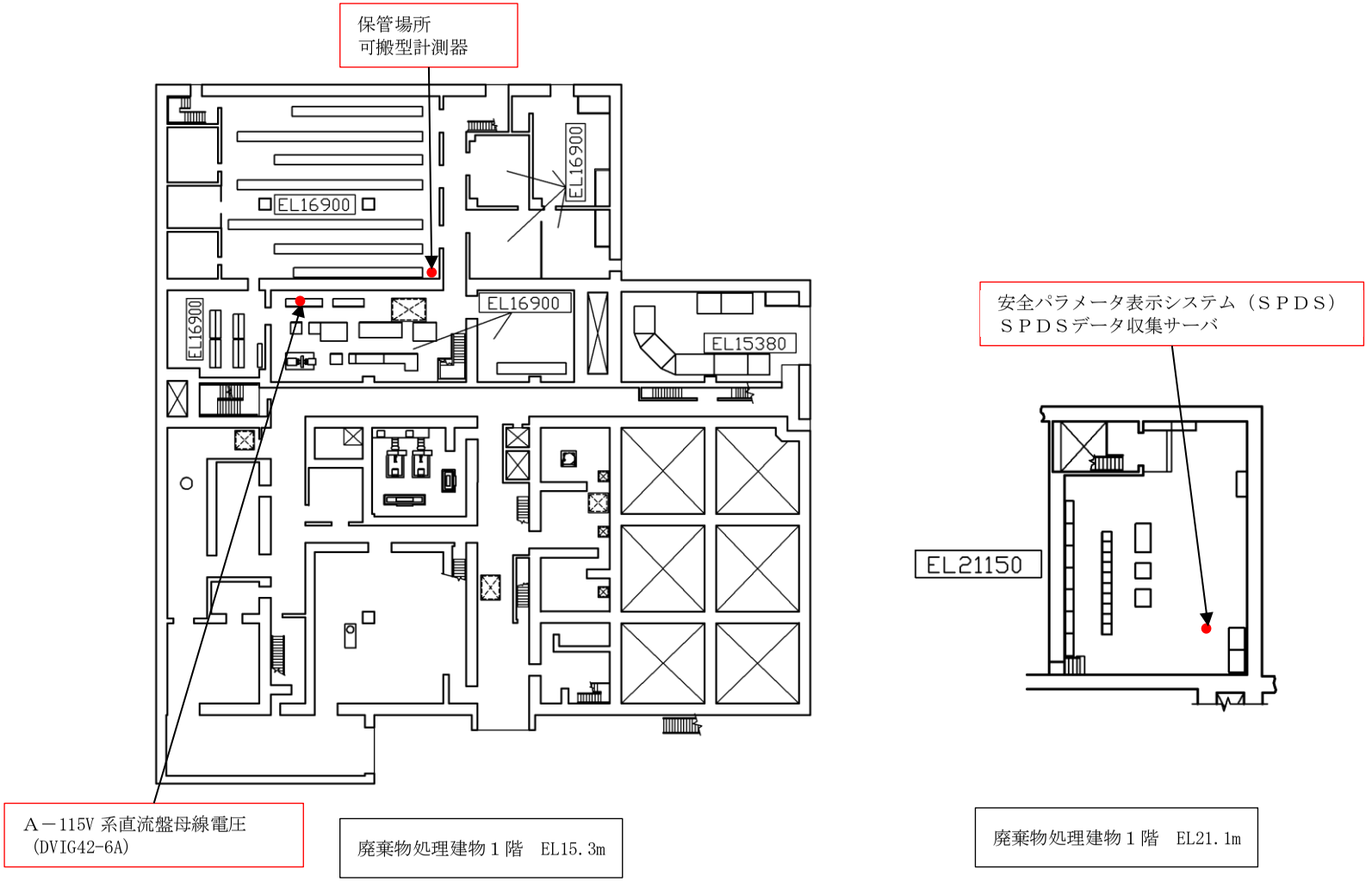
第 58－3－12 図　機器配置図（屋外）



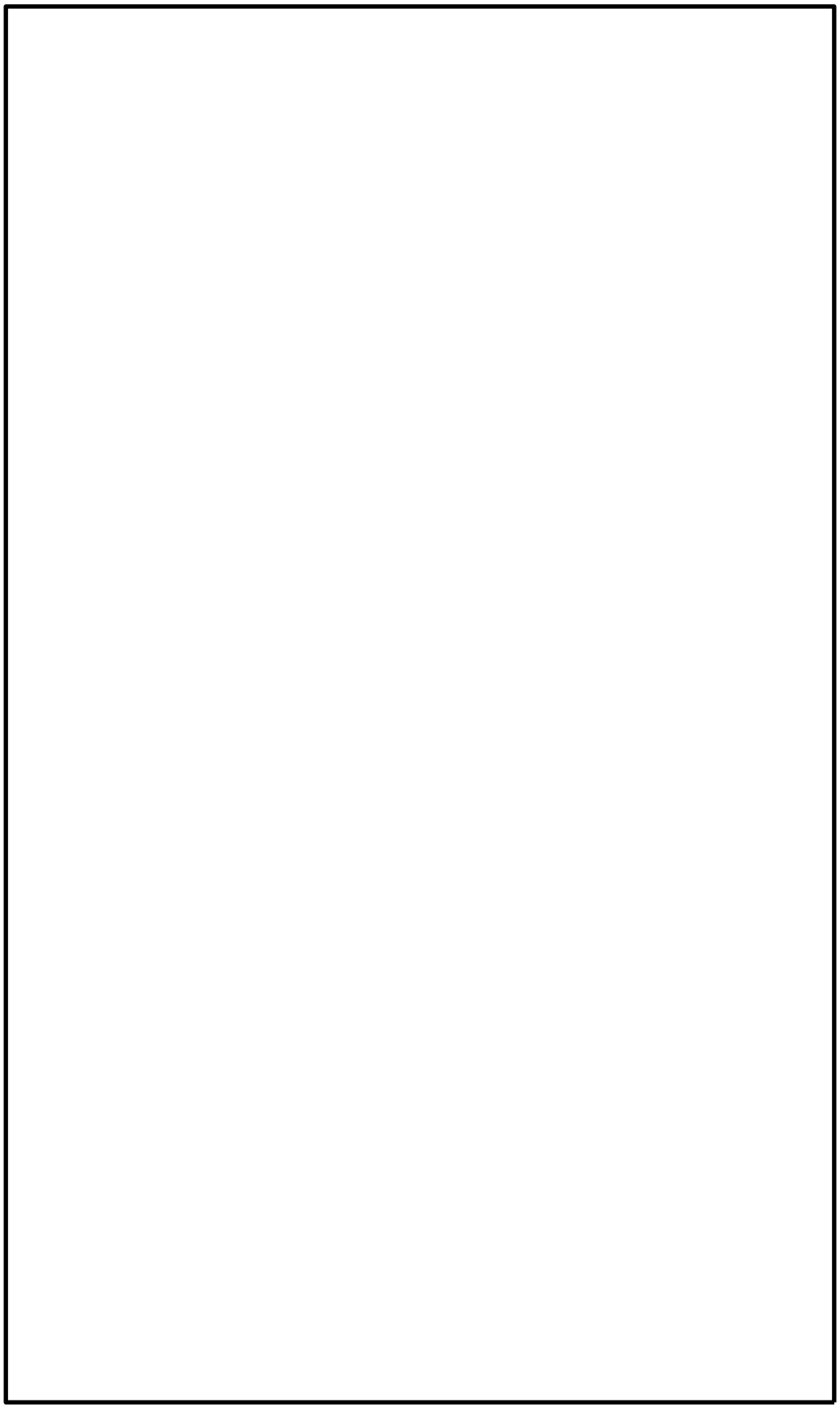
第 58－3－13 図　機器配置図（ガスタービン発電機建物３階）



第 58－3－14 図　機器配置図（廃棄物処理建物地下中１階）



第 58－3－15 図　機器配置図（廃棄物処理建物１階）

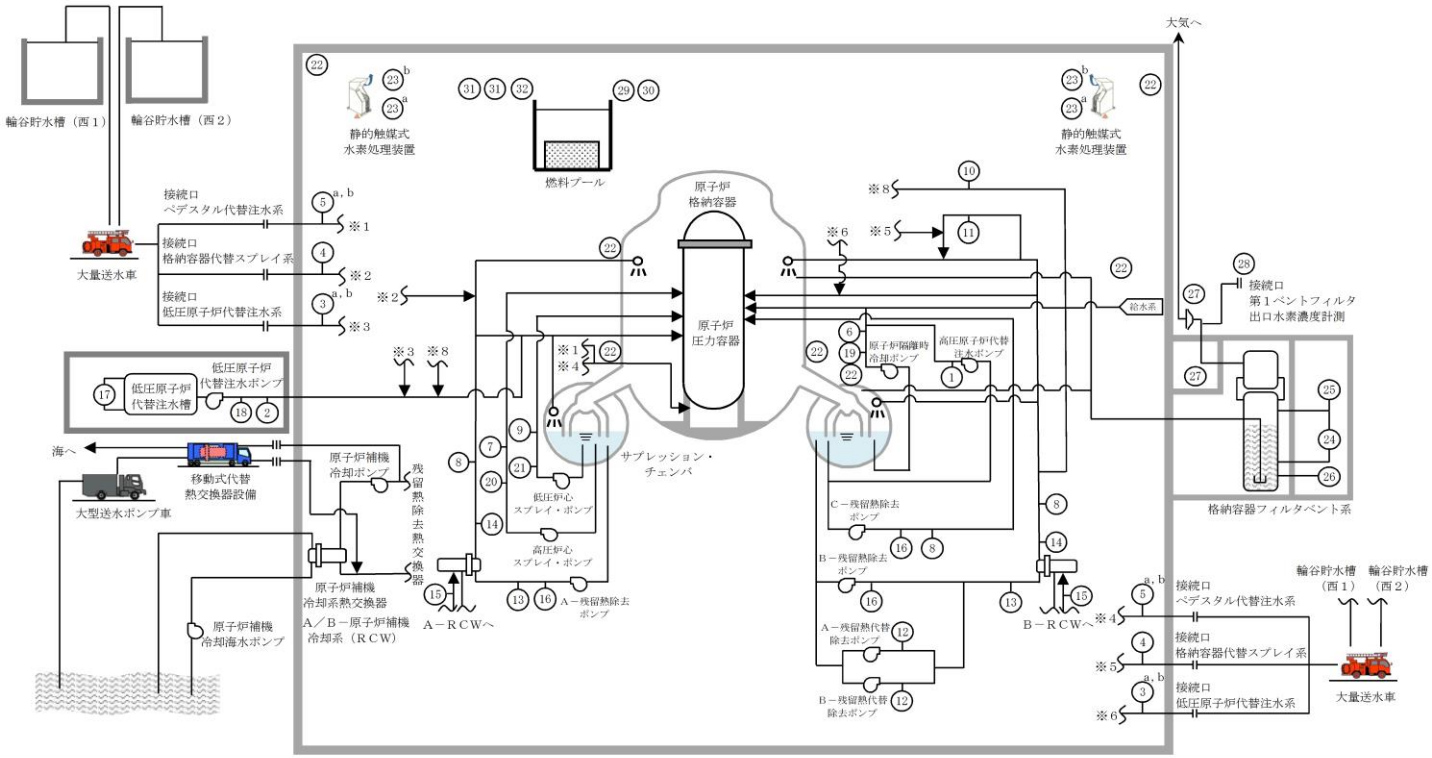


第58－3－16図　機器配置図（緊急時対策所）

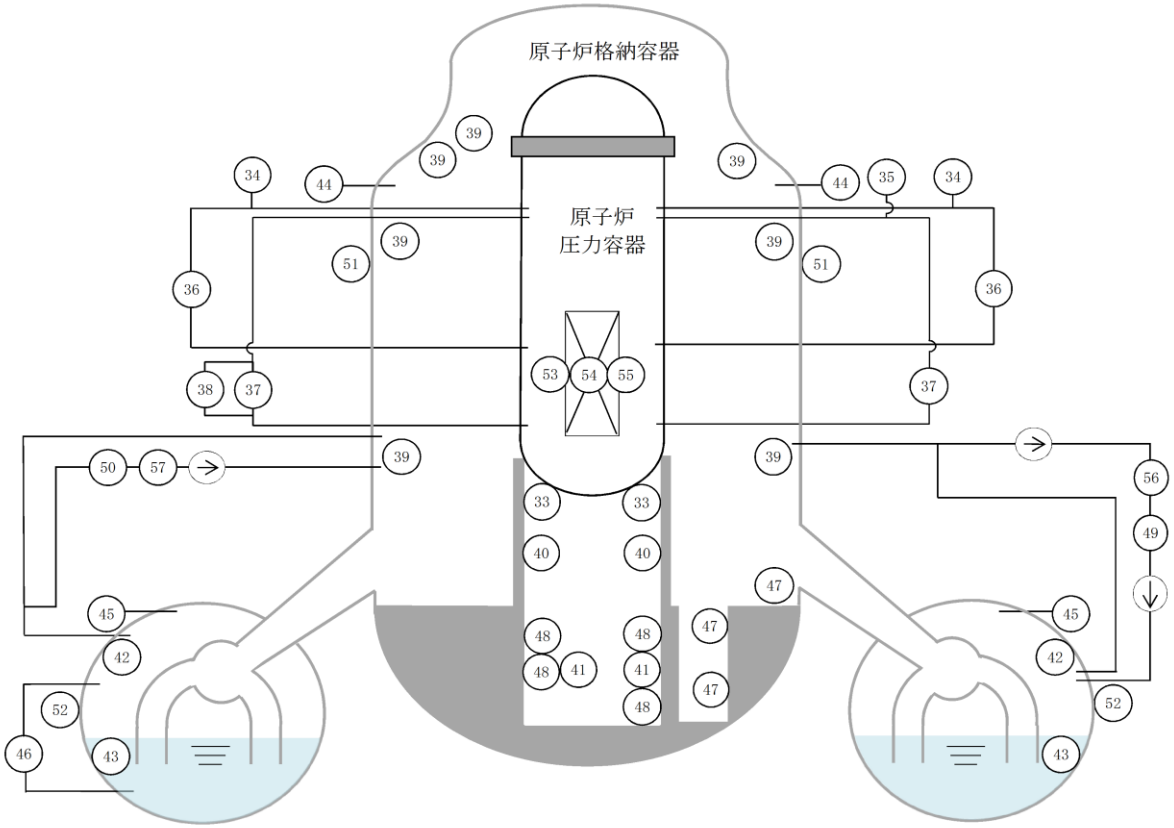
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

58－4　系統図

①高圧原子炉代替注水流量
②代替注水流量（常設）
③[a]低圧原子炉代替注水流量
③[b]低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
④格納容器代替スプレイ流量
⑤[a]ペデスタル代替注水流量
⑤[b]ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
⑥原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
⑦高圧炉心スプレイポンプ出口流量
⑧残留熱除去ポンプ出口流量
⑨低圧炉心スプレイポンプ出口流量
⑩残留熱代替除去系原子炉注水流量
⑪残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
⑫残留熱代替除去ポンプ出口圧力
⑬残留熱除去系熱交換器入口温度
⑭残留熱除去系熱交換器出口温度
⑮残留熱除去系熱交換器冷却水流量
⑯残留熱除去ポンプ出口圧力
⑰低圧原子炉代替注水槽水位
⑱低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
⑲原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
⑳高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
㉑低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
㉒原子炉建物水素濃度
㉓[a]静的触媒式水素処理装置入口温度
㉓[b]静的触媒式水素処理装置出口温度
㉔スクラバ容器水位
㉕スクラバ容器圧力
㉖スクラバ容器温度
㉗第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
㉘第１ベントフィルタ出口水素濃度
㉙燃料プール水位（ＳＡ）
㉚燃料プール水位・温度（ＳＡ）
㉛燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）
㉜燃料プール監視カメラ（ＳＡ）

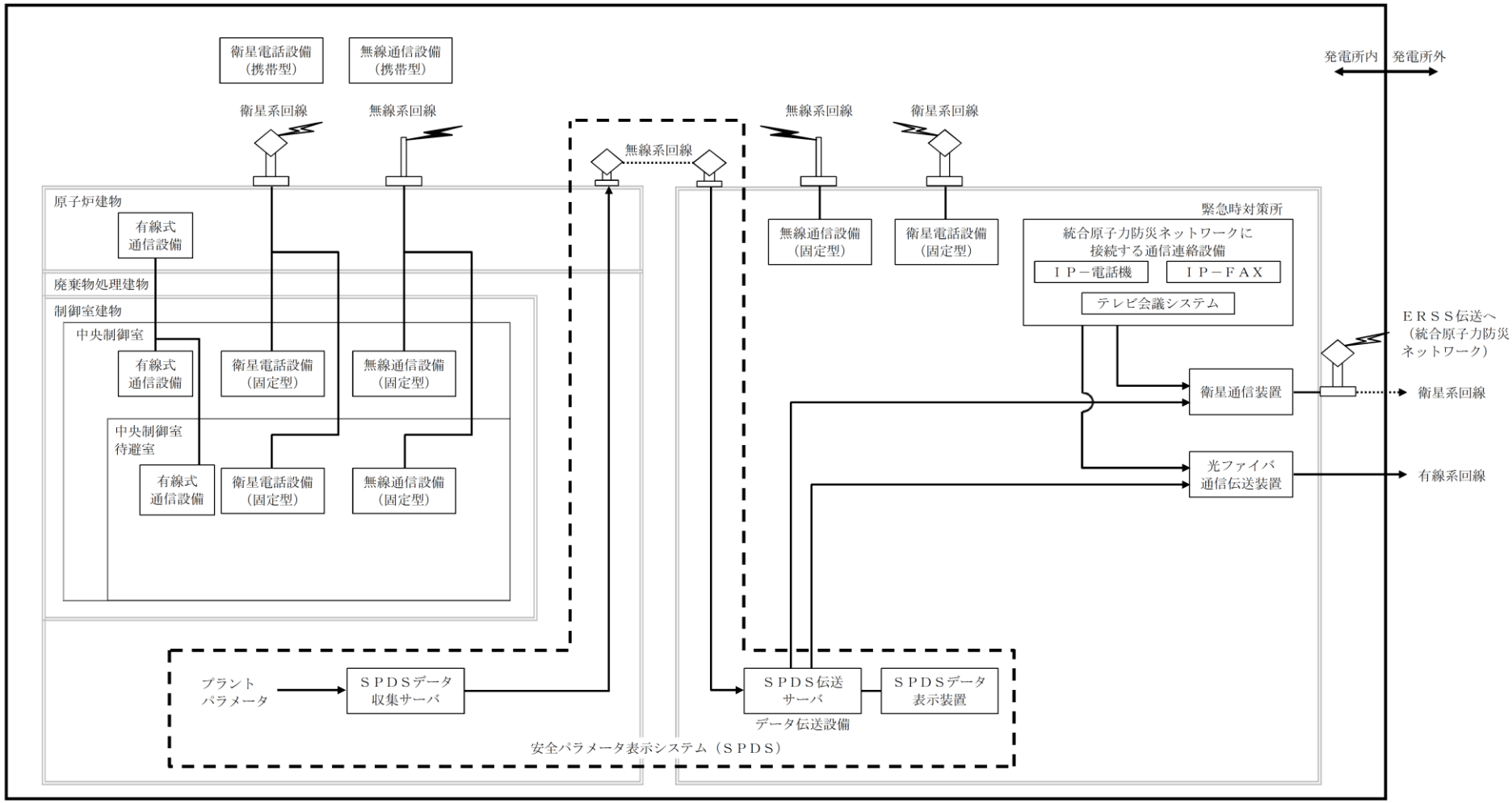


第 58－4－1 図　主要設備　概略系統図（１／３）



㉝原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
㉞原子炉圧力
㉟原子炉圧力（ＳＡ）
㊱原子炉水位（広帯域）
㊲原子炉水位（燃料域）
㊳原子炉水位（ＳＡ）
㊴ドライウェル温度（ＳＡ）
㊵ペデスタル温度（ＳＡ）
㊶ペデスタル水温度（ＳＡ）
㊷サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
㊸サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
㊹ドライウェル圧力（ＳＡ）
㊺サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
㊻サプレション・プール水位（ＳＡ）
㊼ドライウェル水位
㊽ペデスタル水位
㊾格納容器水素濃度（Ｂ系）
㊿格納容器水素濃度（ＳＡ）
(51)格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）
(52)格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
(53)平均出力領域計装
(54)中間領域計装
(55)中性子源領域計装
(56)格納容器酸素濃度（Ｂ系）
(57)格納容器酸素濃度（ＳＡ）

第 58－4－2 図　主要設備　概略系統図（２／３）

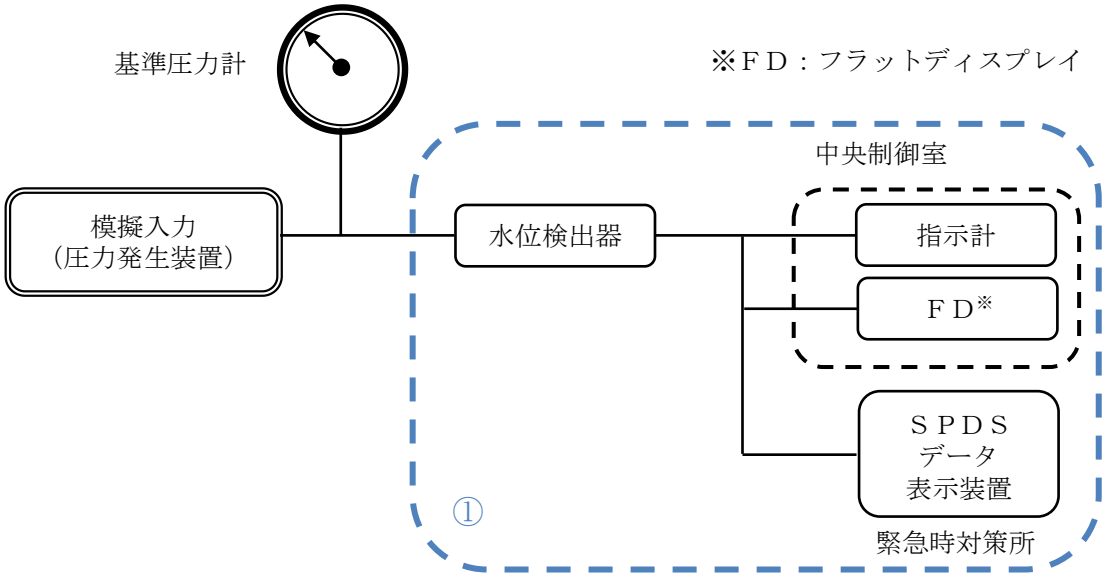


第 58－4－3 図　主要設備　概略系統図（３／３）

58－5　試験及び検査

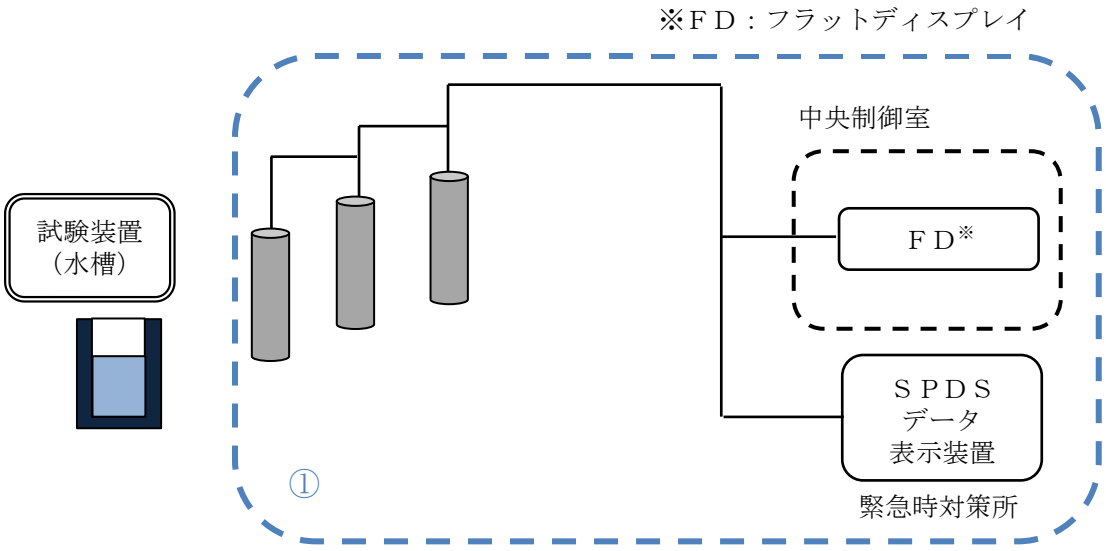
計装設備の試験・検査について

計装設備は，プラント停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査することとしており，点検及び検査内容は第 58－5－1～16 図のとおりである。



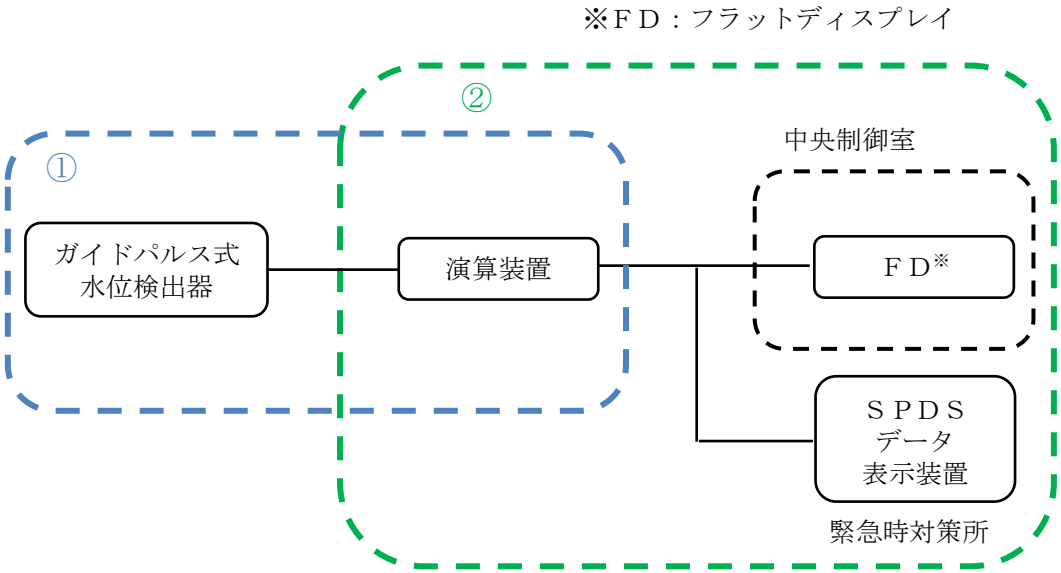
① 検出器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計，ＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－1 図　水位計（差圧式）の試験及び検査



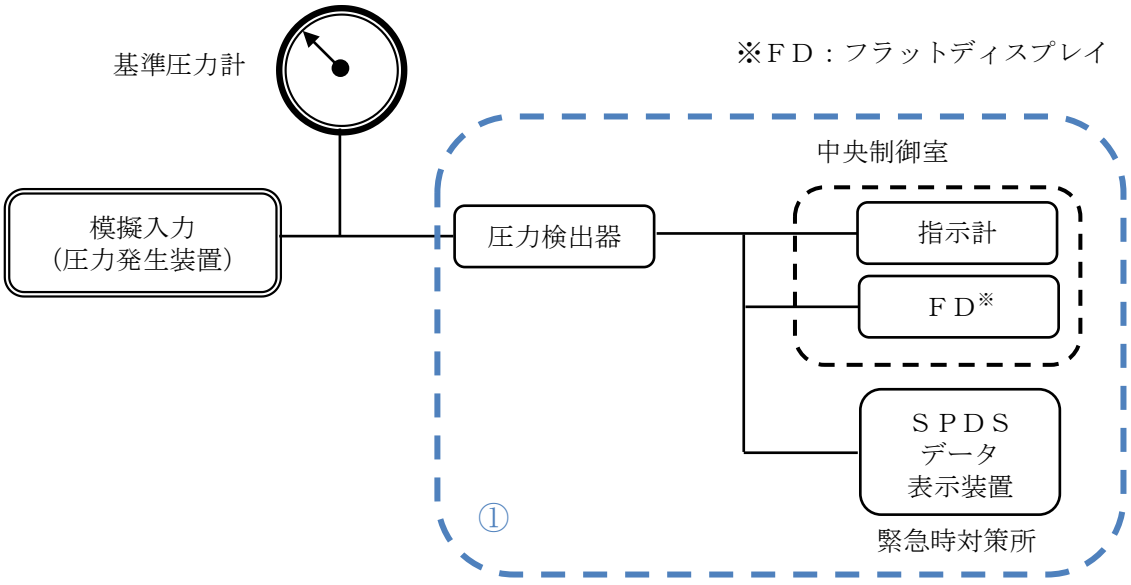
① 試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを，中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58－5－2 図　水位計（電極式）の試験及び検査



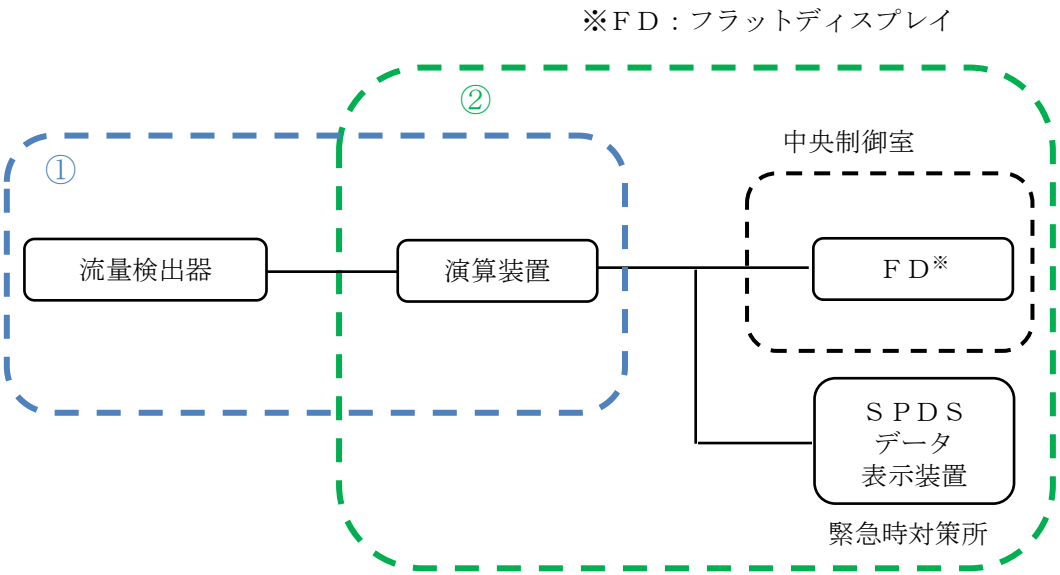
①検出器から演算装置までのループ試験を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－3 図　水位計（ガイドパルス式）の試験及び検査



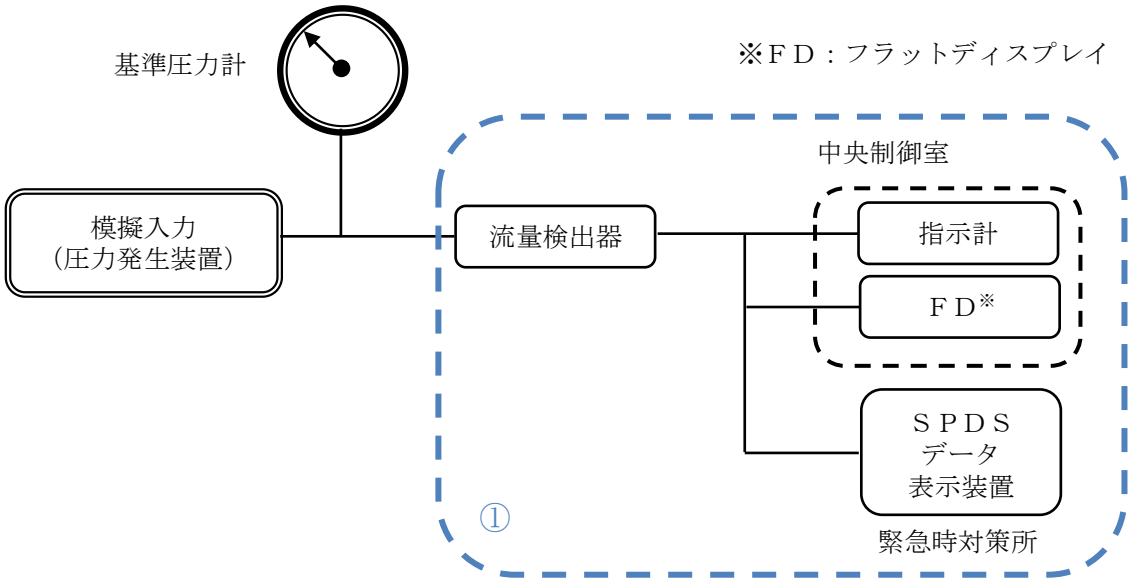
① 検出器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計，ＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－4 図　圧力計の試験及び検査



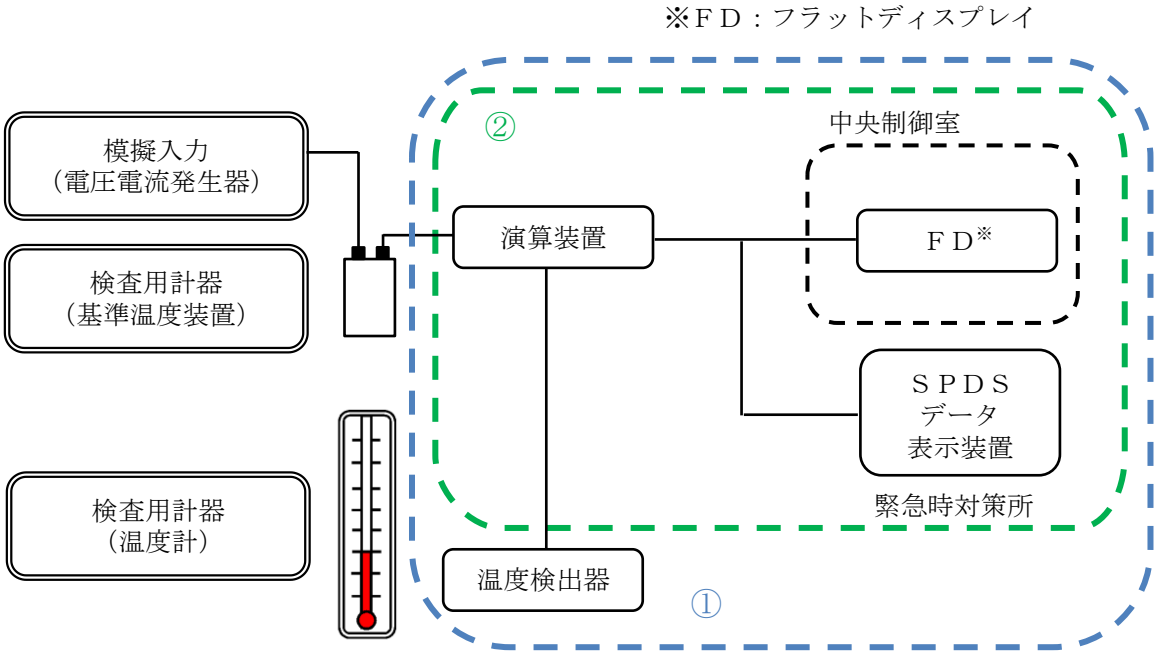
①検出器から演算装置までのループ試験を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－5 図　流量計（超音波式）の試験及び検査



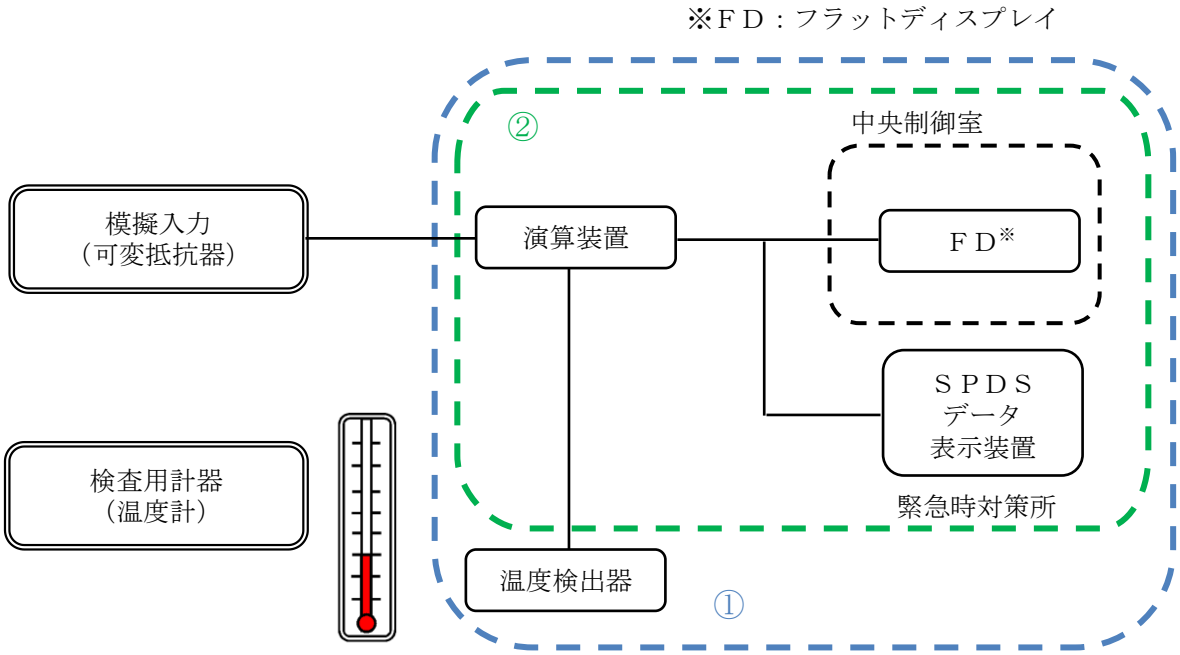
①　検出器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計，ＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－6 図　流量計（差圧式）の試験及び検査



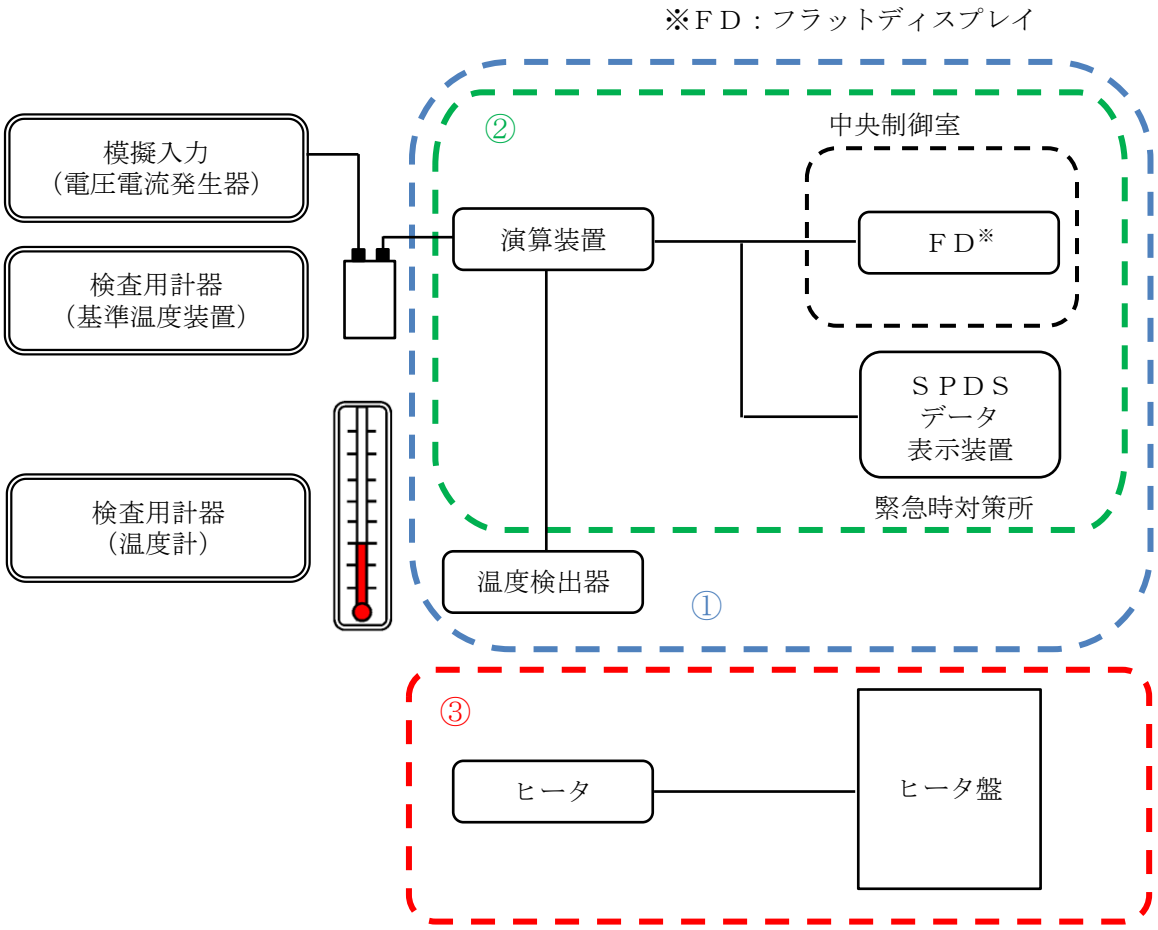
① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－7 図　温度計（熱電対）の試験及び検査



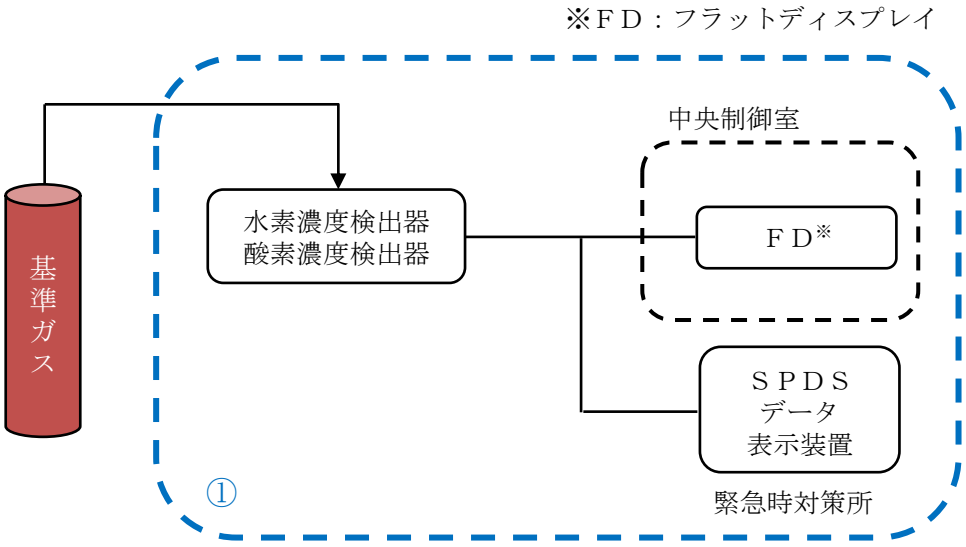
① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－8 図　温度計（測温抵抗体）の試験及び検査



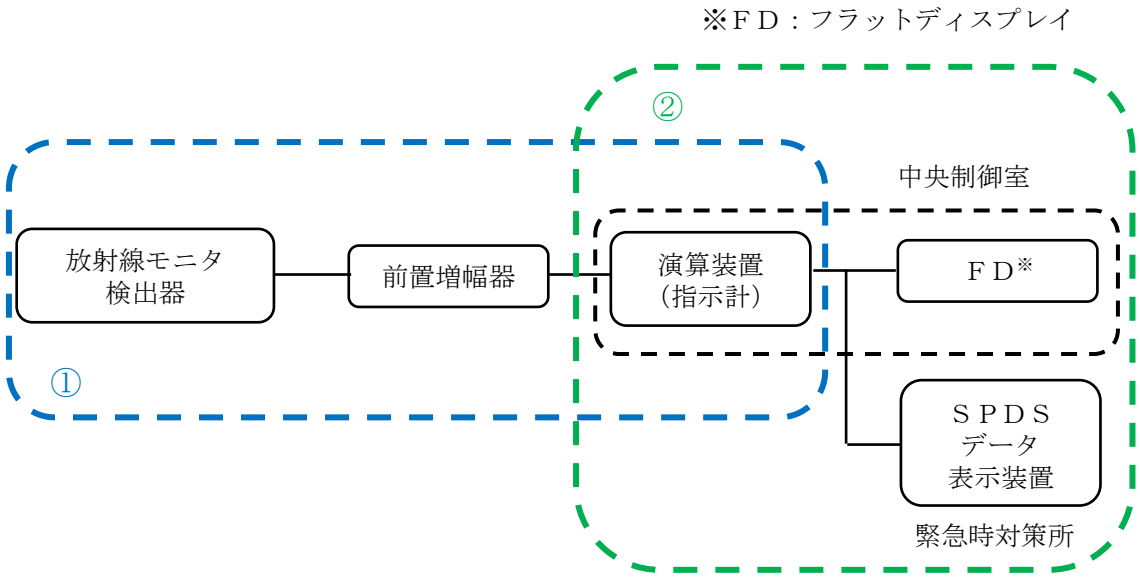
① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）
③ ヒータ盤において絶縁抵抗測定及びヒータ抵抗測定を実施（点検）

第 58－5－9 図　温度計（燃料プール水位・温度（ＳＡ））の試験及び検査



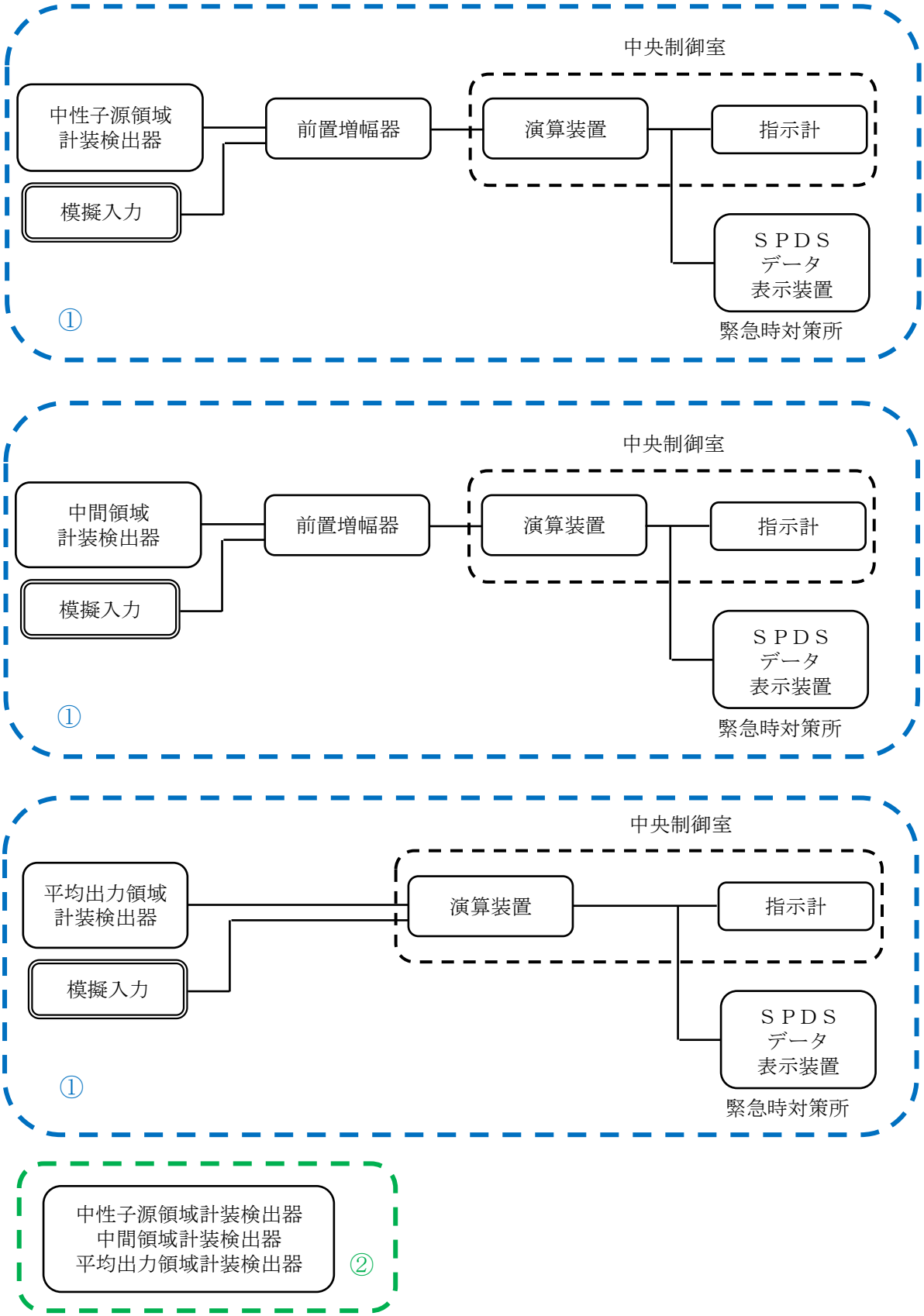
① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

第 58－5－10 図　水素及び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演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

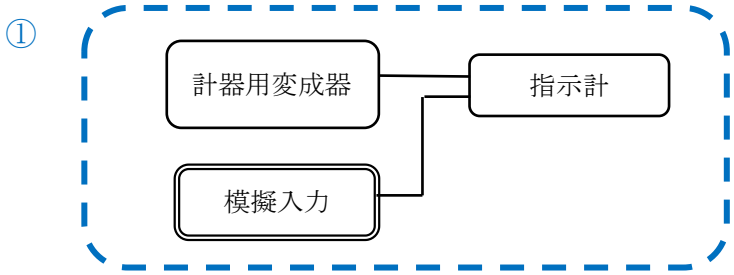
第 58－5－11 図　放射線量率計の試験及び検査



① 計測機器，指示計に模擬入力を実施し，計器の単体校正並びに計測機器から中央制御室の指示計及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）のループ試験を実施（点検・検査）

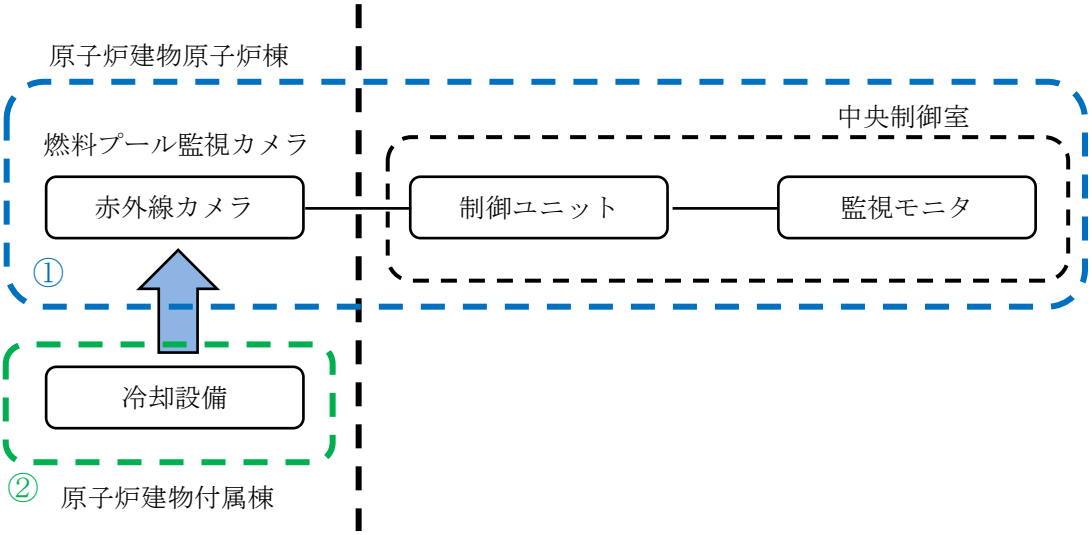
② 検出器点検として，プラトー特性測定及び絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58－5－12 図　原子炉出力の試験及び検査



①指示計に模擬入力を与え，計器の校正を実施（点検・検査）

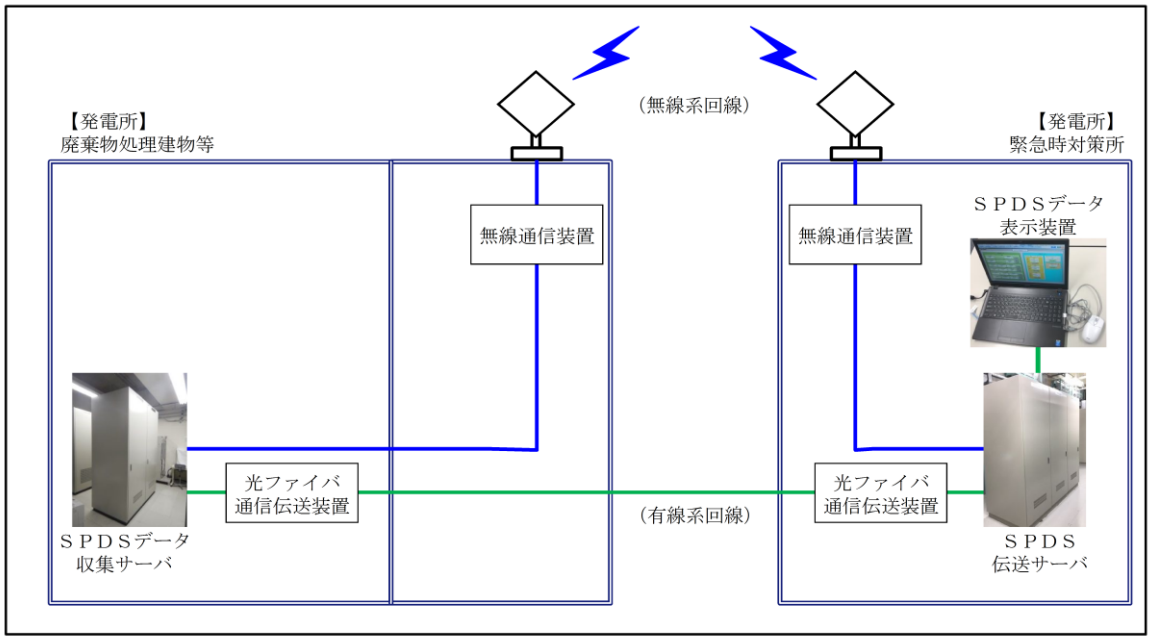
第 58－5－13 図　電圧計の試験及び検査



① 燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
② 燃料プール監視カメラ用冷却設備の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

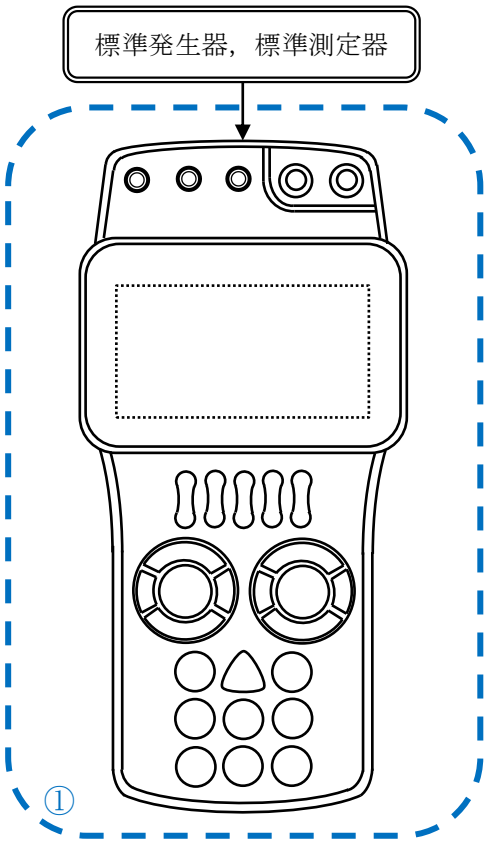
第 58－5－14 図　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ用冷却設備の試験及び検査

【試験構成】



※　試験区間　：　廃棄物処理建物　～　緊急時対策所

第 58－5－15 図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ，ＳＰＤＳデータ表示装置）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）

第 58－5－16 図　可搬型計測器の試験及び検査

第 58－5－1 表　試験検査一覧表（１／３）

計器分類	パラメータ	図番号
水位計	原子炉水位（広帯域）	第 58－5－1 図
	原子炉水位（燃料域）	
	原子炉水位（ＳＡ）	
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	
	スクラバ容器水位	
	低圧原子炉代替注水槽水位	
	ＲＣＷサージタンク水位	
	ドライウェル水位	第 58－5－2 図
	ペデスタル水位	
	燃料プール水位（ＳＡ）	第 58－5－3 図
圧力計	原子炉圧力	第 58－5－4 図
	原子炉圧力（ＳＡ）	
	ドライウェル圧力（ＳＡ）	
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	
	スクラバ容器圧力	
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	
	残留熱除去ポンプ出口圧力	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	
	ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力	
	N_2ガスボンベ圧力	
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	
流量計	代替注水流量（常設）	第 58－5－5 図
	高圧原子炉代替注水流量	第 58－5－6 図
	低圧原子炉代替注水流量	
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	
	格納容器代替スプレイ流量	
	ペデスタル代替注水流量	
	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	
	残留熱除去ポンプ出口流量	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	

第 58－5－1 表　試験検査一覧表（２／３）

計器分類	パラメータ	図番号
温度計	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	第 58－5－7 図
	ドライウェル温度（ＳＡ）	
	ペデスタル温度（ＳＡ）	
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	第 58－5－8 図
	残留熱除去系熱交換器入口温度	第 58－5－7 図
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	スクラバ容器温度	
	静的触媒式水素処理装置入口温度	
	静的触媒式水素処理装置出口温度	
	ＲＣＷ熱交換器出口温度	
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	第 58－5－9 図
水素及び酸素濃度計	格納容器水素濃度（Ｂ系）	第 58－5－10 図
	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	
	第１ベントフィルタ出口水素濃度	
	原子炉建物水素濃度	
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	第 58－5－11 図
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	
原子炉出力	中性子源領域計装	第 58－5－12 図
	中間領域計装	
	平均出力領域計装	
電圧計	Ｃ－メタクラ母線電圧	第 58－5－13 図
	Ｄ－メタクラ母線電圧	
	ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧	
	Ｃ－ロードセンタ母線電圧	
	Ｄ－ロードセンタ母線電圧	
	緊急用メタクラ電圧	
	ＳＡロードセンタ母線電圧	
	Ａ－115V 系直流盤母線電圧	
	Ｂ－115V 系直流盤母線電圧	
	ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	
	230V 系直流盤（常用）母線電圧	
	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧	

第 58－5－1 表　試験検査一覧表（３／３）

計器分類	パラメータ	図番号
燃料プール監視カメラ（ＳＡ），燃料プール監視カメラ用冷却設備		第 58－5－14 図
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）		第 58－5－15 図
可搬型計測器		第 58－5－16 図

58－6　容量設定根拠

1. 概要

本資料は，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。

(1) 中性子源領域計測装置，中間領域計測装置及び出力領域計測装置

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

(3) 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

(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，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。なお，記録については，安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）で14日間記録できる設計とする。

2.1 中性子源領域計測装置，中間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（中性子源領域，中間領域，出力領域）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

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

本計測装置は，原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（残留熱除去ポンプ出口圧力，低圧炉心スプレイポンプ出口圧力），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）及び流量（高圧原子炉代替注水流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量）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　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力，原子炉圧力（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（ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）），温度（ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），ペデスタル水温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）），酸素濃度（格納容器酸素濃度（Ｂ系），格納容器酸素濃度（ＳＡ））及び水素濃度（格納容器水素濃度（Ｂ系），格納容器水素濃度（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（代替注水流量（常設），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用），残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量）を計測して，その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　原子炉格納容器内の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位（サプレッション・プール水位（ＳＡ），ドライウェル水位，ペデスタル水位）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。

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（原子炉建物水素濃度）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線量率（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））及び燃料プールエリアの線量率（燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（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。

2.9　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（ＳＡ），スクラバ容器水位，スクラバ容器圧力，スクラバ容器温度，第１ベントフィルタ出口水素濃度，残留熱除去系熱交換器冷却水流量，低圧原子炉代替注水

槽水位，残留熱代替除去ポンプ出口圧力，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力，原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力，高圧炉心スプレイポンプ出口圧力，静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度，燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール監視カメラ（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。

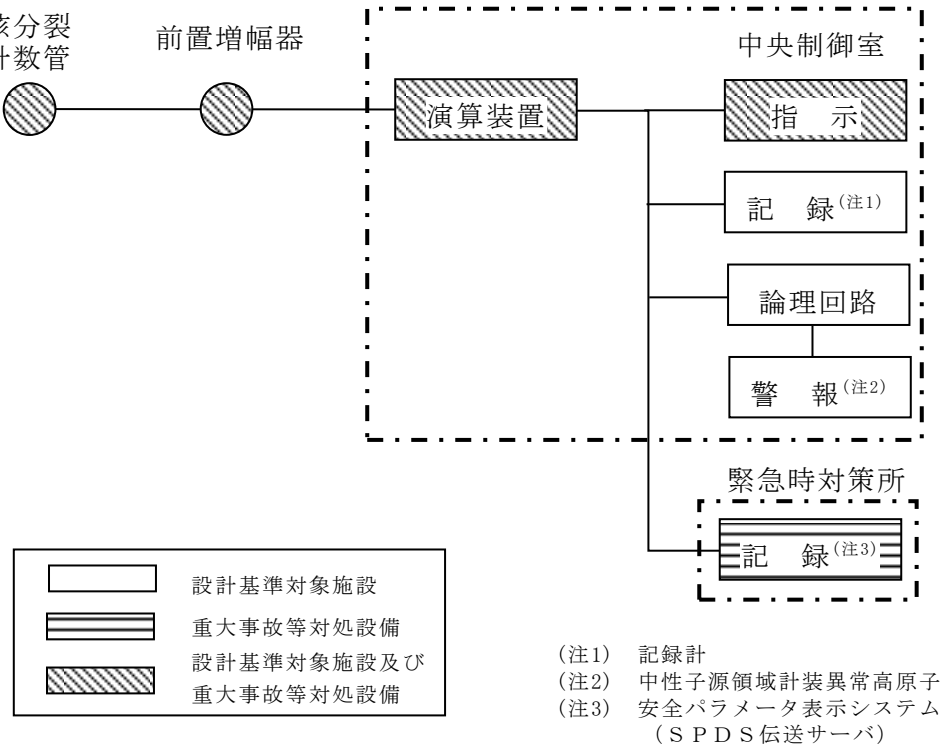
3.　計測装置の構成

3.1　中性子源領域計測装置，中間領域計測装置及び出力領域計測装置

3.1.1　中性子源領域計測装置

(1)　中性子源領域計装

中性子源領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，中性子源領域中性子束の検出信号は，核分裂計数管を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号は，前置増幅器にて増幅され，演算装置にて中性子束レベルに変換することで中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－1図「中性子源領域計装の概略構成図」参照。）



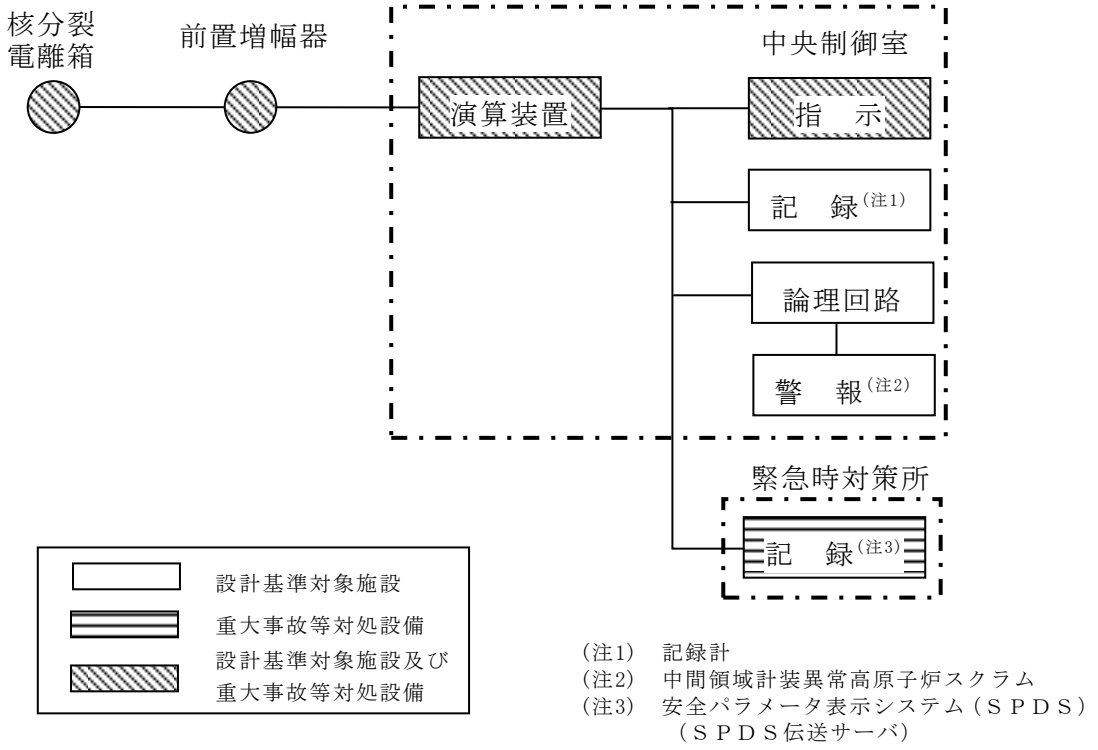
(注1)　記録計
(注2)　中性子源領域計装異常高原子炉スクラム
(注3)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）
（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第58－6－1図　中性子源領域計装の概略構成図

3.1.2　中間領域計測装置

(1)　中間領域計装

中間領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，中間領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱を用いて電圧信号として検出する。検出した電圧信号は，前置増幅器にて増幅され，演算装置にて中性子束レベルに変換することで中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－2図「中間領域計装の概略構成図」参照。）

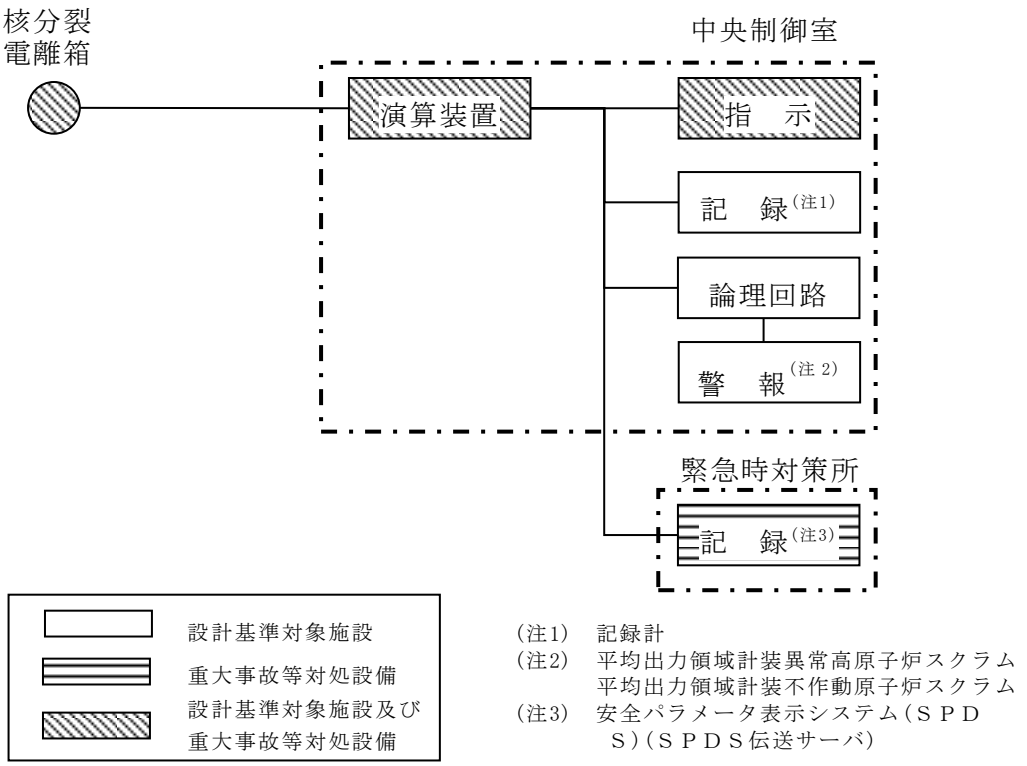


第58－6－2図　中間領域計装の概略構成図

3.1.3　出力領域計測装置

(1)　平均出力領域計装

平均出力領域計装は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，出力領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号は，演算装置にて中性子束レベルに変換することで中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－3図「平均出力領域計装の概略構成図」参照。)



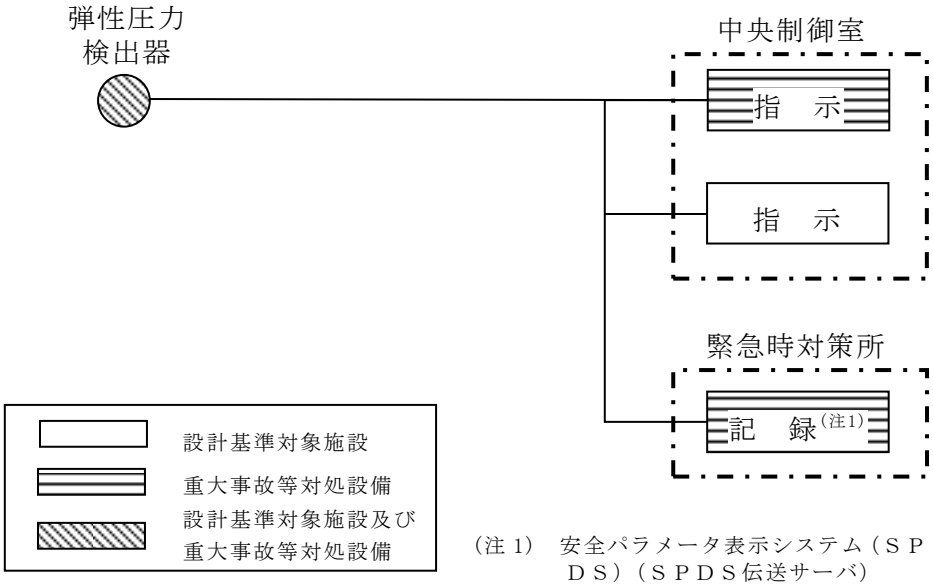
第58－6－3図　平均出力領域計装の概略構成図

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

3.2.1　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1)　残留熱除去ポンプ出口圧力

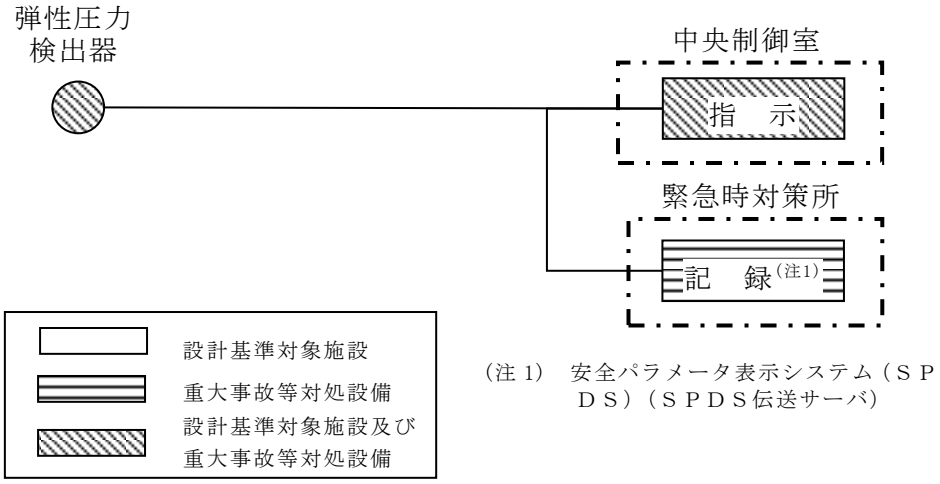
残留熱除去ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－4図「残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



第58－6－4図　残留熱除去ポンプ出口圧力の概略構成図

(2)　低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイポンプ出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，低圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－5図「低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



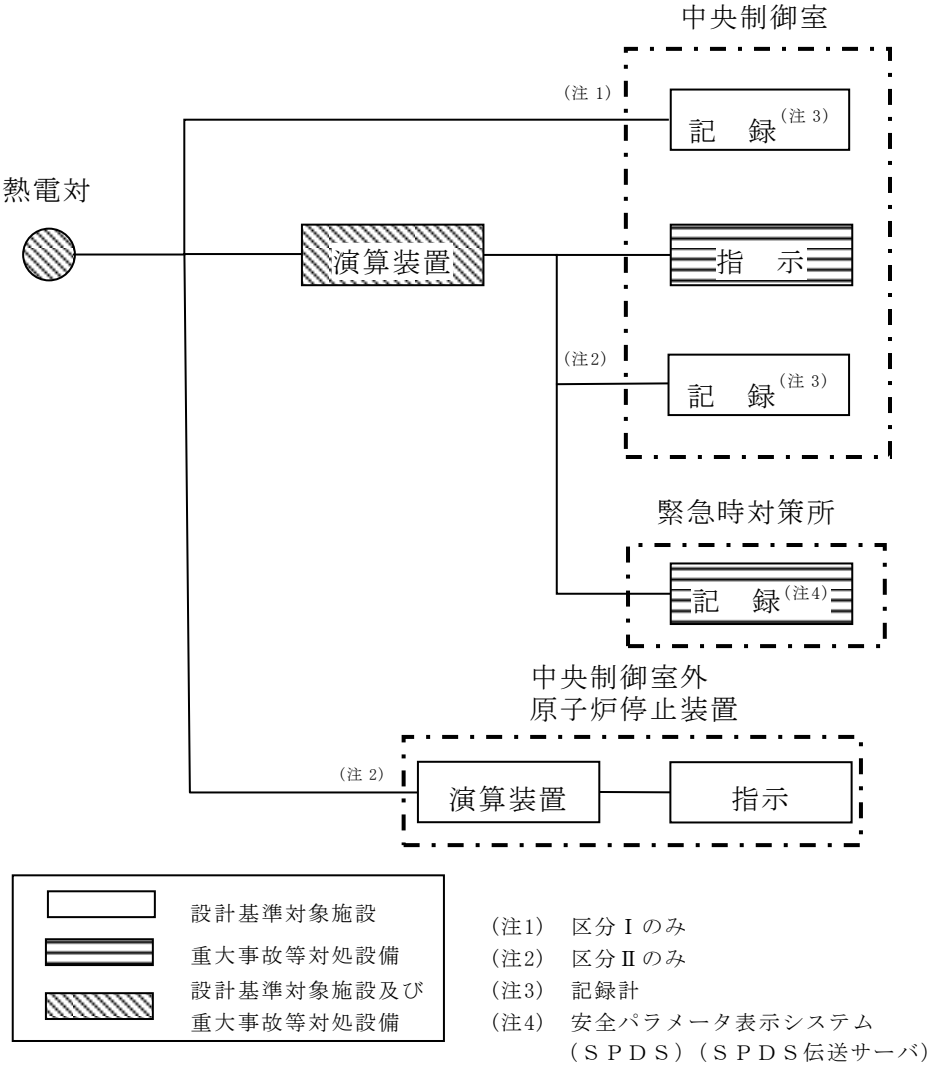
（注 1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第 58－6－5 図　低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

3.2.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1)　残留熱除去系熱交換器入口温度

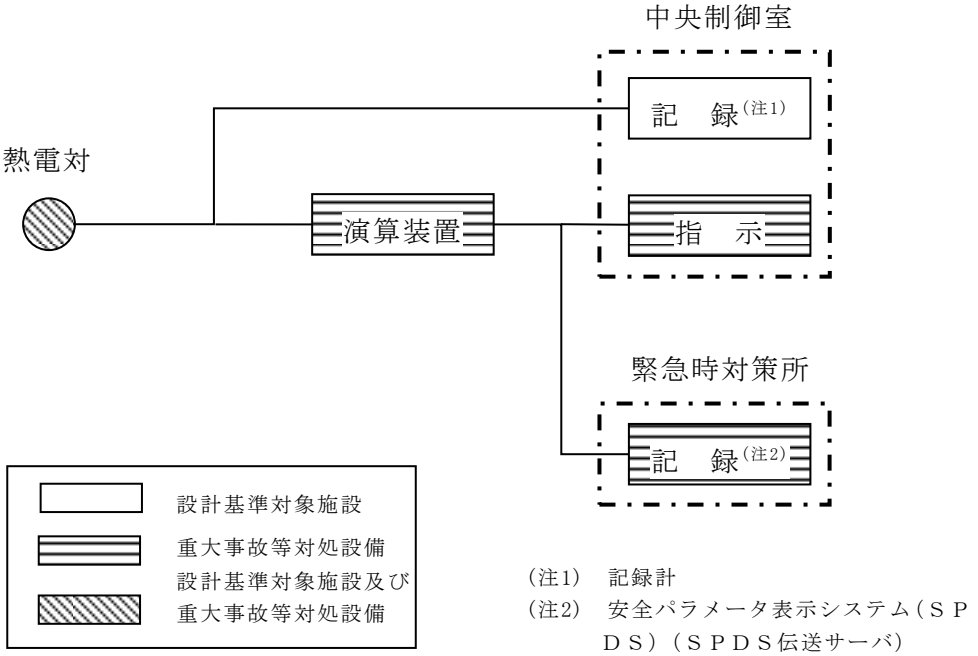
残留熱除去系熱交換器入口温度は,設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており,残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は,熱電対からの起電力を,演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後,残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し,緊急時対策所にて記録する。(第58－6－6図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)



第58－6－6図　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

残留熱除去系熱交換器出口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－7図「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）

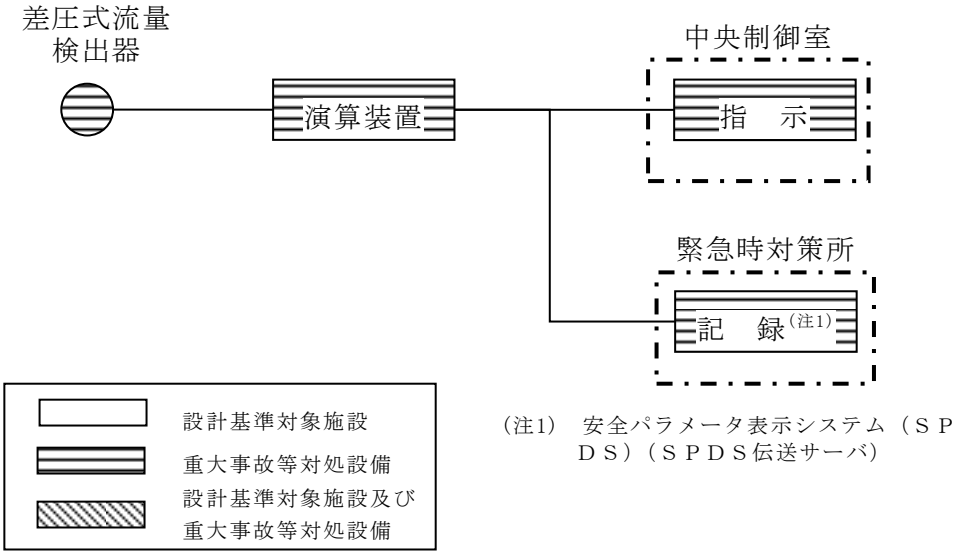


第58－6－7図　残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

3.2.3　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1)　高圧原子炉代替注水流量

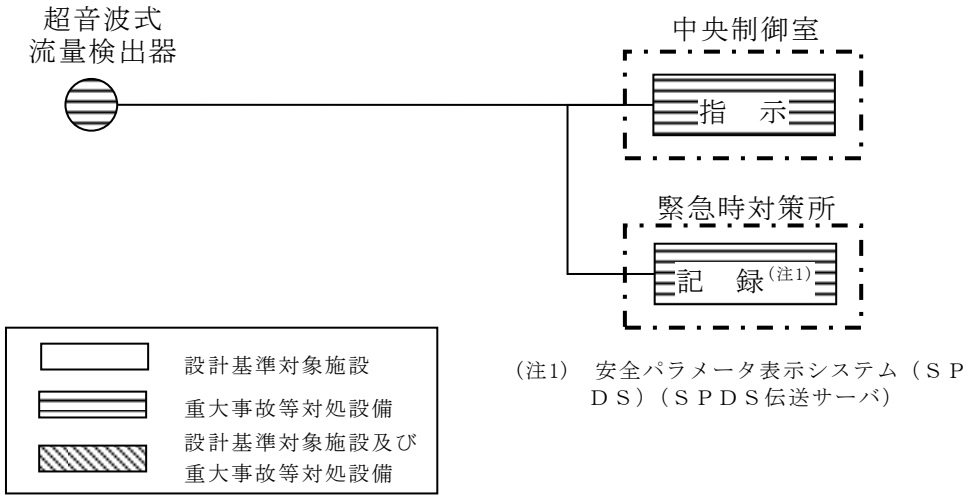
高圧原子炉代替注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧原子炉代替注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－8図「高圧原子炉代替注水流量の概略構成図」参照。）



第58－6－8図　高圧原子炉代替注水流量の概略構成図

(2)　代替注水流量（常設）

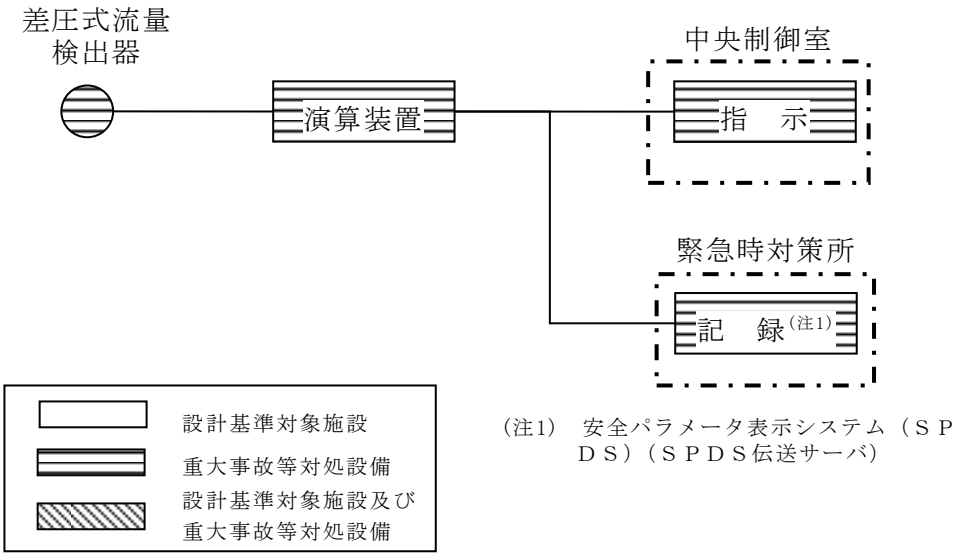
代替注水流量(常設)は,重大事故等対処設備の機能を有しており,代替注水流量（常設）の検出信号は，超音波式流量検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替注水流量（常設）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－9図「代替注水流量（常設）の概略構成図」参照。)



第58－6－9図　代替注水流量（常設）の概略構成図

(3)　低圧原子炉代替注水流量

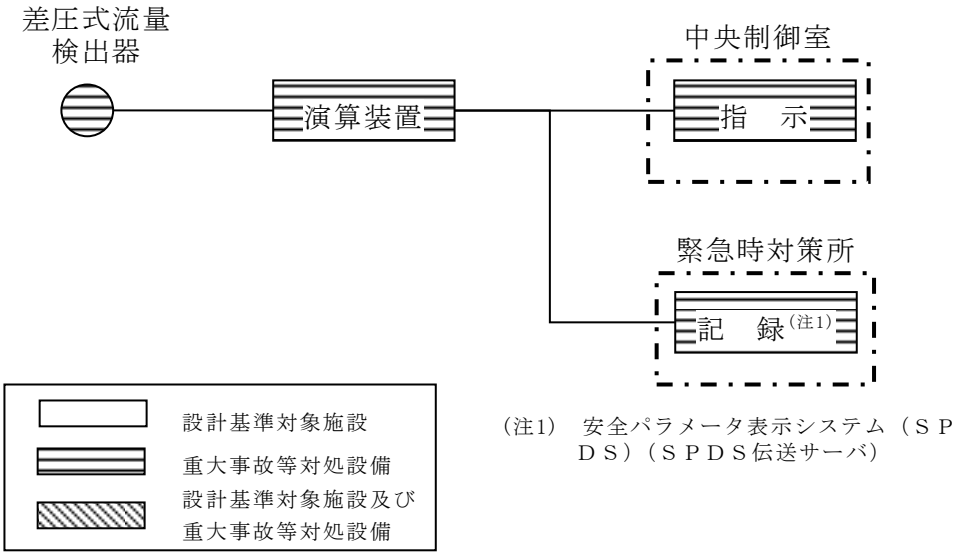
低圧原子炉代替注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧原子炉代替注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧原子炉代替注水流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－10図「低圧原子炉代替注水流量の概略構成図」参照。）



第58－6－10図　低圧原子炉代替注水流量の概略構成図

(4)　低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

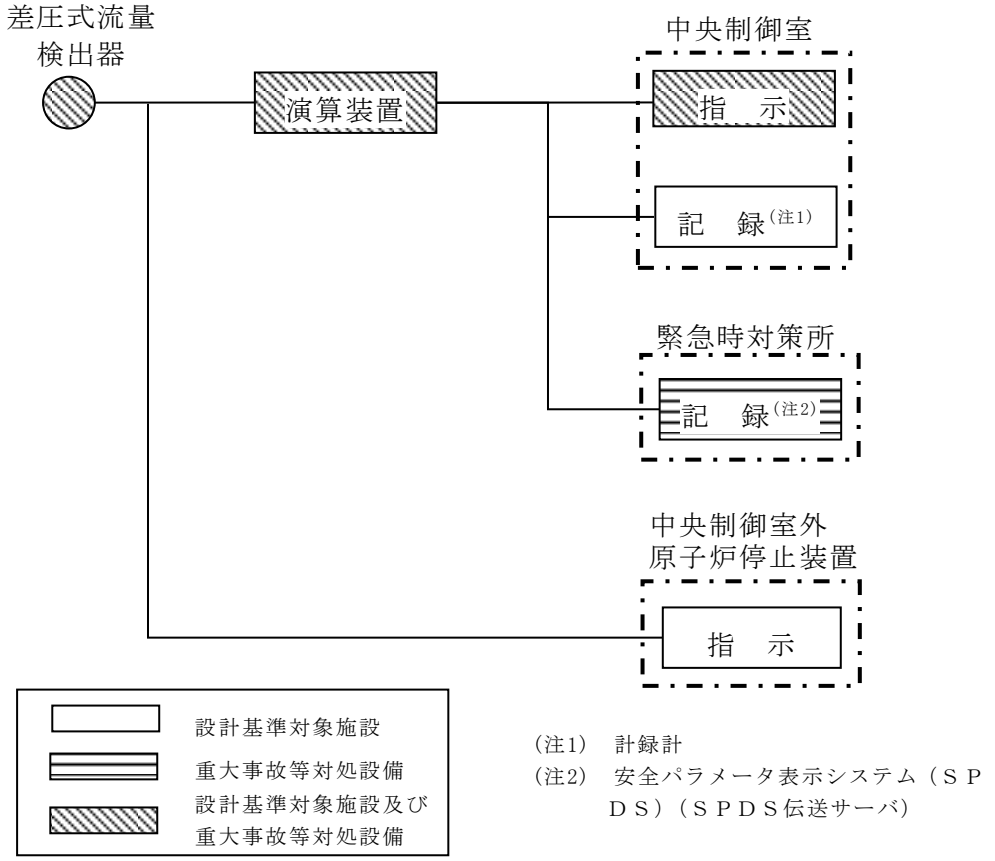
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－11図「低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」参照。)



第58－6－11図　低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

(5)　原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量

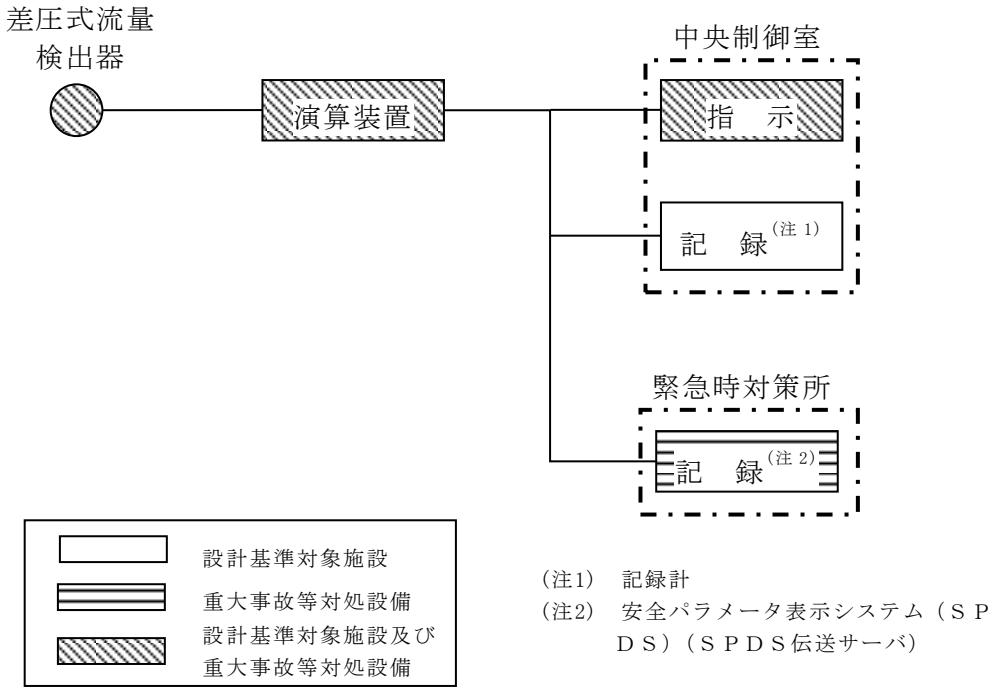
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－12図「原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58－6－12図　原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の概略構成図

(6)　高圧炉心スプレイポンプ出口流量

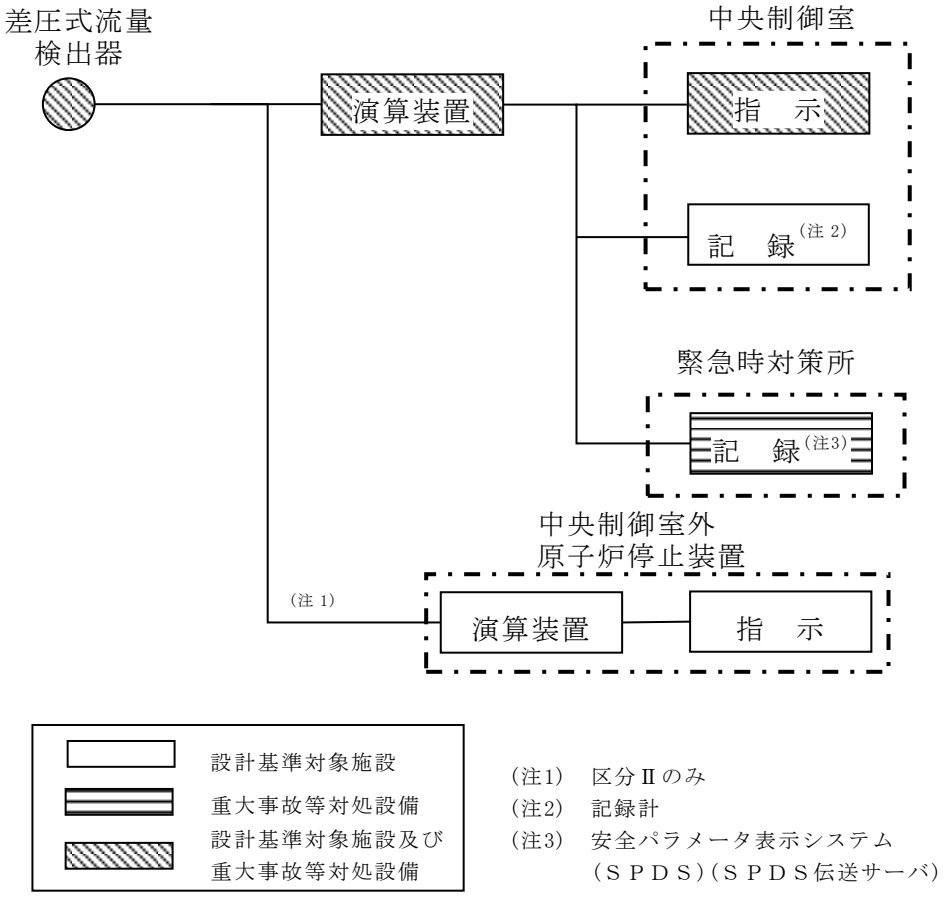
高圧炉心スプレイポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－13図「高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」参照。)



第58－6－13図　高圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

(7)　残留熱除去ポンプ出口流量

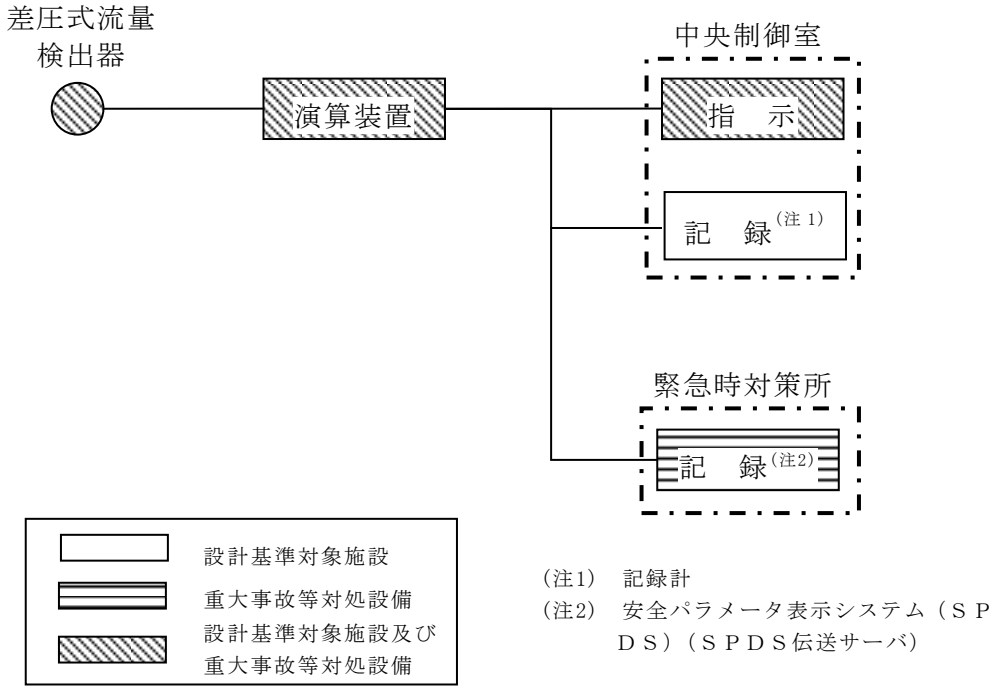
残留熱除去ポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去ポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去ポンプ出口流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－14図「残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）



第58－6－14図　残留熱除去ポンプ出口流量の概略構成図

(8)　低圧炉心スプレイポンプ出口流量

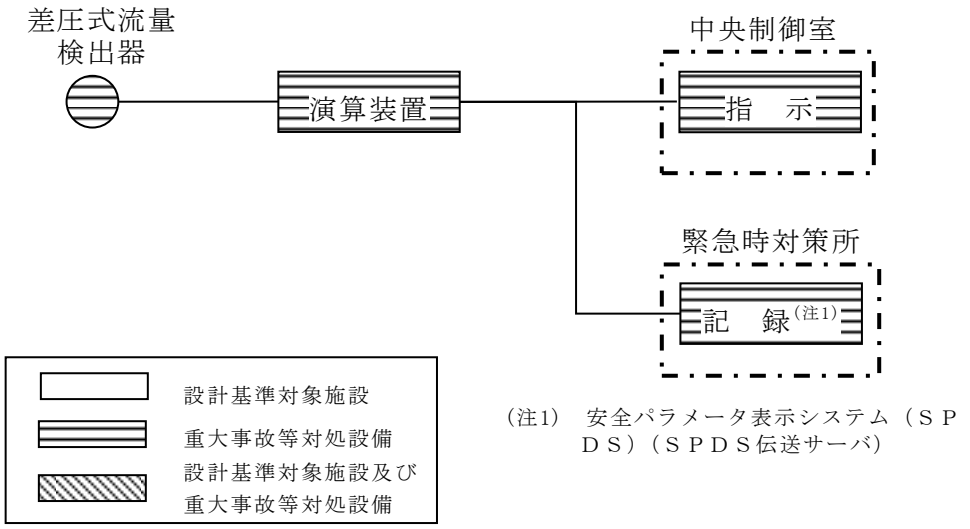
低圧炉心スプレイポンプ出口流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイポンプ出口流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイポンプ出口流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－15図「低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図」参照。）



第58－6－15図　低圧炉心スプレイポンプ出口流量の概略構成図

(9)　残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去系原子炉注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱代替除去系原子炉注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－16図「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」参照。）



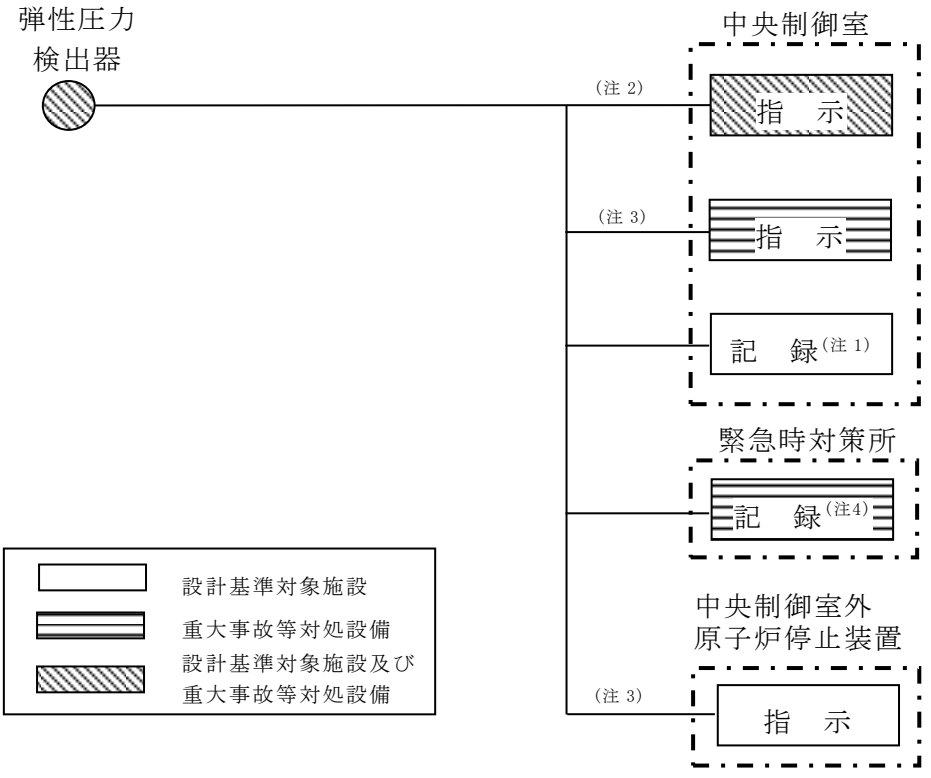
第58－6－16図　残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

3.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1　原子炉圧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，原子炉圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－17図「原子炉圧力の概略構成図」参照。）

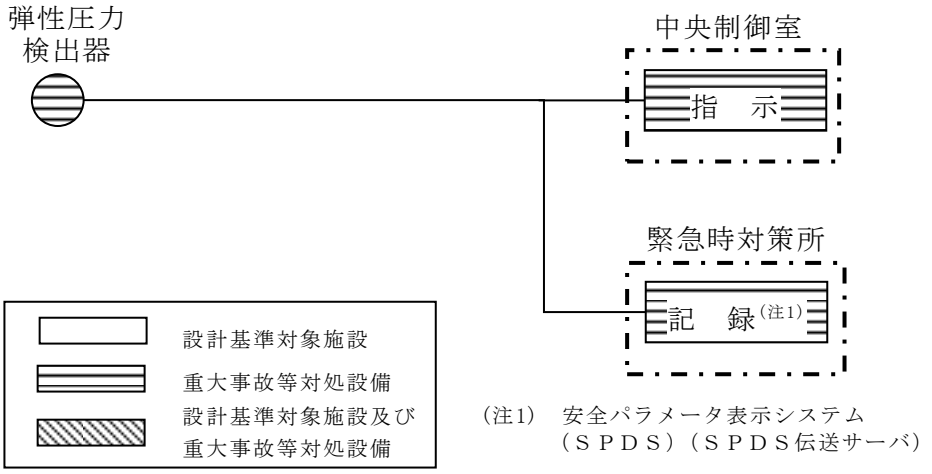


(注1)　記録計
(注2)　区分Ⅰのみ
(注3)　区分Ⅱのみ
(注4)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第58－6－17図　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，原子炉圧力（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－18図「原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

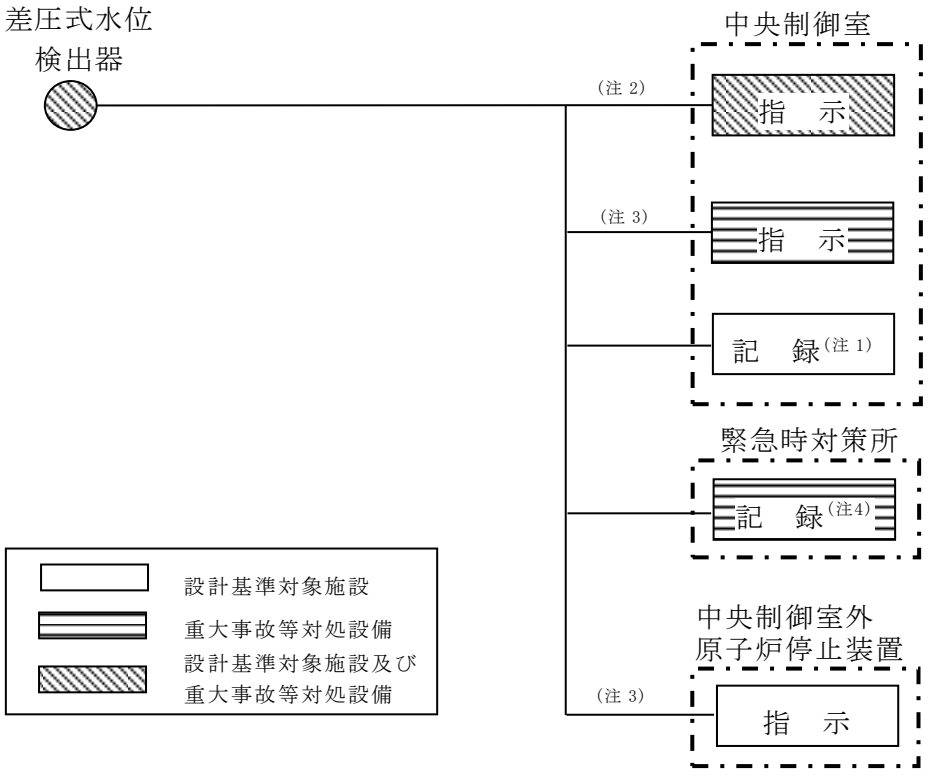


第58－6－18図　原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図

3.3.2　原子炉圧力容器本体内の水位

(1)　原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を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（広帯域）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－19図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）

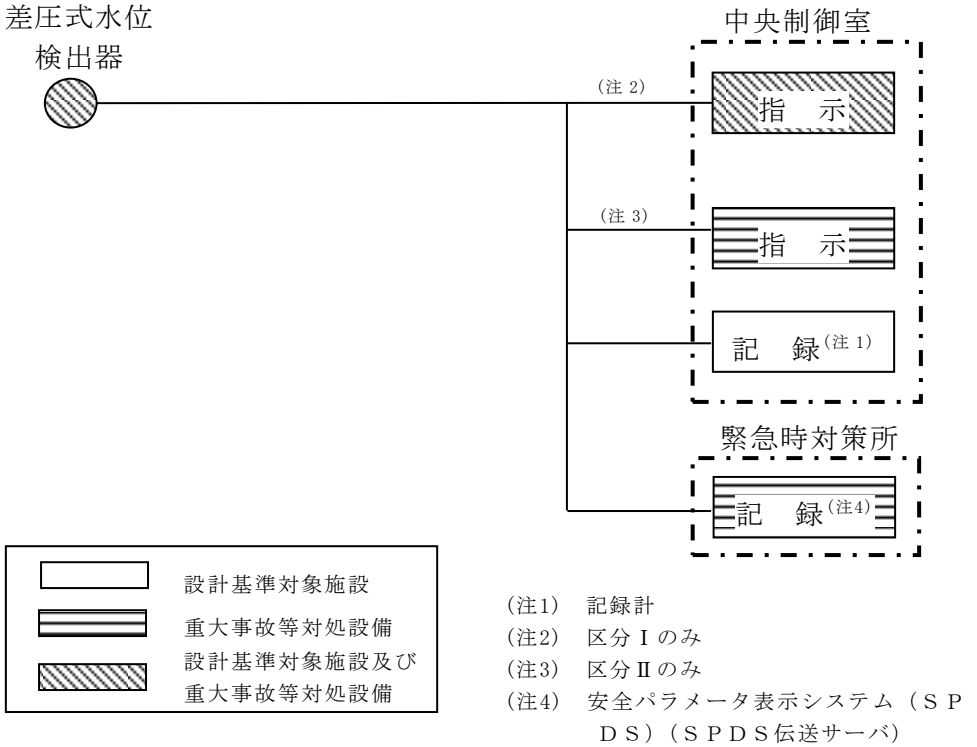


(注1)　記録計
(注2)　区分Ⅰのみ
(注3)　区分Ⅱのみ
(注4)　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第58－6－19図　原子炉水位(広帯域)の概略構成図

(2)　原子炉水位（燃料域）

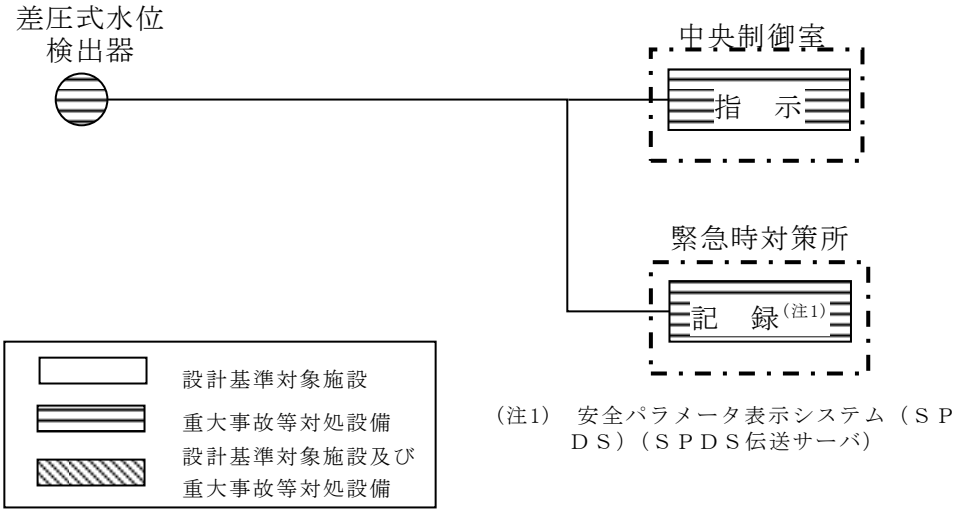
原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－20図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）



第58－6－20図　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，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－21図「原子炉水位（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



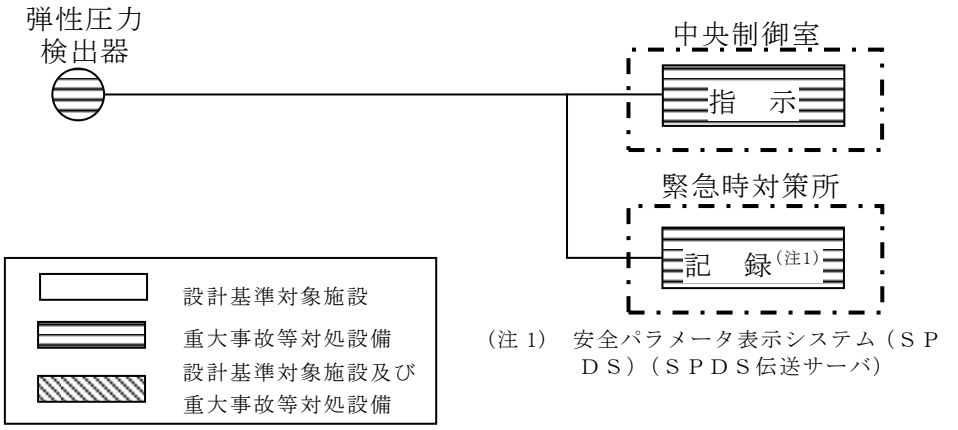
第58－6－21図　原子炉水位（ＳＡ）の概略構成図

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)　ドライウェル圧力（ＳＡ）

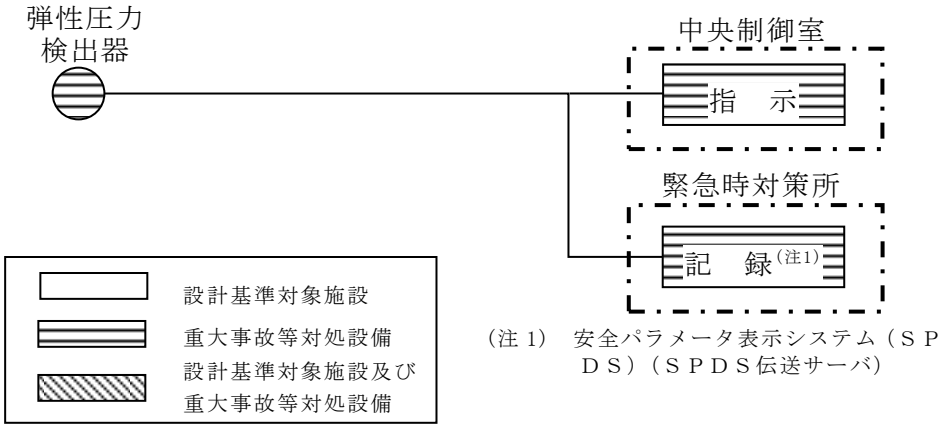
ドライウェル圧力（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力（ＳＡ）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウェル圧力（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－22図「ドライウェル圧力（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－22図　ドライウェル圧力（ＳＡ）の概略構成図

(2)　サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ圧力（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，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－23図「サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

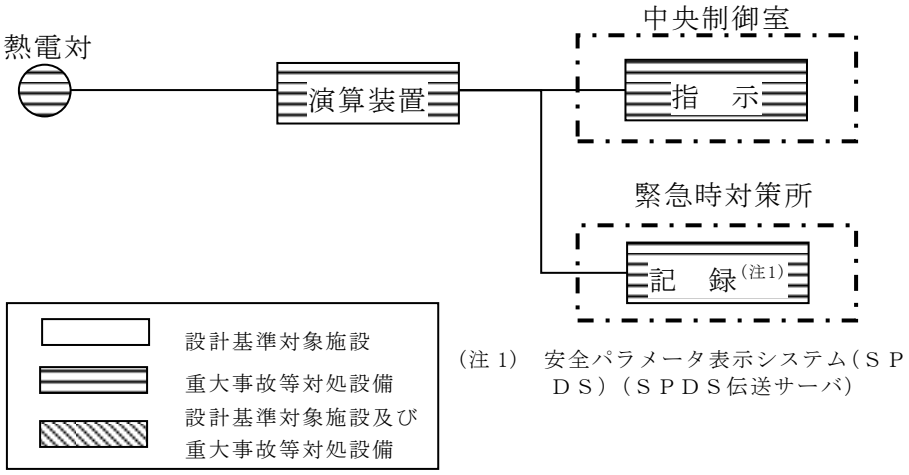


第58－6－23図　サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の概略構成図

3.4.2　原子炉格納容器本体内の温度

(1)　ドライウェル温度（ＳＡ）

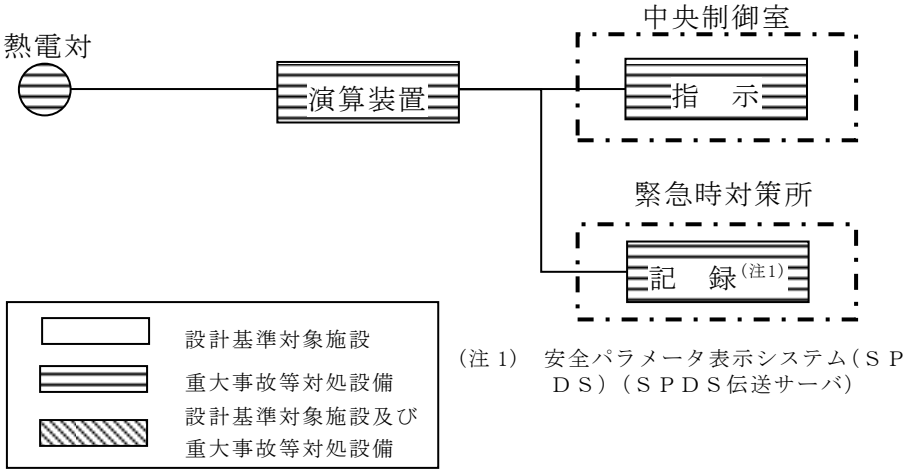
ドライウェル温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，ドライウェル温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－24図「ドライウェル温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－24図　ドライウェル温度（ＳＡ）の概略構成図

(2)　ペデスタル温度（ＳＡ）

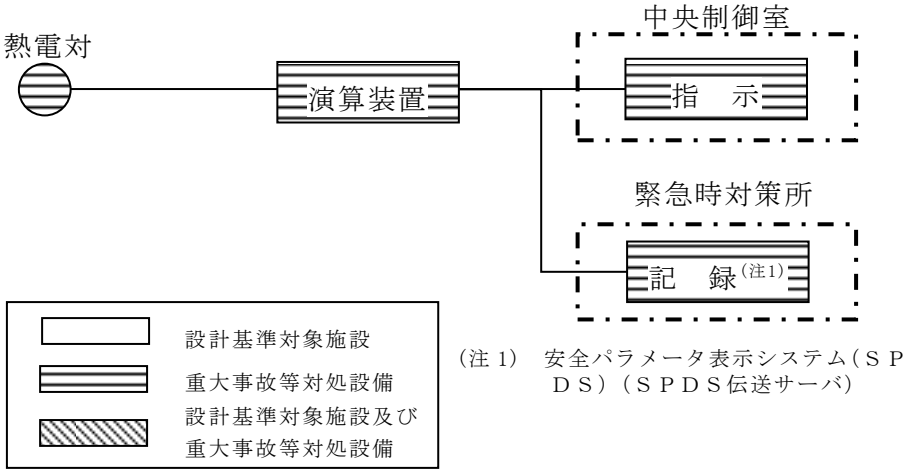
ペデスタル温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ペデスタル温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，ペデスタル温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－25図「ペデスタル温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－25図　ペデスタル温度（ＳＡ）の概略構成図

(3)　ペデスタル水温度（ＳＡ）

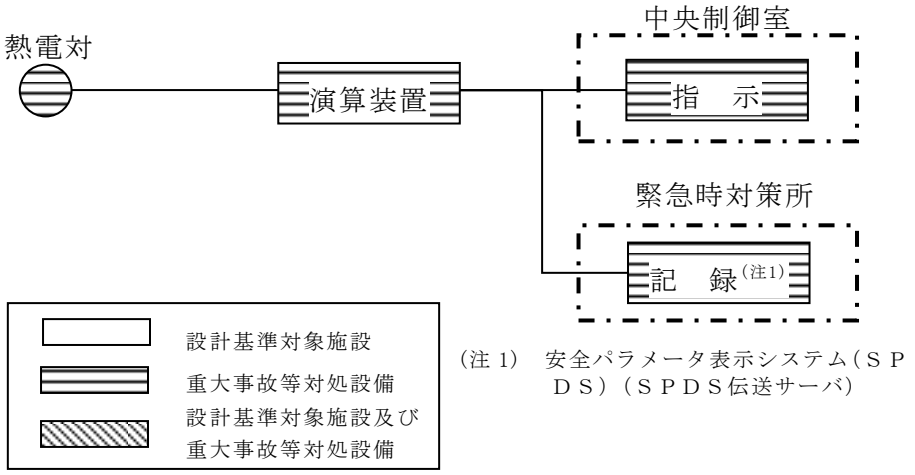
ペデスタル水温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ペデスタル水温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，ペデスタル水温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－26図「ペデスタル水温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－26図　ペデスタル水温度（ＳＡ）の概略構成図

(4)　サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）

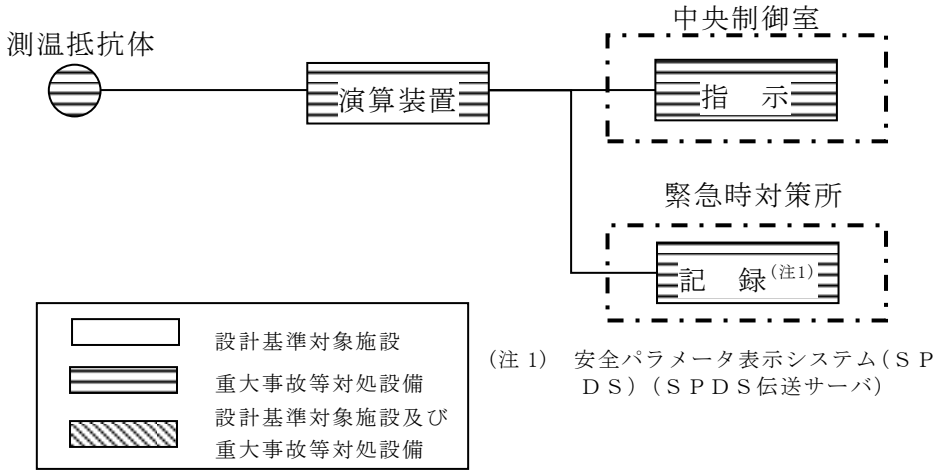
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－27図「サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－27図　サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の概略構成図

(5)　サプレッション・プール水温度（ＳＡ）

サプレッション・プール水温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－28図「サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

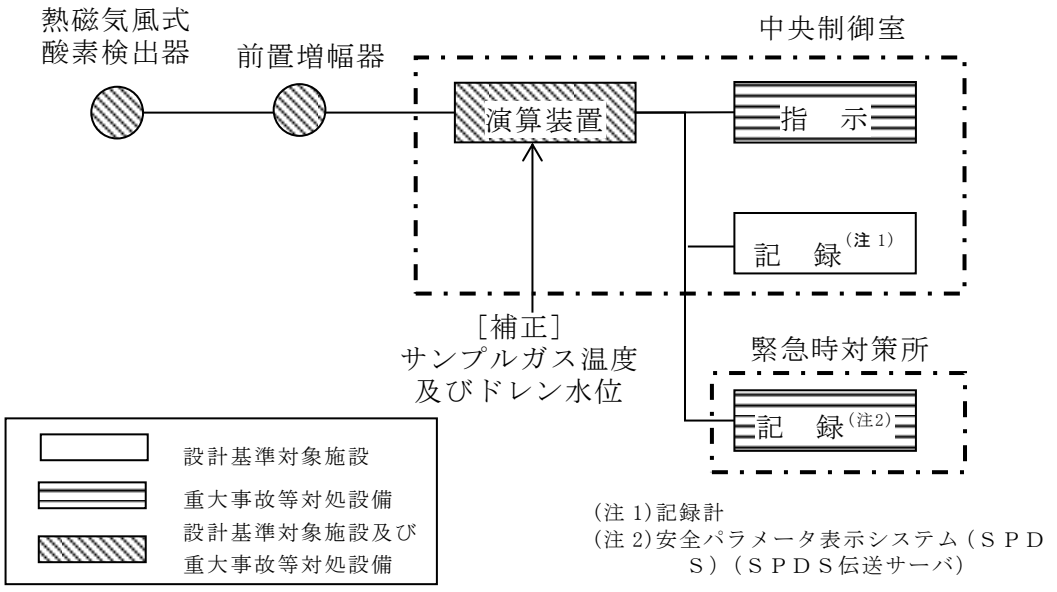


第58－6－28図　サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の概略構成図

3.4.3　原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1)　格納容器酸素濃度（Ｂ系）

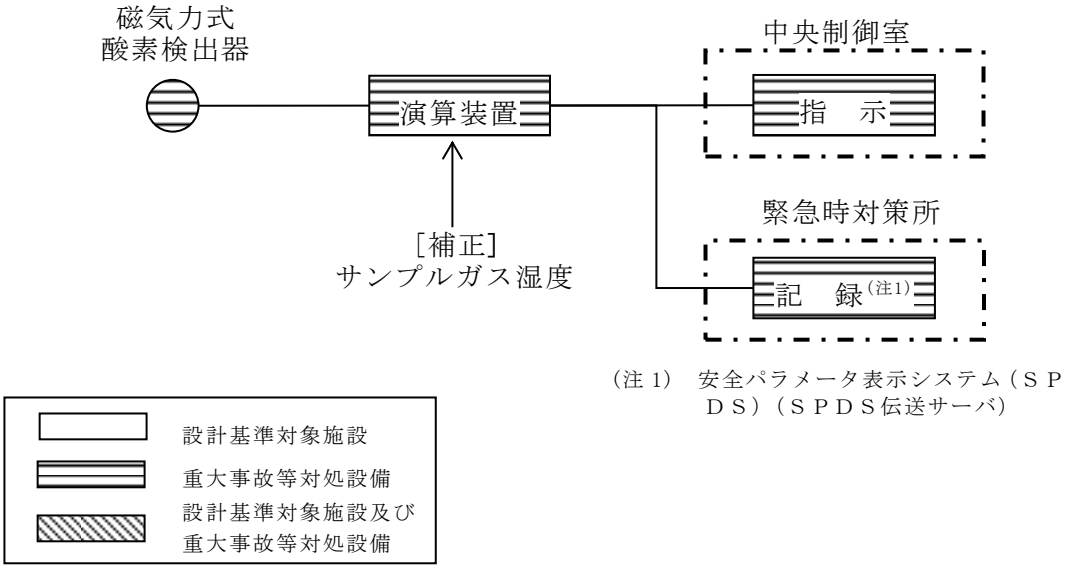
格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器酸素濃度（Ｂ系）の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器から電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器酸素濃度（Ｂ系）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－29図「格納容器酸素濃度（Ｂ系）の概略構成図」参照。）



第58－6－29図　格納容器酸素濃度（Ｂ系）の概略構成図

(2)　格納容器酸素濃度（ＳＡ）

格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器酸素濃度（ＳＡ）の検出信号は，磁気力式酸素検出器から電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器酸素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－30図「格納容器酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



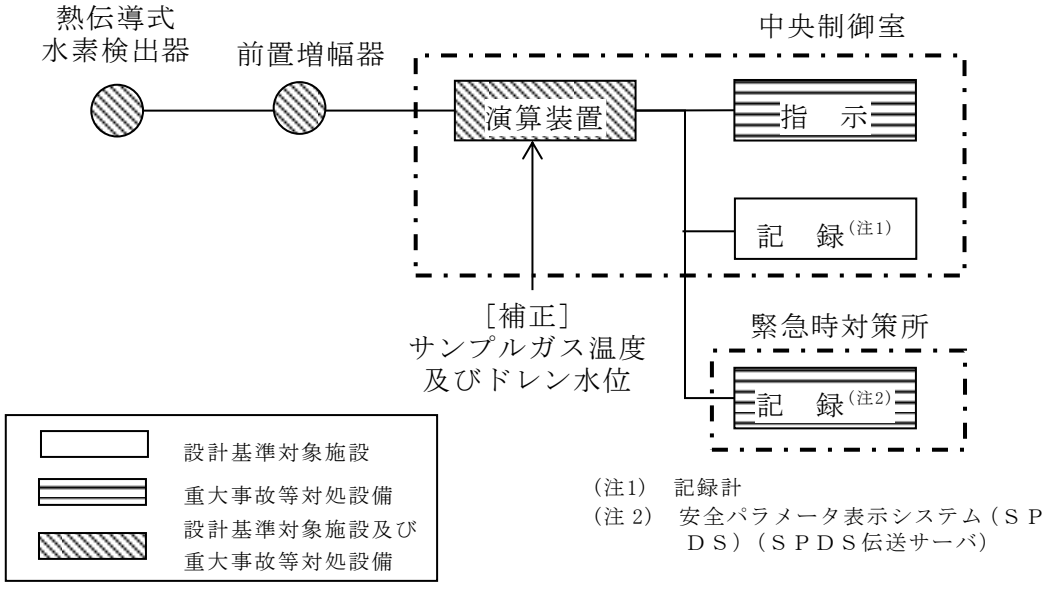
（注１）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第58－6－30図　格納容器酸素濃度（ＳＡ）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)　格納容器水素濃度（Ｂ系）

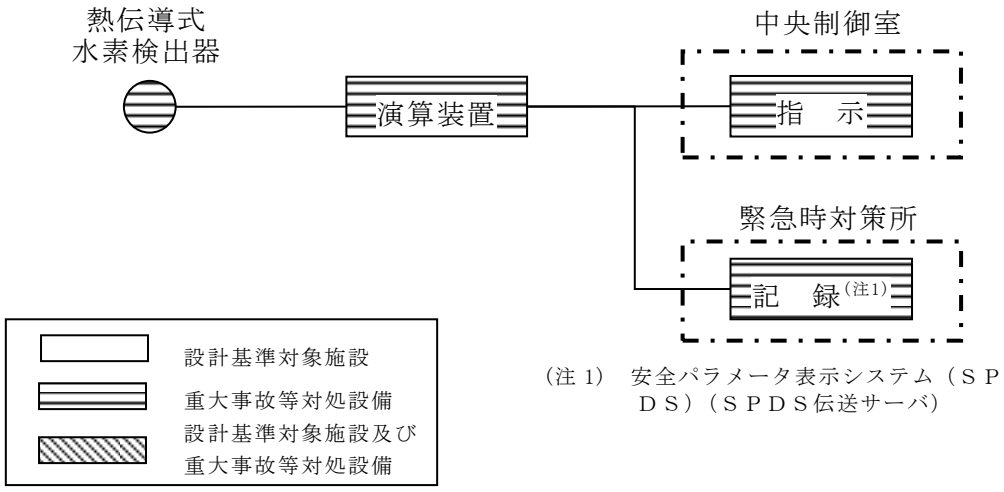
格納容器水素濃度（Ｂ系）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器水素濃度（Ｂ系）の検出信号は，熱伝導式水素検出器から電圧信号を，前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器水素濃度（Ｂ系）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－31図「格納容器水素濃度（Ｂ系）の概略構成図」参照。）



第58－6－31図　格納容器水素濃度（Ｂ系）の概略構成図

(2)　格納容器水素濃度（ＳＡ）

格納容器水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器水素濃度（ＳＡ）の検出信号は，熱伝導式水素検出器から電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器水素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－32図「格納容器水素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

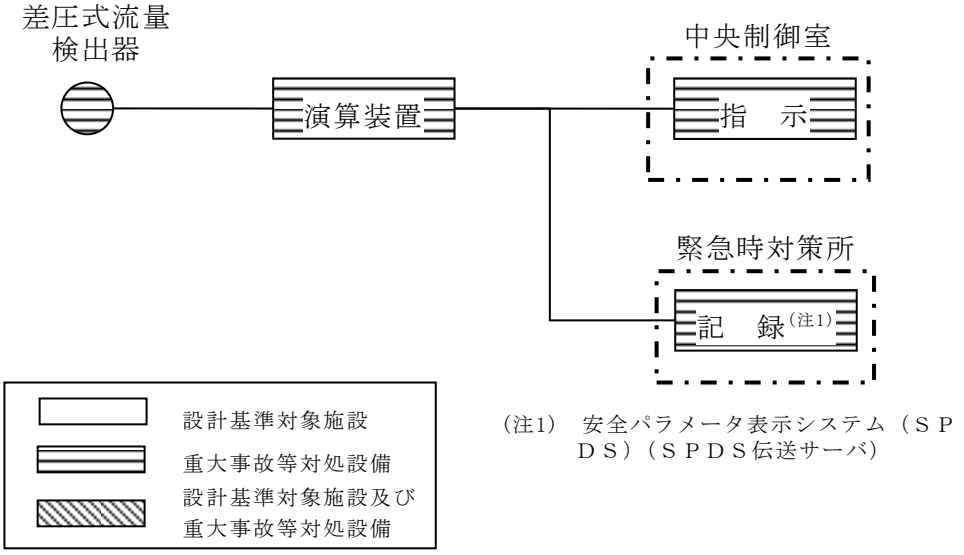


第58－6－32図　格納容器水素濃度（ＳＡ）の概略構成図

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)　格納容器代替スプレイ流量

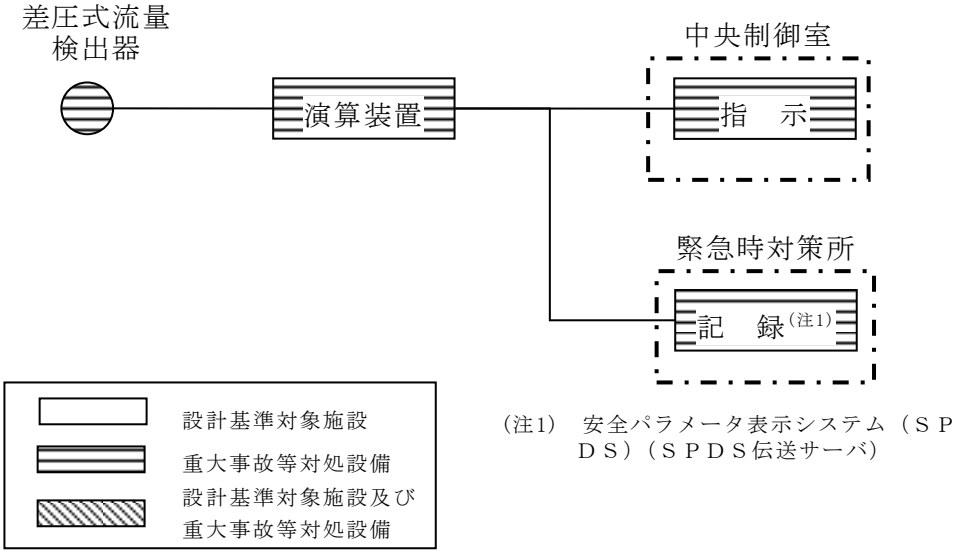
格納容器代替スプレイ流量は,重大事故等対処設備の機能を有しており,格納容器代替スプレイ流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後,格納容器代替スプレイ流量を中央制御室に指示し,緊急時対策所にて記録する。(第58－6－33図「格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」参照。)



第58－6－33図　格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

(2)　ペデスタル代替注水流量

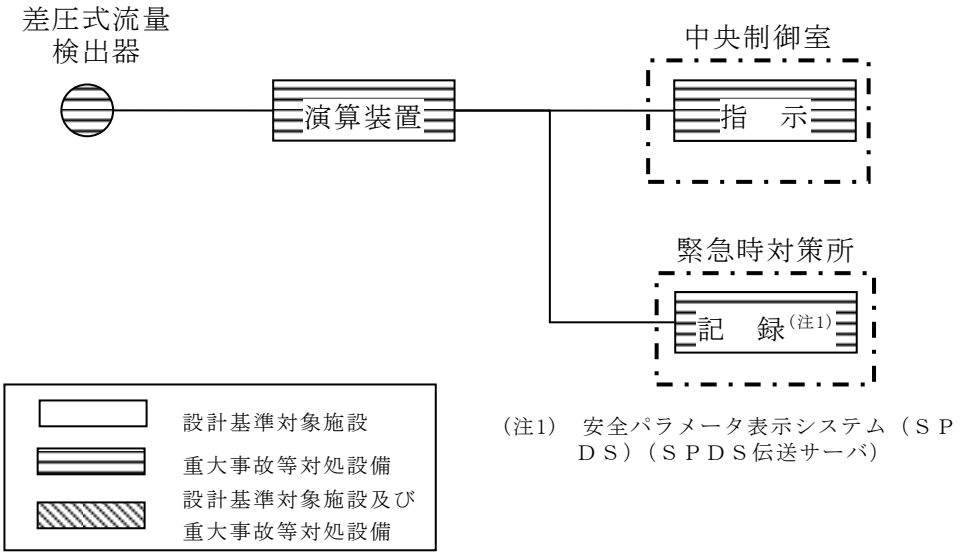
ペデスタル代替注水流量は,重大事故等対処設備の機能を有しており,ペデスタル代替注水流量の検出信号は,差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後,ペデスタル代替注水流量を中央制御室に指示し,緊急時対策所にて記録する。（第58－6－34図「ペデスタル代替注水流量の概略構成図」参照。）



第58－6－34図　ペデスタル代替注水流量の概略構成図

(3)　ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）

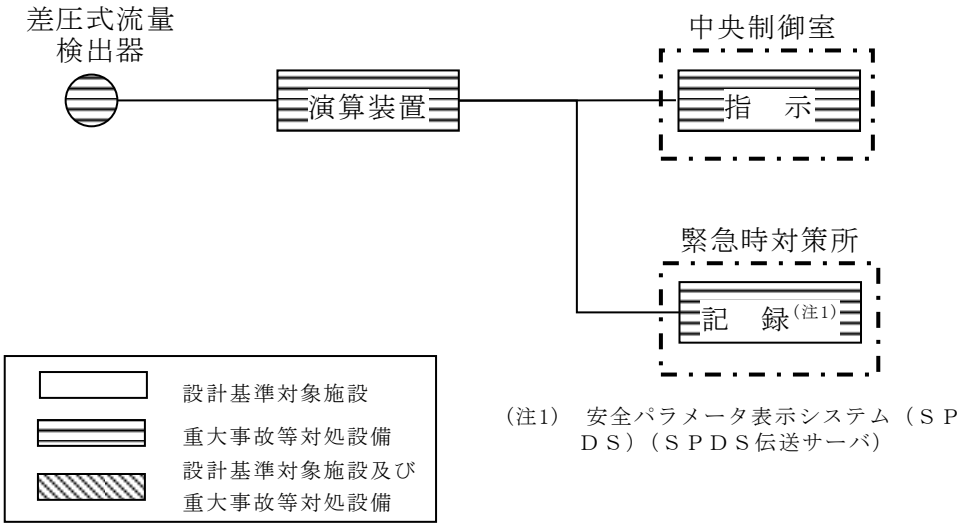
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－35図「ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図」参照。）



第58－6－35図　ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の概略構成図

(4)　残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－36図「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。）

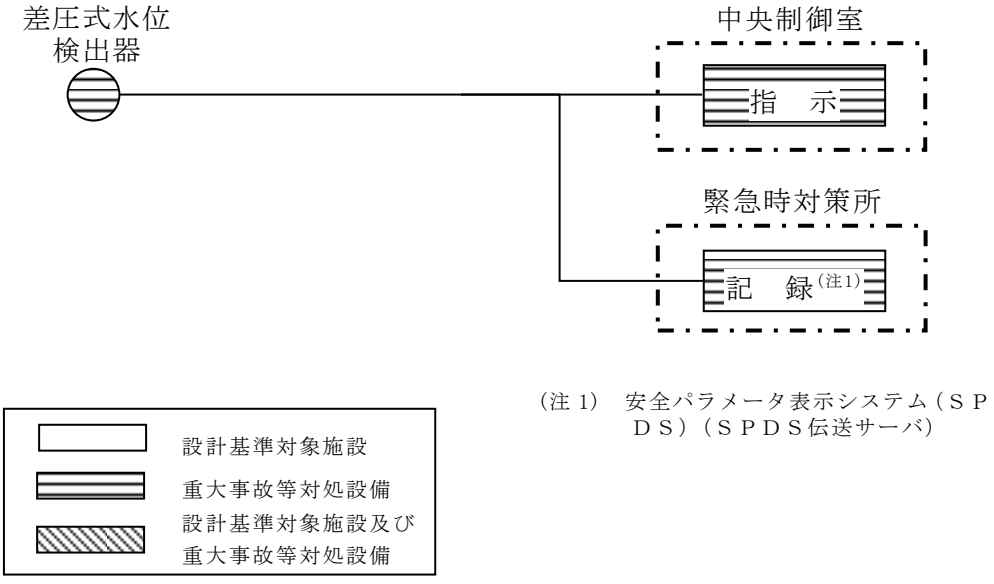


第58－6－36図　残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

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・プール水位（ＳＡ）

サプレッション・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，サプレッション・プール水位（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，サプレッション・プール水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－37図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。）

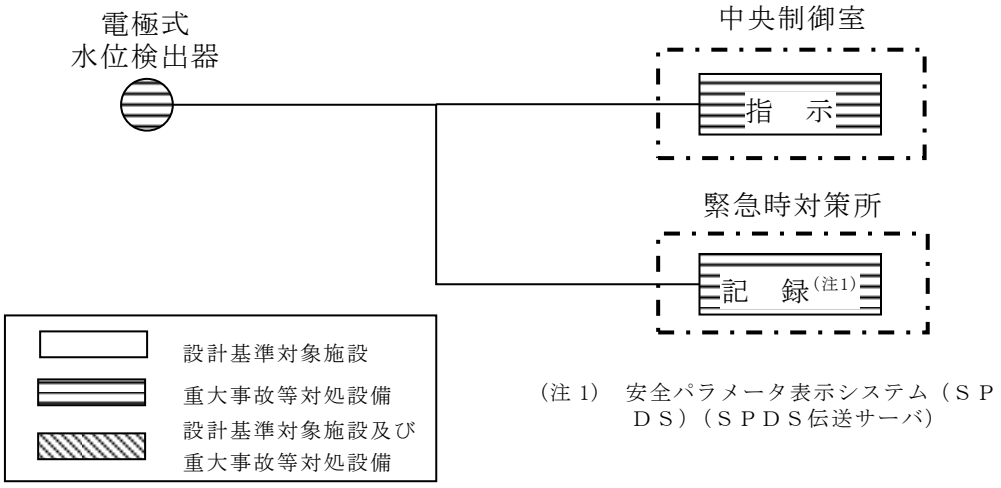


（注1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第58－6－37図　サプレッション・プール水位（ＳＡ）の概略構成図

(2)　ドライウェル水位

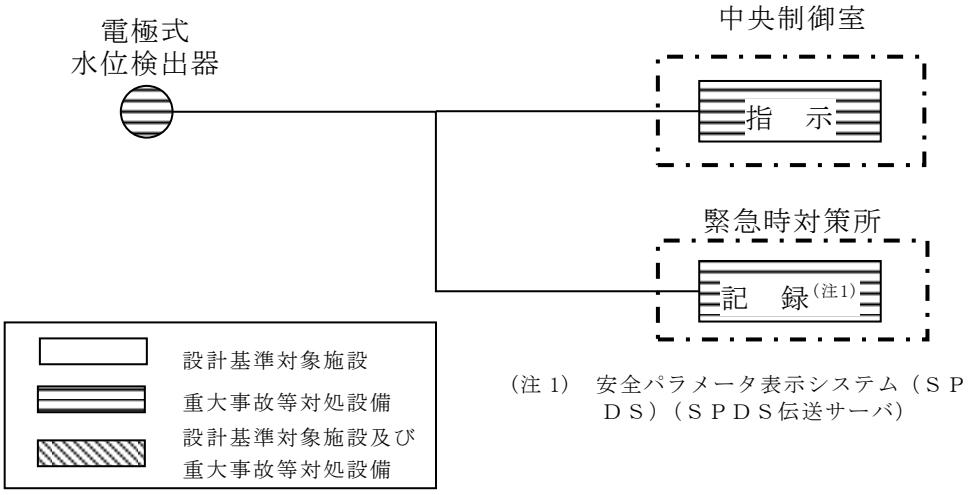
ドライウェル水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル水位の検出信号は，電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF信号）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－38図「ドライウェル水位の概略構成図」参照。）



第58－6－38図　ドライウェル水位の概略構成図

(3)　ペデスタル水位

ペデスタル水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ペデスタル水位の検出信号は，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，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－39図「ペデスタル水位の概略構成図」参照。）

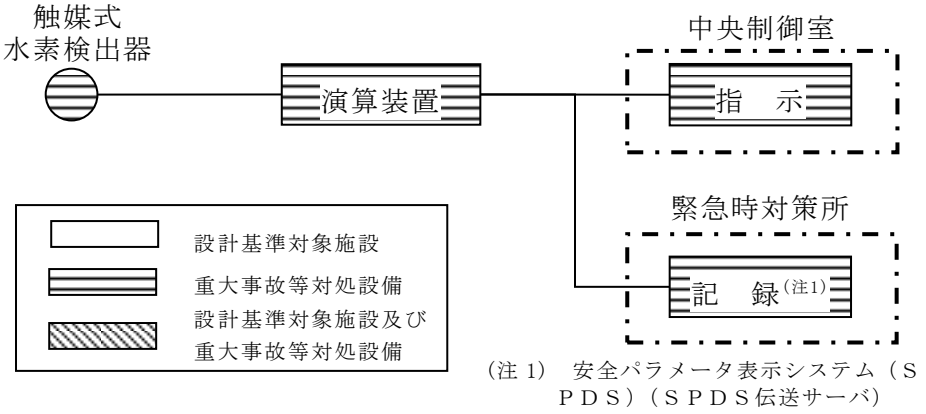


第58－6－39図　ペデスタル水位の概略構成図

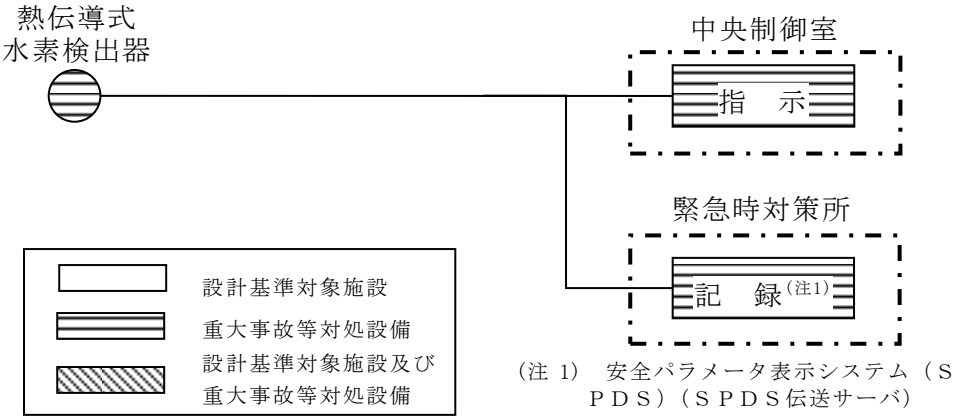
3.7　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1)　原子炉建物水素濃度

原子炉建物水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建物水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後，原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－40，41図「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。）



第58－6－40図　原子炉建物水素濃度の概略構成図

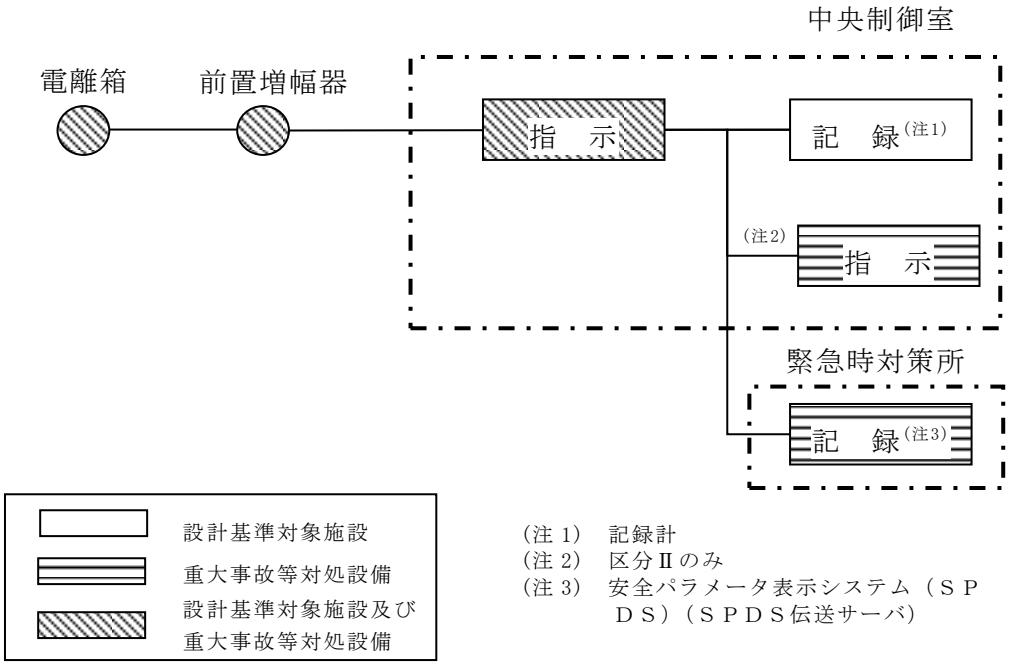


第58－6－41図　原子炉建物水素濃度の概略構成図

3.8　放射線管理用計測装置

(1)　格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）

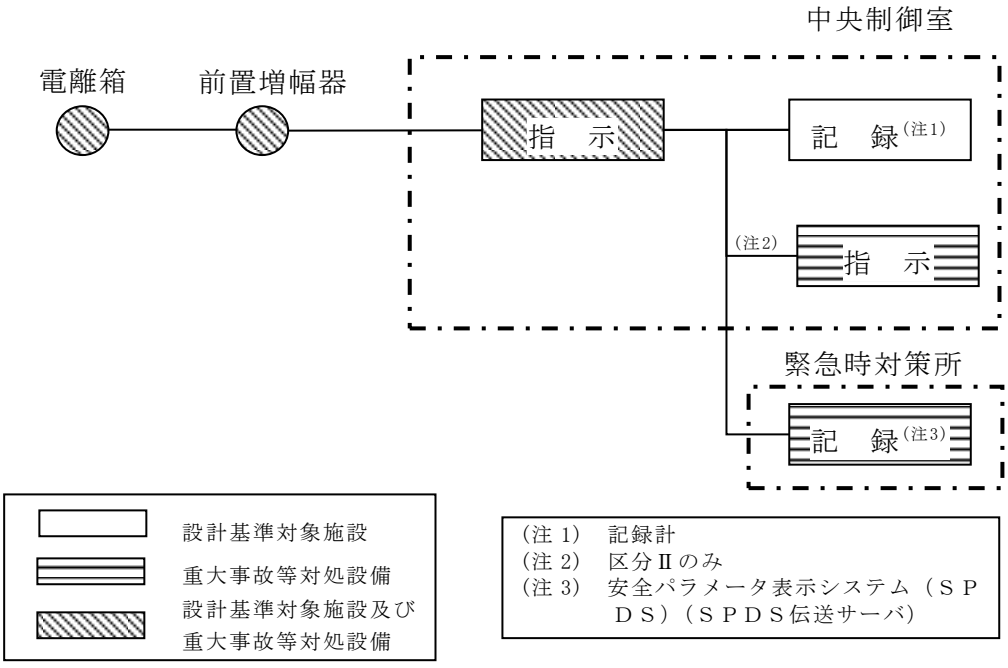
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）の検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－42図「格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）の概略構成図」参照。）



第58－6－42図　格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）の概略構成図

(2)　格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）

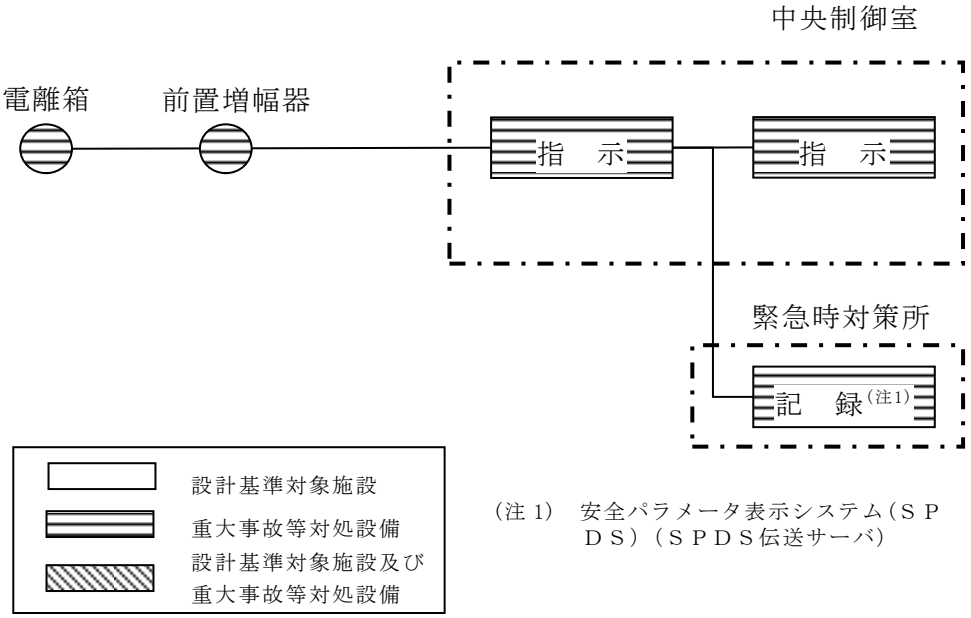
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－43図「格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の概略構成図」参照。）



第58－6－43図 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の概略構成図

(3)　第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

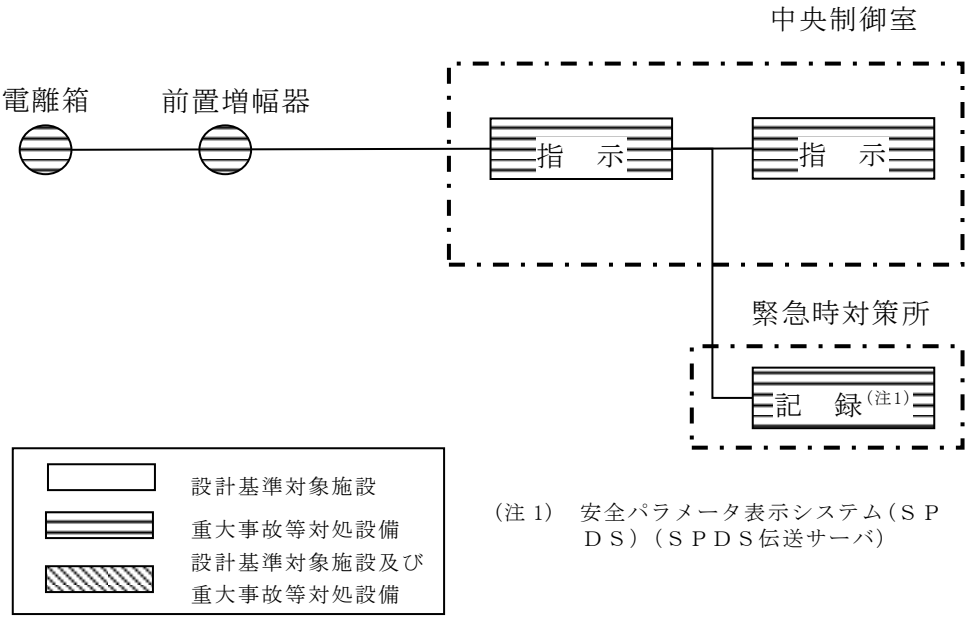
第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－44図「第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



第58－6－44図　第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(4)　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）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線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－45図「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

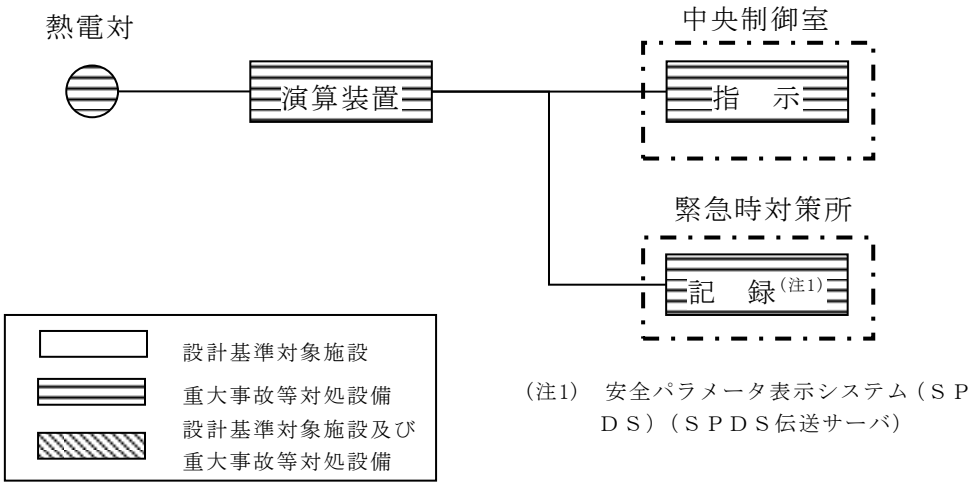


第58－6－45図　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図

3.9　その他重大事故等対処設備の計測装置

(1)　原子炉圧力容器温度（ＳＡ）

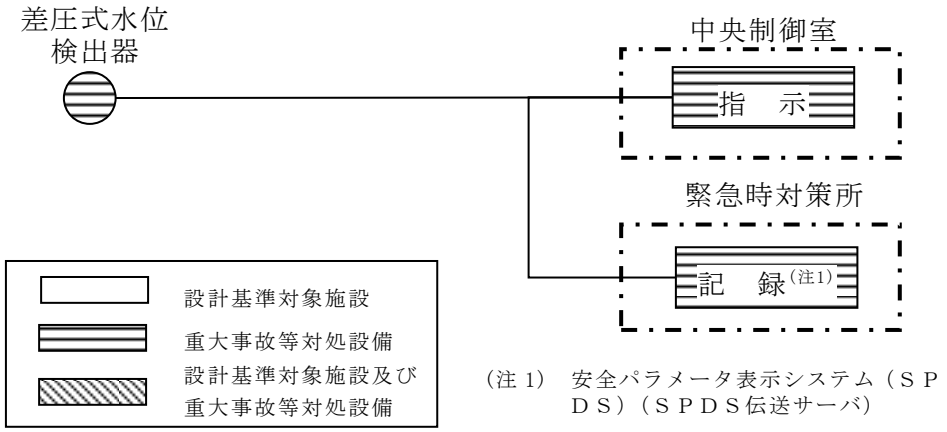
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－46図「原子炉圧力容器温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－46図　原子炉圧力容器温度（ＳＡ）の概略構成図

(2)　スクラバ容器水位

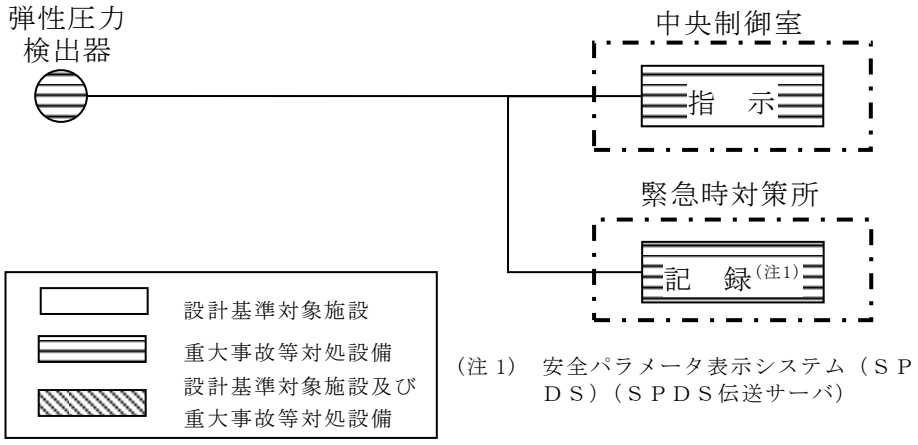
スクラバ容器水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－47図「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）



第58－6－47図　スクラバ容器水位の概略構成図

(3)　スクラバ容器圧力

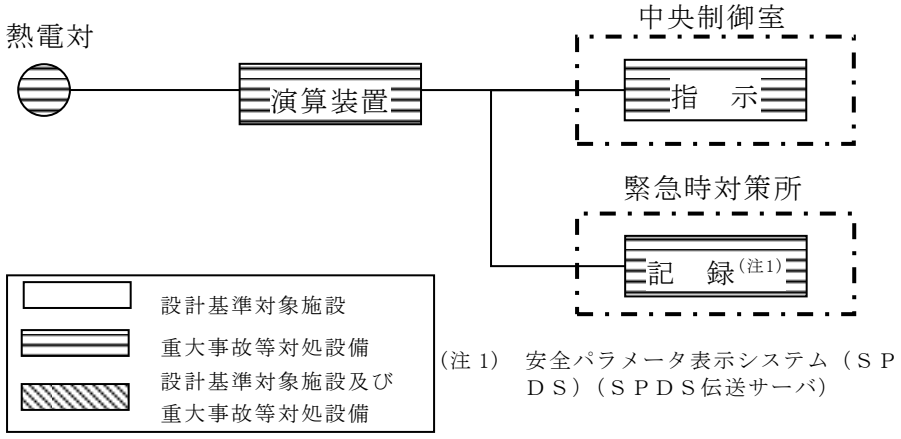
スクラバ容器圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－48図「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）



第58－6－48図　スクラバ容器圧力の概略構成図

(4)　スクラバ容器温度

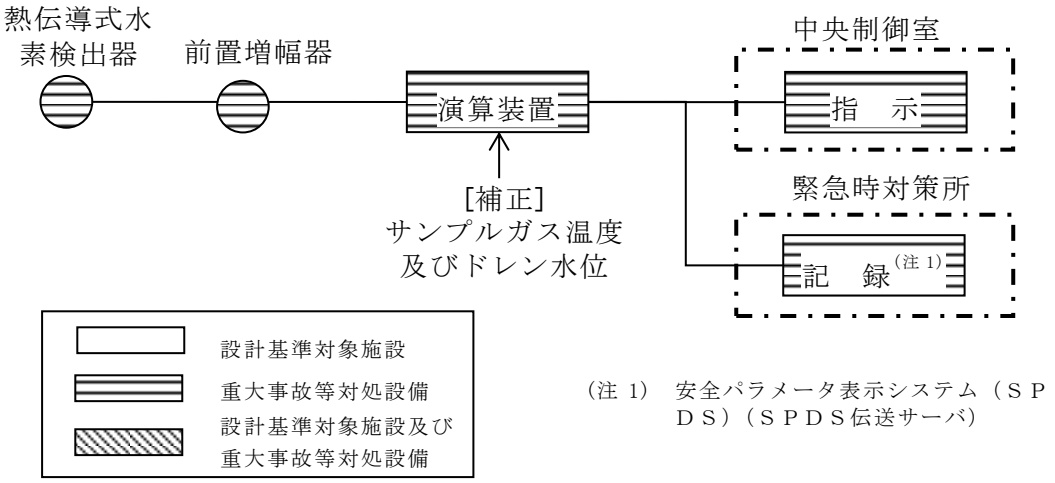
スクラバ容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，スクラバ容器温度の検出信号は，熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，スクラバ容器温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－49図「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。）



第58－6－49図　スクラバ容器温度の概略構成図

(5)　第１ベントフィルタ出口水素濃度

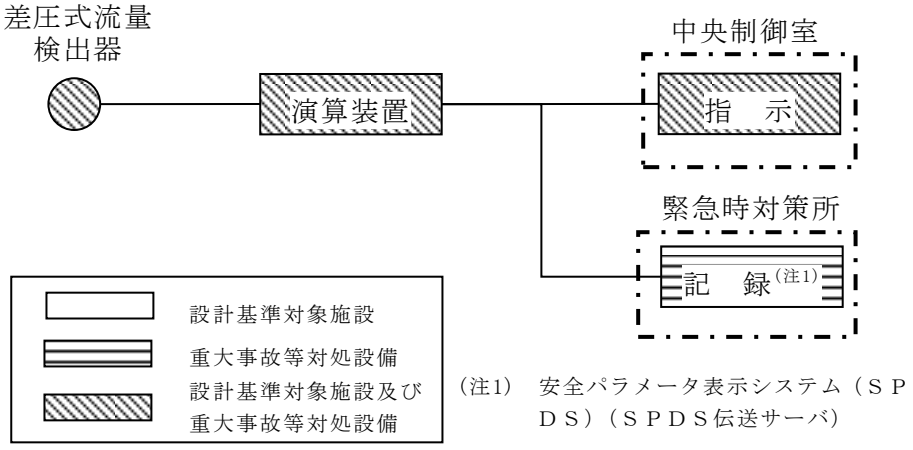
第１ベントフィルタ出口水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，第１ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，第１ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－50図「第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」参照。）



第58－6－50図　第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6)　残留熱除去系熱交換器冷却水流量

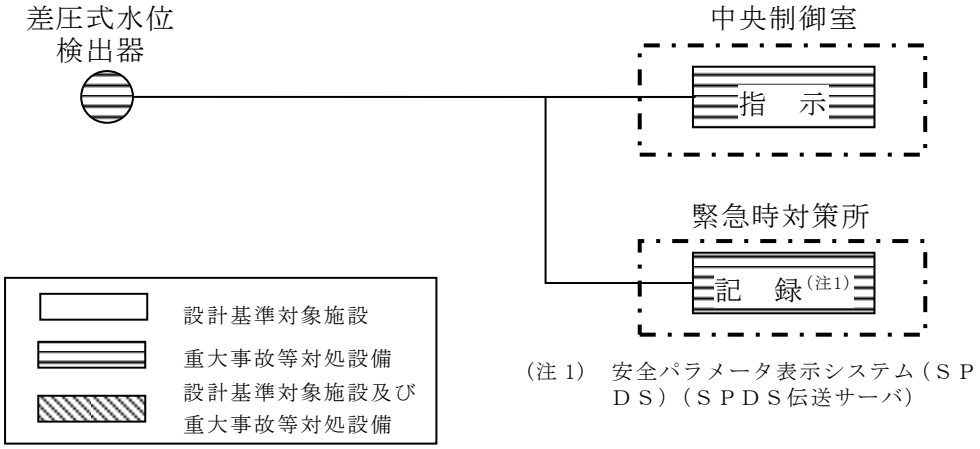
残留熱除去系熱交換器冷却水流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器冷却水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器冷却水流量を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－51図「残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図」参照。)



第58－6－51図　残留熱除去系熱交換器冷却水流量の概略構成図

(7)　低圧原子炉代替注水槽水位

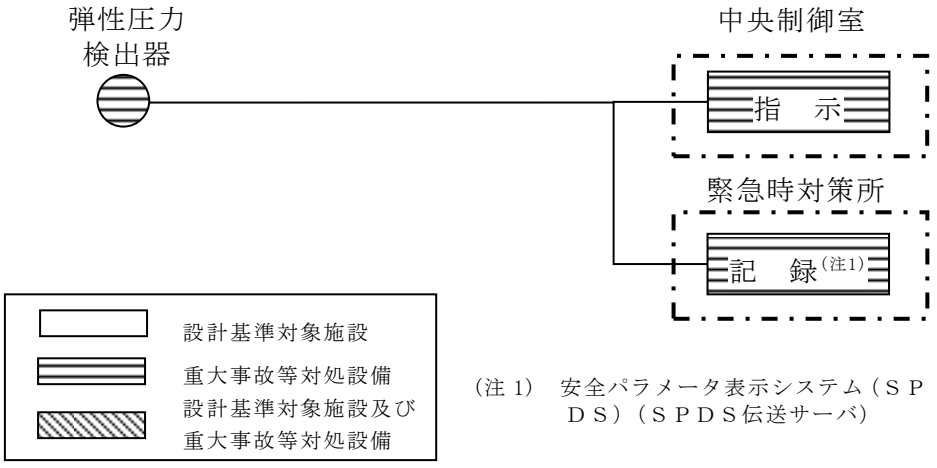
低圧原子炉代替注水槽水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧原子炉代替注水槽水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水量信号へ変換する処理を行った後，低圧原子炉代替注水槽水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－52図「低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図」参照。）



第58－6－52図　低圧原子炉代替注水槽水位の概略構成図

(8)　残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去ポンプ出口圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱代替除去ポンプ出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，残留熱代替除去ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－53図「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

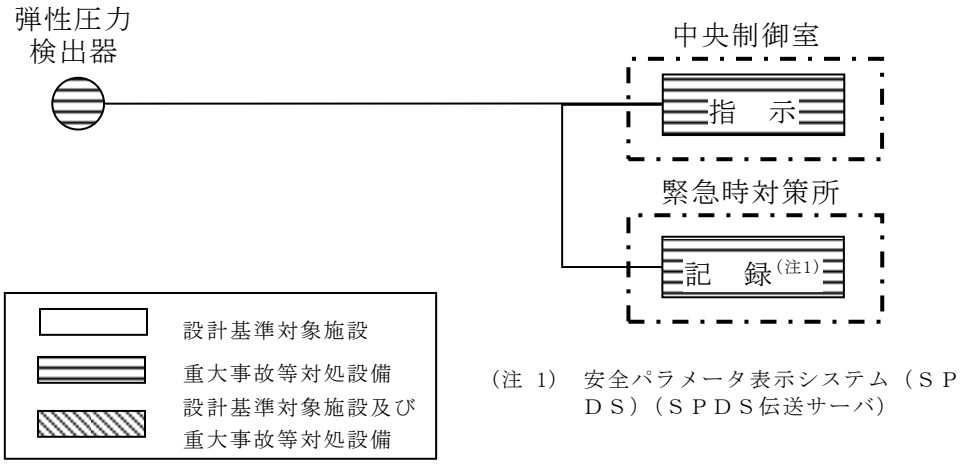


（注 1）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

第 58－6－53 図　残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図

(9)　低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力

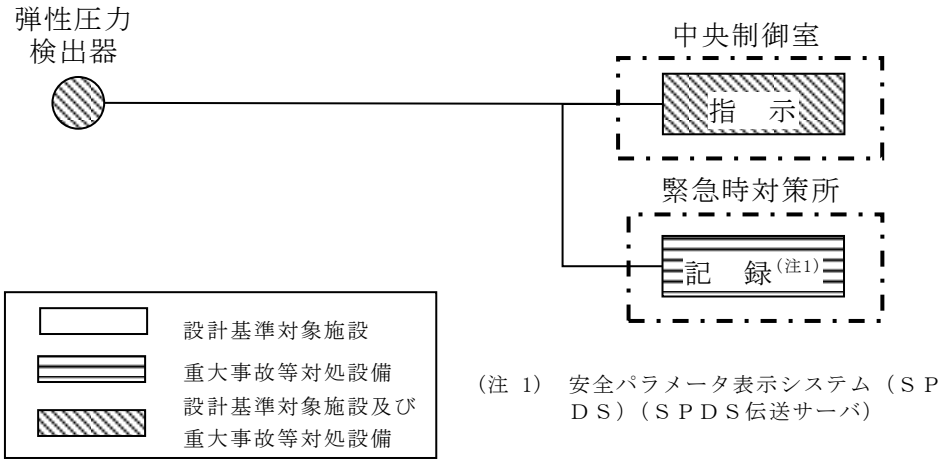
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－54図「低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



第 58－6－54 図　低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の概略構成図

(10)　原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力

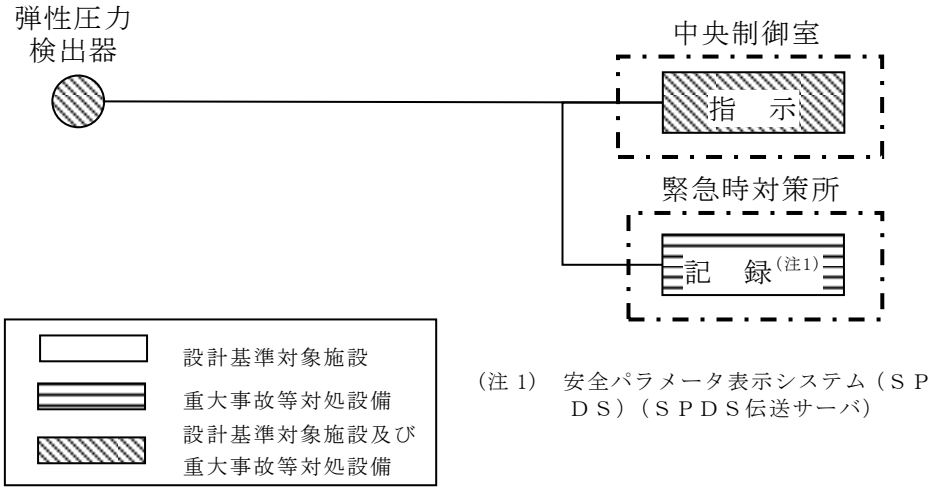
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－55図「原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



第 58－6－55 図　原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

(11)　高圧炉心スプレイポンプ出口圧力

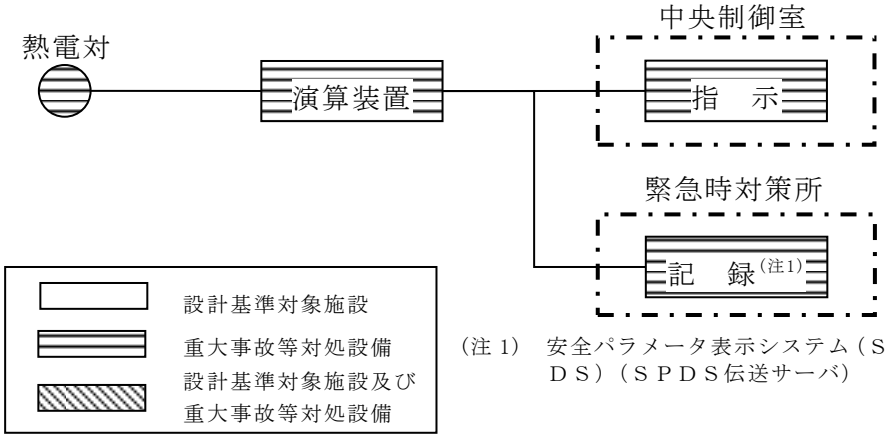
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイポンプ出口圧力を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－56図「高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）



第 58－6－56 図　高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の概略構成図

(12)　静的触媒式水素処理装置入口温度

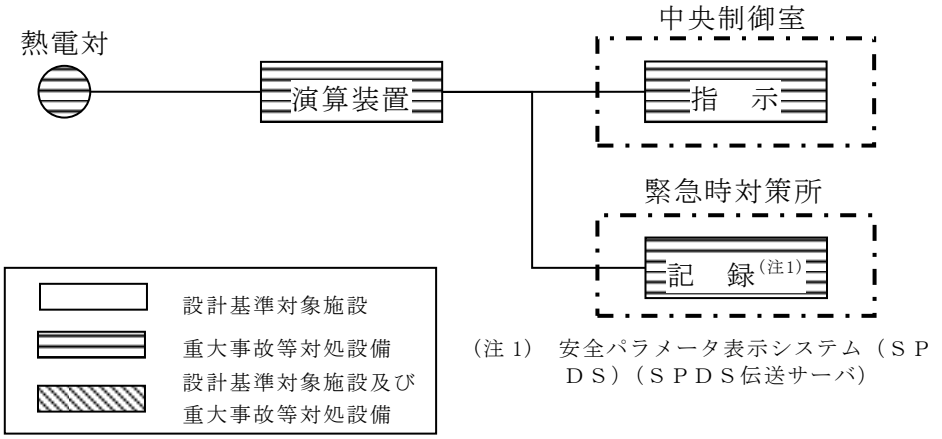
静的触媒式水素処理装置入口温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，静的触媒式水素処理装置入口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，静的触媒式水素処理装置入口温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(第58－6－57図「静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図」参照。)



第58－6－57図　静的触媒式水素処理装置入口温度の概略構成図

(13)　静的触媒式水素処理装置出口温度

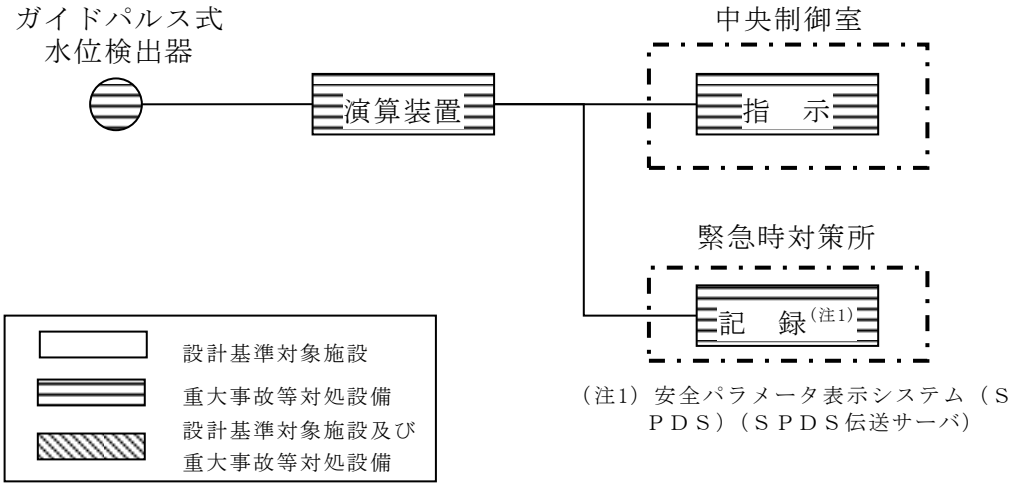
静的触媒式水素処理装置出口温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，静的触媒式水素処理装置出口温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－58図「静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図」参照。）



第58－6－58図　静的触媒式水素処理装置出口温度の概略構成図

(14)　燃料プール水位（ＳＡ）

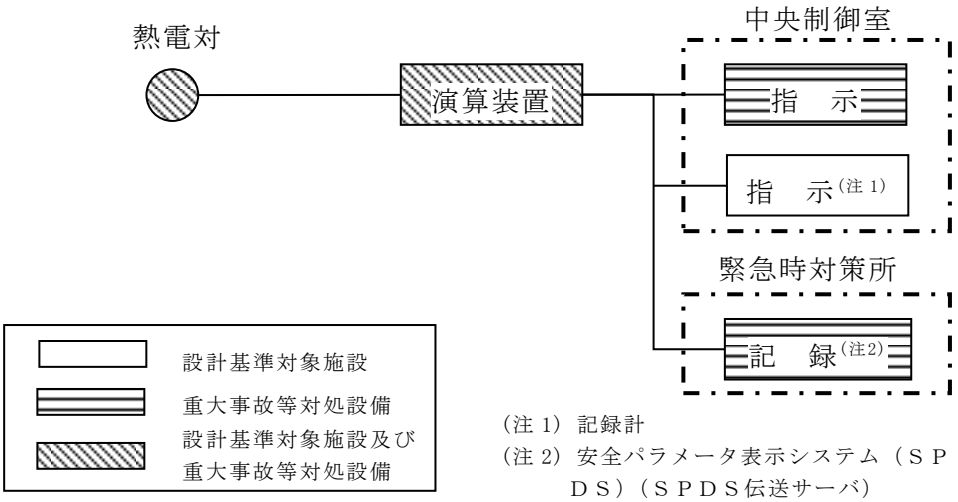
燃料プール水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（ＳＡ）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電流信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－59図「燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第58－6－59図　燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図

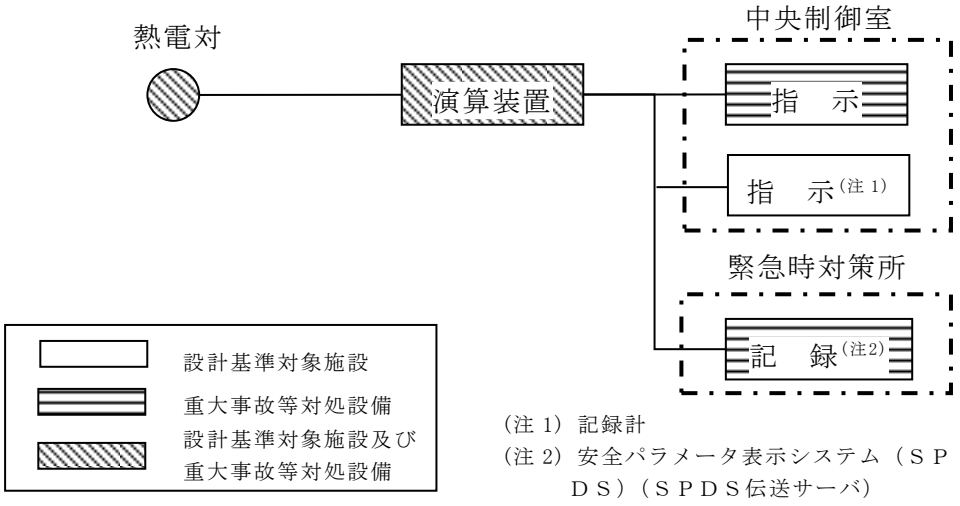
(15)　燃料プール水位・温度（ＳＡ）

燃料プール温度は，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，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（第58－6－60図「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（1）」参照。）



第58－6－60図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（1）

燃料プール水位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，燃料プール水位の検出信号は，-1,000mm（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から６箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差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。（第58－6－61図「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図(2)」参照。）

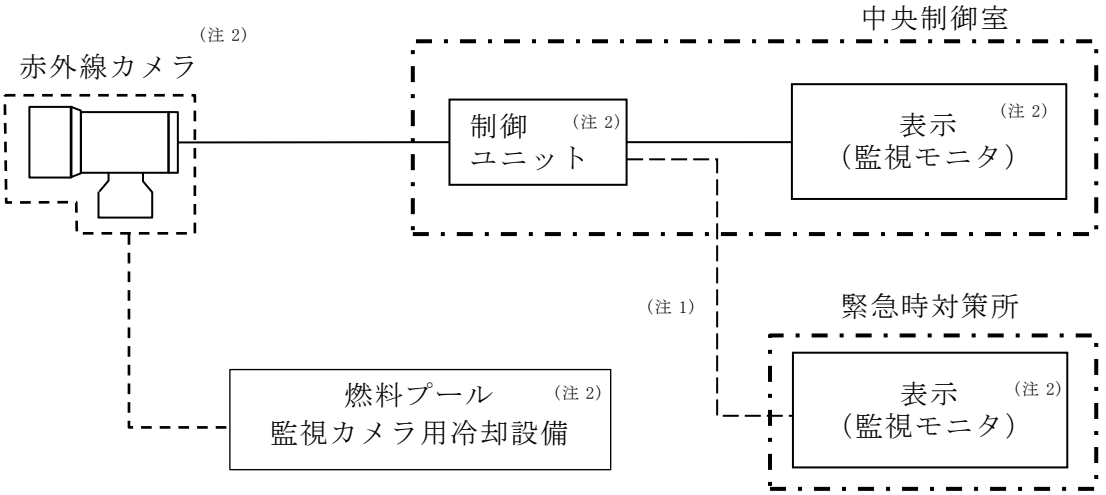


第 58－6－61 図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図(2)

(16)　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）

燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，燃料プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても燃料プールの状態が監視できる赤外線監視カメラである。燃料プールの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。

燃料プール監視カメラ用冷却設備は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサ及び冷却器等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。（「第58－6－62図　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

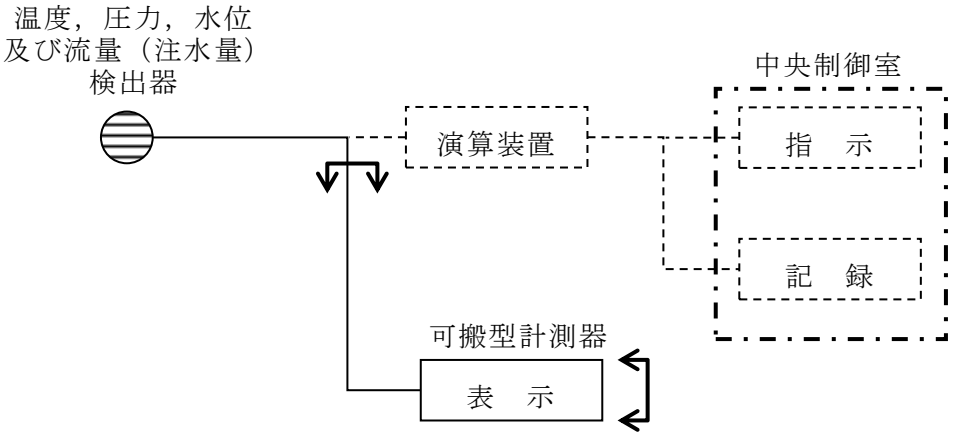


（注 1）緊急時対策所まで無線通信
（注 2）重大事故等対処設備

第58－6－62図　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の概略構成図

(17)　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，その計測結果から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，運転員が記録用紙に記録し，保存する。（第58－6－63図「可搬型計測器の概略構成図」，第58－6－1表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。）



第58－6－63図　可搬型計測器の概略構成図

第58－6－1表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
原子炉圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）
原子炉圧力（ＳＡ）	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
原子炉水位（広帯域）	サプレッション・プール水位（ＳＡ）
原子炉水位（燃料域）	ドライウェル水位
原子炉水位（ＳＡ）	ペデスタル水位
高圧原子炉代替注水流量	残留熱代替除去ポンプ出口圧力
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	スクラバ容器水位
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	スクラバ容器圧力
低圧原子炉代替注水流量	スクラバ容器温度
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	残留熱除去系熱交換器入口温度
残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器冷却水流量
残留熱代替除去系原子炉注水流量	残留熱除去ポンプ出口圧力
格納容器代替スプレイ流量	低圧原子炉代替注水槽水位
ペデスタル代替注水流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
ドライウェル温度（ＳＡ）	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
ペデスタル温度（ＳＡ）	静的触媒式水素処理装置入口温度
ペデスタル水温度（ＳＡ）	静的触媒式水素処理装置出口温度
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	燃料プール水位・温度（ＳＡ）

4.　計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について,第58－6－2,3表に示す。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（１／15）

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（ＳＡ）	０～500℃	286℃以下	最大値：302℃	最大値：302℃	最大値：300℃※10	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（０～500℃）を設定する。
原子炉圧力	０～10MPa［gage］	6.93MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］	最大値：8.68MPa［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（8.68MPa［gage］）を包絡するように，原子炉圧力（０～10MPa［gage］）を設定する。 なお，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］					

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（２／15）

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	
原子炉水位（広帯域）	－400～150cm※4	83cm※4	－798～132cm※4	－798～132cm※4	83cm※4以下	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料棒有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※4					
原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※4					
高圧原子炉代替注水流量	0～150m^3/h	－	－	0～75m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（93m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
代替注水流量（常設）	0～300m^3/h	－	－	0～200m^3/h	0～200m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（230m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（３／15）

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	
低圧原子炉代替注水流量	0～200m^3/h	－	－	0～70m^3/h	0～70m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量（70m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。また，崩壊熱相当の注水量（12m^3/h）を監視可能な設定とする。
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	0～50m^3/h					
格納容器代替スプレイ流量	0～150m^3/h	－	－	0～120m^3/h	0～120m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器代替スプレイ系（可搬型）における最大注水量（120m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
ペデスタル代替注水流量	0～150m^3/h	－	－	－	0～120m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，ペデスタル代替注水系（可搬型）における最大注水量（120m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。また，崩壊熱相当の注水量（12m^3/h）を監視可能な設定とする。
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	0～50m^3/h					
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m^3/h	0～99m^3/h	0～99m^3/h	0～99m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量（99m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,314m^3/h	0～1,314m^3/h	0～1,314m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（４／15）

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	
残留熱除去ポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,380m^3/h	0～1,380m^3/h	0～1,380m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去ポンプの最大注水量（1,380m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,314m^3/h	0～1,314m^3/h	0～1,314m^3/h	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m^3/h	－	－	－	0～30m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m^3/h	－	－	－	0～120m^3/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m^3/h）に余裕を見込んだ設定とする。
ドライウェル温度（ＳＡ）	0～300℃	57℃以下	最大値：145℃	最大値：133℃	最大値：197℃	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（約197℃）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。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（５／15）

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	
ペデスタル温度（ＳＡ）	0～300℃	57℃以下	最大値：145℃	最大値：133℃	最大値：197℃	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（約197℃）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。
ペデスタル水温度（ＳＡ）	0～300℃	－	－	－	最大値：159℃	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	0～200℃	35℃以下	最大値：88℃	最大値：153℃	最大値：157℃	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・チェンバ温度（約157℃）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。
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	0～200℃	35℃以下	最大値：88℃	最大値：148℃	最大値：145℃	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・プール水温度（約148℃）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：853kPa［gage］）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約178℃）を監視可能である。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（６／15）

名　　称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウェル圧力（ＳＡ）	０～1,000kPa[abs]	５kPa［gage］	最大値：324kPa［gage］	最大値：427kPa［gage］	853kPa［gage］以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉格納容器の限界圧力（２Pd：853kPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	０～1,000kPa[abs]	５kPa［gage］	最大値：206kPa［gage］	最大値：427kPa［gage］	853kPa［gage］以下	
サプレッション・プール水位（ＳＡ）	－0.80～5.50m※5	０m※5	－0.5～０m※5	０～1.3m※5	０～1.3m※5	ウェットウェルベント操作可否判断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・プール水位（０～1.3m）に余裕を見込んだ設定とする。 （なお，サプレッション・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：－0.5mについても監視可能である。）
ドライウェル水位	－3.0m※6， －1.0m※6， ＋1.0m※6	－	－	－	1.0m※6以下	重大事故等時において，溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能である。残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペデスタル代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準（格納容器底面＋1.0m）を監視可能である。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（７／15）

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	
ペデスタル水位	＋0.1m※7， ＋1.2m※7， ＋2.4m※7， ＋2.4m※7	－	－	－	＋2.4m以上※7	原子炉格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2.4m※7まで計測できれば問題ない。
格納容器水素濃度（Ｂ系）	０～5vol％／ ０～100vol％	０vol％	０～2.0vol％	０vol％	０～90.4vol％	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（０～90.4vol％※11）を監視可能である。
格納容器水素濃度（ＳＡ）	０～100vol％	０vol％	０～2.0vol％	０vol％	０～90.4vol％	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（０～90.4vol％※11）を監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満※8	10Sv/h未満※8	1.5×10^{4}Sv/h以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満※8	10Sv/h未満※8	1.5×10^{4}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。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（８／15）

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	
中性子源領域計装	10^{-1}～10^{6}s^{-1} （1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}）	約100～10^{4}s^{-1}前後	定格出力の約21倍	10^{-1}～10^{6}s^{-1} （1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}）	－	原子炉の停止時から起動時の中性子束（約100～10^{4}s^{-1}前後）を測定できる範囲として10^{-1}～10^{6}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。中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は，中間領域計装，平均出力領域計装によって監視可能。
中間領域計装	0～40%又は 0～125% （1.0×10^{8}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}）	10^{8}～10^{13}cm^{-2}・s^{-1}		0～40%又は 0～125% （1.0×10^{8}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}）	－	原子炉の停止時から起動時の中性子束を測定できる範囲として，中性子源領域計装とのオーバーラップを考慮して1.0×10^{8}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}に設定している。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（９／15）

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	
平均出力領域計装	0～125% （1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）※2	0～100%	定格出力の約21倍	0～125% （1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	－	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」及び「中性子源領域中性子束」とあいまって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（10／15）

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	
スクラバ容器水位	[redacted]	－	－	[redacted]	[redacted]	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲（1,700mm～1,900mm）及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲[redacted]を監視可能。
スクラバ容器圧力	0～1MPa［gage］	－	－	最大値：0.427MPa［gage］	最大値：0.853MPa［gage］	格納容器ベント実施時に，格納容器フィルタベント系の最高使用圧力（0.853MPa［gage］）が監視可能。
スクラバ容器温度	0～300℃	－	－	最大値：154℃	最大値：178℃	格納容器フィルタベント系の最高使用温度（200℃）を計測可能。
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h 10^{-3}～10^{4}mSv/h	－	－	－ 約6.5×10^{-2}mSv/h以下	約1.6×10^{1}Sv/h以下 －	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約1.6×10^{1}Sv/h）を監視可能。 格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約6.5×10^{-2}mSv/h以下）を監視可能。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（11／15）

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	
第１ベントフィルタ出口水素濃度	0～20vol％／0～100vol％	－	－	0vol％	0～1.3vol％	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，第１ベントフィルタ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。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～200℃	175℃以下	最大値：90℃	最大値：116℃	－	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（116℃）に余裕を見込んだ設定とする。 また，通常運転時の残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度（175℃）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	0～200℃	155℃以下	最大値：90℃	最大値：116℃	最大値：185℃	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（185℃）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0～1,500m^3/h	0～1,218m^3/h	0～1,218m^3/h	0～1,218m^3/h	0～600m^3/h	残留熱除去系熱交換器冷却水流量の最大流量（1,218m^3/h）を監視可能。 移動式代替熱交換器設備の最大流量（600m^3/h）を監視可能。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（12／15）

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	
残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa［gage］	0～1.9MPa［gage］	最大値：1.0MPa［gage］	最大値：1.0MPa［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（1.0MPa［gage］）を監視可能。 また，通常運転時の残留熱除去系系統の最高使用圧力（1.9MPa［gage］）を監視可能。
低圧原子炉代替注水槽水位	0～1,500m^3（0～12,542mm）	－	－	0～1,495m^3	0～1,495m^3	重大事故等時において，低圧原子炉代替注水槽の底部から上端（0～1,495m^3）を監視可能である。
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0～4MPa［gage］	－	－	最大値：3.92MPa［gage］	最大値：3.92MPa［gage］	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力（3.92MPa［gage］）を監視可能。
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0～10MPa［gage］	0～9.02MPa［gage］	最大値：9.02MPa［gage］	最大値：9.02MPa［gage］	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却系統の最高使用圧力（9.02MPa［gage］）を監視可能。
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～12MPa［gage］	0～8.93MPa［gage］	最大値：8.93MPa［gage］	最大値：8.93MPa［gage］	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力（8.93MPa［gage］）を監視可能。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（13／15）

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	
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～5MPa［gage］	0～2.0MPa[gage]	最大値：2.0MPa［gage］	最大値：2.0MPa［gage］	－	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力（2.0MPa［gage］）を監視可能。
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa［gage］	－	－	最大値：2.5MPa［gage］	最大値：2.5MPa［gage］	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱代替除去ポンプの最高使用圧力（2.5MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉建物水素濃度	0～10vol％	－	－	－	0～4vol％	重大事故等時において，水素の可燃限界（水素濃度：4vol％）を監視可能である。（なお，静的触媒式水素処理装置にて，原子炉建物の水素濃度を可燃限界である4vol％未満に低減する。）
	0～20vol％	－	－	－	0～4vol％	
静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0～100℃ 0～400℃	－	－	－	最大値：300℃以下	重大事故等時における静的触媒式水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（14／15）

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	
格納容器酸素濃度（Ｂ系）	０～5vol％／０～25vol％	2.5vol％以下	4.3vol％以下	2.5vol％以下	4.4vol％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（０～4.4vol％※12）を監視可能である。
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	０～25vol％	2.5vol％以下	4.3vol％以下	2.5vol％以下	4.4vol％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（０～4.4vol％※12）を監視可能である。
燃料プール水位（ＳＡ）	－4.30～7.30m※9（EL31218～42818）	6,982mm※9（EL42500）	6,982mm※9（EL42500）	通常水位から－0.35m（EL42150）		重大事故等時により変動する可能性のある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。
燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－1,000～6710mm※9（EL34518～42228）	6,982mm※9（EL42500）	6,982mm※9（EL42500）	通常水位から－0.35m（EL42150）		重大事故等時により変動する可能性のある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。
	０～150℃	52℃以下	最大値：65℃	最大値：100℃		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（15／15）

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	
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	10^{-3}～10^{4}mSv/h	－	－	1.0×10^{-3}mSv/h以下		重大事故等時における燃料プールの変動する範囲（10^{-3}～10^{7}mSv/h）にわたり放射線量を監視可能である。
	10^{1}～10^{8}mSv/h	－	－			
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－	－	－	－	－	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能である。

※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：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。
※５：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※６：基準点は格納容器底面（EL10100）。
※７：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※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：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
※10：300℃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。
※11：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。
※12：格納容器ベント実施の判断基準を記載。

第 58－6－3 表　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	中間領域計装	各レンジのフルスケール 95％以下	プラント起動時の制御棒過引抜等に伴う異常反応度投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし，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，中性子束信号がスケールオーバーして監視不能になることを防止し，かつ制御棒過引抜により燃料が熱的限界を超えないこと，また，プラント起動時に許容されるバイパス条件も考慮した値として，各レンジのフルスケール 95％以下を設定値とする。
	平均出力領域計装	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防止を目的とし，中性子束の異常上昇を検知し，原子炉をスクラムさせる。 過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えないこと，及び通常の平均出力領域中性子束の変動を考慮しても誤スクラムを回避できる値として，120％以下を設定値とする。
		モードスイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15％以下	プラント起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の防止を目的とし，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，燃料の熱的限界を超えないようにするため，原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える通常原子炉出力の７～10％に余裕を持つ値として，15％以下を設定値とする。
		自動可変設定 0.62W＋62％以下※1 又は 115％以下	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，燃料被覆管損傷の防止を目的とし，熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の関数として自動可変設定とし，再循環流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として，（0.62W＋62％）以下又は 115％以下を設定値とする。

※１：W は定格再循環流量に対する再循環流量（％）

※２：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）

第 58－6－3 表　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	7.23MPa［gage］以下	原子炉圧力が上昇すると，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。 原子炉通常運転時の負荷変動等による圧力変動分を考慮してもスクラム設定値に到達することなく，かつ原子炉の過圧を防止するための逃がし安全弁第一段設定圧力（7.58MPa［gage］）より低い値として，7.23MPa［gage］以下を設定値とする。
		7.41MPa［gage］以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡事象発生時，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制するため，原子炉再循環ポンプ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の発生前に本インターロックが動作することを防止し，かつ逃がし安全弁の開放よりも前に動作するよう，原子炉圧力高スクラム（7.23MPa［gage］）より高く，かつ逃がし安全弁第一段設定圧力（7.58MPa［gage］）より低い値として，7.41MPa［gage］以下を設定値とする。

※１：W は定格再循環流量に対する再循環流量（%）

※２：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）

第 58－6－3 表　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	－112cm 以上※２	原子炉水位が低下した場合に，原子炉隔離時冷却系を起動し，原子炉の水位低下を防ぐとともに，主蒸気隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合，原子炉水位Ｌ２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Ｌ１Ｈを下回らないよう十分高い値とするとともに，原子炉水位Ｌ３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，原子炉水位Ｌ３より十分に低い値として，－112cm 以上を設定値とする。
		－381cm 以上※２	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故等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Ｌ２にて原子炉隔離時冷却系が起動しなかった場合，原子炉水位Ｌ１Ｈで高圧炉心スプレイ系が起動することにより，原子炉水位Ｌ１に達しないような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値として，－381cm 以上を設定値とする。
		－112cm 以上※２	スクラム動作を伴わない異常な過渡事象発生時，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制するため，原子炉再循環ポンプトリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位Ｌ３スクラムの発生前に本インターロックが動作することを防止し，事象緩和に有効な値として，－112cm 以上を設定値とする。

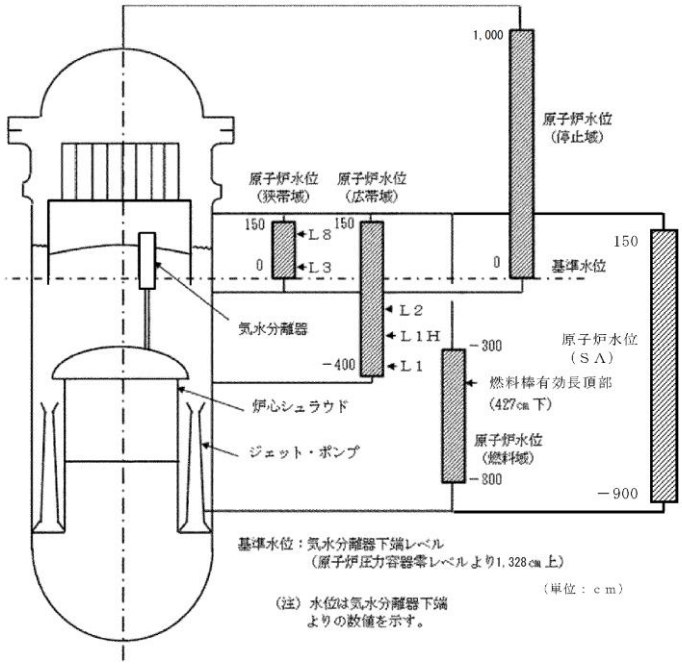
※１：Ｗは定格再循環流量に対する再循環流量（％）

※２：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）

参考資料

原子炉水位，燃料プール水位の概要図と測定範囲との関係

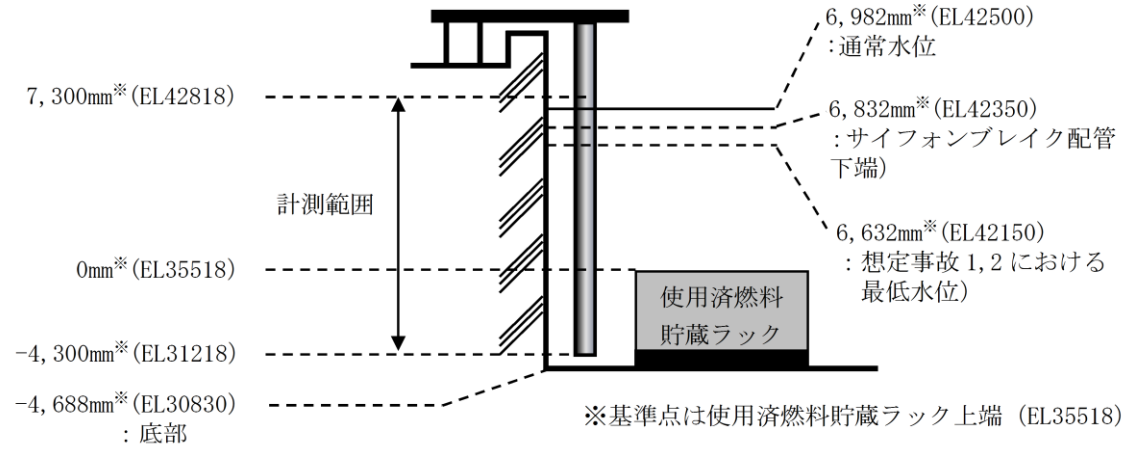
１．原子炉水位



第58－6－64図　原子炉水位の概要図

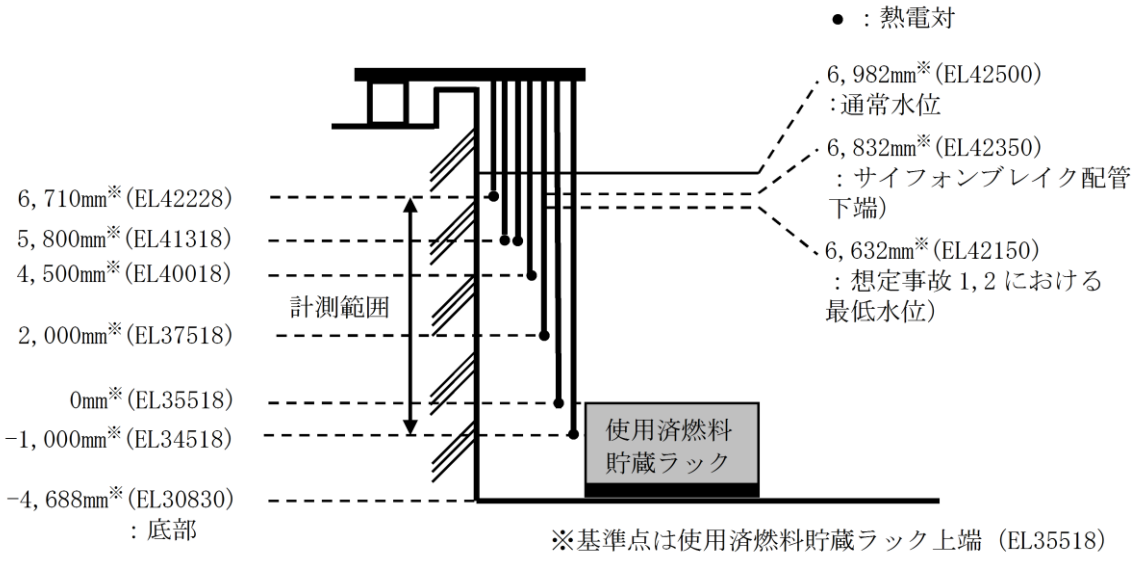
２．燃料プール水位

（１）燃料プール水位（ＳＡ）



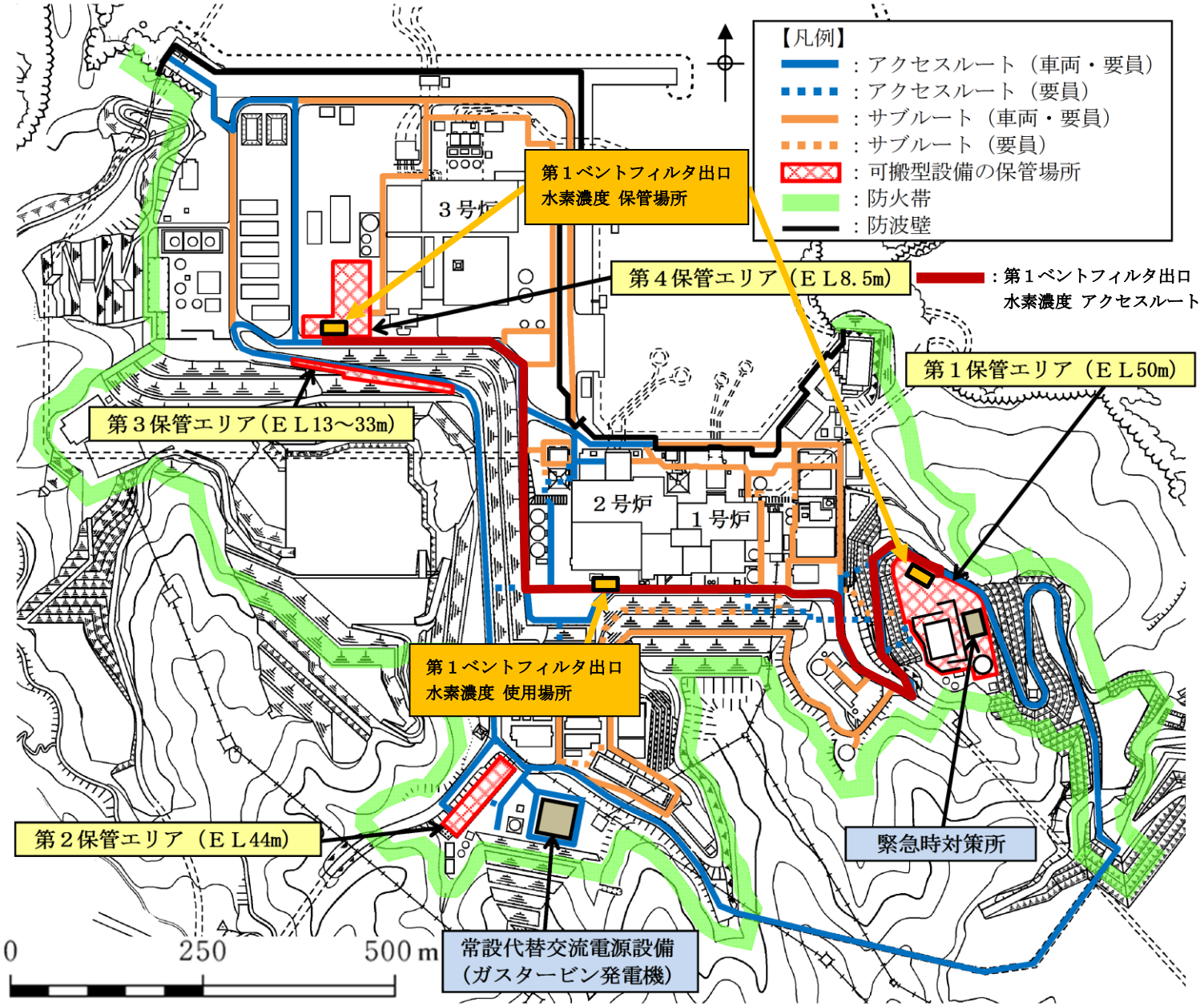
第58－6－65図　燃料プール水位（ＳＡ）の概要図

（２）燃料プール水位・温度（ＳＡ）

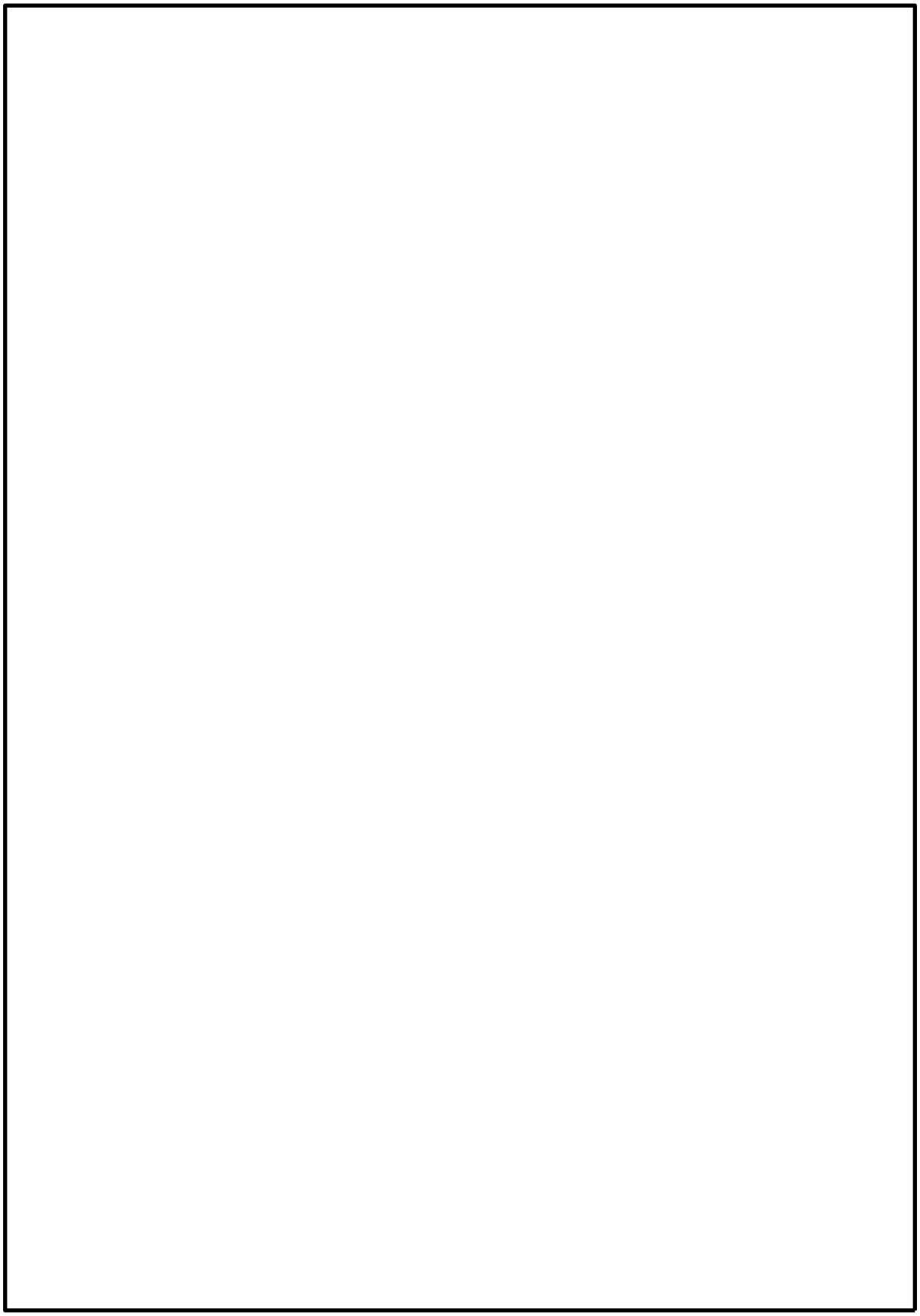


第58－6－66図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概要図

58－7　アクセスルート図

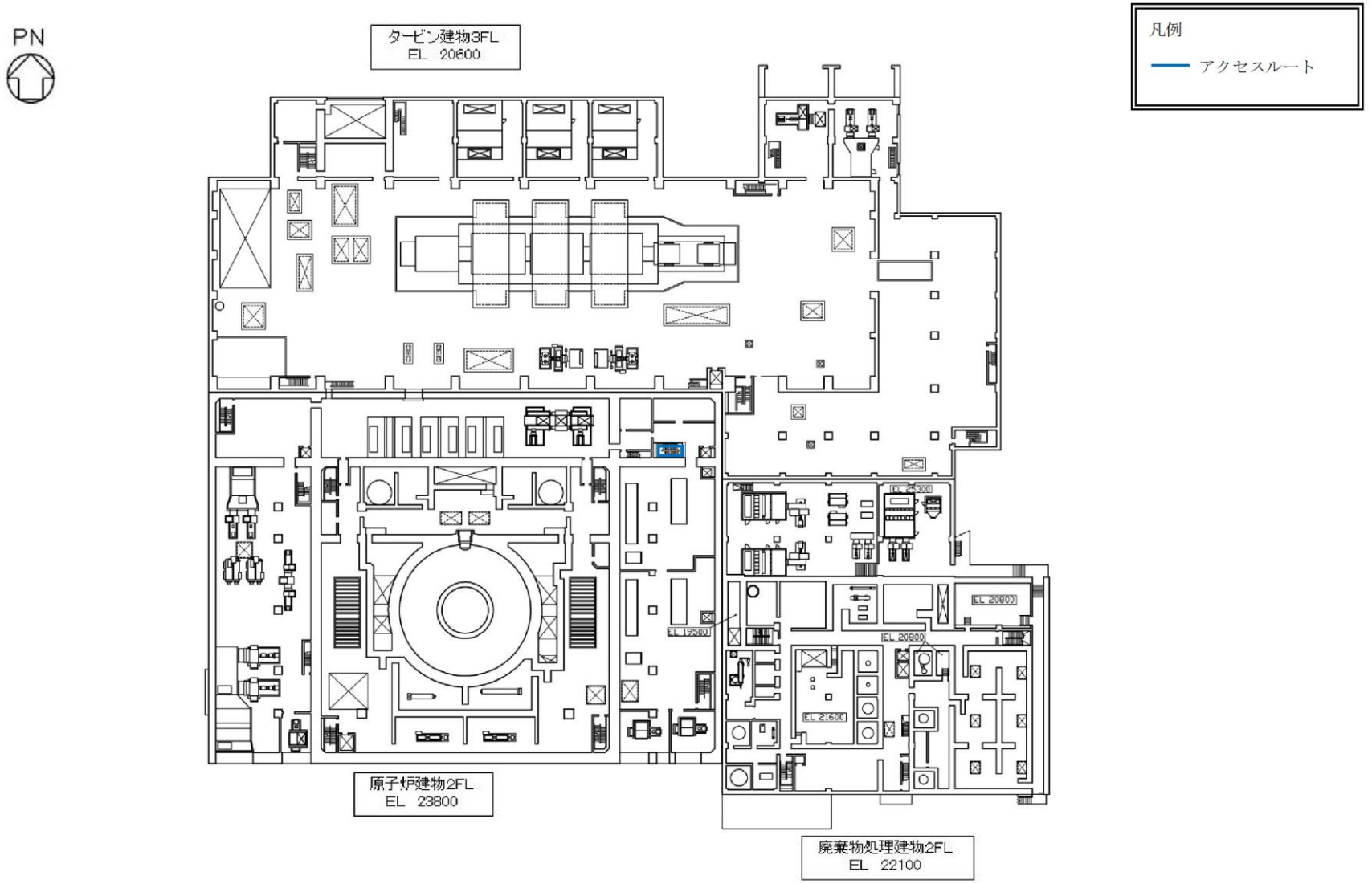


第 58－7－1 図　第１ベントフィルタ出口水素濃度 保管場所及びアクセスルート

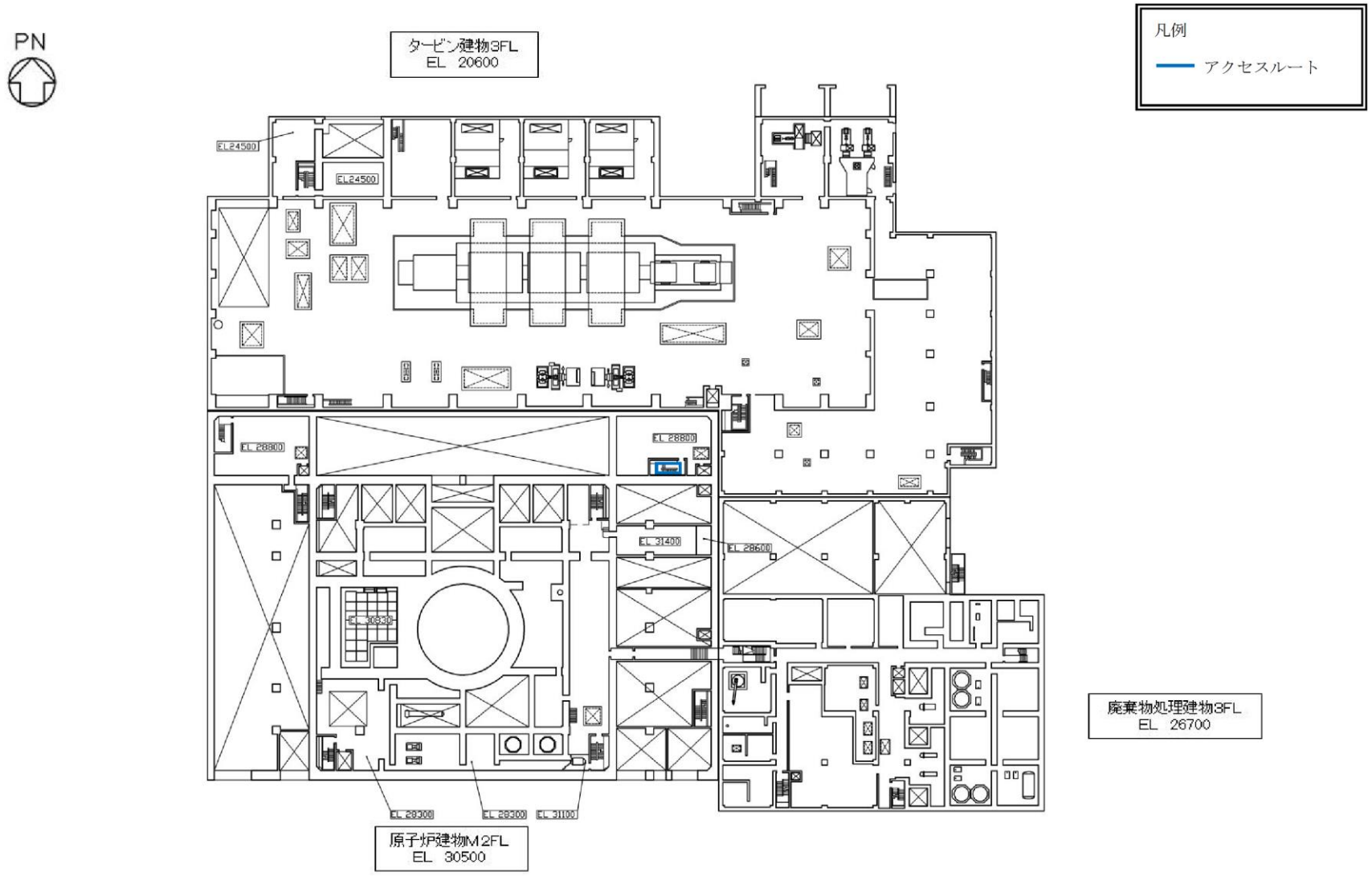


第58－7－2図　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（1／4）

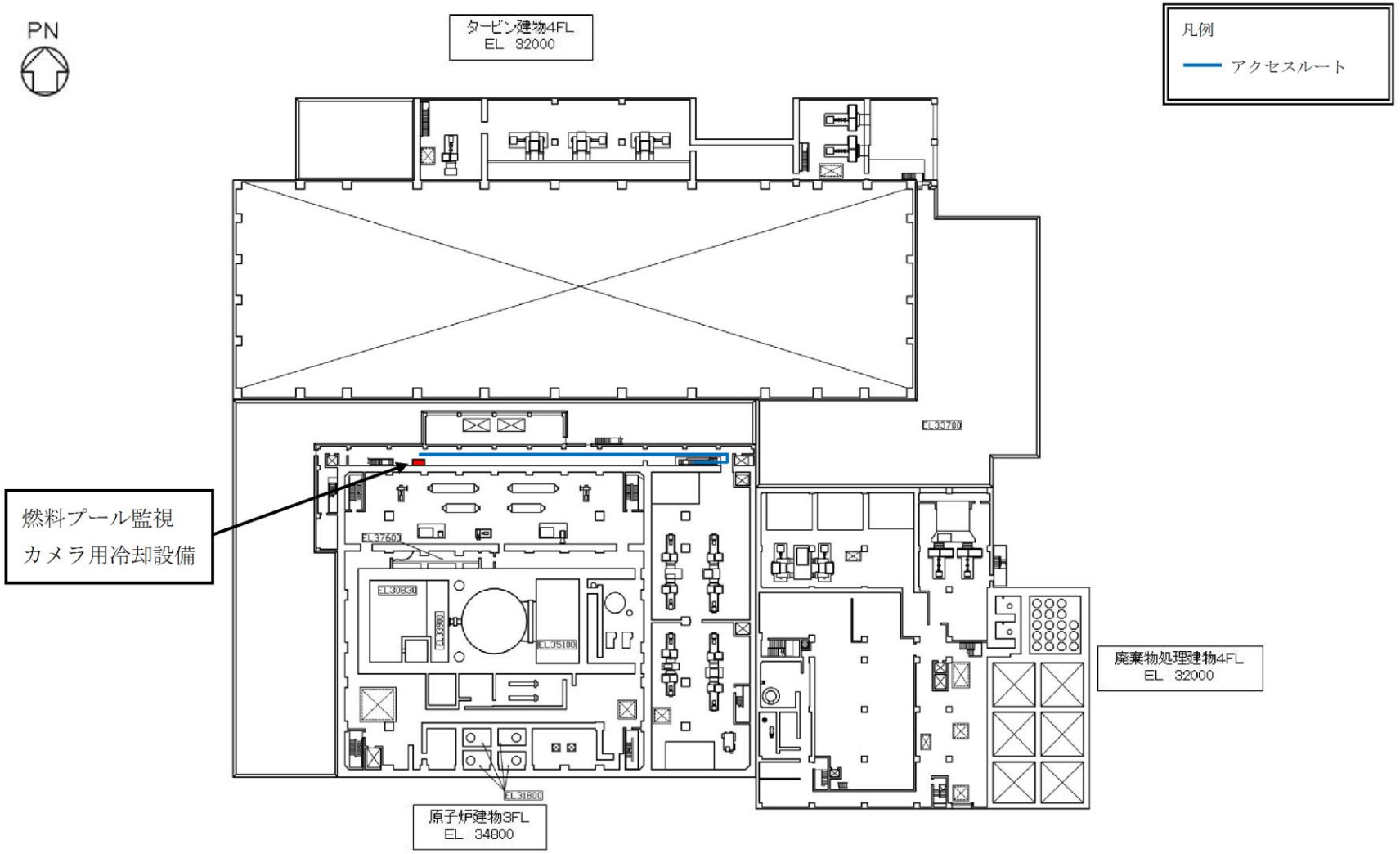
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第58－7－3図　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（２／４）



第58－7－4図　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（３／４）



第 58－7－5 図　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（４／４）

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

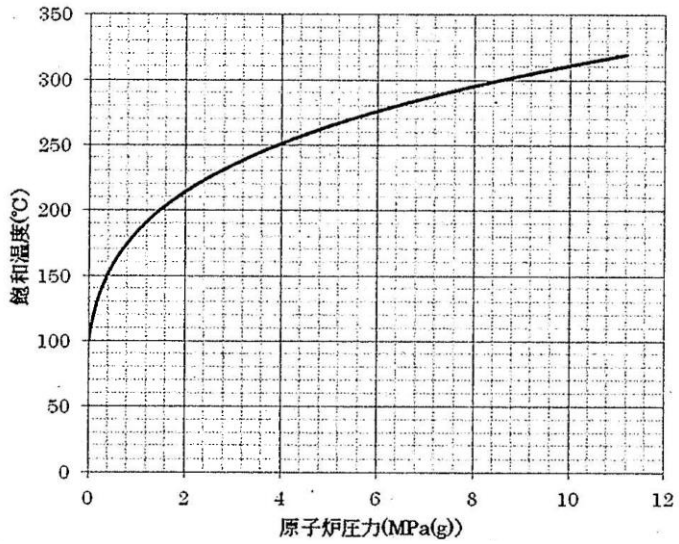
(a)　主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の温度）

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（ＳＡ）	０～500℃	最大値：302℃
代替パラメータ	①　原子炉圧力	０～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	①　原子炉圧力（ＳＡ）	０～11MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	①　原子炉水位（広帯域）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	①　原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1
	①　原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※1	－798～132cm※1
	②　残留熱除去系熱交換器入口温度	０～200℃	最大値：90℃
	※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		
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。 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。 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。		
推定方法	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（ＳＡ）の監視が不可能となった場合には，原子炉水位が燃料棒有効長頂部（ＴＡＦ）以上の場合は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力により原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が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。 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である。 推定方法は，以下の通りである。		

①原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）

原子炉水位がＴＡＦ以上の場合には，飽和状態と想定し，飽和温度／圧力の関係を利用し，第58－8－1図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。

推定可能範囲：100～約320℃



飽和温度（℃）	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
320	11.2

第58－8－1図　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ）

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

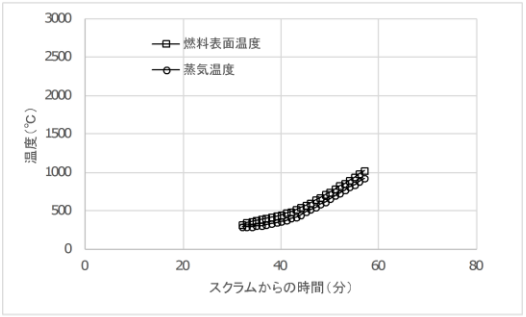
※推定概要

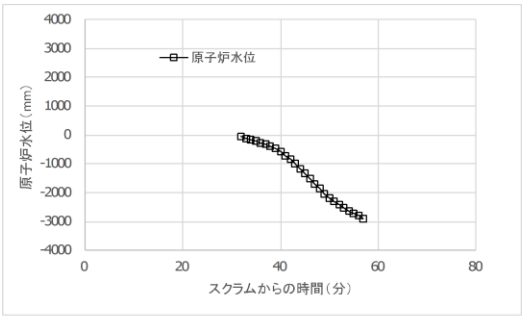
＜推定方法＞

第58－8－2図に示すシートに時間（スクラムからの時間），原子炉水位を入力することにより，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。 第58－8－2図　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より炉水の温度を測定する。
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

スクラムからの時間(min)	原子炉水位（燃料域）(mm)	崩壊熱 (MW)	燃料表面温度 (℃)	蒸気温度 (℃)
32.0	−38	40.66	327	287
33.0	−110	40.28	352	292
34.0	−164	39.91	369	298
35.0	−211	39.55	383	304
36.0	−260	39.21	395	310
37.0	−318	38.87	407	318
38.0	−391	38.55	420	329
39.0	−479	38.24	435	342
40.0	−586	37.93	452	358
41.0	−711	37.64	472	377
42.0	−851	37.35	494	399
43.0	−1006	37.08	519	425
44.0	−1171	36.81	546	453
45.0	−1343	36.55	575	483
46.0	−1518	36.29	606	515
47.0	−1692	36.04	639	548
48.0	−1861	35.80	673	583
49.0	−2022	35.57	708	619
50.0	−2172	35.34	745	656
51.0	−2309	35.12	782	693
52.0	−2431	34.90	821	731
53.0	−2539	34.69	859	769
54.0	−2636	34.49	898	807
55.0	−2723	34.28	938	845
56.0	−2807	34.09	978	884
57.0	−2896	33.90	1019	924



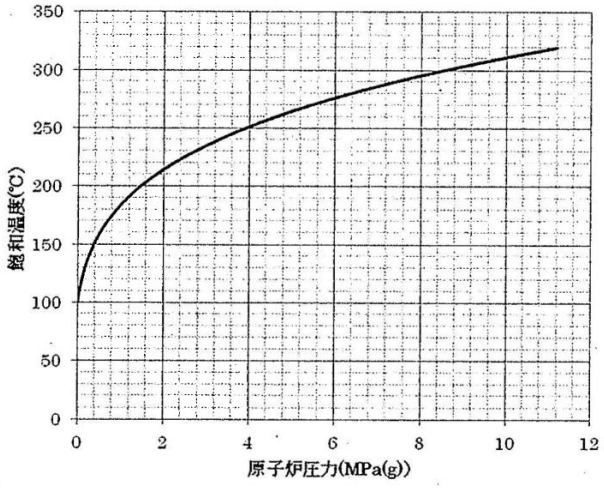


	水の温度を計測可能である。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握する事であり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約７MPa［gage］（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±0.20MPa［gage］から温度に換算した場合は287±２℃程度，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±0.09MPa［gage］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：±4.0℃）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（原子炉圧力容器内の圧力）

項　目	原子炉圧力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～11MPa［gage］	最大値：8.29MPa［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：8.29MPa［gage］
	① 原子炉圧力（原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	0～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	② 原子炉水位（広帯域）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	② 原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1
	② 原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※1	－798～132cm※1
	② 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	0～500℃	最大値：302℃
	※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を実施することである。		

推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（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。 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。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。 推定方法は，以下の通りである。 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（ＳＡ） 飽和温度／圧力の関係を利用し，第58－8－3図を用いて原子炉圧力容器温度（ＳＡ）より原子炉圧力を推定する。なお，原子炉圧力容器の破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 推定可能範囲：０～約11MPa［gage］



飽和温度（℃）	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
320	11.2

第58－8－3図　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（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）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事であり，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：±0.20MPa，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±0.09MPa）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（なお，原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は，原子炉圧力で－0.148MPa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（ＳＡ））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：0.25MPa［gage］（飽和温度：約139℃），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，原子炉圧力容器温度（ＳＡ）の誤差：約±10.0℃から圧力に換算した場合はそれぞれ0.25±0.12MPa[gage]程度，7.0±1.2MPa[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）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1
	原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※1	－798～132cm※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）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	①　原子炉水位（燃料域）（原子炉水位（ＳＡ）の代替）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1
	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）	－900～150cm※1	－798～132cm※1
	②　高圧原子炉代替注水流量	0～150m^3/h	－
	②　代替注水流量（常設）	0～300m^3/h	－
	②　低圧原子炉代替注水流量	0～200m^3/h	－
	②　低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	0～50m^3/h	－
	②　原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m^3/h	0～99m^3/h
	②　高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,314m^3/h
	②　残留熱除去ポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,380m^3/h
	②　低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,314m^3/h
	②　残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m^3/h	－
	③　原子炉圧力	0～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	③　原子炉圧力（ＳＡ）	0～11MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	③　サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
	※1：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		

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	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量（高圧原子炉代替注水流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量）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）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）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，以下の通りである。 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。 ② 原子炉圧力容器への注水流量 第58－8－4図より原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。 原子炉水位変化率[cm/min] ＝原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差［m^3/h］ ／60［min］／[redacted] 原子炉圧力容器容量レベル換算 [redacted] 推定可能範囲：全範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	 第58－8－4図　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た水位の推定 ③ 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧が［　　］［gage］以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。
推定の評価	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。 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

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	り，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ③ 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）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。 ※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。 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・プール水位上昇傾向変化により推定する。 ＜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：±11cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm，原子炉水位（ＳＡ）の誤差：±8.4cm）を考慮した上で対応することにより,重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（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（高圧原子炉代替注水流量の誤差：±3.0m^3/h，代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m^3/h，低圧原子炉代替注水流量の誤差：±4.0m^3/h，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の誤差：±1.0m^3/h，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.0m^3/h，高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m^3/h，残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±45m^3/h，低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m^3/h，残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m^3/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。 代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ））による推定では，原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，

	原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±0.09MPa，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPaから，原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の差圧誤差：約0.2MPa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。 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。

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

項　目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	高圧原子炉代替注水流量	0～150m^3/h	－
	代替注水流量（常設）	0～300m^3/h	－
	低圧原子炉代替注水流量	0～200m^3/h	－
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	0～50m^3/h	－
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m^3/h	0～99m^3/h
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,314m^3/h
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,380m^3/h
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,314m^3/h
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m^3/h	－
代替パラメータ	① サプレッション・プール水位（ＳＡ）（高圧原子炉代替注水流量，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量及び残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	－0.80～5.50m※2	－0.5～0m※2
	① 低圧原子炉代替注水槽水位（代替注水流量（常設）の代替）	0～1,500m^3（0～12,542mm）	－
	② 原子炉水位（広帯域）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	② 原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1

	② 原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※1	－798～132cm※1
	※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		
	※２：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）		
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。		
推定方法	原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源であるサプレッション・プール又は低圧原子炉代替注水槽，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，以下の通りである。 ①サプレッション・プール水位（ＳＡ） サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲 第58－8－5図　サプレッション・プールの水位容量曲線		

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	①低圧原子炉代替注水槽水位 低圧原子炉代替注水槽の水量の変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水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，炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲 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) 第58－8－6図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。 原子炉注水量［m^3/h］ ＝［　　］×原子炉水位変化率［cm/min］×60［min］＋崩壊熱除去に必要な注水量［m^3/h］ 原子炉圧力容器容量水量レベル換算［　　］ 推定可能範囲：全範囲 ［　　］ 第58－8－6図　崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定
推定の評価	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） サプレッション・プール水位（ＳＡ）による推定方法は，サプレッション・プールを水源として使用し，かつ，サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

①低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は，低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し，かつ，低圧原子炉代替注水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。

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。

＜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（サプレッション・プール水位（ＳＡ），低圧原子炉代替注水槽水位）による推定は，水源の水量又は水位変化量から，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。（「サプレッション・プールの水位容量曲線」より，サプレッション・プール水位（ＳＡ）の誤差：±0.05mから流量に換算した場合は［　　］程度。低圧原子炉代替注水槽水位の誤差：±12m^{3}から流量に換算した場合は［　　］程度。）

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：±11cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm，原子炉水位（ＳＡ）の誤差：±8.4cm）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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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	代替注水流量（常設）	0～300m^3/h	－
	格納容器代替スプレイ流量	0～150m^3/h	－
	ペデスタル代替注水流量	0～150m^3/h	－
	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	0～50m^3/h	－
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m^3/h	－
代替パラメータ	① 低圧原子炉代替注水槽水位（代替注水流量（常設）の代替）	0～1,500m^3（0～12,542mm）	－
	① ドライウェル圧力（ＳＡ）（格納容器代替スプレイ流量の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	① サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（格納容器代替スプレイ流量の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
	① ドライウェル水位（格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の代替）	－3.0m※2，－1.0m※2，＋1.0m※2	－
	① サプレッション・プール水位（ＳＡ）（格納容器代替スプレイ流量の代替）	－0.80～5.50m※1	－0.5～0m※1
	① ペデスタル水位（格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の代替）	＋0.1m※3，＋1.2m※3，＋2.4m※3，＋2.4m※3	－
	① 残留熱代替除去系原子炉注水流量（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～50m^3/h	－
	① 残留熱代替除去ポンプ出口圧力（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～3MPa［gage］	－
	② ドライウェル圧力（ＳＡ）（代替注水流量（常設）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］

	②	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（代替注水流量（常設）の代替）	０～1,000kPa[abs]	最大値：206kPa[gage]
	②	ドライウェル水位（代替注水流量（常設）の代替）	－3.0m※2，－1.0m※2，＋1.0m※2	－
	②	サプレッション・プール水位（ＳＡ）（代替注水流量（常設）の代替）	－0.80～5.50m※1	－0.5～０m※1
	②	ペデスタル水位（代替注水流量（常設）の代替）	＋0.1m※3，＋1.2m※3，＋2.4m※3，＋2.4m※3	－
	※１：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）		
	※２：基準点は格納容器底面（EL10100）		
	※３：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）		
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	原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである代替注水流量（常設），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）及び残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の計測が困難になった場合，以下の通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。 代替注水流量（常設）の監視が不可能となった場合には，水源である低圧原子炉代替注水槽より注水量を推定する。また，格納容器内圧力，注水先のサプレッション・プール水位（ＳＡ），ドライウェル水位，ペデスタル水位により注水量を推定する。 格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合には，格納容器内圧力，注水先のサプレッション・プール水位（ＳＡ），ドライウェル水位，ペデスタル水位により注水量を推定する。 ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の監視が不可能となった場合には，注水先のペデスタル水位，ドライウェル水位により注水量を推定する。 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合には，残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力により注水量を推定する。		

推定方法は，以下の通りである。

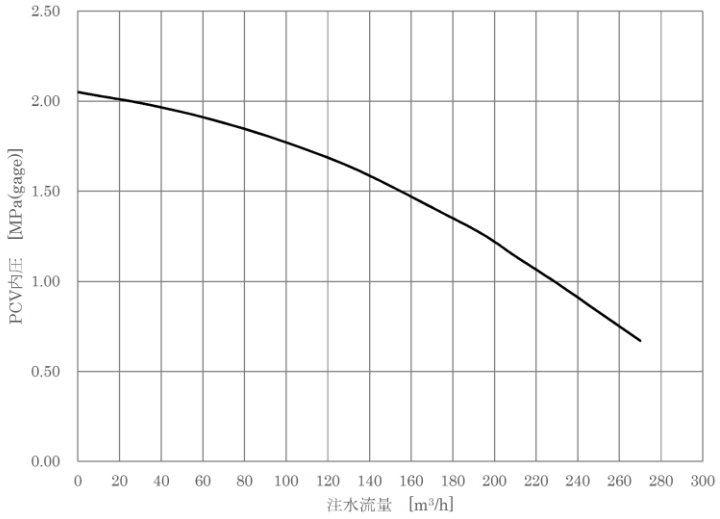
①低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽の水量の変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水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原子炉格納容器内の圧力・温度にてあわせて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

①②ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

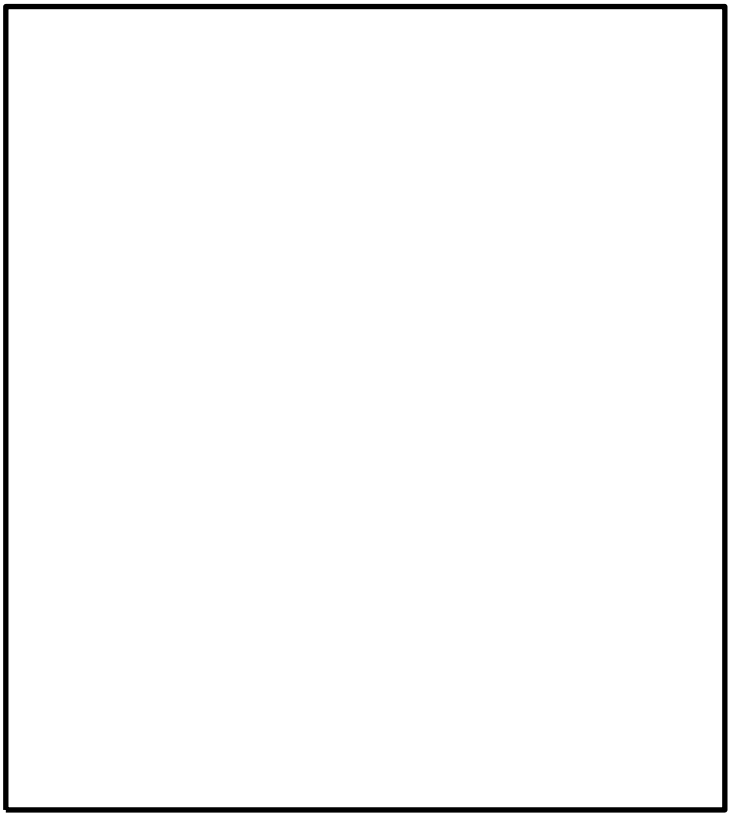
低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車にて注水を行う場合には，運転状態を確認し，ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の注水先圧力より注水流量を推定する。



第58－8－7図　低圧原子炉代替注水ポンプによる注水特性

①残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。



第58－8－8図　残留熱代替除去ポンプ性能曲線

①②サプレッション・プール水位（ＳＡ）

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

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲



第58－8－9図　サプレッション・プールの水位容量曲線

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

①②ドライウェル水位

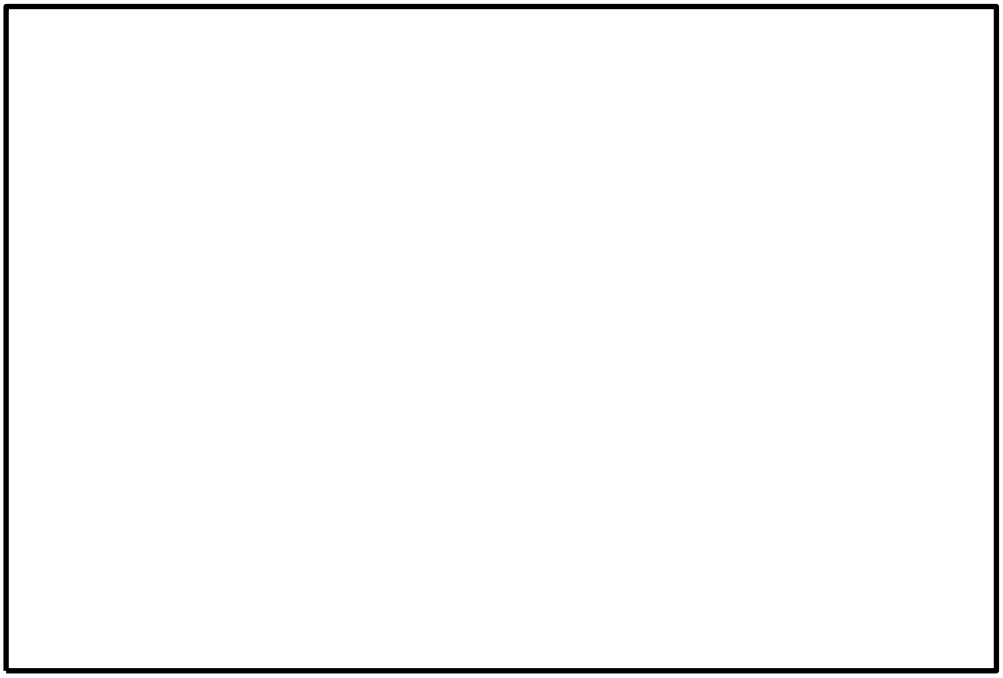
ドライウェルの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。



第58－8－10図　ドライウェルの水位容量曲線

①②ペデスタル水位

原子炉格納容器下部の水位容量曲線を用いて，ペデスタル水位の上昇量から注水水量を推定する。具体的には，原子炉格納容器下部の平面積：[　　]とペデスタル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。



第58－8－11図　原子炉格納容器下部の水位容量曲線

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

推定の評価	①低圧原子炉代替注水槽水位 低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は，低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し，かつ，低圧原子炉代替注水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，水源の水量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。 ①②ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）による推定方法は，注水特性を用いる上でドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）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。 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力による推定方法は，ポンプの出口圧力と流量の関係から残留熱代替除去ポンプの総流量を推定するものであり，総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため，推定に適用できる。 ①②サプレッション・プール水位（ＳＡ） サプレッション・プール水位（ＳＡ）による推定方法は，他の系統からのサプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。 ①②ドライウェル水位 ドライウェル水位による推定方法は，他の系統からのドライウェルへの注水流量が把握できる場合に適用できる。 ①②ペデスタル水位 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溶融炉心を冷却するため，初期水張り：2.4m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。

＜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事であり，代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽水位）による推定は，水源の水量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。（低圧原子炉代替注水槽水位の誤差：±12m^{3}から流量に換算した場合は［　　］程度。）

代替パラメータ（ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ））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。

代替パラメータ（残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力）による推定では，残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力の計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（「残留熱代替除去ポンプの注水特性」より，例えば流量120m^3/hにおける残留熱代替除去ポンプ出口圧力での誤差：±0.024MPaを流量に換算した場合は［　　］程度である。これに残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m^3/hを考慮した場合，誤差は［　　］程度である。）

代替パラメータ（サプレッション・プール水位（ＳＡ），ドライウェル水位，ペデスタル水位）による推定では，注水先の水位から注水量の傾向を把握でき，計器誤差（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の誤差：±0.05m，ドライウェル水位の誤差：±10mm，ペデスタル水位の誤差：±10mm。）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。

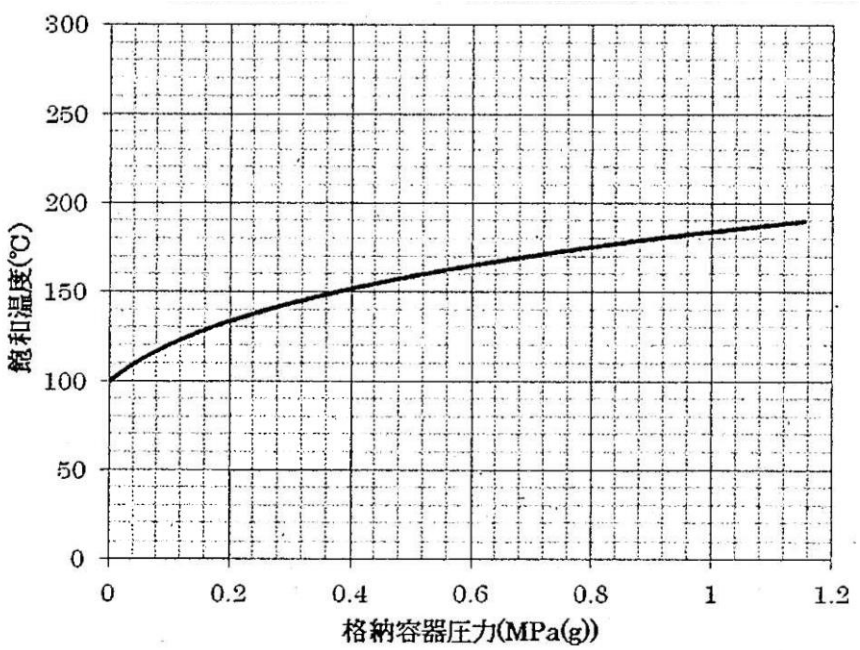
以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

項　目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウェル温度（ＳＡ）	0～300℃	最大値：145℃
	ペデスタル温度（ＳＡ）	0～300℃	最大値：145℃
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	0～300℃	－
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	0～200℃	最大値：88℃
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	0～200℃	最大値：88℃
代替パラメータ	① ペデスタル温度（ＳＡ）（ドライウェル温度（ＳＡ）の代替）	0～300℃	最大値：145℃
	① ドライウェル温度（ＳＡ）（ペデスタル温度（ＳＡ）の代替）	0～300℃	最大値：145℃
	① サプレッション・プール水温度（ＳＡ）（サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の代替）	0～200℃	最大値：88℃
	① サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）（サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の代替）	0～200℃	最大値：88℃
	② ドライウェル圧力（ＳＡ）（ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	② サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
	③ サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［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	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，代替パラメータの原子炉格納容器内圧力，格納容器内温度（原子炉格納容器内の他の計測箇所）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合は，以下の通り代替パラメータにより推定する。 ・ドライウェル温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合には，ペデスタル温度（ＳＡ）により推定する。 ・ペデスタル温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合には，ドライウェル温度（ＳＡ）により推定する。 ・サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）により推定する。 ・サプレッション・プール水温度（ＳＡ）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・チェンバ温度（ＳＡ）により推定する。 ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ドライウェルの圧力が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第58－8－12図よりドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ）の推定を行う。 推定可能範囲：100℃～180℃

	 第58－8－12図　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定 ②③サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ）の推定方法と同様。
推定の評価	①ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ） 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ドライウェル圧力（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ）による推定方法は，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に必要な情報を得ることができる。 ②③サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ）と同様

＜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事であり，代替パラメータ（ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ））による推定は，温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力：約427kPa［gage］（飽和温度：約154℃）に対して，原子炉格納容器内圧力の誤差：±8.1kPaから温度に換算した場合は154±１℃程度）

代替パラメータ（ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ））による推定では，同一物理量からの推定であり，計器誤差（ドライウェル温度（ＳＡ）の誤差：±6.0℃，ペデスタル温度（ＳＡ）の誤差：±6.0℃，サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の誤差：±4.0℃，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の誤差：±2.0℃）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。

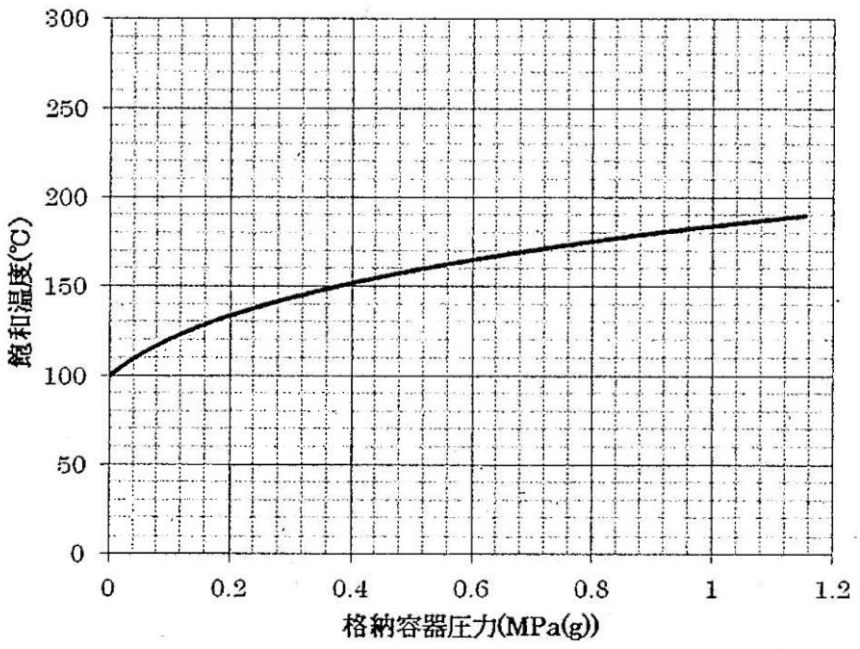
本推定方法は，この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の温度推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。

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。

なお，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。

(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）

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウェル圧力（ＳＡ）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
代替パラメータ	① サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（ドライウェル圧力（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
	① ドライウェル圧力（ＳＡ）（サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	② ドライウェル温度（ＳＡ）（ドライウェル圧力（ＳＡ）の代替）	0～300℃	最大値：145℃
	② サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）（サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の代替）	0～200℃	最大値：88℃
	② ペデスタル温度（ＳＡ）（ドライウェル圧力（ＳＡ）の代替）	0～300℃	最大値：145℃
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	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他の計測箇所），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。 推定方法は以下の通りである。 ①ドライウェル圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，ドライウェル圧力（ＳＡ）の計測が困難になった場合，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）により推定する。（サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）を推定する場合はドライウェル圧力（ＳＡ）にて推定。） ②ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ） 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，第58－8－13図より原子炉格納容器内の圧力の推定を行う。 推定可能範囲：101～1,000kPa［abs］  第58－8－13図　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ドライウェル圧力（ＳＡ）及びサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） 原子炉格納容器内のドライウェル側又はサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，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。 なお，格納容器スプレイ（Ｄ／Ｗスプレイ）時は，サプレッション・チェンバ圧力＞ドライウェル圧力の関係になるため，真空破壊弁により差圧3.4kPa以内で推移する。（残留熱代替除去系運転時や格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動）また，サプレッション・チェンバ側の除熱（格納容器ベント（Ｓ／Ｃ側ベント）やサプレッション・プール冷却等）を実施するときは，サプレッション・チェンバ圧力＜ドライウェル圧力の関係になるため，ドライウェル側からベント管を通してサプレッション・チェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウェル圧力からサプレッション・プール水頭圧分を除いた値がサプレッション・チェンバ圧力と同じ挙動を示す。（例えば，通常水位（サプレッション・チェンバ床面から約3.6m）のとき，水頭圧は約12kPaであり，ドライウェル圧力＝サプレッション・チェンバ圧力＋12kPaの関係） ②ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ）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。 ＜誤差による影響について＞ 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事であり，代替パラメータ（ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ））による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊弁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（ドライウェル圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェン

	バ温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ））による推定は，圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，原子炉格納容器内の圧力：約427kPa［gage］（飽和温度：約154℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差：約±6.0℃から圧力に換算した場合は427±122kPa［gage］程度） 本推定方法は，このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，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。 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。 なお，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。

(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	ドライウェル水位	－3.0m※2，－1.0m※2，＋1.0m※2	－
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	－0.80～5.50m※1	－0.5～0m※1
	ペデスタル水位	＋1.0m※3，＋1.2m※3，＋2.4m※3，＋2.4m※3	－
代替パラメータ	①　サプレッション・プール水位（ＳＡ）（ドライウェル水位の代替）	－0.80～5.50m※1	－0.5～0m※1
	①　代替注水流量（常設）（サプレッション・プール水位（ＳＡ），ペデスタル水位の代替）	0～300m^3/h	－
	①　低圧原子炉代替注水流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～200m^3/h	－
	①　低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～50m^3/h	－
	①　格納容器代替スプレイ流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ），ペデスタル水位の代替）	0～150m^3/h	－
	①　ペデスタル代替注水流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ），ペデスタル水位の代替）	0～150m^3/h	－
	①　ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～50m^3/h	－
	②　代替注水流量（常設）（ドライウェル水位の代替）	0～300m^3/h	－
	②　低圧原子炉代替注水流量（ドライウェル水位の代替）	0～200m^3/h	－
	②　低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）（ドライウェル水位の代替）	0～50m^3/h	－

	② 格納容器代替スプレイ流量（ドライウェル水位の代替）	0～150m^3/h	－
	② ペデスタル代替注水流量（ドライウェル水位の代替）	0～150m^3/h	－
	② ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）（ドライウェル水位の代替）	0～50m^3/h	－
	② 低圧原子炉代替注水槽水位（サプレッション・プール水位（ＳＡ），ペデスタル水位の代替）	0～1,500m^3（0～12,542mm）	－
	③ 低圧原子炉代替注水槽水位（ドライウェル水位の代替）	0～1,500m^3（0～12,542mm）	－
	③ ［サプレッション・プール水位］※（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	－0.5～0.5m※1	－0.5～0m※1
	※１：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）		
	※２：基準点は格納容器底面（EL10100）		
	※３：コリウムシールド上表面（EL6706）		
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，格納容器ベントを実施する際のドライウェル水位，サプレッション・プール水位（ＳＡ）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。		
推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータであるドライウェル水位，サプレッション・プール水位（ＳＡ），ペデスタル水位の計測が困難となった場合，以下の通り代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。 ・ドライウェル水位の監視が不可能となった場合，サプレッション・プール水位（ＳＡ）の水位変化，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の注水量，水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により，ドライウェル水位を推定できる。		

	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）の監視が不可能となった場合，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の注水量，水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により，サプレッション・プールの水位を推定する。 ・ペデスタル水位の監視が不可能となった場合，代替注水流量（常設），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量の注水量，水源である低圧原子炉代替注水槽の水量変化により，ペデスタル水位を推定できる。 推定方法は以下の通りである。 ①サプレッション・プール水位（ＳＡ） サプレッション・プール水位（ＳＡ）の水位変化からドライウェル水位を推定する。 ①②代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）から注水量を算出し，注入先であるドライウェル水位，サプレッション・プール水位（ＳＡ），ペデスタル水位を推定する。なお，原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にあわせて確認する。 ・ドライウェル水位 ドライウェルの水位容量曲線を用いて，注水した水量から水位を推定する。 推定可能範囲：０ｍ～約1.0ｍ（格納容器底面基準）

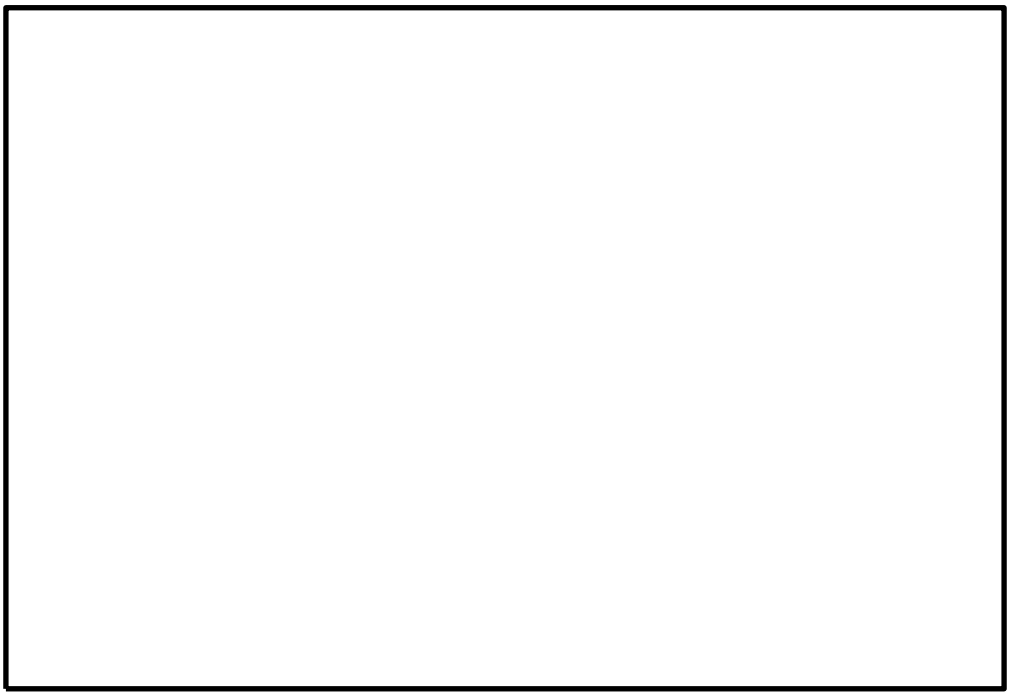


第58－8－14図　ドライウェルの水位容量曲線

・サプレッション・プール水位（ＳＡ）

サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，注水した水量から水位を推定する。

推定可能範囲：通常水位～約5.5m（通常水位基準）



第58－8－15図　サプレッション・プールの水位容量曲線

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

・ペデスタル水位

原子炉格納容器下部の水位容量曲線を用いて,注水した水量から水位を推定する。

推定可能範囲：０m以上



第58－8－16図　原子炉格納容器下部の水位容量曲線

②低圧原子炉代替注水槽水位

低圧原子炉代替注水槽の水量変化量から注水した水量を推定する。低圧原子炉代替注水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原子炉格納容器内の圧力・温度にて合わせて確認する。

③［サプレッション・プール水位］

常用計器でサプレッション・プール水位を計測することにより，推定する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

推定の評価	① プレッション・プール水位（ＳＡ） サプレッション・プール水位（ＳＡ）による推定方法は，ドライウェル水位が「格納容器底面＋１m」を超えると同時にサプレッション・チェンバに流入し，サプレッション・プール水位の上昇傾向が把握できる場合に適用できる。 ①②代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）による推定方法は，直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており，水位確認に適用できる。 ②低圧原子炉代替注水槽水位 低圧原子炉代替注水槽水位による推定方法は，低圧原子炉代替注水槽を水源として使用し，かつ，低圧原子炉代替注水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。 ③［サプレッション・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・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，格納容器ベントを実施する際のドライウェル水位，サプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量を確認することである。 サプレッション・プール水位（ＳＡ）による推定は，サプレッション・チェンバに流入する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。（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の計器誤差：±0.05m） 代替パラメータ（代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，

	ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用））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。 （代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m³/hから，サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は[redacted]であり，有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差：[redacted]，原子炉格納容器下部の水位に換算した場合に誤差は[redacted]であり，有効性評価における200m³/h，約0.4時間で水張りを想定すると誤差：[redacted]） （格納容器代替スプレイ流量の誤差：±3.0m³/hから，サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は[redacted]であり，有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差：[redacted]，ペデスタル代替注水流量の誤差：±3.0m³/hから原子炉格納容器下部の水位に換算した場合に誤差は[redacted]であり，有効性評価における120m³/h，約0.5時間で水張りを想定すると誤差：[redacted]，低圧原子炉代替注水流量の誤差：±4.0m³/h，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の誤差：±1.0m³/h，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の誤差：±1.0m³/h） 代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽水位）による推定は，水源の水量変化量から，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。（低圧原子炉代替注水槽水位の誤差±12m³から注水量に換算した場合の誤差は[redacted]で，サプレッション・プール水位に換算すると[redacted]であり，有効性評価における32時間ベントを想定すると誤差：[redacted]，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[redacted]） 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）

※：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	格納容器水素濃度（ＳＡ）	０～100vol％	０～2.0vol％
	格納容器水素濃度（Ｂ系）	０～５vol％／ ０～100vol％	０～2.0vol％
代替パラメータ	格納容器水素濃度（Ｂ系） ①（格納容器水素濃度（ＳＡ）の代替）	０～５vol％／ ０～100vol％	０～2.0vol％
	格納容器水素濃度（ＳＡ） ①（格納容器水素濃度（Ｂ系）の代替）	０～100vol％	０～2.0vol％
	②［格納容器水素濃度（Ａ系）］※	０～５vol％／ ０～100vol％	０～2.0vol％
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おそれのある濃度にあるかどうか確認することである。		
推定方法	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水素濃度（Ｂ系）（格納容器水素濃度（Ｂ系）を推定する場合は格納容器水素濃度（ＳＡ）にて推定）により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器水素濃度（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水素濃度（Ｂ系）により推定する。 格納容器水素濃度（Ｂ系）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器水素濃度（ＳＡ）により推定する。 ②［格納容器水素濃度（Ａ系）］ 常用計器で格納容器内水素濃度を計測することにより，推定する。		

推定の評価	①格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器水素濃度（ＳＡ）又は格納容器水素濃度（Ｂ系）による推定は格納容器水素濃度を計測するものであり，推定方法として妥当である。 ②［格納容器水素濃度（Ａ系)］ 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができる。 ＜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（格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系)）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（格納容器水素濃度（ＳＡ）の誤差：±2.0vol％，格納容器水素濃度（Ｂ系）の誤差：±3.2vol％）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。

（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

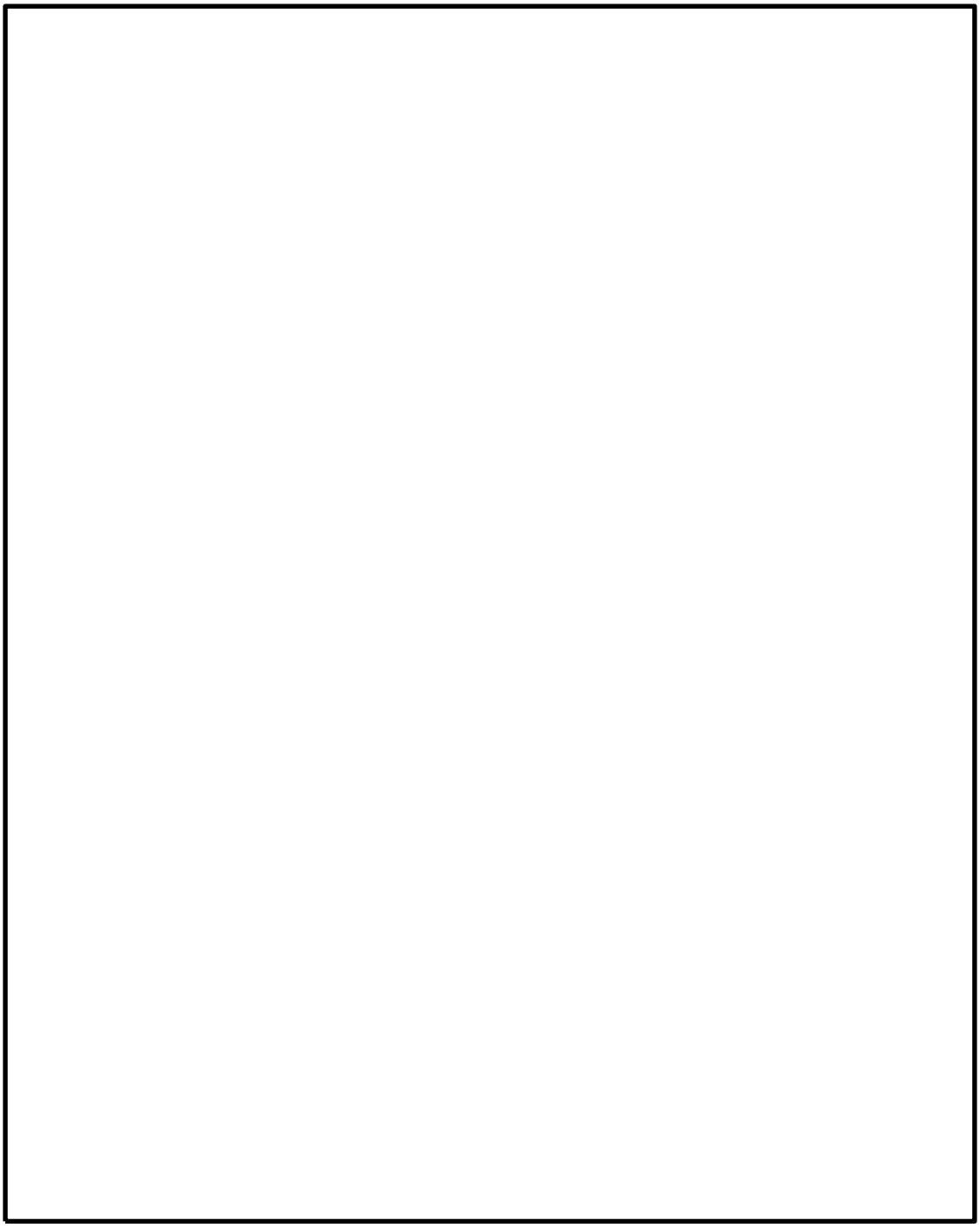
項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満
代替パラメータ	①　[エリア放射線モニタ]※	10^{-3}～10^{1}mSv/h	－
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量を監視する目的は，燃料損傷を推定することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）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。 ①[エリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合，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。 ＜推定方法＞ 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，配管近傍は線量率が上昇することが予想される。 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線量率計測値から配管内の放射性物質濃度を第58－8－17図より推定し，さらに配管内の放射性物質濃度が同程度と仮定することにより，第58－8－18図よりＰＣＶ内の線量率を推定する。		

＜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。

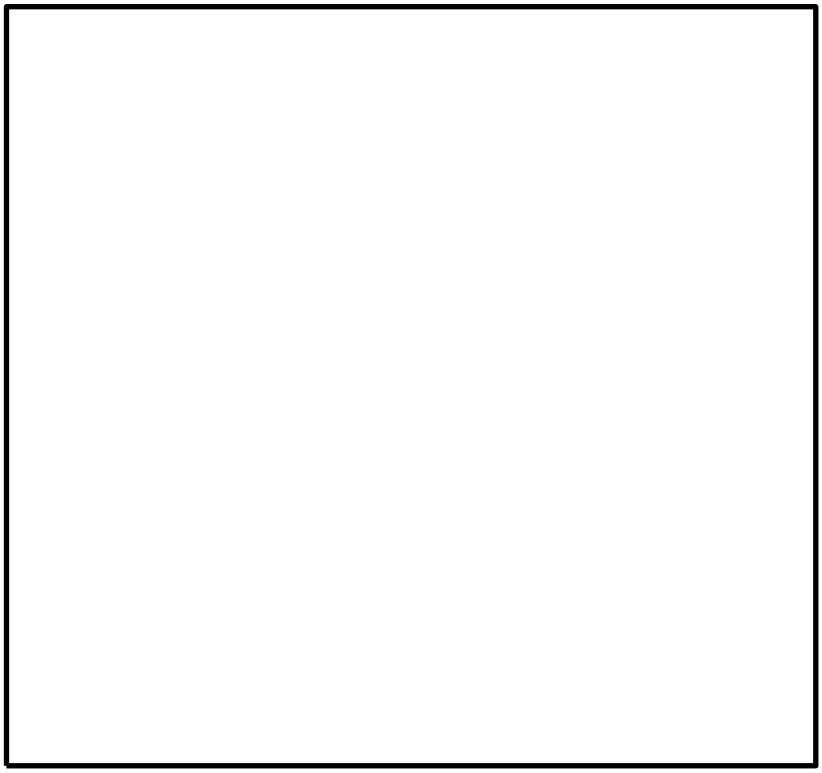
・燃料から放出された希ガスがＰＣＶ内に均一に充満すると仮定し，ＡＯ弁手前までの配管内にはＰＣＶ内と同濃度で充満するものと仮定し，この配管内希ガスを線源とする。

・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。



第58－8－17図　エリア放射線モニタの位置と線量率評価値

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	 第58－8－18図　ＰＣＶ内線量率推定値
推定の評価	①[エリア放射線モニタ] 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雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）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。 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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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	中性子源領域計装	10^{-1}～10^{6} s^{-1} (1.0×10^{3}～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約21倍
	中間領域計装	0～40%又は0～125% (1.0×10^{8}～ $1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約21倍
	平均出力領域計装	0～125% (1.2×10^{12}～ $2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約21倍
	[制御棒手動操作・監視系]※	全挿入～全引抜	－
代替パラメータ	①　平均出力領域計装（中性子源領域計装，中間領域計装，[制御棒手動操作・監視系]※の代替）	0～125% (1.2×10^{12}～ $2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約21倍
	①　中間領域計装（中性子源領域計装，平均出力領域計装，[制御棒手動操作・監視系]※の代替）	0～40%又は0～125% (1.0×10^{8}～ $1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約21倍
	①　中性子源領域計装（中間領域計装，平均出力領域計装，[制御棒手動操作・監視系]※の代替）	10^{-1}～10^{6} s^{-1} (1.0×10^{3}～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の約21倍
	②　[制御棒手動操作・監視系]※（平均出力領域計装，中間領域計装，中性子源領域計装の代替）	全挿入～全引抜	－
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		

推定方法	未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの中間領域計装，平均出力領域計装（中性子源領域計装を推定する場合は中間領域計装，平均出力領域計装にて推定）により推定する。 制御棒手動操作・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。 推定方法は，以下の通りである。 ①中性子源領域計装，中間領域計装，平均出力領域計装 中性子源領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの中間領域計装，平均出力領域計装により推定する。 中間領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの中性子源領域計装，平均出力領域計装により推定する。 平均出力領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの中性子源領域計装，中間領域計装により推定する。 ②[制御棒手動操作・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であるため，制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。
推定の評価	①中性子源領域計装，中間領域計装，平均出力領域計装 中性子源領域計装，中間領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②[制御棒手動操作・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。 ＜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事であり，代替パラメータ（中性子源領域計装，中間領域計装，平均出力領域計装）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（中性子源領域計装の誤差：$7.07\times10^{N-1}$～$1.42\times10^{N}\ s^{-1}$，N:－１～６，

	中間領域計装の誤差：±2.7%，平均出力領域計装の誤差：±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。 代替パラメータ(制御棒手動操作・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。 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。

(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認）

項目	最終ヒートシンクの確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	残留熱代替除去系		
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	0～200℃	最大値：88℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	最大値：90℃
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m^3/h	－
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m^3/h	－
	格納容器フィルタベント系		
	スクラバ容器水位	[redacted]	－
	スクラバ容器圧力	0～1MPa［gage］	－
	スクラバ容器温度	0～300℃	－
	第１ベントフィルタ出口水素濃度	0～20vol%／0～100vol%	－
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h 10^{-3}～10^{4}mSv/h	－
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～200℃	最大値：90℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	最大値：90℃
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1,500m^3/h	0～1,380m^3/h
代替パラメータ	残留熱代替除去系		
	① サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）（サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の代替）	0～200℃	最大値：88℃
	① サプレッション・プール水温度（ＳＡ）（残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）	0～200℃	最大値：88℃

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	①	サプレッション・プール水位（ＳＡ）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	－0.80～5.50m※2	－0.5～0m※2
	①	残留熱代替除去系原子炉注水流量（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～50m^3/h	－
	①	残留熱代替除去ポンプ出口圧力（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～3MPa［gage］	－
	②	原子炉水位（広帯域）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	②	原子炉水位（燃料域）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1
	②	原子炉水位（ＳＡ）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	－900～150cm※1	－798～132cm※1
	②	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	最大値：88℃
	②	ドライウェル温度（ＳＡ）（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～300℃	最大値：145℃
	②	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	最大値：88℃
	③	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	0～150m^3/h	－
	③	残留熱代替除去ポンプ出口圧力（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	0～3MPa［gage］	－
	④	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）（残留熱代替除去系原子炉注水流量の代替）	0～500℃	最大値:302℃
	格納容器フィルタベント系			
	①	ドライウェル圧力（ＳＡ）（スクラバ容器圧力の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	①	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（スクラバ容器圧力の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］

	格納容器水素濃度（ＳＡ） ① （第１ベントフィルタ出口水素濃度の代替）	０～100vol％	０～2.0vol％
	格納容器水素濃度（Ｂ系） ① （第１ベントフィルタ出口水素濃度の代替）	０～５vol％／ ０～100vol％	０～2.0vol％
	残留熱除去系		
	① 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）（残留熱除去系熱交換器入口温度の代替）	０～500℃	最大値： 302℃
	① サプレッション・プール水温度（ＳＡ）（残留熱除去系熱交換器入口温度の代替）	０～200℃	最大値： 88℃
	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）	０～200℃	最大値： 90℃
	① 残留熱除去ポンプ出口圧力（残留熱除去ポンプ出口流量の代替）	０～４MPa [gage]	最大値： 1.0MPa[gage]
	② 残留熱除去系熱交換器冷却水流量（残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）	０～1,500m^3/h	０～ 1,218m^3/h
	※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		
	※２：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）		

計測目的	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。 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。
推定方法	推定方法は，以下の通りである。 １．残留熱代替除去系 （１）サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ①サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ） サプレッション・プール水温度（ＳＡ）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・チェンバ温度（ＳＡ）によりサプレッション・プール水温度（ＳＡ）を推定する。

（２）残留熱除去系熱交換器出口温度

①サプレッション・プール水温度（ＳＡ）

残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価からサプレッション・プール水温度（ＳＡ）により推定する。

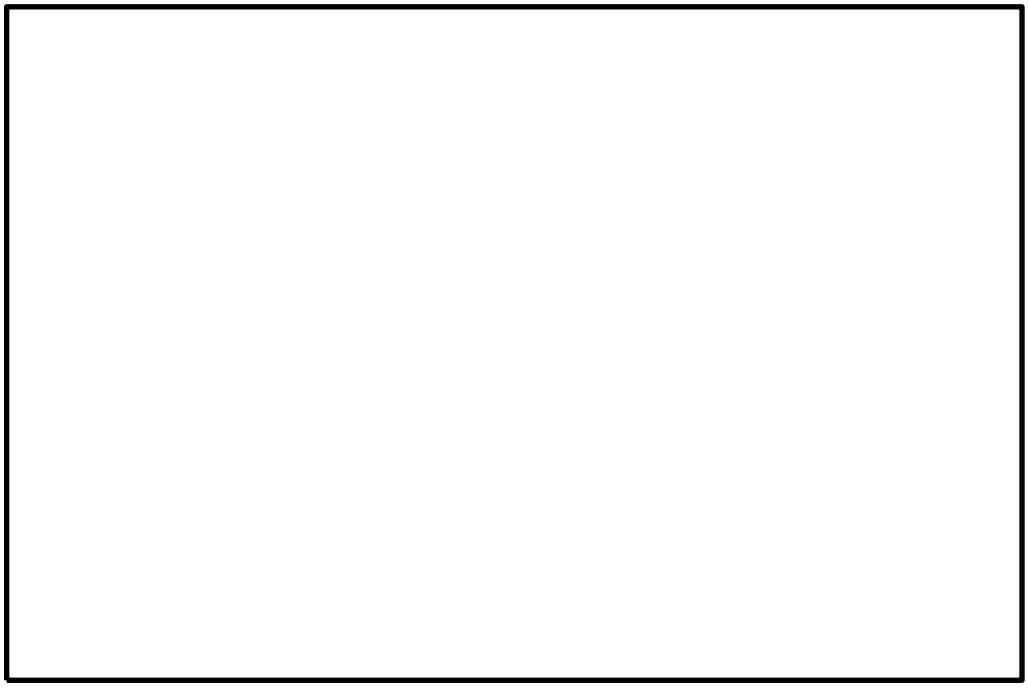
残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価（例として，サプレッション・チェンバ・プール側：約170℃に対して出口側は約80℃の評価）から，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定する。

（３）残留熱代替除去系原子炉注水流量

①サプレッション・プール水位（ＳＡ）

サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にあわせて確認する。

推定可能範囲：注水流量の計測範囲



第58－8－19図　サプレッション・プールの水位容量曲線

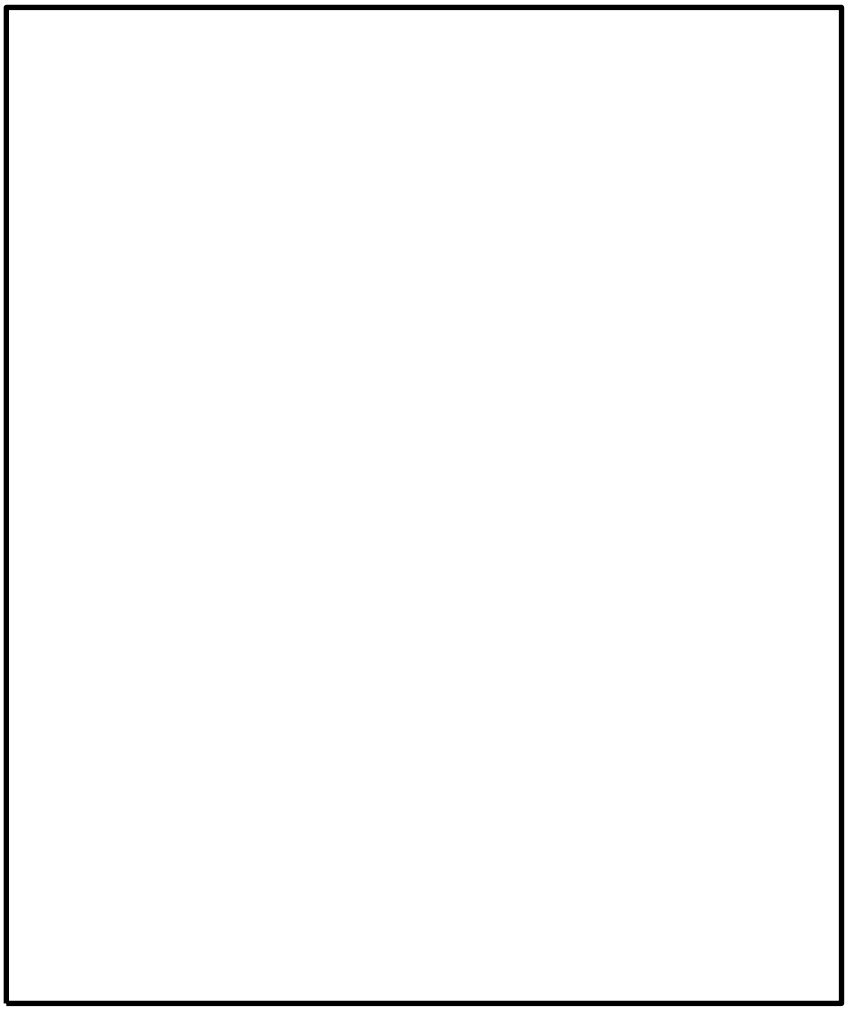
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ）
残留熱代替除去系原子炉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位変化により残留熱代替除去系原子炉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）

③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力
残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて，残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定する。

④原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）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。

（４）残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
①残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定する。



第58－8－20図　残留熱代替除去ポンプ性能曲線

②サプレッション・プール水温度（ＳＡ），ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）

残留熱代替除去系による冷却において，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度（ＳＡ），ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）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。

２．格納容器フィルタベント系

（１）スクラバ容器圧力

①ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

スクラバ容器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 格納容器フィルタベント系について 別紙25参照）。

（２）第１ベントフィルタ出口水素濃度

①格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）

第１ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器水素濃度（Ｂ系）により推定する。

３．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（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）

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（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）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。

（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

残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。

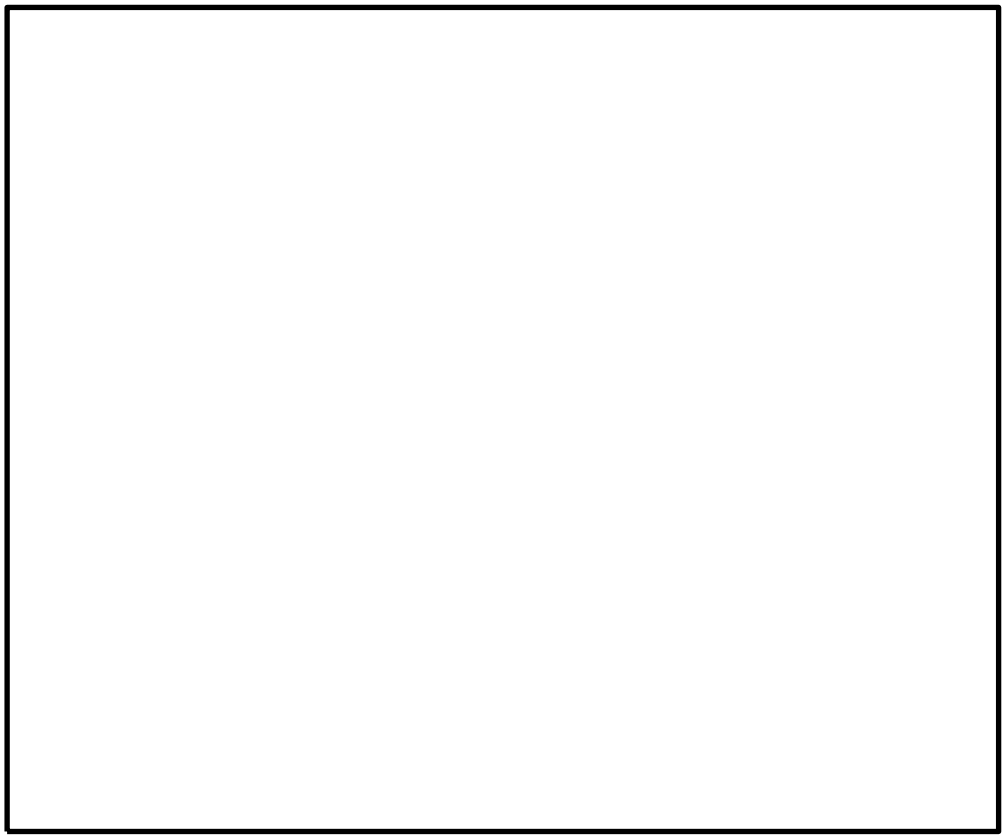
②残留熱除去系熱交換器冷却水流量

残留熱除去系熱交換器冷却水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。

（３）残留熱除去ポンプ出口流量

①残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去ポンプ出口圧力から残留熱除去ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。

	 第58－8－21図　残留熱除去ポンプ性能曲線
推定の評価	1．残留熱代替除去系 （1）サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ①サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ） サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）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・チェンバ温度の誤差：±4.0℃） （2）残留熱除去系熱交換器出口温度 ①サプレッション・プール水温度（ＳＡ） 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）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。 また，除熱対象であるサプレッション・プール水温度（ＳＡ）の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の誤差：

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

±2.0℃)。

（３）残留熱代替除去系原子炉注水流量

①サプレッション・プール水位（ＳＡ）

サプレッション・プール水位（ＳＡ）による推定方法は，サプレッション・プールを水源として使用し，かつ，サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の誤差：±0.05m）

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，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：±11cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm，原子炉水位（ＳＡ）の誤差：±8.4cm)。

③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去ポンプ出口圧力による推定方法は，ポンプの出口圧力と流量の関係から残留熱代替除去ポンプの総流量を推定するものであり，総流量と残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の差分が原子炉圧力容器への注水流量であるため，推定に適用できる。（残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の誤差：±3.0m^3/h，残留熱代替除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPa）

④原子炉圧力容器温度（ＳＡ）

除熱対象である原子炉圧力容器温度（ＳＡ）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（ＳＡ）の誤差：±10.0℃)。

（４）残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

①残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去ポンプ出口圧力による推定方法は，ポンプの出口圧力と流量の関係から残留熱代替除去ポンプの総流量を推定するものであり，総流量と残留熱代替除去系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため，推定に適用できる。

（残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0㎥/hと，「残留熱代替除去ポンプ性能曲線」より例えば流量120㎥/h に対して，残留熱代替除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPaから流量に換算した場合は120±[redacted]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・プール水温度（ＳＡ），ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）

除熱対象であるサプレッション・プール水温度（ＳＡ），ドライウェル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の誤差：±2.0℃，ドライウェル温度（ＳＡ）：±6.0℃，サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）の誤差：±4.0℃）。

２．格納容器フィルタベント系

（１）スクラバ容器圧力

①ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）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，スクラバ容器圧力を推定する（ドライウェル圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa）。

（２）第１ベントフィルタ出口水素濃度

①格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）

格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器水素濃度（Ｂ系）による推定は，同じ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（格納容器水素濃度（ＳＡ）の誤差：±2.0vol％，格納容器水素濃度（Ｂ系）の誤差：±3.2vol％）。

３．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（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）

除熱対象である原子炉圧力容器温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の低下傾向を確認することができれば，除熱が適

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	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（ＳＡ）の誤差：±10.0℃，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の誤差：±2.0℃）。 （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 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から，残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる（残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±4.0℃）。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量 残留熱除去系熱交換器冷却水流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である（残留熱除去系熱交換器冷却水流量の誤差：±45m^3/h）。 （３）残留熱除去ポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力による推定方法は，残留熱除去ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去ポンプ出口流量を確認し，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（「残留熱除去ポンプ注水特性」より，例えば流量約1,200m^3/hに対して，残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPaから流量に換算した場合は1,200±[redacted]程度である。 なお，原子炉圧力容器温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ）の低下傾向をあわ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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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

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）	－400～150cm※1	－798～132cm※1
	原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※1	－798～132cm※1
	原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※1	－798～132cm※1
	原子炉圧力	0～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～11MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウェル温度（ＳＡ）	0～300℃	最大値：145℃
	ドライウェル圧力（ＳＡ）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	原子炉建物内の状態		
	残留熱除去ポンプ出口圧力	0～４MPa［gage］	最大値：1.0MPa［gage］
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～５MPa［gage］	最大値：2.0MPa［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）	－400～150cm※1	－798～132cm※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）	－800～－300cm※1	－798～132cm※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）	－900～150cm※1	－798～132cm※1

	① 原子炉圧力（原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	0～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	① 原子炉圧力（ＳＡ）（原子炉圧力の代替）	0～11MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	② 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）（原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	0～500℃	最大値：302℃
	原子炉格納容器内の状態		
	① ドライウェル圧力（ＳＡ）（ドライウェル温度（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	① サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（ドライウェル圧力（ＳＡ）の代替）	0～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
	② ドライウェル温度（ＳＡ）（ドライウェル圧力（ＳＡ）の代替）	0～300℃	最大値：145℃
	原子炉建物内の状態		
	① 原子炉圧力	0～10MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	① 原子炉圧力（ＳＡ）	0～11MPa［gage］	最大値：8.29MPa［gage］
	② ［エリア放射線モニタ］※	10^{-4}～１mSv/h 10^{-3}～10mSv/h	－
	※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		
計測目的	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。 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。		
推定方法	１．原子炉圧力容器内の状態 ①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ） 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。		

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原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ），
　原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
　飽和温度／圧力の関係を利用し，第58－8－3図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は，不確かさが生じることを考慮する。
推定可能範囲：０～約11MPa［gage］

２．原子炉格納容器内の状態
①ドライウェル圧力（ＳＡ）
　ドライウェル圧力（ＳＡ）が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第58－8－12図よりドライウェル温度（ＳＡ）の推定を行う。
推定可能範囲：100℃～180℃

①サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
　ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊弁及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，ドライウェル圧力（ＳＡ）の計測が困難になった場合，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）によりドライウェル圧力（ＳＡ）の推定を行う。

②ドライウェル温度（ＳＡ）
　原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第58－8－13図よりドライウェル圧力（ＳＡ）の推定を行う。
推定可能範囲：101～1,000kPa［abs］

３．原子炉建物内の状態
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。

	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。
推定の評価	1．原子炉圧力容器内の状態 ①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，適用可能である（原子炉水位（広帯域）の誤差：±11cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm，原子炉水位（ＳＡ）の誤差：±8.4cm)。 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ができ，適用可能である（原子炉圧力の誤差：±0.20MPa，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±0.09MPa)。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力容器温度（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）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。 2．原子炉格納容器内の状態 ①ドライウェル圧力（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ）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（ドライウェル圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa)。 ①サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ，適用可能である。(サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa) ② ドライウェル温度（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ）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，原子炉格納容器内圧力：約427kPa［gage］(飽和温度：約154℃）に対して，原子炉格納容器内圧力の誤差は，ドライウェル温度（ＳＡ）で±6.0℃の誤差から圧力に換算した場合は427±122kPa［gage］程度)。 ３．原子炉建物内の状態 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：±0.20MPa，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±0.09MPa)。 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	低圧原子炉代替注水槽水位	0～1,500m^3 （0～12,542mm）	－
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	－0.80～5.50m※2	－0.5～ 0m※2
代替パラメータ	①　代替注水流量（常設）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	0～300m^3/h	－
	①　高圧原子炉代替注水流量(サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替)	0～150m^3/h	－
	①　原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～150m^3/h	0～99m^3/h
	①　高圧炉心スプレイポンプ出口流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～1,500m^3/h	0～ 1,314m^3/h
	①　残留熱除去ポンプ出口流量(サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替)	0～1,500m^3/h	0～ 1,380m^3/h
	①　低圧炉心スプレイポンプ出口流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～1,500m^3/h	0～ 1,314m^3/h
	①　残留熱代替除去系原子炉注水流量（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～50m^3/h	－
	②　原子炉水位（広帯域）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	－400～150cm※1	－798～ 132cm※1
	②　原子炉水位（燃料域）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	－800～－300cm※1	－798～ 132cm※1
	②　原子炉水位（ＳＡ）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	－900～150cm※1	－798～ 132cm※1

	② サプレッション・プール水位（ＳＡ）（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	－0.80～5.50m※2	－0.5～0m※2
	② 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力（低圧原子炉代替注水槽水位の代替）	0～4MPa［gage］	－
	② 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～10MPa［gage］	最大値：9.02MPa［gage］
	② 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～12MPa［gage］	最大値：8.93MPa［gage］
	② 残留熱除去ポンプ出口圧力（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～4MPa［gage］	最大値：1.0MPa［gage］
	② 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～5MPa［gage］	最大値：2.0MPa［gage］
	② 残留熱代替除去ポンプ出口圧力（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	0～3MPa［gage］	－
	③ ［サプレッション・プール水位］※（サプレッション・プール水位（ＳＡ）の代替）	－0.5～0.5m※2	－0.5～0m※2
	※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）		
	※２：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて水源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。		
推定方法	低圧原子炉代替注水槽又はサプレッション・プールを水源とするポンプの注水量，ポンプ出口圧力，あるいは注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位（ＳＡ）から，低圧原子炉代替注水槽水位又はサプレッション・プール水位（ＳＡ）を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。		

①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量

低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線を用いて，低圧原子炉代替注水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。低圧原子炉代替注水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。

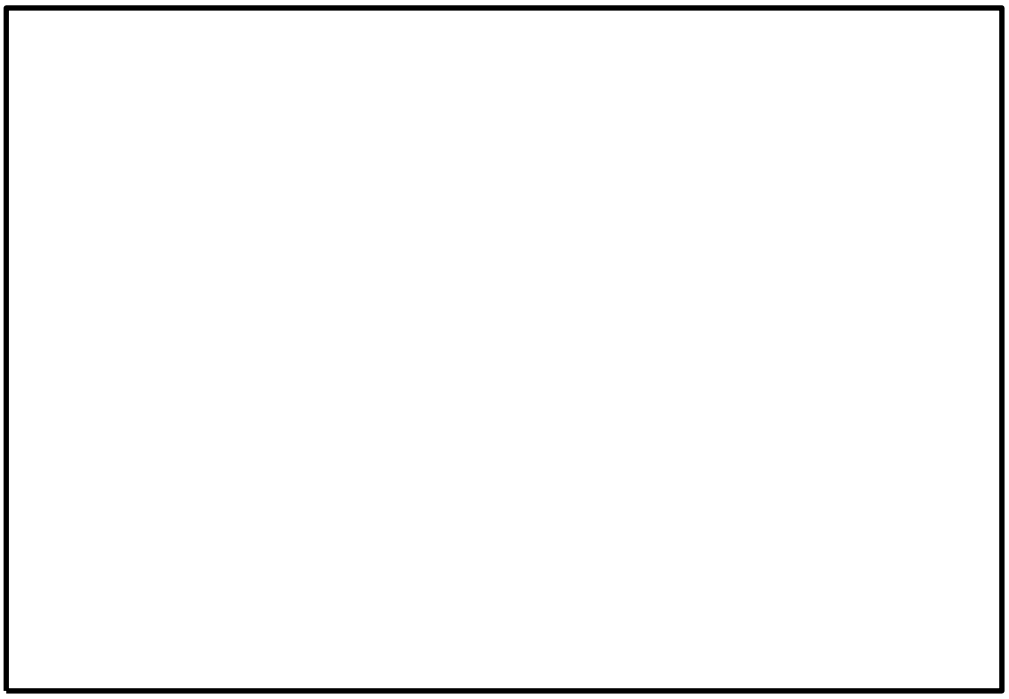


第58－8－22図　低圧原子炉代替注水槽の水位容量曲線

①サプレッション・プールを水源とするポンプ注水量

サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，サプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧原子炉代替注水流量，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱除去ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイポンプ出口流量，残留熱代替除去系原子炉注水流量と経過時間より算出した注水量から推定する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第58－8－23図　サプレッション・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），
　サプレッション・プール水位（ＳＡ）

注水先である原子炉水位又はサプレッション・プール水位（ＳＡ）を計測することにより，水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。低圧原子炉代替注水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。

②低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水槽を水源とする低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から低圧原子炉代替注水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，水源である低圧原子炉代替注水槽水位が確保されていることを推定する。

②サプレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力

サプレッション・プールを水源とする高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱代替除去ポンプ出口圧力から高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることを把握することによ

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	り，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 ③［サプレッション・プール水位］ 常用計器でサプレッション・プール水位を計測することにより，推定する。
推定の評価	①低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量 低圧原子炉代替注水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低圧原子炉代替注水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。 ①サプレッション・プールを水源とするポンプ注水量 サプレッション・プール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プレッション・プール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プレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ），サプレッション・プール水位（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低圧原子炉代替注水槽水位の確保を確認することであり，注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで，必要な水源である低圧原子炉代替注水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。 ②低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ出口圧力 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低圧原子炉代替注水槽水位の確保を確認することであり，低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで，必要な水源である低圧原子炉代替注水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。 ②サプレッション・プールを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は，高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心

スプレイ・ポンプ，残留熱代替除去ポンプ運転時における水源であるサプレッション・プール水位の確保を確認することであり，高圧原子炉代替注水ポンプ，原子炉隔離時冷却ポンプ，高圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱除去ポンプ，低圧炉心スプレイ・ポンプ，残留熱代替除去ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。

③［サプレッション・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・プール水位を計測することができる。

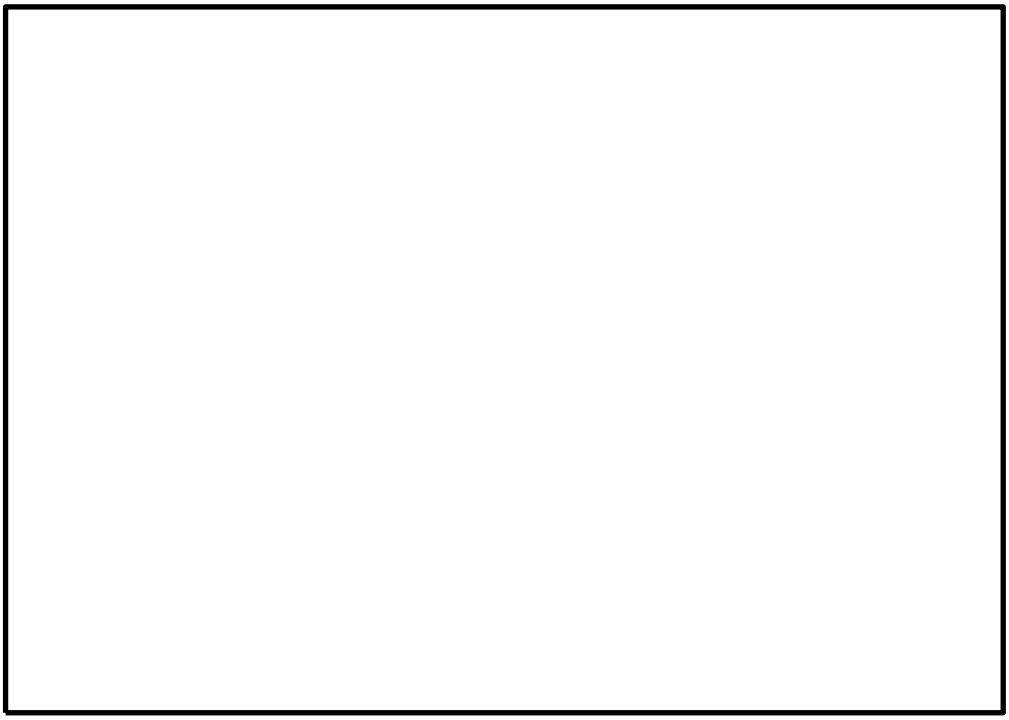
＜誤差による影響について＞
水源の確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握する事であり，代替パラメータ（低圧原子炉代替注水槽を水源とするポンプ注水量，出口圧力及びサプレッション・プールを水源とするポンプ注水量，出口圧力）による推定は，注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替注水流量（常設）の誤差：±6.0m^3/hから，低圧原子炉代替注水槽の水位に換算した場合の誤差は［　　］。高圧原子炉代替注水流量の誤差：±3.0m^3/h，原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.0m^3/h，高圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m^3/h，残留熱除去ポンプ出口流量の誤差：±45m^3/h，低圧炉心スプレイポンプ出口流量の誤差：±45m^3/h，残留熱代替除去系原子炉注水流量の誤差：±1.0m^3/h。低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力の誤差：±0.032MPa，原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力の誤差：±0.20MPa，高圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差：±0.24MPa，残留熱除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPa，低圧炉心スプレイポンプ出口圧力の誤差：±0.10MPa，残留熱代替除去ポンプ出口圧力の誤差：±0.024MPa，原子炉水位（広帯域）の誤差：±11cm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±10cm，原子炉水位（ＳＡ）の誤差:±8.4cm,サプレッション・プール水位（ＳＡ）の誤差:±0.05m。）

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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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（原子炉建物内の水素濃度）

項目	原子炉建物内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建物水素濃度	0～10vol% 0～20vol%	－
代替パラメータ	①　静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0～100℃ 0～400℃	－
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物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	原子炉建物内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建物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処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度により推定する。 推定方法は，以下の通りである。 ①静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度 原子炉建物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処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の温度差から水素濃度を推定する。		

	 第58－8－24図　静的触媒式水素処理装置の入口／出口の温度差と水素濃度の関係 水素濃度１vol%程度で静的触媒式水素処理装置入口と出口の温度差は約40Kとなる。 水素濃度４vol%程度で静的触媒式水素処理装置入口と出口の温度差は約170Kとなる。 推定可能範囲：０～約４vol%
推定の評価	①静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度 原子炉建物内の水素ガスが静的触媒式水素処理装置で処理された場合，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処理装置に入る水素濃度が推定することができるから，原子炉建物水素濃度の推定方法として妥当である。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉建物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を把握する事であり，代替パラメータ（静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度）による静的触媒式水素処理装置の動作有無及び入口及び出口の温度差の状況から水素漏えいの傾向を把握することができ，計器誤差を考慮した上で対応するこ

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

	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。（静的触媒式水素処理装置入口温度の誤差：±4.0℃，静的触媒式水素処理装置出口温度の誤差：±8.0℃から温度差として最大±12.0℃程度の誤差。） 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) 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）

※：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	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	０～25vol％	4.3vol％以下
	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	０～5vol％／０～25vol％	4.3vol％以下
代替パラメータ	① 格納容器酸素濃度（Ｂ系）（格納容器酸素濃度（ＳＡ）の代替）	０～５vol％／０～25vol％	4.3vol％以下
	① 格納容器酸素濃度（ＳＡ）（格納容器酸素濃度（Ｂ系）の代替）	０～25vol％	4.3vol％以下
	② 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満
	② 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h未満
	② ドライウェル圧力（ＳＡ）	０～1,000kPa［abs］	最大値：324kPa［gage］
	② サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	０～1,000kPa［abs］	最大値：206kPa［gage］
	③ ［格納容器酸素濃度（Ａ系）］※	０～5vol％／０～25vol％	4.3vol％以下
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる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	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酸素濃度（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酸素濃度（Ｂ系）（格納容器酸素濃度（Ｂ系）を推定する場合は格納容器酸素濃度（ＳＡ）にて推定）により推定する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）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。また，事故後の		

格納容器内圧力を監視することで,格納容器内への空気流入有無を把握し,水素が燃焼を生じる可能性を推定する。

推定方法は，以下のとおりである。

①格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（Ｂ系）

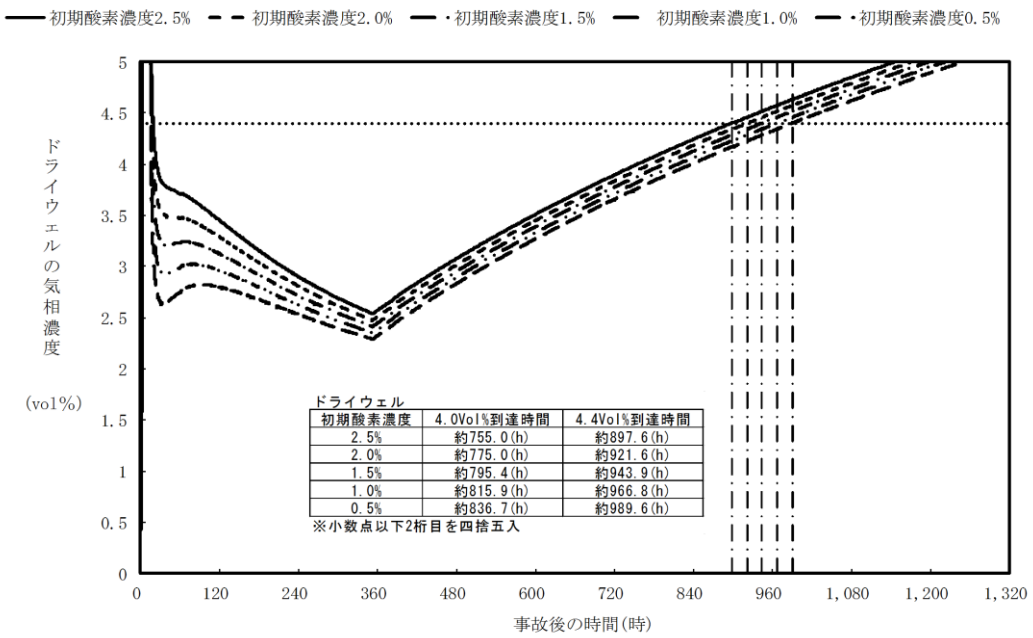
格納容器酸素濃度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器酸素濃度（Ｂ系）により推定する。

格納容器酸素濃度（Ｂ系）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器酸素濃度（ＳＡ）により推定する。

②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）

格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なＧ値（沸騰状態の場合G(H2)＝0.4，G(02)＝0.2，非沸騰状態の場合G(H2)＝0.25，G(02)＝0.125）を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。

推定可能範囲：０～約５vol％

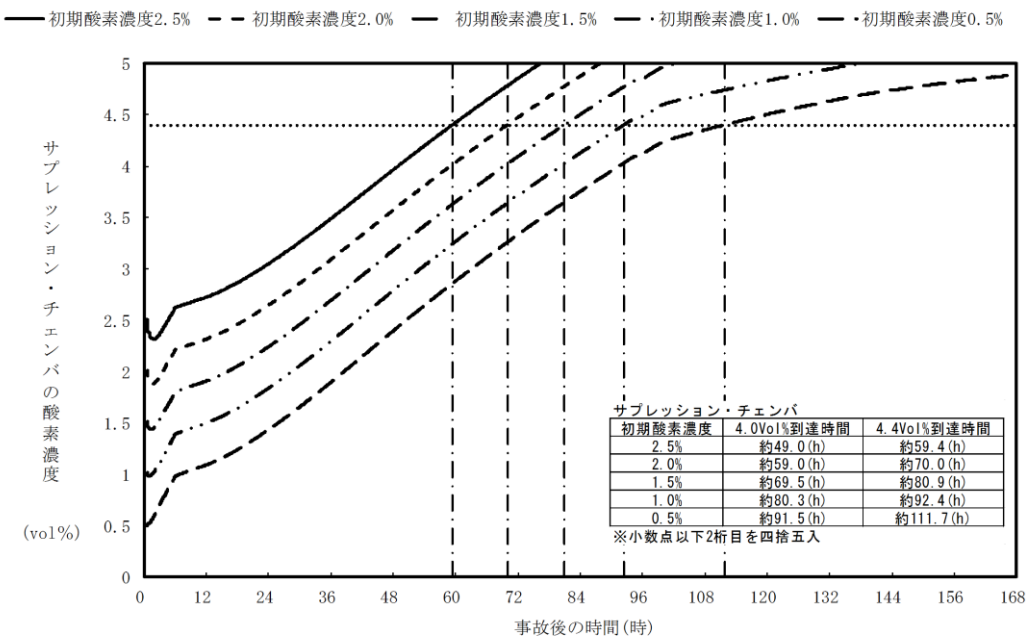


ドライウェル

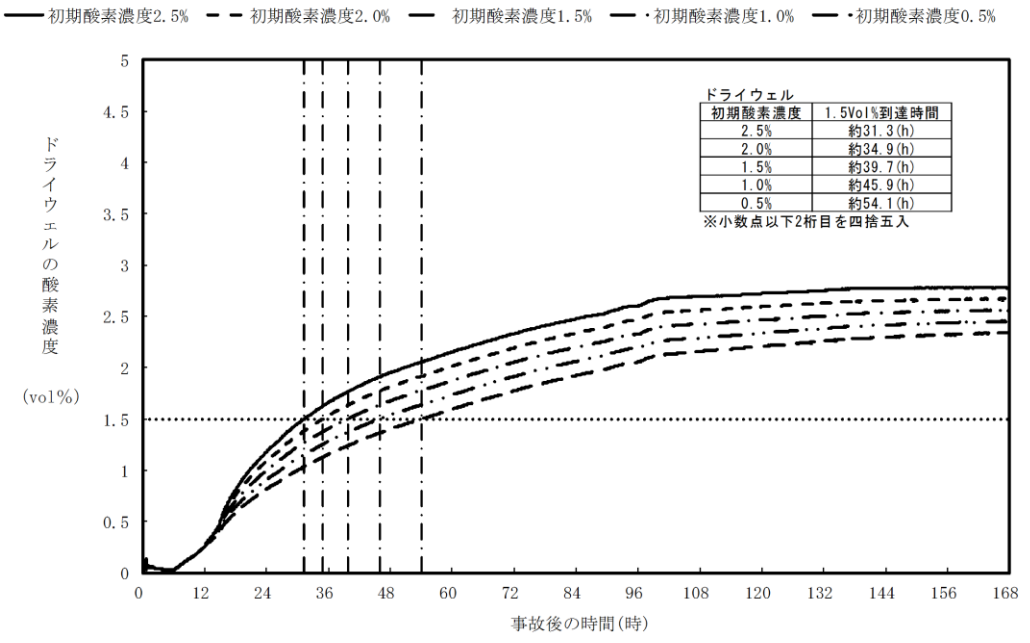
初期酸素濃度	4.0Vol%到達時間	4.4Vol%到達時間
2.5%	約755.0(h)	約897.6(h)
2.0%	約775.0(h)	約921.6(h)
1.5%	約795.4(h)	約943.9(h)
1.0%	約815.9(h)	約966.8(h)
0.5%	約836.7(h)	約989.6(h)

※小数点以下2桁目を四捨五入

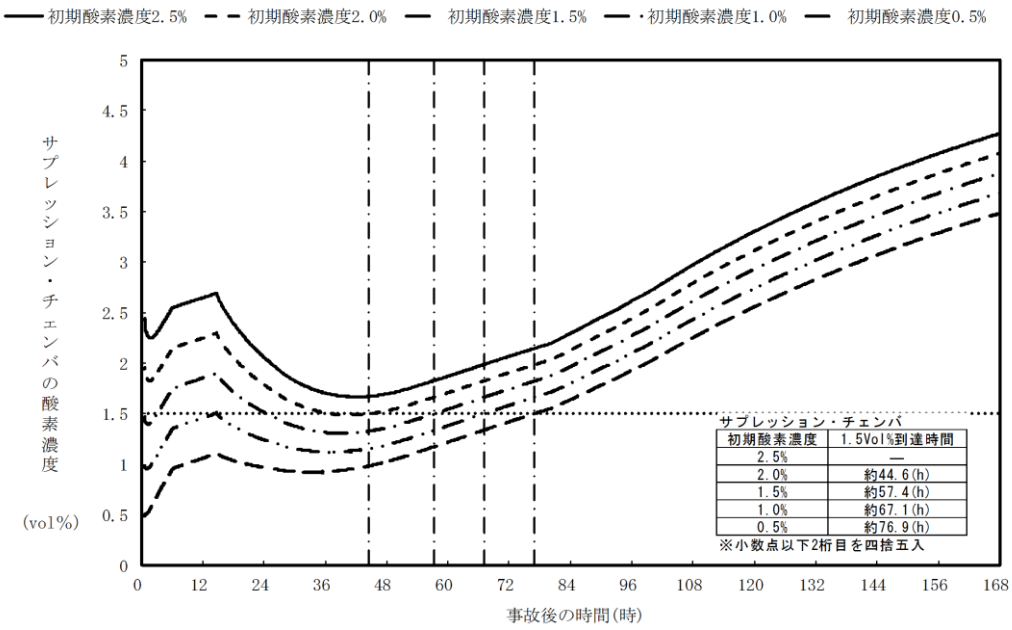
第58－8－25図　格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウェル内酸素濃度（ドライ条件）



第58－8－26図　格納容器破損モード「水素燃焼」におけるサプレッション・チェンバ内酸素濃度（ドライ条件）



第58－8－27図　格納容器破損モード「水素燃焼」におけるドライウェル内酸素濃度（ウェット条件）



第58－8－28図　格納容器破損モード「水素燃焼」におけるサプレッション・チェンバ内酸素濃度（ウェット条件）

②ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

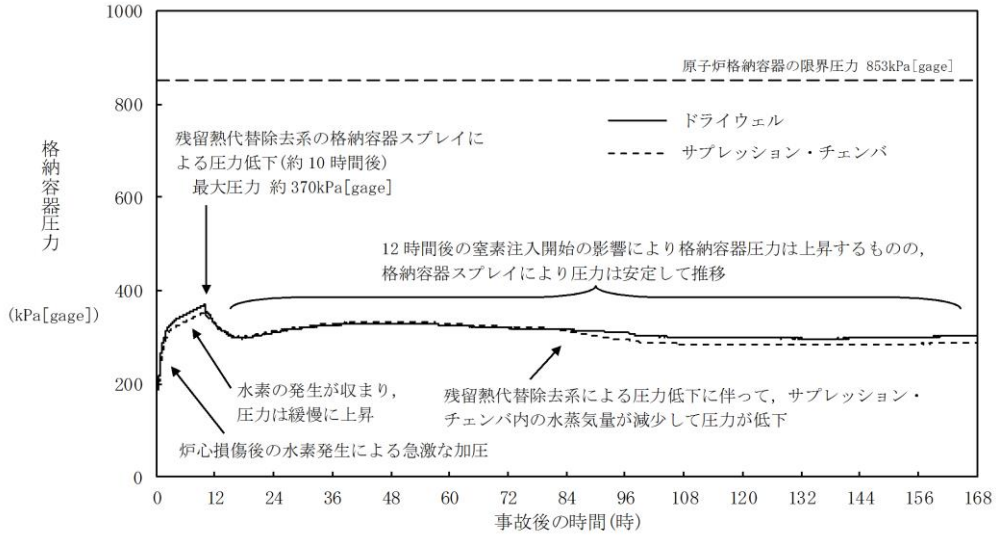
原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。

ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）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，事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。

なお，事故時操作要領書において，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，格納容器内への空気（酸素）の流入防止を目的として，ドライウェル圧力（ＳＡ）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）が［　　］以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内圧力の変化を第58－8－29図に示す。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，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。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第58－8－29図　格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

③［格納容器酸素濃度（A系)］

常用計器で格納容器内酸素濃度を計測することにより，推定する。

推定の評価

①格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（Ｂ系）

格納容器酸素濃度（ＳＡ）又は格納容器酸素濃度（Ｂ系）による推定は格納容器酸素濃度を計測するものであり，推定方法として妥当である。

②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル)，格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ)

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，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。

②ドライウェル圧力（ＳＡ)，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）

格納容器内圧力を確認し，事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握することは，炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなることから，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。

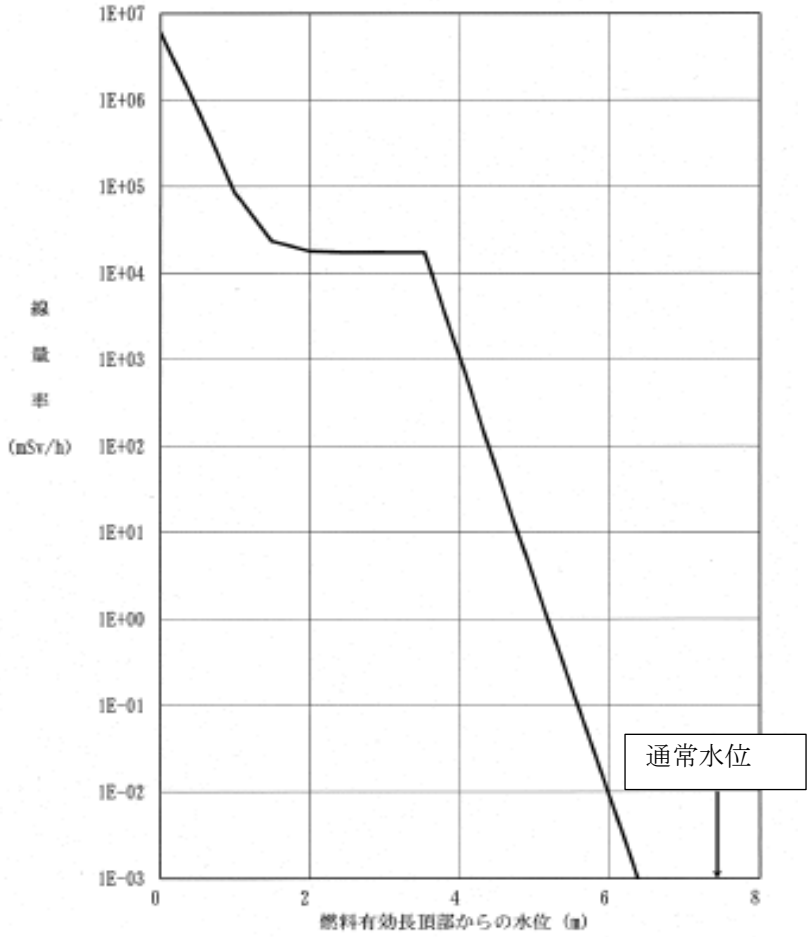
	③［格納容器酸素濃度（Ａ系）］ 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器内の酸素濃度を計測することができる。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，格納容器の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（Ｂ系））による推定は，同一物理量からの推定であり，格納容器内の酸素濃度の傾向が把握でき，計器誤差（格納容器酸素濃度（ＳＡ）の誤差：±0.75vol%，格納容器酸素濃度（Ｂ系）の誤差：±0.78vol%）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）による格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき，計器誤差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。（格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）の誤差：$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h，Ｎ：－２～５，格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）の誤差：$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h，Ｎ：－２～５，ドライウェル圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa，サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）の誤差：±８kPa） 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（燃料プールの監視）

項目	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	燃料プール水位（ＳＡ）	－4.30～7.30m※1（EL31218～42818）	6,982mm※1（EL42500）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－1,000～6,710mm※1（EL34518～42228）	6,982mm※1（EL42500）
		0～150℃	最大値：65℃
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	10^{1}～10^{8} mSv/h	－
		10^{-3}～10^{4} mSv/h	－
	燃料プール監視カメラ	－	－
代替パラメータ	①　燃料プール水位・温度（ＳＡ）（燃料プール水位（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラの代替）	－1,000～6,710mm※1（EL34518～42228）	6,982mm※1（EL42500）
		0～150℃	最大値：65℃
	①　燃料プール水位（ＳＡ）（燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラの代替）	－4.30～7.30m※1（EL31218～42818）	6,982mm※1（EL42500）
	①　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）（燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール監視カメラの代替）	10^{1}～10^{8} mSv/h	－
		10^{-3}～10^{4} mSv/h	－

	燃料プール監視カメラ （燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の代替） ②	－	－
	※１：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて燃料プールを監視する目的は，燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	燃料プールの監視の主要パラメータである燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラについて，下記の通り推定する。 ・燃料プール水位（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラにより推定する。 ・燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラにより推定する。 ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール監視カメラにより推定する。 ・燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）により推定する。 推定方法は，以下の通りである。 ＜燃料プール水位（ＳＡ）＞ ①燃料プール水位（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位・温度（ＳＡ）により燃料プールの冷却状況を推定する。また，代替パラメータの燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）により，水位／放射線量の関係を利用して，第58－8－30図より必要な水位が確保されていることを推定する。 推定可能範囲：燃料棒有効長頂部～燃料棒有効長頂部＋約６ｍ		

	②燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール監視カメラにより，燃料プールの状態を監視する。 ＜燃料プール水位・温度（ＳＡ）＞ ①燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位（ＳＡ）により燃料プールの冷却状況を推定する。また，代替パラメータの燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）により，水位／放射線量の関係を利用して，第58－8－30図より必要な水位が確保されていることを推定する。 推定可能範囲：燃料棒有効長頂部～燃料棒有効長頂部＋約６ｍ ②燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール監視カメラにより，燃料プールの状態を監視する。 ＜燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）＞ ①燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ）により水位／放射線量の関係を利用して，第58－8－30図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。 推定可能範囲：10^{-3}～10^{7}mSv/h ②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール監視カメラにより，燃料プールの状態を監視する。 ＜燃料プール監視カメラ＞ ①燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合，代替パラメータの燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）により，燃料プールの状態を監視する。 推定可能範囲：各計測設備の計測範囲



第58－8－30図　水位と放射線量の関係

推定の評価

燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は，燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

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

＜誤差による影響について＞

燃料プールを監視する目的は，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（燃料プール水位（ＳＡ），燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラ）による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（燃料プール水位（ＳＡ）の誤差：±

	0.24m，燃料プール水位・温度（ＳＡ）の誤差：±4.5℃，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の誤差：$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h，Ｎ：１～８，$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h，Ｎ：－３～４）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，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）第58－8－1表　計装設備の計器誤差について（1／4）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※8
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	熱電対	0～500℃	2	原子炉格納容器内	±10.0℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa［gage］	2	原子炉建物原子炉棟1階	±0.20MPa
原子炉圧力（ＳＡ）	弾性圧力検出器	0～11MPa［gage］	1	原子炉建物原子炉棟地下1階	±0.09MPa
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器	－400～150cm※1	2	原子炉建物原子炉棟1階	±11cm
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器	－800～－300cm※1	2	原子炉建物原子炉棟地下1階	±10cm
原子炉水位（ＳＡ）	差圧式水位検出器	－900～150cm※1	1	原子炉建物原子炉棟地下1階	±8.4cm
高圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0～150m³/h	1	原子炉建物原子炉棟地下2階	±3.0m³/h
代替注水流量（常設）	超音波式流量検出器	0～300m³/h	1	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	±6.0m³/h
低圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器	0～200m³/h	2	原子炉建物原子炉棟1階	±4.0m³/h
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	差圧式流量検出器	0～50m³/h	2	原子炉建物原子炉棟1階	±1.0m³/h
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器	0～150m³/h	2	原子炉建物原子炉棟1階	±3.0m³/h
ペデスタル代替注水流量	差圧式流量検出器	0～150m³/h	2	原子炉建物原子炉棟地下2階，中1階	±3.0m³/h
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	差圧式流量検出器	0～50m³/h	2	原子炉建物原子炉棟地下2階，中1階	±1.0m³/h
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0～150m³/h	1	原子炉建物原子炉棟地下2階	±3.0m³/h
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0～1,500m³/h	1	原子炉建物原子炉棟地下1階	±45m³/h
残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0～1,500m³/h	3	原子炉建物原子炉棟地下2階	±45m³/h
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0～1,500m³/h	1	原子炉建物原子炉棟地下2階	±45m³/h
残留熱代替除去系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	0～50m³/h	1	原子炉建物原子炉棟1階	±1.0m³/h
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0～150m³/h	1	原子炉建物原子炉棟1階	±3.0m³/h
ドライウェル温度（ＳＡ）	熱電対	0～300℃	7	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペデスタル温度（ＳＡ）	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃
ペデスタル水温度（ＳＡ）	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内	±6.0℃

（参考）第58－8－1表　計装設備の計器誤差について（２／４）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※8
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	熱電対	０～200℃	2	原子炉格納容器内	±4.0℃
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	測温抵抗体	０～200℃	2	原子炉格納容器内	±2.0℃
ドライウェル圧力（ＳＡ）	弾性圧力検出器	０～1,000kPa［abs］	2	原子炉建物原子炉棟中２階，３階	±８kPa
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	弾性圧力検出器	０～1,000kPa［abs］	2	原子炉建物原子炉棟中２階，３階	±８kPa
サプレッション・プール水位（ＳＡ）	差圧式水位検出器	－0.80～5.50m※2	1	原子炉建物原子炉棟地下２階	±0.05m
ドライウェル水位	電極式水位検出器	－3.0m※3，－1.0m※3，＋1.0m※3	3	原子炉格納容器内	±10mm
ペデスタル水位	電極式水位検出器	＋0.1m※4，＋1.2m※4，＋2.4m※4，＋2.4m※4	4	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器水素濃度（Ｂ系）	熱伝導式水素検出器	０～５vol%／０～100vol%	1	原子炉建物原子炉棟３階	ウェット：±0.16vol%/±3.2vol% ドライ：±0.13vol%/±2.5vol%
格納容器水素濃度（ＳＡ）	熱伝導式水素検出器	０～100vol%	1	原子炉建物原子炉棟中２階	ウェット：±2.0vol%
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟１階，中１階	$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h N：－２～５
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	原子炉建物原子炉棟地下１階	$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h N：－２～５
中性子源領域計装	核分裂計数管	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$ (1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	4	原子炉格納容器内	$7.07\times10^{N-1}$～$1.42\times10^{N}s^{-1}$ N：－１～６
中間領域計装	核分裂電離箱	０～40%又は０～125% (1.0×10^{8}～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	8	原子炉格納容器内	±2.7%
平均出力領域計装	核分裂電離箱	０～125% (1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	6※5	原子炉格納容器内	±2.5%
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	０～３MPa［gage］	2	原子炉建物付属棟地下２階	±0.024MPa

（参考）第58－8－1表　計装設備の計器誤差について（３／４）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※8
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器	[redacted]	8	第１ベントフィルタ格納槽内	±28.0mm
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器	0～1MPa［gage］	4	第１ベントフィルタ格納槽内	±0.008MPa
スクラバ容器温度	熱電対	0～300℃	4	第１ベントフィルタ格納槽内	±6.0℃
第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	第１ベントフィルタ格納槽内	$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h N：－２～５
	電離箱	10^{-3}～10^{4}mSv/h	1	屋外	$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}mSv/h N：－３～４
第１ベントフィルタ出口水素濃度	熱伝導式水素濃度検出器	0～20vol％／0～100vol％	1	屋外	±3.0vol％
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～200℃	2	原子炉建物原子炉棟１階，中１階	±4.0℃
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0～200℃	2	原子炉建物原子炉棟１階，中１階	±4.0℃
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	差圧式流量検出器	0～1,500m^3/h	2	原子炉建物原子炉棟地下２階	±45m^3/h
残留熱除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～4MPa［gage］	3	原子炉建物原子炉棟地下２階	±0.08MPa
低圧原子炉代替注水槽水位	差圧式水位検出器	0～1,500m^3	1	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	±12m^3
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～4MPa［gage］	2	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	±0.032MPa
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa［gage］	1	原子炉建物原子炉棟地下２階	±0.20MPa
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～12MPa［gage］	1	原子炉建物原子炉棟地下１階	±0.24MPa
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0～5MPa［gage］	1	原子炉建物原子炉棟地下２階	±0.10MPa
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	0～10vol％ 0～20vol％	1 6	原子炉建物原子炉棟地下１階，１階，２階，４階	±0.50vol％ ±1.00vol％
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0～100℃	2	原子炉建物原子炉棟４階	±4.0℃
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0～400℃	2	原子炉建物原子炉棟４階	±8.0℃

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

（参考）第58－8－1表　計装設備の計器誤差について（４／４）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※8
格納容器酸素濃度（Ｂ系）	熱磁気風式酸素検出器	０～５vol％／０～25vol％	1	原子炉建物原子炉棟３階	ウェット：±0.16vol％／±0.78vol％ ドライ：±0.13vol％／±0.63vol％
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	磁気力式酸素検出器	０～25vol％	1	原子炉建物原子炉棟中２階	ウェット：±0.75vol％ ドライ：±0.50vol％
燃料プール水位（ＳＡ）	ガイドパルス式水位検出器	－4.30～7.30m※6 (EL31218～42818)	1	原子炉建物原子炉棟４階	±0.24m
燃料プール水位・温度（ＳＡ）	熱電対	－1,000～6,710mm※6 (EL34518～42228)	1※7	原子炉建物原子炉棟４階	±4.5℃
		０～150℃			
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	電離箱	10^{-3}～10^{4}mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟４階	$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h N：－３～４
	電離箱	10^{1}～10^{8}mSv/h	1	原子炉建物原子炉棟４階	$5.24\times10^{N-1}$～1.91×10^{N}Sv/h N：１～８
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	赤外線カメラ	（映像）	1	原子炉建物原子炉棟４階	（映像）

※１：基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。

※２：基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※３：基準点は格納容器底面（EL10100）。

※４：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※５：局部出力領域計装の検出器は 124 個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。

※６：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７：検出点は７箇所。

※８：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

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（１／９）

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（ＳＡ）	０～500℃	０～1,200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	０～10MPa［gage］	０～10MPa［gage］	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
	原子炉圧力（ＳＡ）	０～11MPa［gage］	０～11MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	－400～150cm※2	－400～150cm※2	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	原子炉水位（燃料域）	－800～－300cm※2	－800～－300cm※2	2		差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	
	原子炉水位（ＳＡ）	－900～150cm※2	－900～150cm※2	1		差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。

※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※８　定格出力時の値に対する比率で示す。

※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は７箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（２／９）

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
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	0～150m³/h	0～150m³/h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0～150m³/h	0～150m³/h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m³/h	0～1,500m³/h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	代替注水流量（常設）	0～300m³/h	－	1	－※7	超音波式流量検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	低圧原子炉代替注水流量	0～200m³/h	0～200m³/h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	0～50m³/h	0～50m³/h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱除去ポンプ出口流量	0～1,500m³/h	0～1,500m³/h	3		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	0～1,500m³/h	0～1,500m³/h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	0～50m³/h	0～50m³/h	1		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。

※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※８　定格出力時の値に対する比率で示す。

※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は７箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（３／９）

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
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	0～300m³/h	－	1	－※7	超音波式流量検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器代替スプレイ流量	0～150m³/h	0～150m³/h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル代替注水流量	0～150m³/h	0～150m³/h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	0～50m³/h	0～50m³/h	2		差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	0～150m³/h	0～150m³/h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	－

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。

※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※８　定格出力時の値に対する比率で示す。

※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は７箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（４／９）

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温度	ドライウェル温度（ＳＡ）	0～300℃	0～1,200℃※1	7	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル温度（ＳＡ）	0～300℃	0～1,200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	0～300℃	0～1,200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	0～200℃	0～350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	0～200℃	0～500℃※1	2		測温抵抗体	廃棄物処理建物	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）	0～1,000kPa［abs］	0～1,000kPa［abs］	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	0～1,000kPa［abs］	0～1,000kPa［abs］	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	－0.80～5.50m※3	－0.80～5.50m※3	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	－
	ドライウェル水位	－3.0m※4，－1.0m※4，＋1.0m※4	－3.0m※4，－1.0m※4，＋1.0m※4	3	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	ペデスタル水位	＋0.1m※5，＋1.2m※5，＋2.4m※5，＋2.4m※5	＋0.1m※5，＋1.2m※5，＋2.4m※5，＋2.4m※5	4	1	電極式水位検出器	廃棄物処理建物	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。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。

※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※８　定格出力時の値に対する比率で示す。

※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は７箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（５／９）

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	格納容器水素濃度（Ｂ系）	０～５vol％／０～100vol％	－	1	－※7	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	０～100vol％	－	1	－※7	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	－※7	電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	－※7	電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	10^{-1}～10^{6} s^{-1}（1.0×10^{3}～1.0×10^{9} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	－	4	－※7	核分裂計数管	－	可搬型計測器での計測対象外。
	中間領域計装	０～40％又は０～125％（1.0×10^{8}～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	－	8	－※7	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
	平均出力領域計装	０～125％（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）※8	－	6※9	－※7	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。

※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※８　定格出力時の値に対する比率で示す。

※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は７箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（6／9）

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
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	[redacted]	[redacted]	8	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	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。
	スクラバ容器圧力	0～1MPa［gage］	0～1MPa［gage］	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	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。
	スクラバ容器温度	0～300℃	0～350℃※1	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	－	2	－※7	電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
		10^{-3}～10^{4}mSv/h	－	1	－※7	電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ベントフィルタ出口水素濃度	0～20vol%／0～100vol%	－	1	－※7	熱伝導式水素濃度検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～200℃	0～350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	0～350℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0～1,500m^3/h	0～1,500m^3/h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	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。

【配備台数】
・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。
※3　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※4　基準点は格納容器底面（EL10100）。
※5　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※6　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
※7　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。
※8　定格出力時の値に対する比率で示す。
※9　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※10　検出点は7箇所。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（7／9）

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
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0～4MPa［gage］	0～4MPa［gage］	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～5MPa［gage］	0～5MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0～1,500m^3（0～12,542mm）	0～1,500m^3（0～12,542mm）	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	－
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0～12MPa［gage］	0～12MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0～4MPa［gage］	0～4MPa［gage］	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0～3MPa［gage］	0～3MPa［gage］	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。

※3　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※4　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※5　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

※6　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※7　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※8　定格出力時の値に対する比率で示す。

※9　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は7箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（８／９）

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
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	0～10vol％ 0～20vol％	－	1 6	－※7	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	静的触媒式水素処理装置入口温度	0～100℃	0～1,200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	静的触媒式水素処理装置出口温度	0～400℃	0～1,200℃※1	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	0～5vol％／ 0～25vol％	－	1	－※7	熱磁気風式 酸素検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	－	1	－※7	磁気力式 酸素検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。
※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。
※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。
※８　定格出力時の値に対する比率で示す。
※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※10　検出点は７箇所。

第58－9－1表　可搬型計測器の必要個数整理（９／９）

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
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	－4.30～7.30m※6 (EL31218～42818)	－	1	－※7	ガイドパルス式水位検出器	－	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	０～150℃	０～1,200℃※1	1※10	1	熱電対	廃棄物処理建物	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。
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	10^{1}～10^{8}mSv/h	－	1	－※7	電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
		10^{-3}～10^{4}mSv/h	－	1		電離箱	－	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－	－	1	－※7	赤外線カメラ	－	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】

・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した１台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台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　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）。

※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。

※４　基準点は格納容器底面（EL10100）。

※５　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。

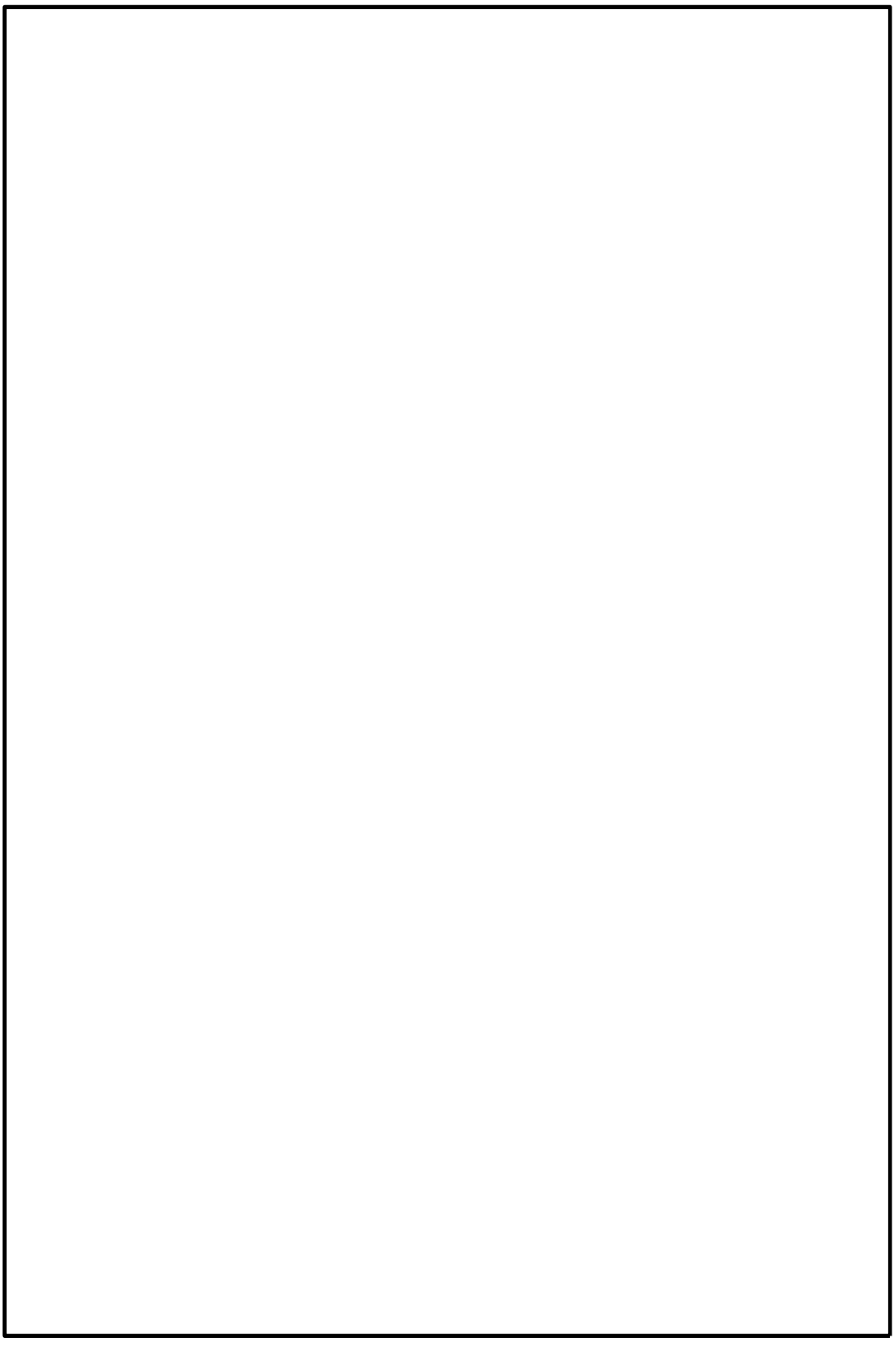
※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。

※７　全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置（区分Ⅱ），代替注水流量（常設），燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（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。

※８　定格出力時の値に対する比率で示す。

※９　局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。

※10　検出点は７箇所。



第58－9－1図　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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温破損シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」における最大圧力，温度，積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

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

第 58－10－1 表　原子炉格納容器内の環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期（約 4 分間）：230℃　長期：180℃	0.853MPa［gage］	

第 58－10－2 表　耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評 価
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	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。
ドライウェル温度（ＳＡ）	熱電対		同上
ペデスタル温度（ＳＡ）	熱電対		同上
ペデスタル水温度（ＳＡ）	熱電対		同上
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	熱電対		同上
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	測温抵抗体		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
ペデスタル水位	電極式水位検出器		同上

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

２．原子炉建物原子炉棟内，原子炉建物付属棟内，その他の建物内及び屋外

重大事故等時の原子炉建物原子炉棟内，原子炉建物付属棟内，その他の建物内及び屋外については，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。

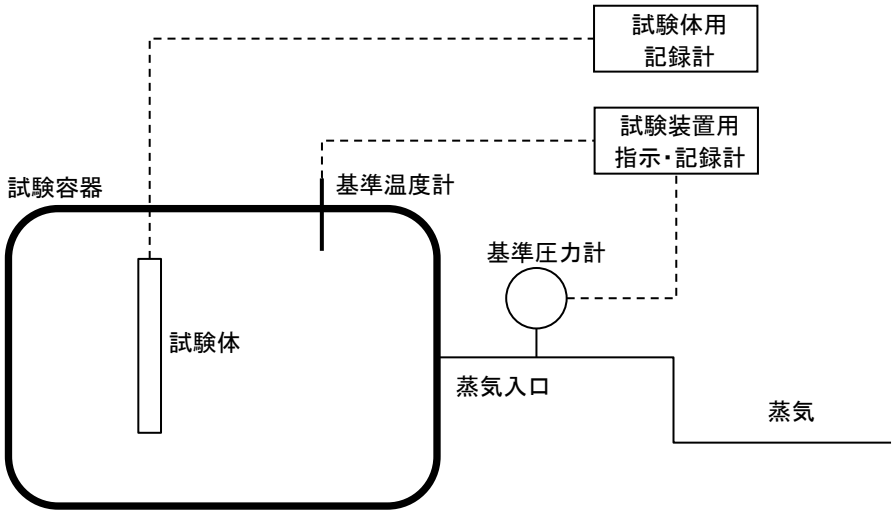
別紙１

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の環境が厳しくなるのは，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，格納容器過温破損シナリオ「大破断ＬＯＣＡ＋ＥＣＣＳ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

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，事故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事故時環境（温度，圧力，蒸気）を印加し，監視機能を維持できることを確認。

第 58－10－1 図　蒸気暴露試験装置イメージ図

３．原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

事故時模擬試験の結果，圧力 0.853MPa［gage］以上で，温度 180℃以上（短期（約 4 分間）230℃），積算線量[　　] 以上の重大事故等時環境の印加に対し，試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており，同試験条件が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。

第 58－10－3 表　耐環境試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評 価
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	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。
ドライウェル温度（ＳＡ）	熱電対		同上
ペデスタル温度（ＳＡ）	熱電対		同上
ペデスタル水温度（ＳＡ）	熱電対		同上
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	熱電対		同上
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	測温抵抗体		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
ペデスタル水位	電極式水位検出器		同上

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり，各条文との関連性を明確にした（第 58－11－1 表参照)。

２．重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは，炉心損傷防止及び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（第 58－11－1 表参照)。

第 58－11－1 表　設置許可基準規則の第 58 条における計装設備（１／２）

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（ＳＡ）															○									○							○		
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）		○	○	○											○	○	○	○	○	○	○	○	○	○						○	○	○	
高圧原子炉代替注水流量		○													○			○															
代替注水流量（常設）				○		○		○							○	○			○		○		○								○		
低圧原子炉代替注水流量				○											○			○															
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）				○											○			○															
格納容器代替スプレイ流量						○		○							○	○		○	○		○		○	○									
ペデスタル代替注水流量								○							○									○									
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）								○							○									○									
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
高圧炉心スプレイポンプ出口流量		○													○	○	○			○	○	○	○	○									
残留熱除去ポンプ出口流量				○		○									○		○	○	○	○		○	○					○	○	○	○	○	
低圧炉心スプレイポンプ出口流量				○											○								○										
残留熱代替除去系原子炉注水流量							○								○								○										
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量							○								○								○	○									
ドライウェル温度（ＳＡ）					○	○	○	○	○						○			○				○	○	○									
ペデスタル温度（ＳＡ）								○							○									○									
ペデスタル水温度（ＳＡ）								○							○									○									
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）					○	○	○	○	○						○																		
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）						○	○		○						○		○	○	○	○		○	○	○									
ドライウェル圧力（ＳＡ）					○	○	○	○	○						○	○		○	○	○	○	○	○	○									
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）					○	○	○	○	○						○	○		○	○	○	○		○	○									
ドライウェル水位						○		○							○																		
サプレッション・プール水位（ＳＡ）		○				○	○	○					○		○	○			○		○		○									○	
ペデスタル水位								○							○									○									
格納容器水素濃度（ＳＡ）									◎						○								○	○									
格納容器水素濃度（Ｂ系）									◎						○																		
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）															○	○			○		○		○	○									
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）															○	○			○		○		○	○									
中性子源領域計装	○														○					○												○	
中間領域計装	○														○					○												○	
平均出力領域計装	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
残留熱除去系熱交換器出口温度				○		○	○								○															○			
スクラバ容器水位					○		○		○						○	○			○		○		○										
スクラバ容器圧力					○		○		○						○	○			○		○		○										
スクラバ容器温度					○		○		○						○																		
第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）					○		○		◎						○	○			○		○		○										
第１ベントフィルタ出口水素濃度					○		○		◎						○																		
残留熱除去系熱交換器入口温度				○		○									○		○					○								○	○		

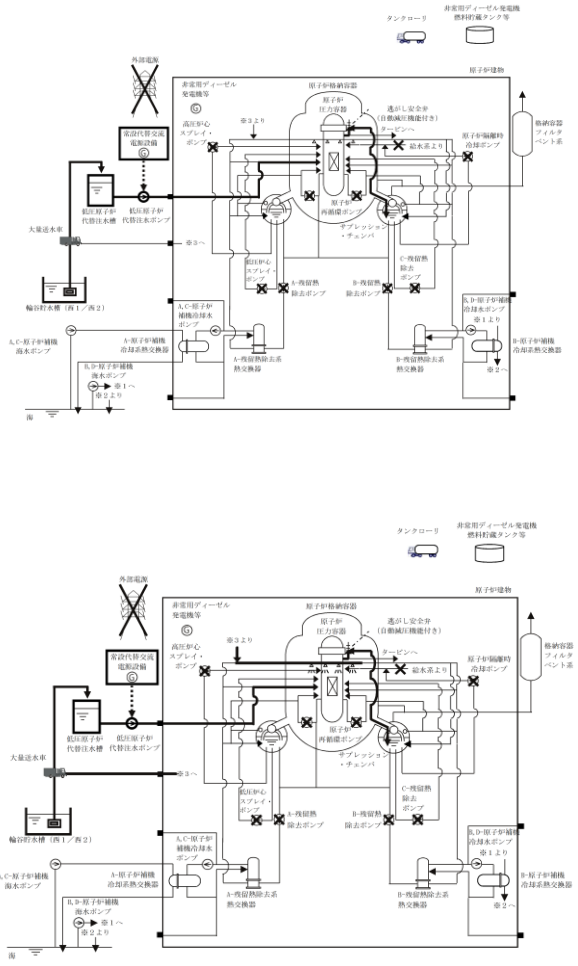
※１：「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備　※２：有効性評価の 3.3 及び 3.5 は 3.2 のシナリオに包絡　※３：有効性評価の 3.4 は 3.1 のシナリオに包絡

第 58－11－1 表　設置許可基準規則の第 58 条における計装設備（２／２）

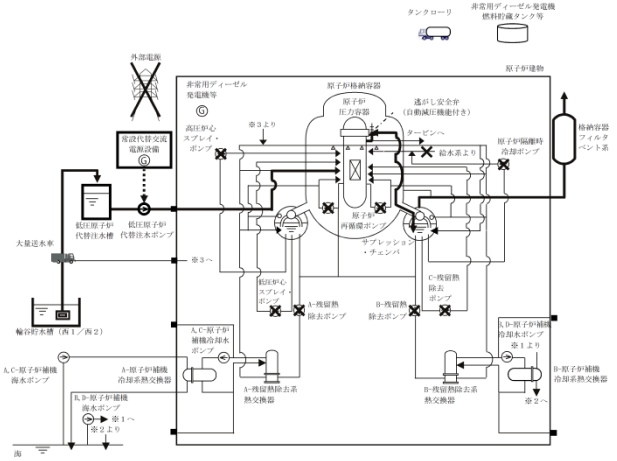
主要設備	設置許可基準規則※１															有効性評価※２※３																
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
残留熱除去系熱交換器冷却水流量					○										○																		
残留熱除去ポンプ出口圧力			○												○	○	○			○	○	○		○				○	○				
低圧原子炉代替注水槽水位													○		○	○			○		○		○								○		
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力				○		○		○							○																	
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力															○																	
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力															○																	
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力															○	○				○	○			○									
残留熱代替除去ポンプ出口圧力							○								○																		
原子炉建物水素濃度										◎					○																		
静的触媒式水素処理装置入口温度										◎					○																		
静的触媒式水素処理装置出口温度										◎					○																		
格納容器酸素濃度（ＳＡ）									◎						○								○	○									
格納容器酸素濃度（Ｂ系）									◎						○																		
燃料プール水位（ＳＡ）											◎				○													○	○				
燃料プール水位・温度（ＳＡ）											◎				○													○	○				
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）											◎				○													○	○				
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）											◎				○													○	○				

※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

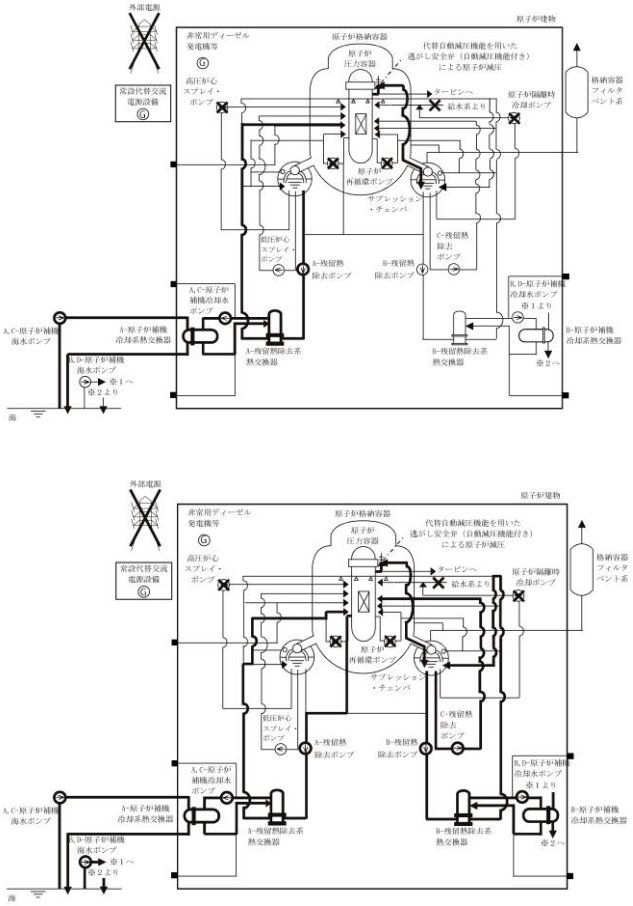
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（１／34）

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		低圧原子炉代替注水系（常設）	47 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条（ポンプ）
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			格納容器フィルタベント系	48 条
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水槽（水源）	47 条（水源）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			大量送水車	49 条（ポンプ）
			大量送水車（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	48 条（ベント元），49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			格納容器フィルタベント系配管（格納容器フィルタベント流路）	48 条（流路）
			格納容器フィルタベント系弁（格納容器フィルタベント流路）	48 条（流路）
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			代替注水流量（常設）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			低圧原子炉代替注水槽水位	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）

第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（２／34）

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 （つづき）		ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	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）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			サプレッション・プール水位（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

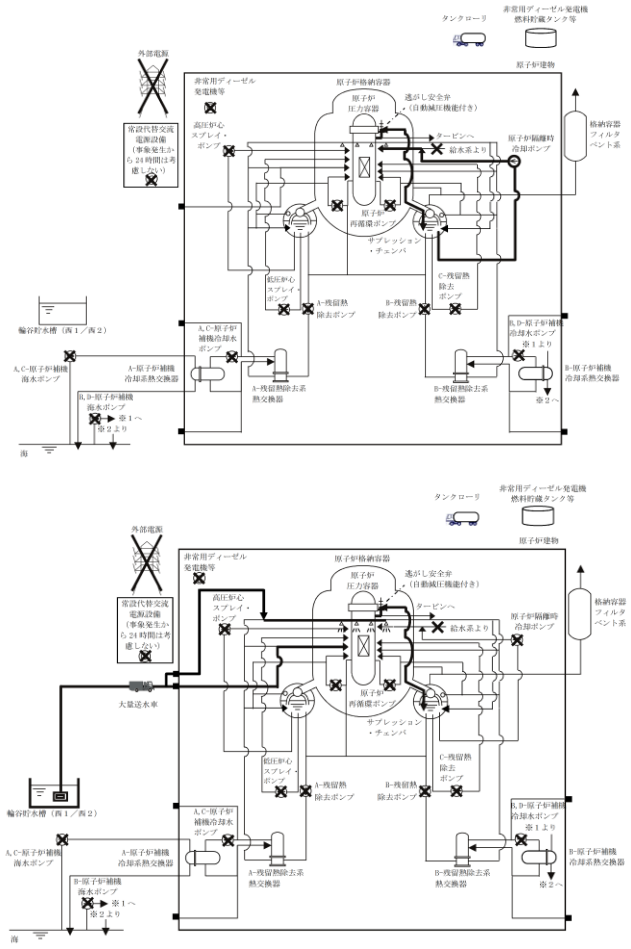
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（３／34）

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）
			残留熱除去ポンプ（サプレッション・プール水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（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）
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			サプレッション・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
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			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
			残留熱除去系熱交換器（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系配管（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			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（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（流路）
			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（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系ジェットポンプ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系海水ストレーナ（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			代替自動減圧機能	46 条（論理回路）
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（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）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）

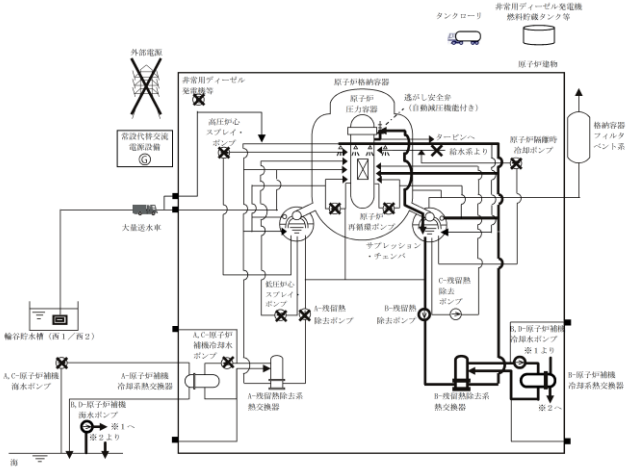
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（４／34）

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（つづき）		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（残留熱除去ポンプ起動確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			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）

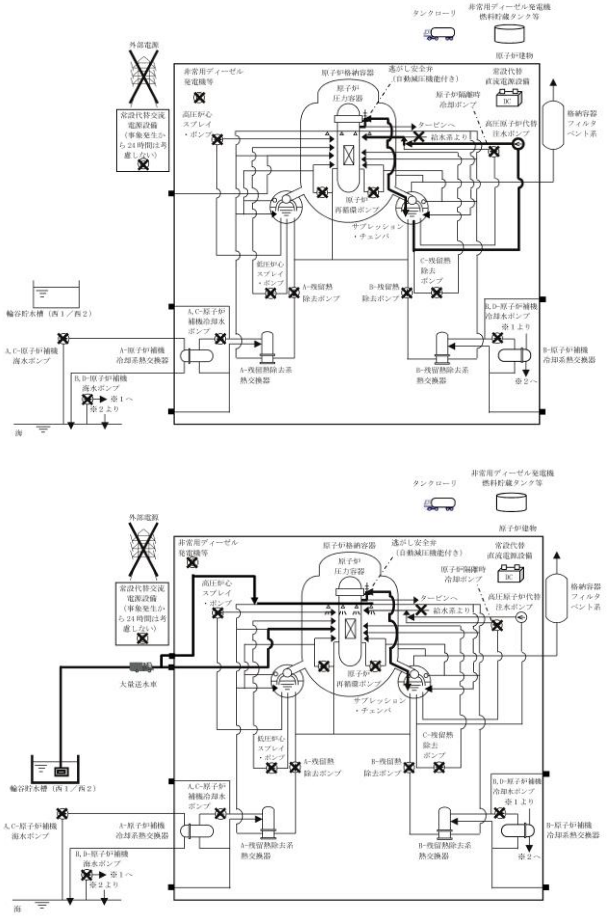
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（５／34）

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（長期ＴＢ）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧原子炉代替注水系（可搬型）	47 条
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）	57 条
			230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			サプレッション・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
			大量送水車	47 条,49 条（ポンプ）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路 ）	45 条設計基準拡張（流路）
			給水系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			給水系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			給水系スパージャ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路 ）	45 条設計基準拡張（流路）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路 ）	45 条設計基準拡張（流路）
			低圧原子炉代替注水配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条，47 条（注入先）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）

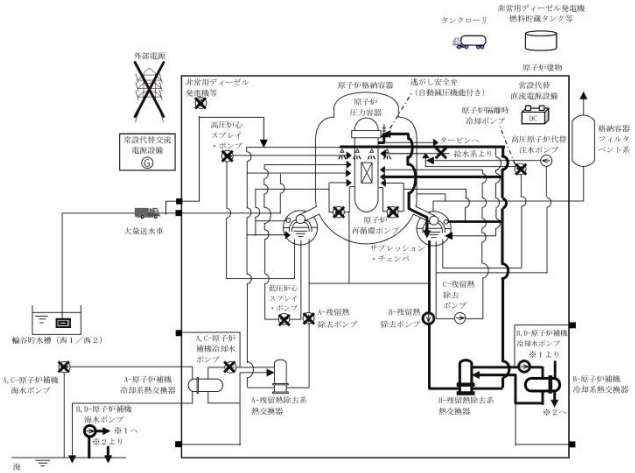
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（６／34）

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（長期ＴＢ）（つづき）		残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

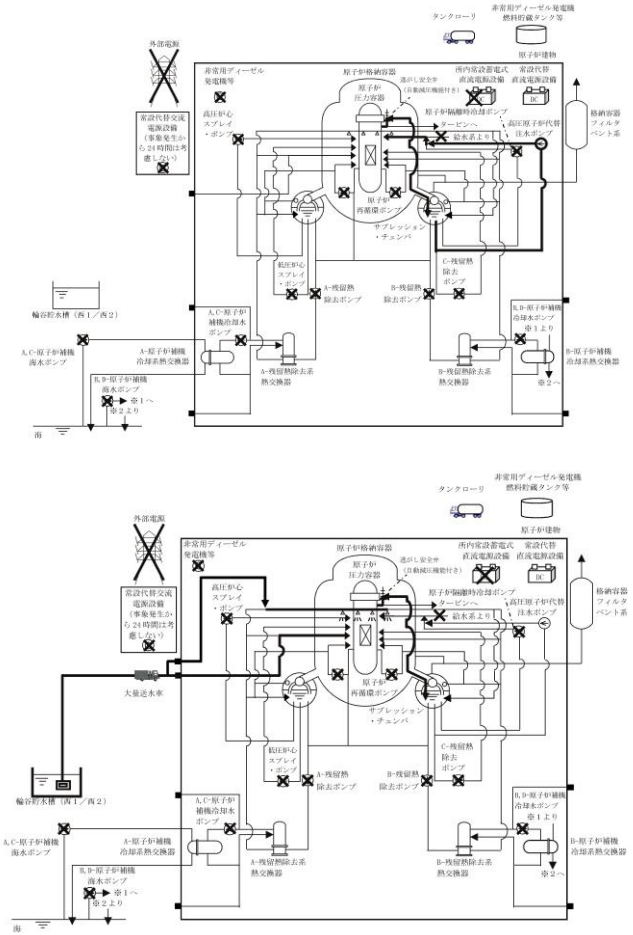
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（７／34）

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（ＴＢＵ）		高圧原子炉代替注水系	45 条
			高圧原子炉代替注水ポンプ	45 条（ポンプ）
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水系（可搬型）	47 条
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			サプレッション・チェンバ（水源）	45 条,47 条,49 条（水源）
			大量送水車	47 条,49 条（ポンプ）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			高圧原子炉代替注水系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			高圧原子炉代替注水系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系スパージャ（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			主蒸気系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			主蒸気系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉浄化系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条，47 条（注入先）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）

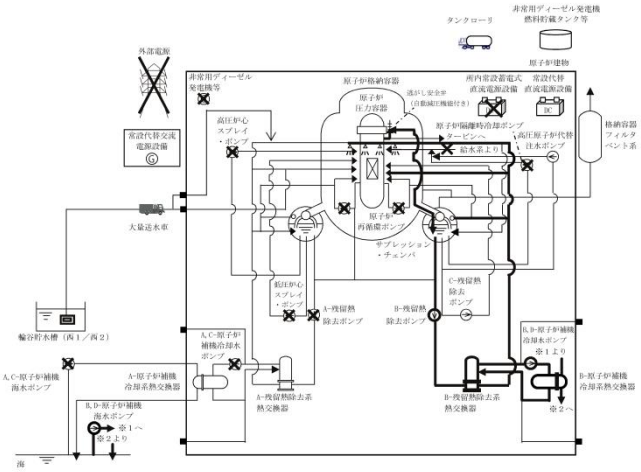
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（８／34）

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（ＴＢＵ） （つづき）		残留熱除去系弁（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	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）
			高圧原子炉代替注水流量	45 条（高圧時の原子炉冷却） 58 条（高圧代替注水確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

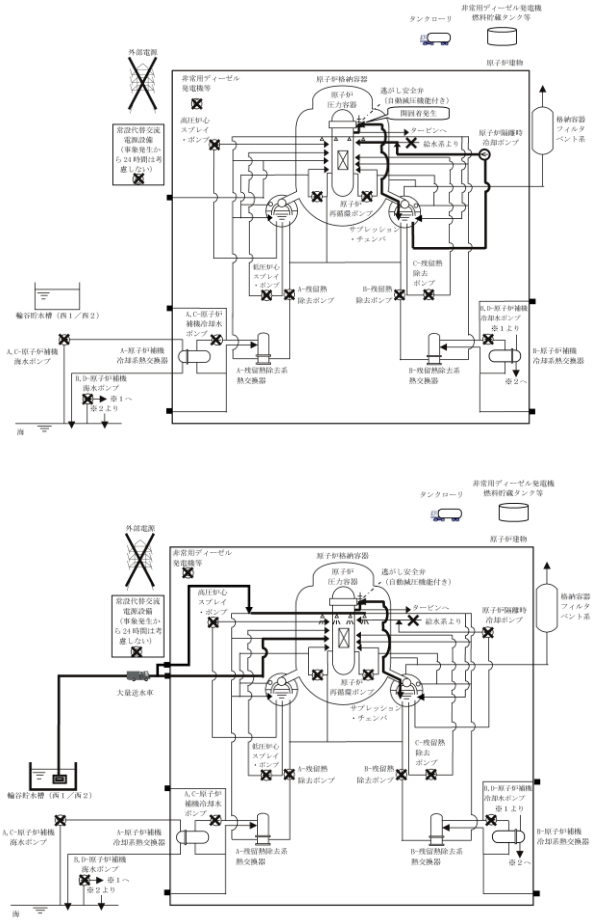
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（９／34）

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（ＴＢＤ）		逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			高圧原子炉代替注水系	45 条
			高圧原子炉代替注水ポンプ	45 条（ポンプ）
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水系（可搬型）	47 条
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・チェンバ（水源）	45 条,47 条,49 条（水源）
			大量送水車	47 条，49 条（ポンプ）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			高圧原子炉代替注水系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			高圧原子炉代替注水系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			主蒸気系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			主蒸気系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			給水系スパージャ（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉隔離時冷却系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉隔離時冷却系弁（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉浄化系配管（高圧原子炉代替注水流路）	45 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条，47 条（注入先）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）

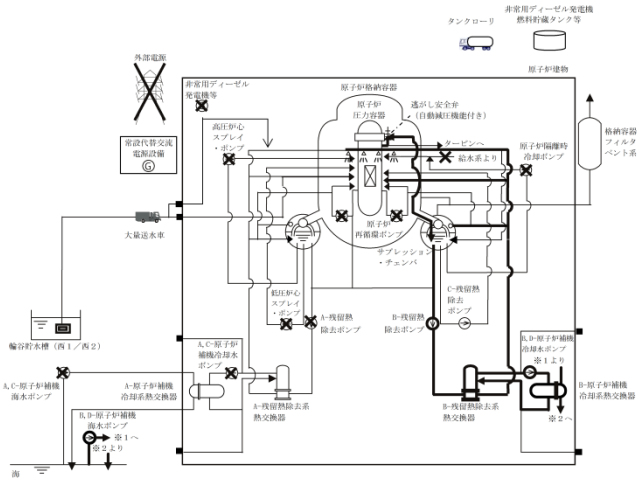
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10／34）

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（ＴＢＤ） （つづき）		残留熱除去系ストレーナ（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	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）
			高圧原子炉代替注水流量	45 条（高圧時の原子炉冷却） 58 条（高圧代替注水確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

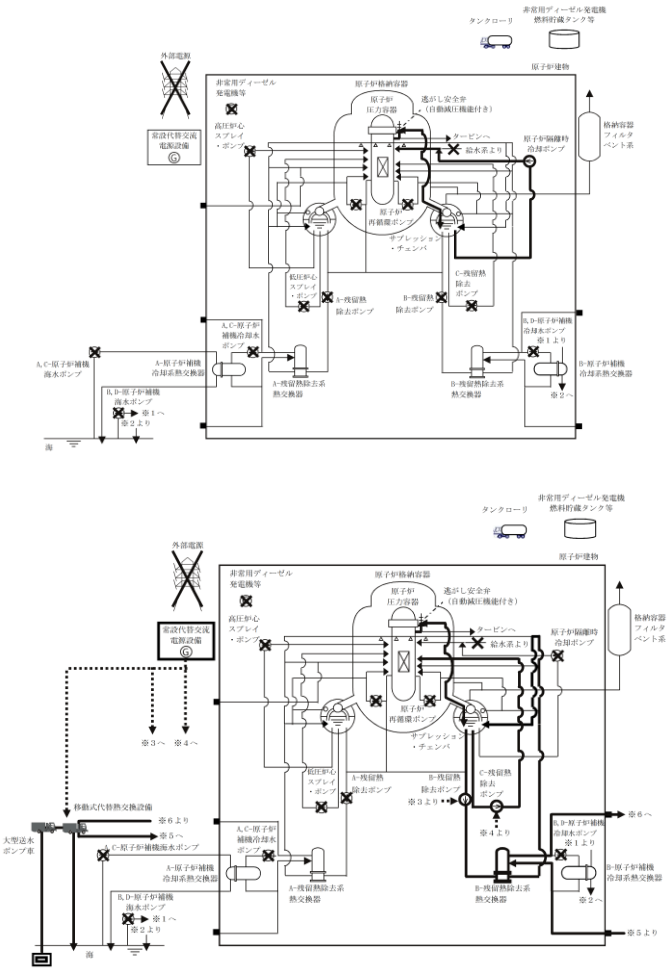
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（11／34）

	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（ＴＢＰ）		原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧原子炉代替注水系（可搬型）	47 条
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			残留熱除去ポンプ（格納容器冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）	57 条
			230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			大量送水車	47 条,49 条（ポンプ）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			サプレッション・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
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路 ）	45 条設計基準拡張（流路）
			給水系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			給水系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			給水系スパージャ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（流路）
			低圧原子炉代替注水配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	45 条,47 条（注入先）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先）
			残留熱除去系配管（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（格納容器冷却注水流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）

第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12／34）

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（ＴＢＰ）（つづき）		残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

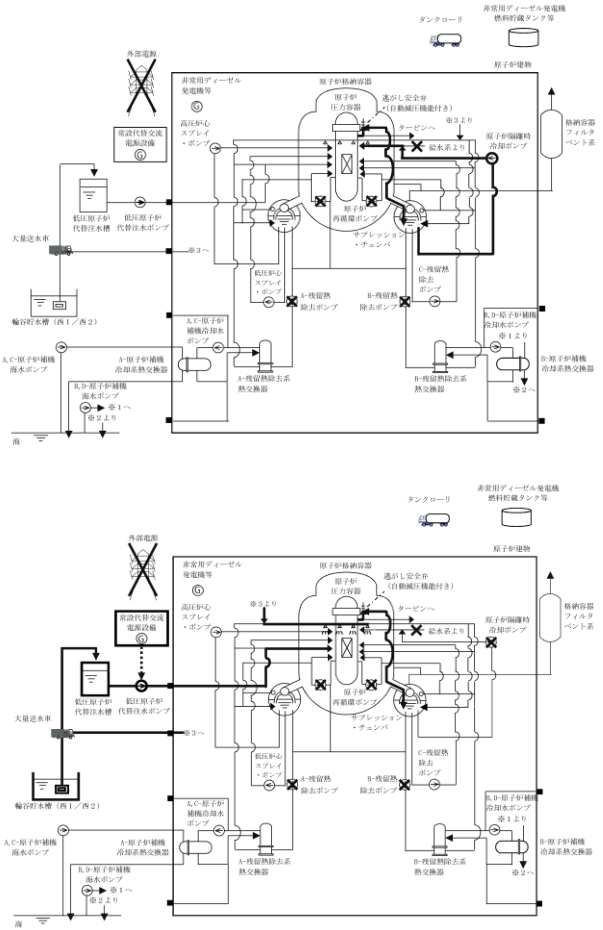
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13／34）

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	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機代替冷却系	48 条（移動式代替熱交換設備）
			残留熱除去ポンプ（サプレッション・プール水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			大型送水ポンプ車	48 条（ポンプ）
			サプレッション・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
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系スパージャ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			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
			残留熱除去系熱交換器（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系配管（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			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（注入先）と分類
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			平均出力領域計装	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

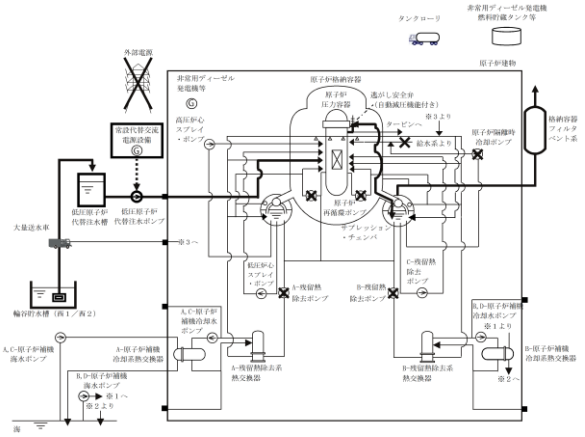
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14／34）

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） （つづき）		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

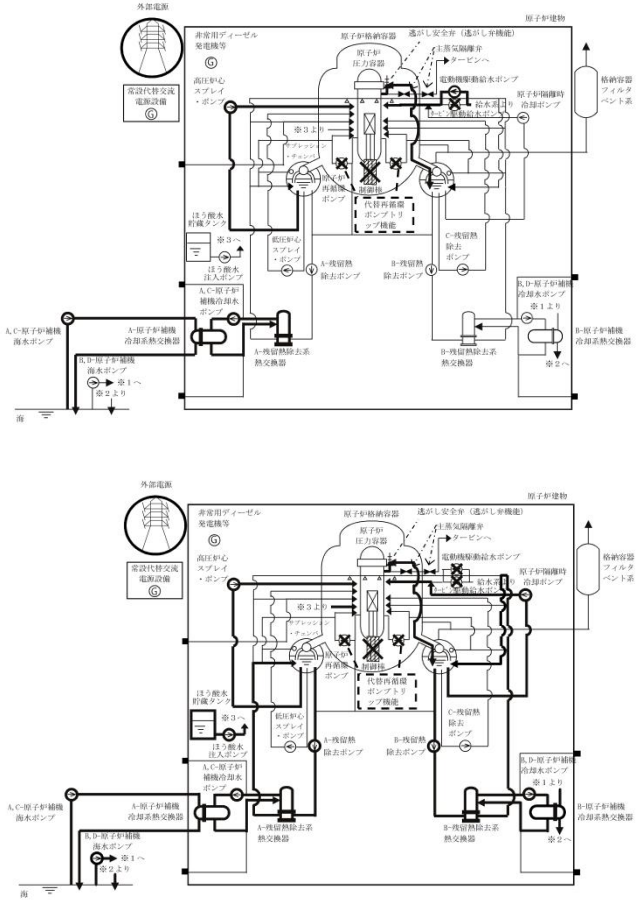
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15／34）

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	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却ポンプ	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			低圧原子炉代替注水系（常設）	47 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条（ポンプ）
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			常設代替交流電源設備	57 条
			格納容器フィルタベント系	48 条
			低圧原子炉代替注水槽（水源）	47 条（水源）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			大量送水車	49 条（ポンプ）
			大量送水車（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			サプレッション・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
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系スパージャ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	48 条（ベント元），49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			格納容器フィルタベント系配管（格納容器フィルタベント流路）	48 条（流路）
			格納容器フィルタベント系弁（格納容器フィルタベント流路）	48 条（流路）
			平均出力領域計装	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

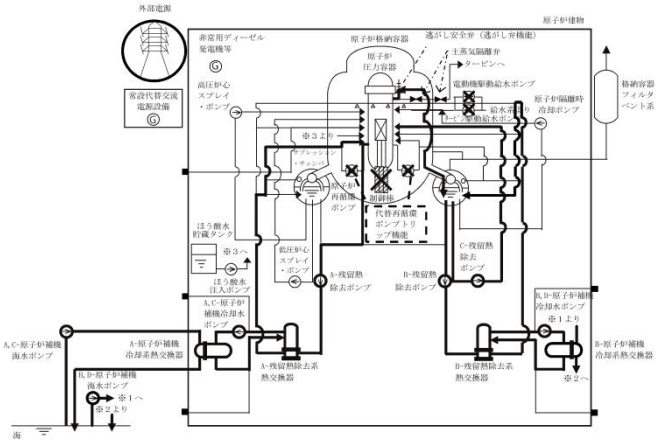
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16／34）

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） （つづき）	タンクローリ 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等 外部電源 非常用ディーゼル発電機等 原子炉格納容器 原子炉建物 原子炉圧力容器 逃がし安全弁（自動減圧機能付き） ※３より タービンへ 給水系より 高圧炉心スプレイ・ポンプ 常設代替交流電源設備 原子炉隔離時冷却ポンプ 格納容器フィルタベント系 低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車 原子炉再循環ポンプ サプレッション・チェンバ ※３へ 低圧炉心スプレイ・ポンプ A-残留熱除去ポンプ B-残留熱除去ポンプ C-残留熱除去ポンプ 輪谷貯水槽（西１／西２） A,C-原子炉補機冷却水ポンプ A,C-原子炉補機海水ポンプ A-原子炉補機冷却系熱交換器 A-残留熱除去系熱交換器 B-残留熱除去系熱交換器 B,D-原子炉補機冷却水ポンプ ※１より B,D-原子炉補機海水ポンプ ※１へ ※２より ※２へ B-原子炉補機冷却系熱交換器 海	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			代替注水流量（常設）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			低圧原子炉代替注水槽水位	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	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）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			サプレッション・プール水位（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

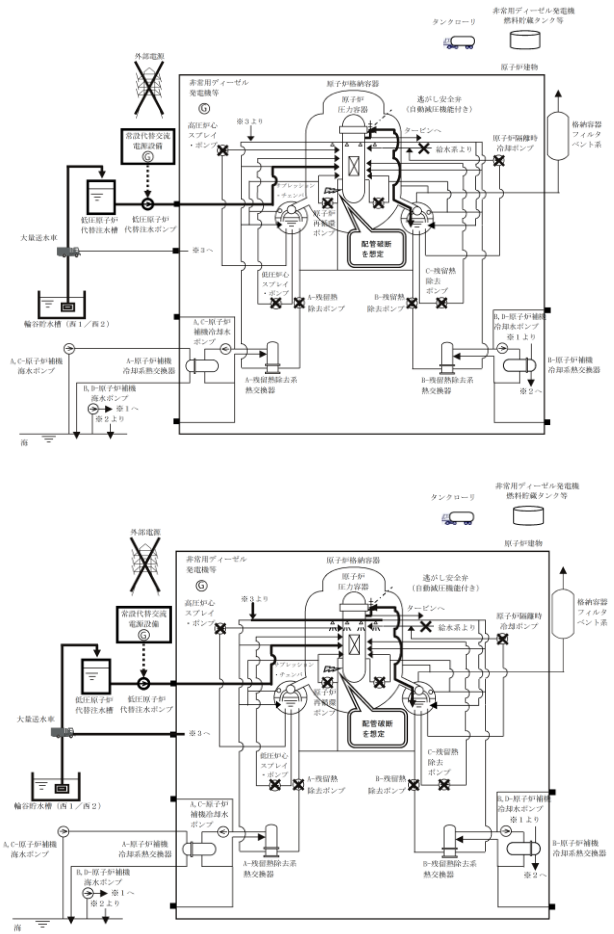
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17／34）

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		逃がし安全弁（逃がし弁機能）	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
			原子炉隔離時冷却系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ほう酸水注入系	44 条
			残留熱除去系ポンプ（サプレッション・プール水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			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）
			自動減圧起動阻止スイッチ	46 条（減圧制御）
			代替自動減圧起動阻止スイッチ	46 条（減圧制御）
			原子炉隔離時冷却ポンプ	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			高圧炉心スプレイ・ポンプ	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			低圧炉心スプレイ・ポンプ	47 条設計基準拡張（ポンプ）
			ほう酸水注入ポンプ	44 条（ポンプ）
			代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	44 条
			電動機駆動給水ポンプ	DB（解析上使用を仮定）
			サプレッション・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
			外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系スパージャ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系配管（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系弁（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系ストレーナ（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系スパージャ（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系配管（低圧炉心スプレイ流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系弁（低圧炉心スプレイ流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			低圧炉心スプレイ系スパージャ（低圧炉心スプレイ流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ほう酸水貯蔵タンク	44 条（水源）
			ほう酸水注入系配管（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系弁（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系差圧検出（ほう酸水注入流路）	44 条（流路）
			ほう酸水注入系配管(原子炉圧力容器内部)(ほう酸水注入流路)	44 条（流路）
			原子炉圧力容器	44 条，45 条，47 条（注入先）
			残留熱除去系配管（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）

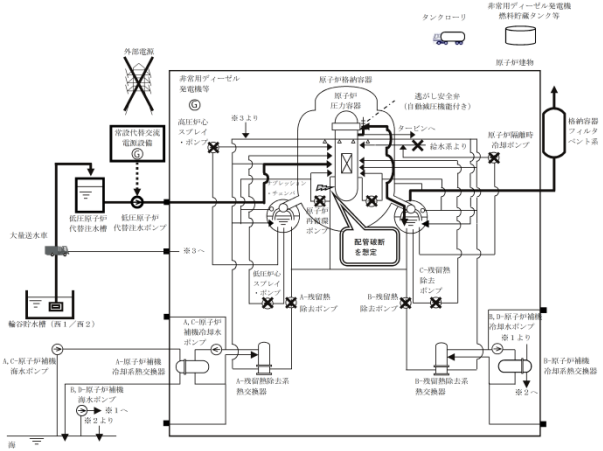
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18／34）

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 （つづき）		残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系海水ストレーナ（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			平均出力領域計装	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（ＲＨＲポンプ起動確認）
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			中性子源領域計装	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認，未臨界確認）
			中間領域計装	58 条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認，未臨界確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

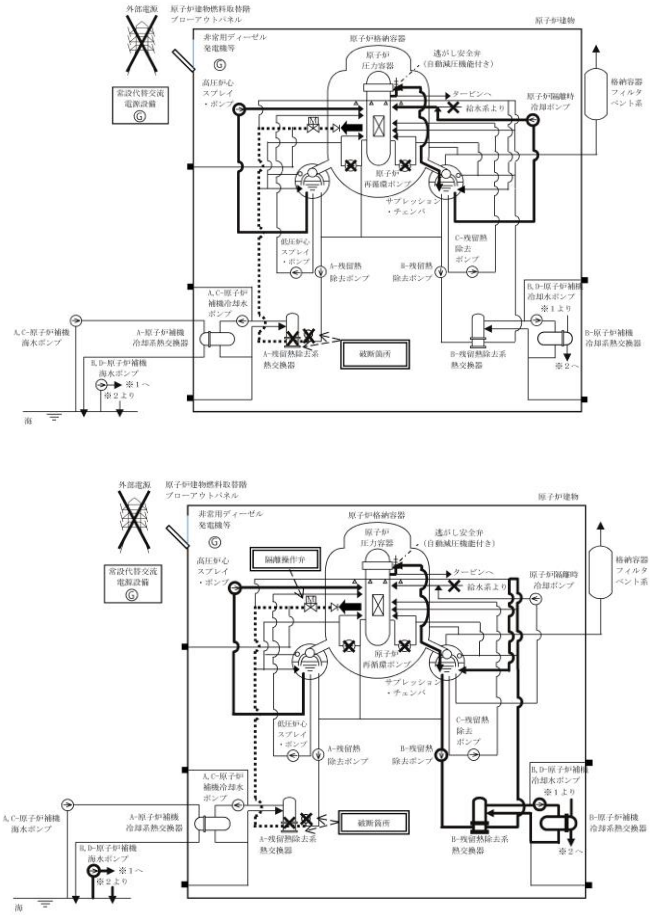
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19／34）

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）		低圧原子炉代替注水系（常設）	47 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条（ポンプ）
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			格納容器フィルタベント系	48 条
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水槽（水源）	47 条（水源）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			大量送水車	49 条（ポンプ）
			大量送水車（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイ・ヘッダ（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	48 条（ベント元），49 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	48 条（S/P 蓄熱補助）
			格納容器フィルタベント系配管（格納容器フィルタベント流路）	48 条（流路）
			格納容器フィルタベント系弁（格納容器フィルタベント流路）	48 条（流路）
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			代替注水流量（常設）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			低圧原子炉代替注水槽水位	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）

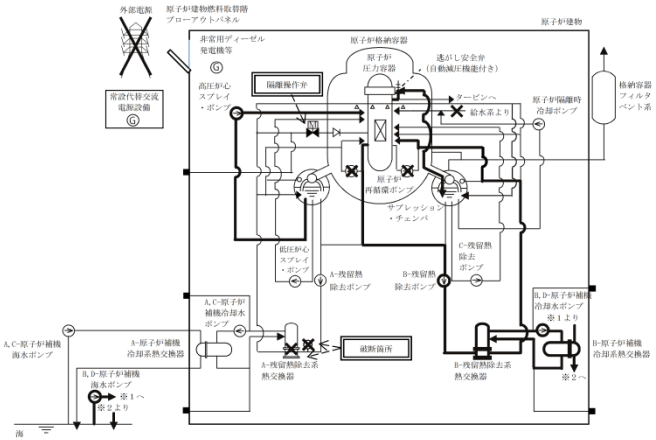
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20／34）

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） （つづき）		ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	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）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			サプレッション・プール水位（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）

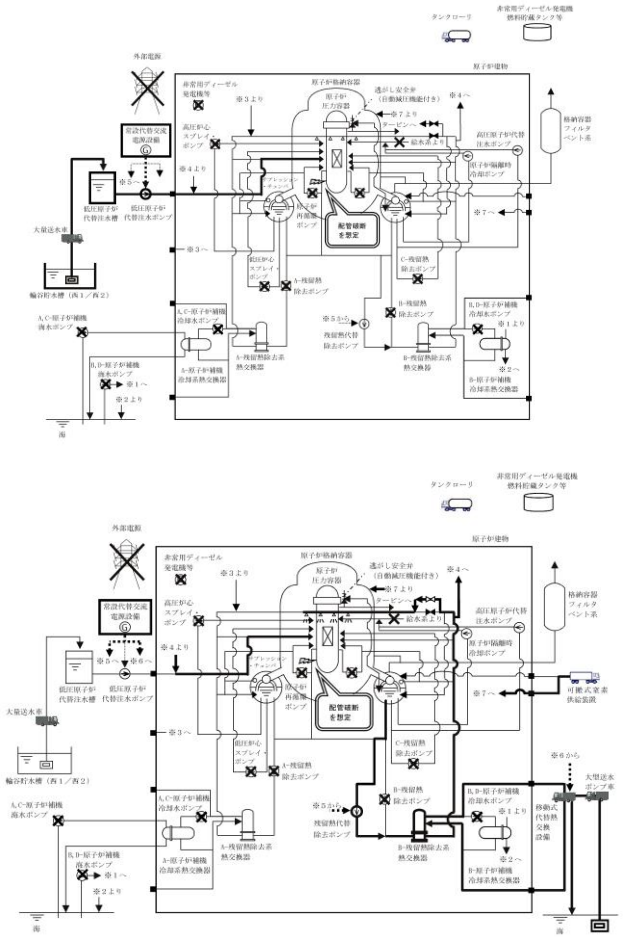
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21／34）

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	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却ポンプ	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			高圧炉心スプレイ系	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ・ポンプ	45 条設計基準拡張（ポンプ）
			残留熱除去ポンプ（サプレッション・プール水冷却モード）	49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（ポンプ）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	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
			サプレッション・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
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	46 条（作業環境確保）
			原子炉隔離時冷却系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉隔離時冷却系ストレーナ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			給水系スパージャ（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			主蒸気系弁（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉浄化系配管（原子炉隔離時冷却流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系配管（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系弁（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系ストレーナ（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイ系スパージャ（高圧炉心スプレイ流路）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			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
			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（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（サプレッション・プール水冷却流路）	49 条設計基準拡張（流路）
			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（流路）
			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（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系ジェットポンプ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系熱交換器	47 条，49 条設計基準拡張
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉補機冷却水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）

第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（22／34）

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） （つづき）		原子炉補機冷却系弁（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系熱交換器（原子炉補機冷却流路）	48 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機海水ポンプ	48 条設計基準拡張（ポンプ）
			原子炉補機冷却系海水ストレーナ	48 条設計基準拡張（流路）
			平均出力領域計装	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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（系統過圧及び ISLOCA 発生を確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器冷却確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	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）

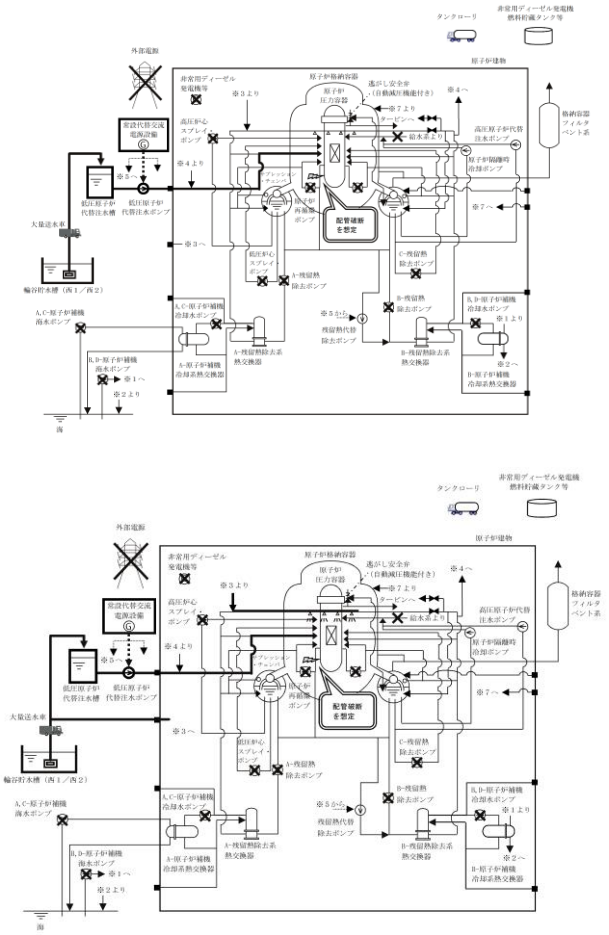
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（23／34）

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（残留熱代替除去系使用）		低圧原子炉代替注水系（常設）	47 条
			残留熱代替除去系	50 条
			原子炉補機代替冷却系	48 条（移動式代替熱交換設備）
			窒素ガス代替注入系	52 条（可搬式窒素供給装置）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条（ポンプ）
			残留熱代替除去ポンプ	50 条（ポンプ）
			サプレッション・チェンバ（水源）	50 条（水源）
			低圧原子炉代替注水槽（水源）	47 条（水源）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			大量送水車（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			大型送水ポンプ車	48 条（ポンプ）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉補機冷却系配管（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系配管（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系弁（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系スプレイヘッダ（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			窒素ガス代替注入系配管（窒素ガス代替注入流路）	52 条（流路）
			窒素ガス代替注入系弁（窒素ガス代替注入流路）	52 条（流路）
			原子炉格納容器	50 条，52 条（注入先）
			原子炉圧力容器	47 条，50 条（注入先）
			平均出力領域計装	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
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）

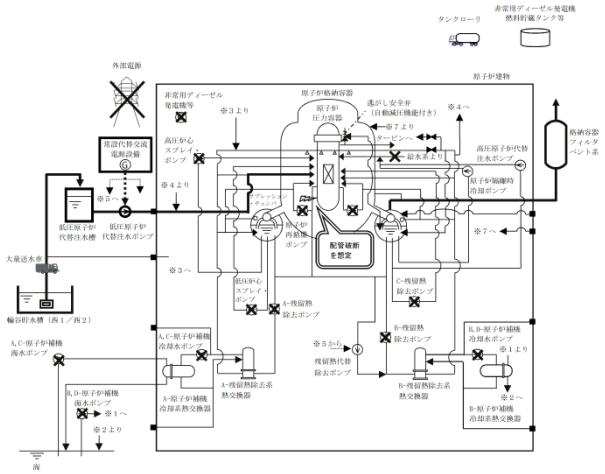
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（24／34）

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 （残留熱代替除去系使用） （つづき）		原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			格納容器水素濃度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			代替注水流量（常設）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			低圧原子炉代替注水槽水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	50 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器酸素濃度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）

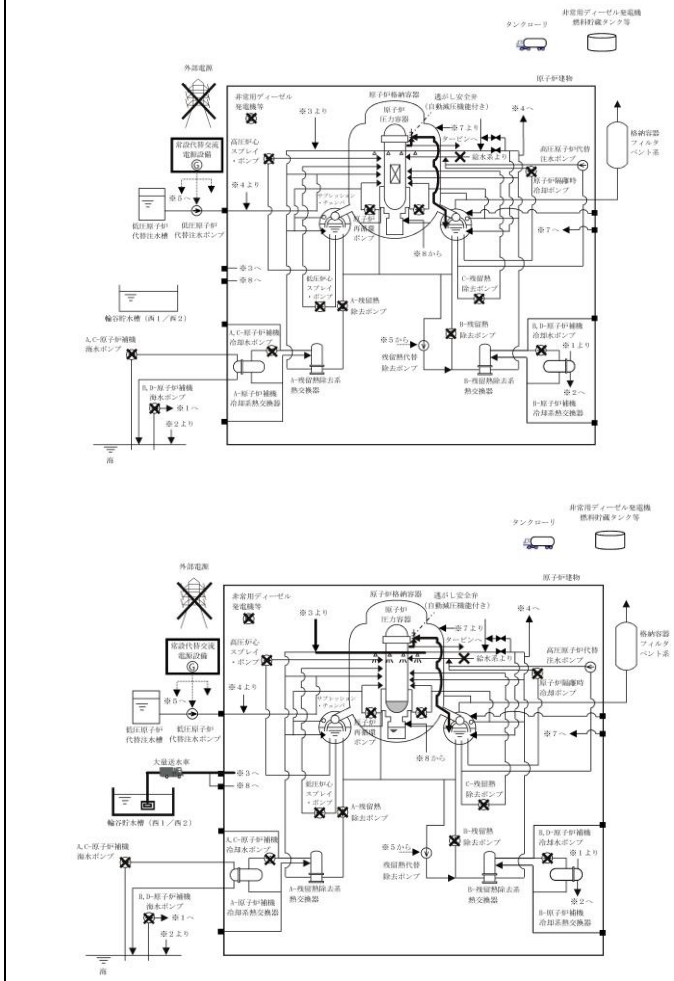
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（25／34）

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（残留熱代替除去系不使用）		低圧原子炉代替注水系（常設）	47 条
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条
			格納容器フィルタベント系	50 条
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条（ポンプ）
			大量送水車	49 条（ポンプ）
			低圧原子炉代替注水槽（水源）	47 条（水源）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			大量送水車（代替水源移送）	56 条（水源移送）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器代替スプレイ系流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条（注入先），50 条（ベント元）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	50 条（S/P 蓄熱補助）
			格納容器フィルタベント系配管（格納容器フィルタベント流路）	50 条（流路）
			格納容器フィルタベント系弁（格納容器フィルタベント流路）	50 条（流路）
			平均出力領域計装	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
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			格納容器水素濃度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）

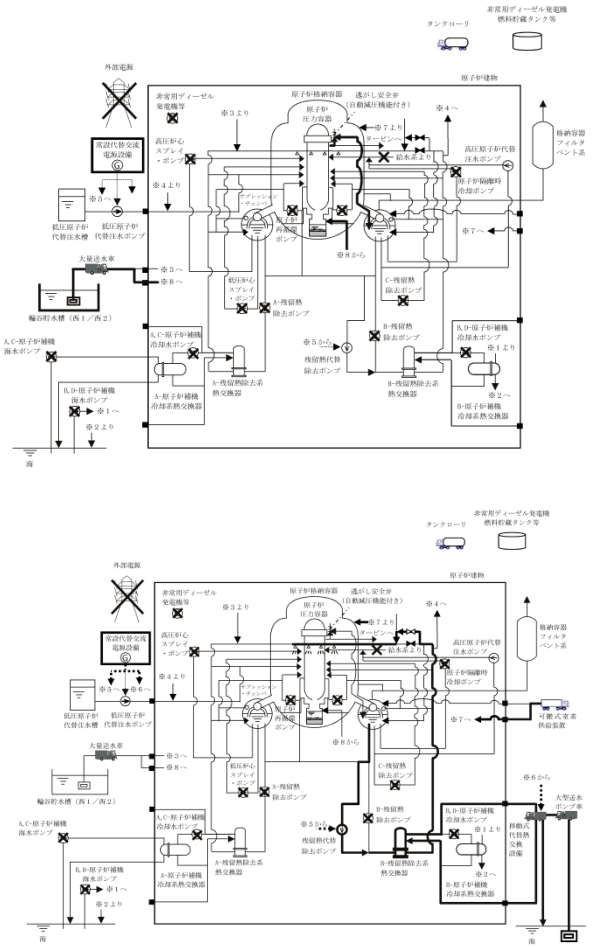
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（26／34）

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 （残留熱代替除去系不使用） （つづき）		代替注水流量（常設）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			格納容器代替スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			低圧原子炉代替注水槽水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	49 条（格納容器の冷却） 50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・プール水位（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			スクラバ容器水位 スクラバ容器圧力 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	50 条（格納容器の過圧破損防止） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器酸素濃度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）

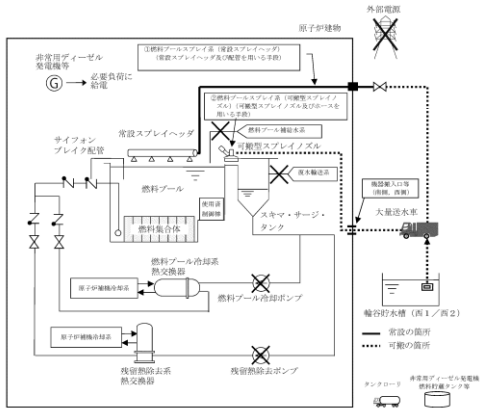
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（27／34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		ペデスタル代替注水系（可搬型）	51 条（解析上使用を仮定）
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）	49 条（解析上使用を仮定）
			残留熱代替除去系	50 条
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			原子炉補機代替冷却系	48 条（移動式代替熱交換設備）
			窒素ガス代替注入系	52 条（可搬式窒素供給装置）
			大量送水車	49 条（ポンプ）,51 条（ポンプ）
			大型送水ポンプ車	48 条（ポンプ）
			コリウムシールド	51 条
			残留熱代替除去ポンプ	50 条（ポンプ）
			サプレッション・チェンバ（水源）	50 条（水源）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			原子炉スクラム機能	DB（SA 発生前に使用）
			復水輸送系配管（ペデスタル代替注水流路）	51 条（流路）
			復水輸送系弁（ペデスタル代替注水流路）	51 条（流路）
			補給水系配管（ペデスタル代替注水流路）	51 条（流路）
			補給水系弁（ペデスタル代替注水流路）	51 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			格納容器代替スプレイ系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系配管（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系弁（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器代替スプレイ流路）	49 条（流路）
			原子炉格納容器	49 条，51 条，52 条（注入先）
			原子炉補機冷却系配管（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系配管（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系弁（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			残留熱除去系スプレイヘッダ（残留熱代替除去流路）	50 条（流路）
			原子炉圧力容器	50 条（注入先）
			真空破壊弁（S/C→D/W）	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
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）

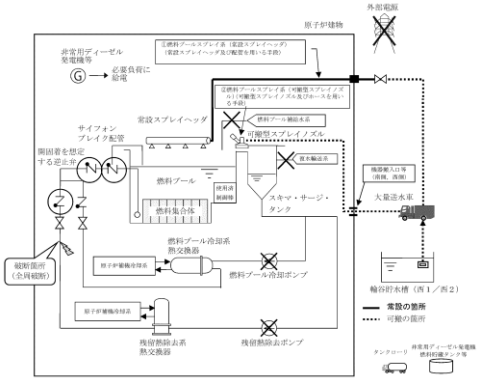
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（28／34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（つづき）		窒素ガス代替注入系配管（窒素ガス代替注入流路）	52 条（流路）
			窒素ガス代替注入系弁（窒素ガス代替注入流路）	52 条（流路）
			平均出力領域計装	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
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（残留熱除去系故障を確認）
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（低圧注水機能喪失を確認）
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	58 条（炉心損傷有無判断）
			格納容器水素濃度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58 条（代替ペデスタル注水確認）
			ペデスタル水位	51 条（格納容器下部の溶融炉心冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル圧力（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	49 条（格納容器の冷却） 58 条（代替スプレイ確認）
			ペデスタル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			ペデスタル水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			ドライウェル温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			格納容器酸素濃度（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）

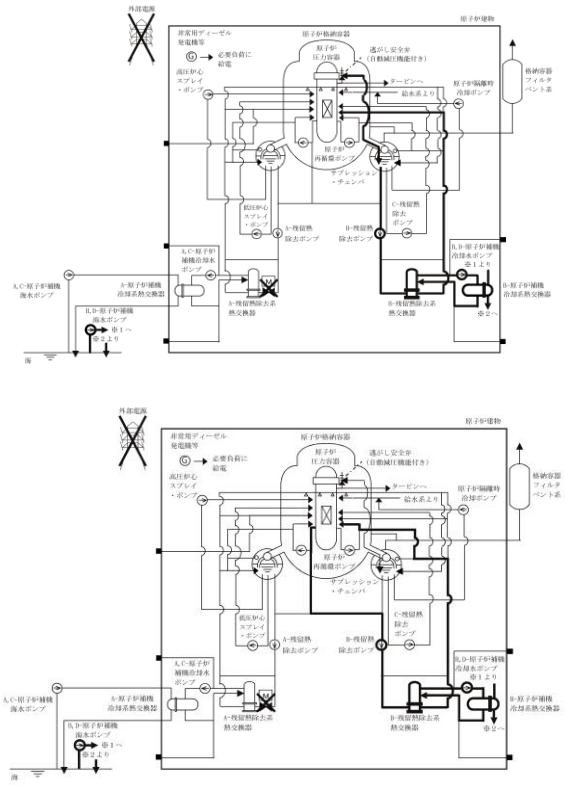
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（29／34）

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）		燃料プールスプレイ系	54 条
			大量送水車	54 条（ポンプ）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			可搬型スプレイノズル	54 条（流路）
			燃料プール	54 条（注入先）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			燃料プール水位・温度（ＳＡ）	54 条（SFP 状態確認）
			燃料プール水位（ＳＡ）	54 条（SFP 状態確認）
			燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）	54 条（SFP 状態確認）
			燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	54 条（SFP 上部空間線量確認）

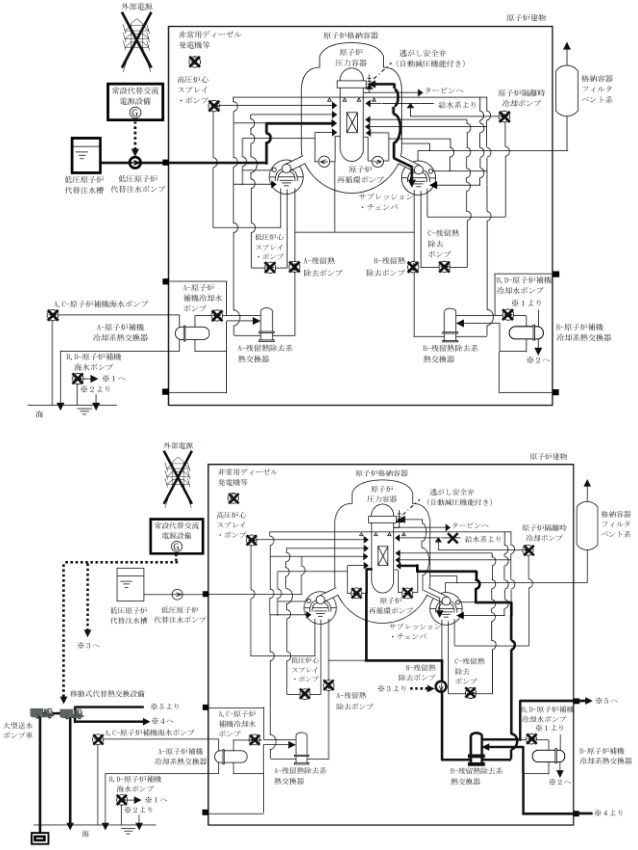
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（30／34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
4.2	想定事故２ （使用済燃料貯蔵プール）		燃料プールスプレイ系	54 条
			大量送水車	54 条（ポンプ）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			可搬型スプレイノズル	54 条（流路）
			燃料プール	54 条（注入先）
			燃料プール水位・温度（ＳＡ）	54 条（SFP 状態確認）
			燃料プール水位（ＳＡ）	54 条（SFP 状態確認）
			燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む）	54 条（SFP 状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口圧力	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（SFP 冷却機能喪失を確認）
			燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	54 条（SFP 上部空間線量確認）

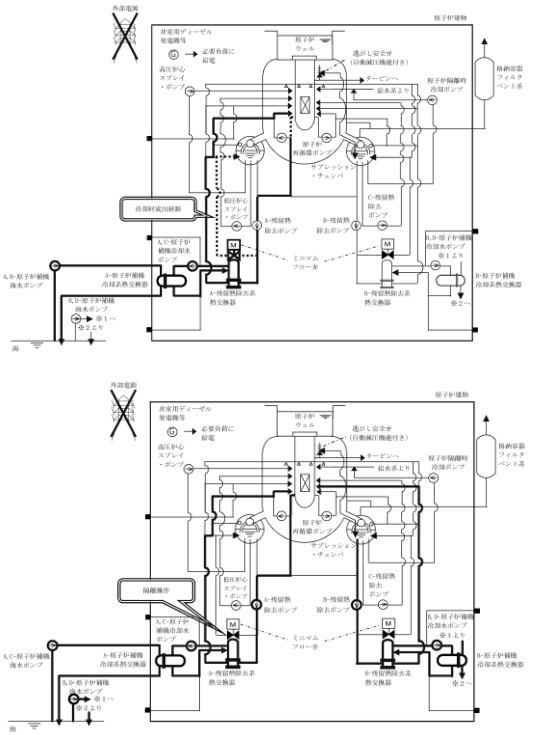
第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（31／34）

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
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	57 条設計基準拡張（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条設計基準拡張（電源）
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			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（流路）
			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（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系ジェットポンプ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去ポンプ出口流量	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）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）

第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（32／34）

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）		低圧原子炉代替注水系（常設）	47 条
			原子炉補機代替冷却系	48 条（移動式代替熱交換設備）
			Ｂ－115V 系蓄電池	57 条
			ＳＡ用 115V 系蓄電池	57 条
			常設代替交流電源設備	57 条
			低圧原子炉代替注水ポンプ	47 条（ポンプ）
			残留熱除去ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（ポンプ）
			大型送水ポンプ車	48 条（ポンプ）
			低圧原子炉代替注水槽（水源）	47 条（水源）
			大量送水車	47 条（ポンプ）
			輪谷貯水槽（西１／西２）（代替水源）	56 条（ただし設備ではなく措置）
			タンクローリ（給油）	57 条（燃料輸送）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	57 条（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条（燃料源）
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き）	46 条（操作対象弁）
			低圧原子炉代替注水系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			低圧原子炉代替注水系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系配管（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			残留熱除去系弁（低圧原子炉代替注水流路）	47 条（流路）
			原子炉圧力容器	47 条（注入先）
			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（流路）
			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（流路）
			残留熱除去系ストレーナ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系ジェットポンプ（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉再循環系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			原子炉補機冷却系配管（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系弁（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			原子炉補機冷却系サージタンク（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去系熱交換器（原子炉補機代替冷却流路）	48 条（流路）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			代替注水流量（常設）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）
			低圧原子炉代替注水槽水位	56 条（水の供給設備），58 条（水源確認）
			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）

第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（33／34）

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）		残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サプレッション・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
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク等	57 条設計基準拡張（燃料源）
			非常用ディーゼル発電機等（電源）	57 条設計基準拡張（電源）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（流路）
			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
			原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（ＳＡ）	58 条（原子炉状態確認）
			サプレッション・プール水位（ＳＡ）	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）

第 58－11－2 表　37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（34／34）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.4	反応度の誤投入（運転停止中の原子炉）		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能（中性子束高）	DB（解析上使用を仮定）
			中性子源領域計装	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
			中間領域計装	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

58－12　別紙

＜別紙　目次＞

別紙１　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について

別紙２　サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

別紙３　ドライウェル水位及びペデスタル水位の計測設備について

別紙４　ペデスタル温度（ＳＡ）検出器について

別紙５　原子炉水位不明時の対応について

別紙６　低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による代替注水流量計について

別紙 1

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について

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

以　上

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（１／６）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	０～500℃	2	原子炉圧力容器（以下，「ＲＰＶ」という。）破損徴候の検知に用いる下鏡部に，検知性の向上を図るため位置的に分散させ，２個設置する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	０～10MPa［gage］	2	安全機能の重要度分類ＭＳ－２（事故時監視計器）の設計要求により既に多重化された２個を設定する。
	原子炉圧力（ＳＡ）	０～11MPa［gage］	1	監視の重要性に鑑み，計器電源をＳＡ用直流電源から給電可能な圧力計を新規に１個設置する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	－400cm～150cm※１	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（燃料域）	－800cm～－300cm※１	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（ＳＡ）	－900cm～150cm※１	1	監視の重要性に鑑み，計器電源をＳＡ用直流電源から給電可能な水位計を新規に１個設置する。
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	０～150m^3/h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
	代替注水流量（常設）	０～300m^3/h	1	系統流量（低圧原子炉代替注水ポンプ）を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
	低圧原子炉代替注水流量	０～200m^3/h	2	系統流量（大量送水車）を監視可能な流量計を新規に２個設置する。 また，崩壊熱相当の低流量を監視可能な流量計を新規に２個設置する。
	低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用)	０～50m^3/h	2	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	０～150m^3/h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を１個設定する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	０～1,500m^3/h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を１個設定する。
	残留熱除去ポンプ出口流量	０～1,500m^3/h	3	系統流量を監視可能な既設流量計を３個設定する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	０～1,500m^3/h	1	系統流量を監視可能な既設流量計を１個設定する。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	０～50m^3/h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（２／６）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器への注水量	格納容器代替スプレイ流量	０～150m^3/h	2	系統流量（大量送水車）を監視可能な流量計を新規に２個設置する。
	ペデスタル代替注水流量	０～150m^3/h	2	系統流量（大量送水車）を監視可能な流量計を新規に２個設置する。 また，崩壊熱相当の低流量を監視可能な流量計を新規に２個設置する。
	ペデスタル代替注水流量(狭帯域用)	０～50m^3/h	2	
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	０～150m^3/h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（ＳＡ）	０～300℃	7	ドライウェル内の温度分布を把握するため，ＲＰＶフランジの高さ（トップヘッド部，ドライウェル上部）に３個，燃料棒有効長頂部の高さ（ドライウェル中部）に２個，ＲＰＶ下端の高さ（ドライウェル下部）に２個，合計７個を新規に設置する。なお，検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	ペデスタル温度（ＳＡ）	０～300℃	2	原子炉格納容器下部の温度分布を把握するため，原子炉格納容器下部に２個を新規に設置する。なお，検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	０～300℃	2	原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損を判断する。原子炉格納容器下部に２個を新規に設置する。なお，検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	０～200℃	2	サプレッション・チェンバ内の温度分布を把握するため，既設と同程度の高さに新規に２個設置する。なお，検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	０～200℃	2	サプレッション・プール水の温度分布を把握するため，既設と同程度の高さに新規に２個設置する。なお，検知性の向上を図るため位置的に分散させる。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）	０～1,000kPa［abs］	2	原子炉格納容器の限界圧力（853kPa［gage］）を監視可能な圧力計を新規に２個設置する。
	サプレッション･チェンバ圧力(ＳＡ)	０～1,000kPa［abs］	2	原子炉格納容器の限界圧力（853kPa［gage］）を監視可能な圧力計を新規に２個設置する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（３／６）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	－3.0m※2，－1.0m※2	2	原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量を注水するドライウェルスプレイによるサンプピットへの注水量を確認するため，格納容器底面からの設置高さ－3.0m，－1.0mに各１個ずつ新規に２個設置する。
		＋1.0m※2	1	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水量を注水するペデスタル代替注水系（可搬型）の停止を行うため，ベント管下端位置である格納容器底面からの設置高さ＋1.0mに１個を新規に設置する。
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	－0.80～5.50m※3	1	ウェットウェルベント操作可否判断を把握可能な水位計を新規に１個設置する。
	ペデスタル水位	＋0.1m※4，＋1.2m※4	2	ＲＰＶ破損前，原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための注水確認の高さ0.1m（初期），1.2m（中間）に各１個ずつ新規に２個設置する。
		＋2.4m※4	2	ＲＰＶ破損前，原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための原子炉格納容器下部水張高さ 2.4m（停止判断）を検知する。重要な判断であることから検知性の向上を図るため，約 180° 間隔で新規に２個設置する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）	０～５vol%／０～100vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：４vol%）及び炉心損傷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（０～90.4vol%）を監視するため，Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ運転切替（サンプリング式）により計測可能な既設水素濃度計を１個設定する。
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	０～100vol%	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：４vol%）及び炉心損傷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（０～90.4vol%）を監視するため，Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ運転切替（サンプリング式）により計測可能な水素濃度計を新規に１個設置する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	安全機能の重要度分類ＭＳ－２（事故時監視計器）の設計要求により既に多重化されたＤ／Ｗ及びＳ／Ｃそれぞれ２個設定する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（４／６）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	10^{-1}～10^{6} s^{-1} （1.0×10^{3} ～ 1.0×10^{9} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	4	原子炉の停止状態を監視可能な既設の中性子源領域計装全４チャンネルを設定する。
	中間領域計装	０～40%又は０～125% （1.0×10^{8}～1.5×10^{13} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	8	原子炉の中間領域を監視可能な既設の中間領域計装全８チャンネルを設定する。
	平均出力領域計装	０～125% （1.2×10^{12} ～ 2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	6※5	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域計装全６チャンネルを設定する。局部出力領域計装の検出器は 124 個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。Ａ系３チャンネル，Ｂ系３チャンネル，計６チャンネル設定する。
最終ヒートシンクの確保	スクラバ容器水位	[redacted]	8	系統運転時において，計装設備の機能喪失が格納容器フィルタベント系の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係る「スクラバ容器水位」，「スクラバ容器圧力」，「スクラバ容器温度」と，除去性能が保持されていることを監視する「第１ベントフィルタ出口放射線モニタ」の高レンジを対象に複数設置する。その他の計器は，直接それに当たらないため単一設計とする。なお，第１ベントフィルタ出口水素濃度は可搬のため，予備を１個保管する。
	スクラバ容器圧力	０～１MPa［gage］	4	
	スクラバ容器温度	０～300℃	4	
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	
		10^{-3}～10^{4}mSv/h	1	
	第１ベントフィルタ出口水素濃度	０～20vol%／ ０～100vol%	1 （予備１）	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	０～200℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を２個設定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	０～200℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を２個設定する。
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	０～1,500m^{3}/h	2	系統流量を監視可能な既設流量計を２個設定する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（５／６）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	０～４MPa［gage］	3	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を３個設定する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	０～５MPa［gage］	1	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を１個設定する。
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	０～1,500m^3 （０～12,542mm）	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に１個設置する。
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	０～４MPa［gage］	2	ポンプ出口圧力を監視可能な圧力計を新規に１個設置する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	０～10MPa［gage］	1	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を１個設定する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	０～12MPa［gage］	1	ポンプ出口圧力を監視可能な既設圧力計を１個設定する。
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	０～3MPa［gage］	2	ポンプ出口圧力を監視可能な圧力計を新規に２個設置する。
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	０～10vol％	1	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，格納容器から水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺に新規に１個設置する。 ・原子炉建物地下１階　トーラス室
		０～20vol％	2	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，格納容器フランジ面から漏えいした水素は，原子炉建物４階（燃料取替階）で対流し，均一に拡散することを確認しているが，万が一，成層化することを想定し，東壁面の天井付近及び西壁面付近にそれぞれ１個，合計２個を新規に設置する。
			4	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，格納容器から局所的に水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺及び非常用ガス処理系吸込口に，それぞれ１個，合計４個を新規に設置する。 ・原子炉建物２階　ＳＲＶ補修室，非常用ガス処理系吸込口 ・原子炉建物１階　ＣＲＤ補修室，所員用エアロック室
	静的触媒式水素処理装置入口温度	０～100℃	2	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，静的触媒式水素処理装置（ＰＡＲ）18個のうち，原子炉建物４階に設置する２個のＰＡＲを代表して，入口に１個ずつ，合計２個を新規に設置する。
	静的触媒式水素処理装置出口温度	０～400℃	2	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，静的触媒式水素処理装置（ＰＡＲ）18個のうち，原子炉建物４階に設置する２個のＰＡＲを代表して，出口に１個ずつ，合計２個を新規に設置する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（６／６）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	０～５vol％／ ０～25vol％	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：５vol％）を監視するため，Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ運転切替（サンプリング式）により計測可能な既設酸素濃度計を１個設定する。
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	０～25vol％	1	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：５vol％）を監視するため，Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ運転切替（サンプリング式）により計測可能な酸素濃度計を新規に１個設置する。
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	－4.30～7.30m※6 （EL31218～42818）	1	通常水位から燃料プールの底部近傍まで監視可能な水位計を新規に１個設置する。
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－1,000～6,710mm※6 （EL34518～42228）	1※7	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水位及び温度（通常水温から沸騰水温）を監視可能な水位／温度計を新規に１個設置する。
		０～150℃		
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	10^{1}～10^{8}mSv/h	1	通常水位から燃料プールの底部近傍まで水位変動した際の放射線量率を監視可能な高レンジ・低レンジモニタを新規に各１個設置する。
		10^{-3}～10^{4}mSv/h	1	
	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－	1	燃料プールの状況を監視可能な監視カメラを新規に１個設置する。

※１　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。
※２　基準点は格納容器底面（EL10100）。
※３　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
※４　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
※５　局部出力領域計装の検出器は 124 個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
※６　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）。
※７　検出点は７箇所。

別紙２

サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

１．はじめに

格納容器破損防止対策において，原子炉注水，格納容器スプレイを継続した場合，サプレッション・プール水位が上昇するが，真空破壊弁が水没しないように，外部水源注水量制限（サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3m）を設け，制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。

有効性評価シナリオにおいて，最もサプレッション・プール水位が上昇するシナリオは，格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）シナリオであり，格納容器ベント実施による圧力低下によりサプレッション・プール水位は，サプレッション・チェンバ底部から約５m（約[redacted]）まで上昇する評価である。また，原子炉格納容器下部注水及び格納容器スプレイを継続した場合，ドライウェル水位は，ドライウェル床面から約１m（約[redacted]）のベント管下端付近まで上昇する評価である。この場合の計装設備への影響を評価する。

２．評価結果

(1)　ドライウェル内計装設備

ドライウェル内に設置される計装設備は，原子炉圧力容器温度（ＳＡ），ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），ペデスタル水温度（ＳＡ），ペデスタル水位及びドライウェル水位がある。ドライウェル水位が約[redacted]まで上昇した場合，ペデスタル水温度（ＳＡ）２台，ペデスタル水位４台及びドライウェル水位３台が水没する。これらの検出器は，電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，水没により計測不能とならない設計としている。また，重大事故等時の耐環境性（原子炉格納容器の温度・圧力である180℃，２Pdの蒸気条件下での健全性を確認）を満足する設計としている。

(2)　サプレッション・チェンバ内計装設備

サプレッション・チェンバ内に設置される計装設備は，サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）及びサプレッション・プール水温度（ＳＡ）がある。サプレッション・プール水位が約[redacted]まで上昇した場合，サプレッション・プール水温度（ＳＡ）２台が水没する。これらの検出器は，電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，水没により計測不能とならない設計としている。また，重大事故等時の耐環境性（原子炉格納容器の温度・圧力である180℃，２Pdの蒸気条件下での健全性を確認）を満足する設計としている。

第１表に重大事故等時に使用するドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内の計装設備の設置高さを，第１図に重大事故等時に使用するドライウェ

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

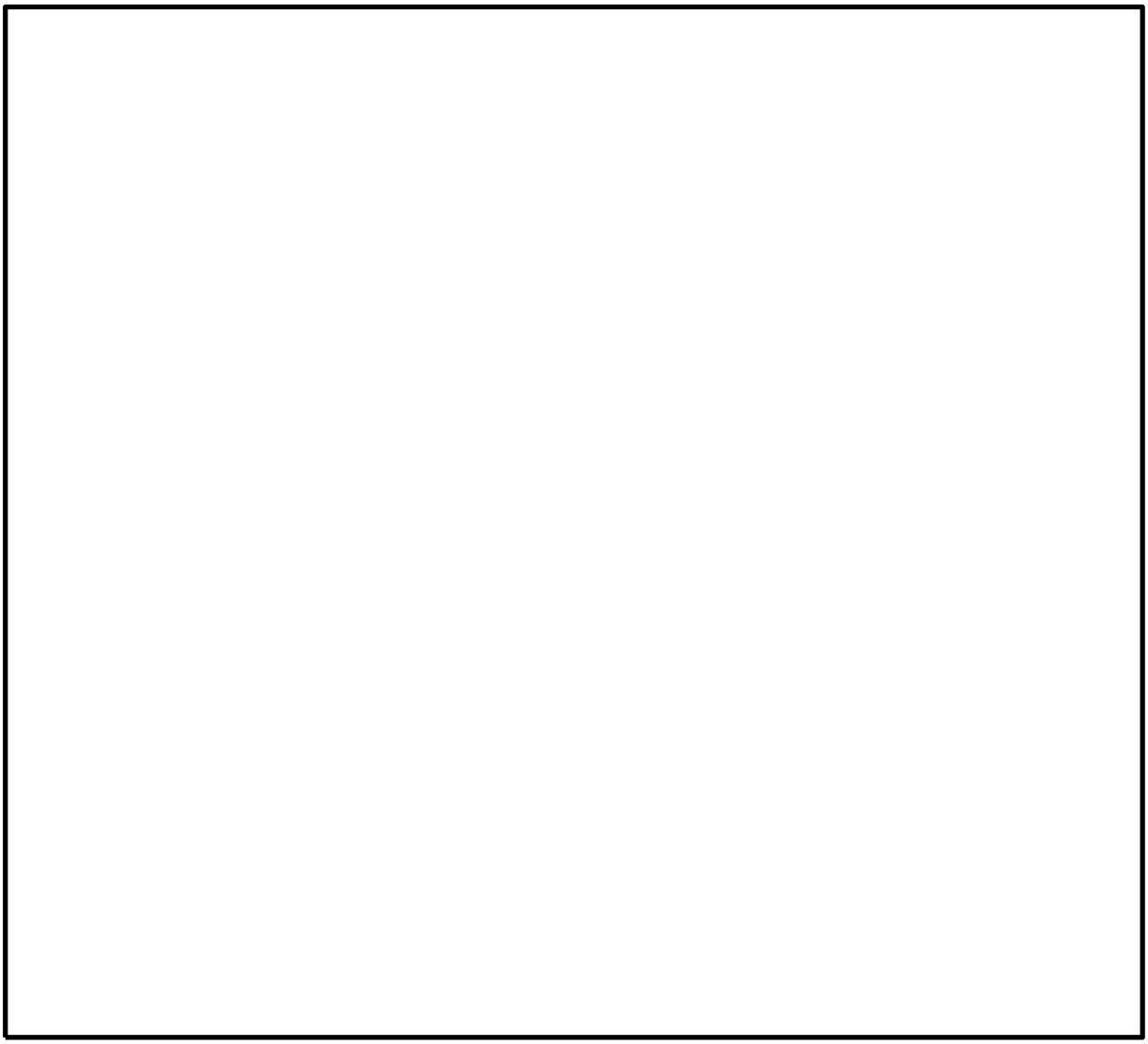
ル内及びサプレッション・チェンバ内の計装設備の配置を示す。

第１表　重大事故等時に使用するドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内の計装設備の設置高さ

計装設備※1	個数	検出器 設置高さ	水没の有無	影響評価
①原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	2		水没しない	検出器は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
②ドライウェル温度（ＳＡ）	7		水没しない	検出器は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
③ペデスタル温度（ＳＡ）	2		水没しない	検出器は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
④ペデスタル水温度（ＳＡ）	2		水没する	検出器は全て水没するが，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
⑤サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	2		水没しない	検出器は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
⑥サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	2		水没する	検出器は全て水没するが，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計とする。
⑦ドライウェル水位	3		水没する	検出器（電極式）は全て水没するが，水位計であり，また，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造のため，影響なし。
⑧ペデスタル水位	4		水没する	検出器（電極式）は全て水没するが，水位計であり，また，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造のため，影響なし。

※１　表中の丸数字は図１の丸数字に対応する

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第１図　重大事故等時に使用するドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内の計装設備の配置

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

別紙３

ドライウェル水位及びペデスタル水位の計測設備について

１．概要

ドライウェル水位及びペデスタル水位の監視のために設置する計測設備について，概要及び設置位置を以下に示す。

（１）ドライウェル水位

ａ．設置目的

ドライウェル水位検出器は，溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を把握するために設置するものである。

残留熱代替除去系の起動後に内部保有水の増加を最小限とするため，「格納容器底面＋１ｍ」にドライウェル水位計を設置し，ペデスタル代替注水系（可搬型）の崩壊熱に余裕を見た注水の停止を判断する。

ｂ．主要仕様

主要仕様を第１表に示す。

ｃ．設置位置

検出器の配置場所を第１図に示す。

第１表　ドライウェル水位の主要仕様

種類	計測範囲※1	個数	測定誤差	耐環境性
電極式 水位検出器	－3.0m，－1.0m， ＋1.0m	3	±10mm	

※１：基準点は格納容器底面（EL10100）。

（２）ペデスタル水位

ａ．設置目的

ペデスタル水位検出器は，ＲＰＶ破損前に溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を把握するために設置するものである。

ｂ．主要仕様

主要仕様を第２表に示す。

ｃ．設置位置

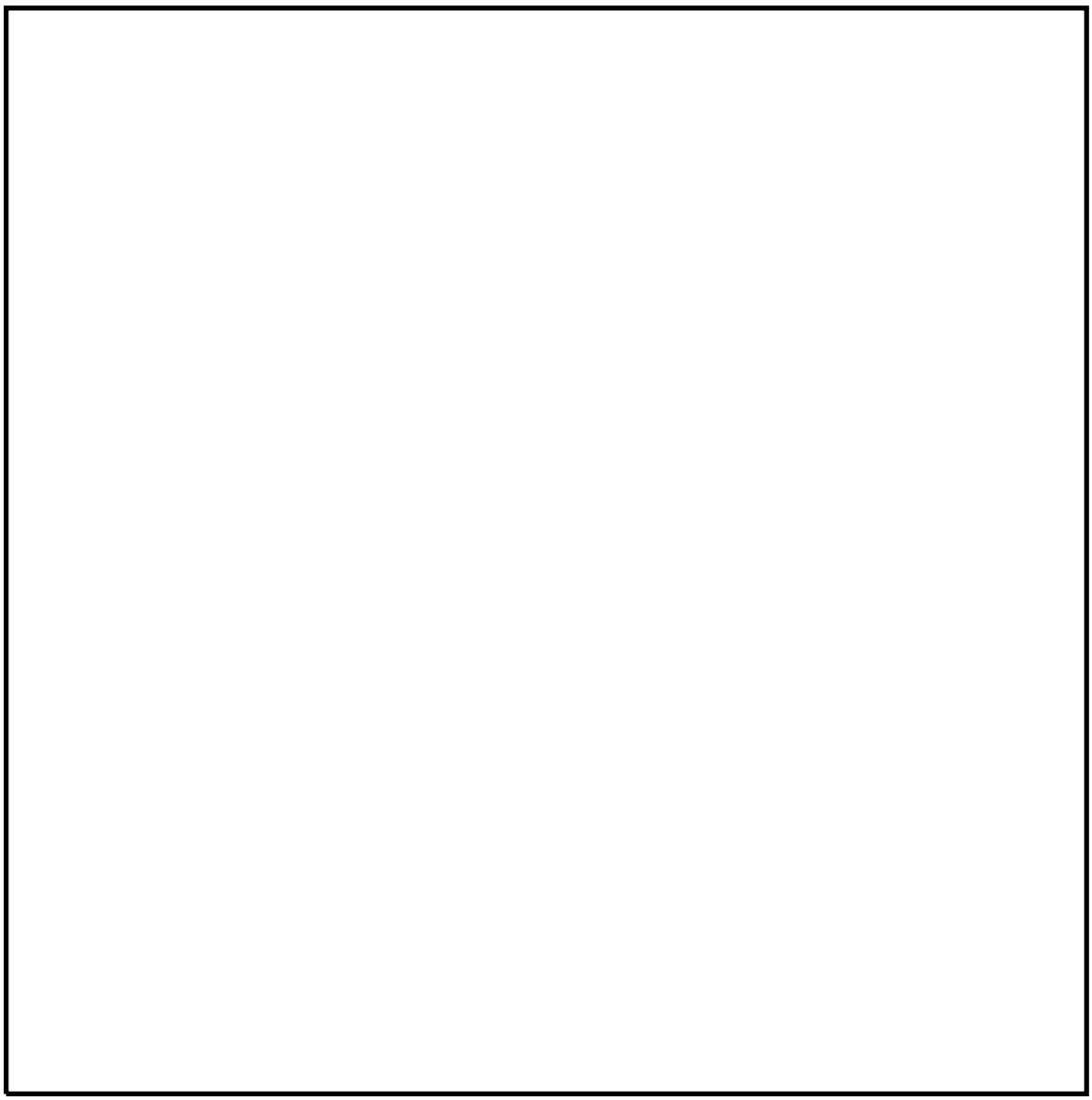
検出器の配置場所を第１図に示す。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第２表　ペデスタル水位の主要仕様

種類	測定レンジ※1	個数	測定誤差	耐環境性
電極式 水位検出器	＋0.1m，＋1.2m ＋2.4m，＋2.4m	4	±10mm	

※１：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。



第１図　ドライウェル水位及びペデスタル水位の検出器配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

２．格納容器スプレイによるドライウェル水位検出器及びペデスタル水位検出器への影響

ドライウェル水位及びペデスタル水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造図及び設置概略図を第２図及び第３図に示す。電極は，保護管に覆われており，開放部と通気孔を有した構造をしている。検出器は，縦向き（開放部が下方向）に設置され，水位の上昇時は，開放部から水が入り，内部の気体が通気孔から抜け電極間が導通状態となることで水位を検知し，水位低下時は，開放部及び通気孔から水が排出されることにより，電極間が非導通状態となる。

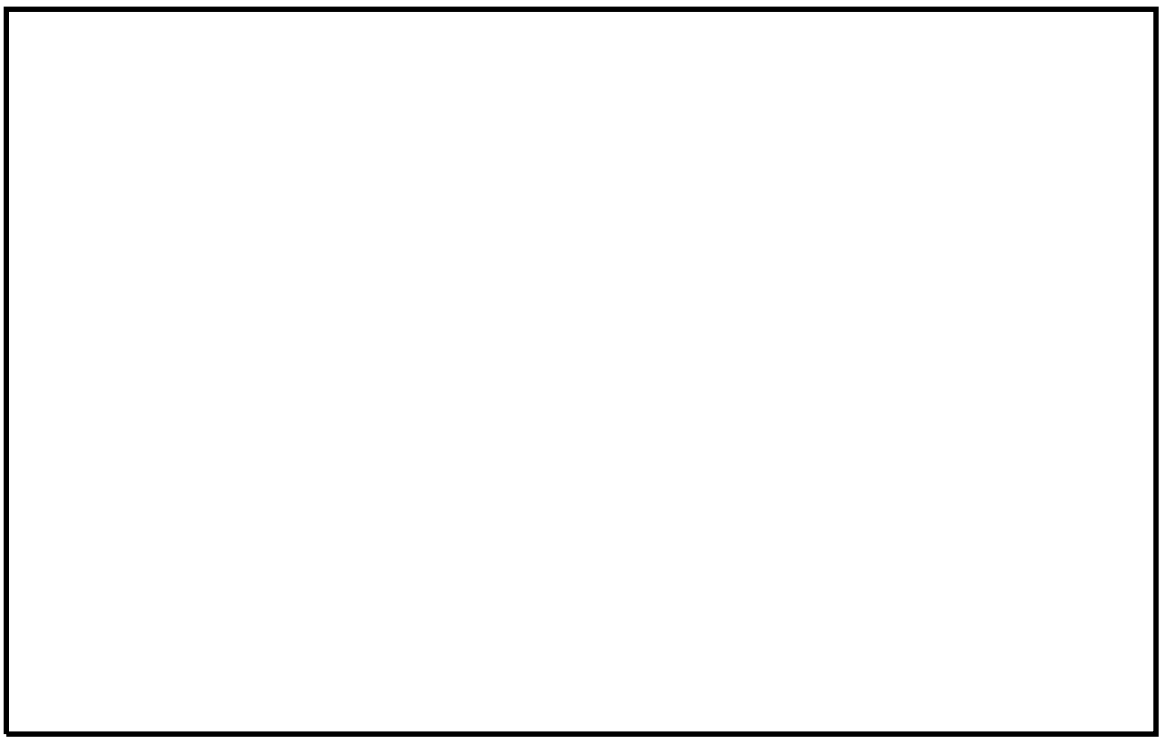
電極式水位検出器は水没を考慮した設計としており，格納容器スプレイの被水による機能喪失はない。また，ケーブルについても，検出器と一体構造であり，原子炉格納容器の貫通部までの間に接続箇所を設けない設計としており，格納容器スプレイの被水による影響はない。

誤検知が発生する状況として，大量の水が連続的に検出器に当たり続け，電極間が導通状態になることが考えられるが，ドライウェル水位検出器は，格納容器スプレイを直接受けることのないように保護管を設置する設計であることから誤検知は発生しない。また，ペデスタル水位検出器は，第１図に示すとおり，格納容器スプレイが流れ込むＣＲＤ搬出口より離れた位置に設置する設計であることから被水することはなく，誤検知は発生しない。



第２図　ドライウェル水位及びペデスタル水位（電極式）の構造図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第３図　ドライウェル水位及びペデスタル水位（電極式）の設置概略図

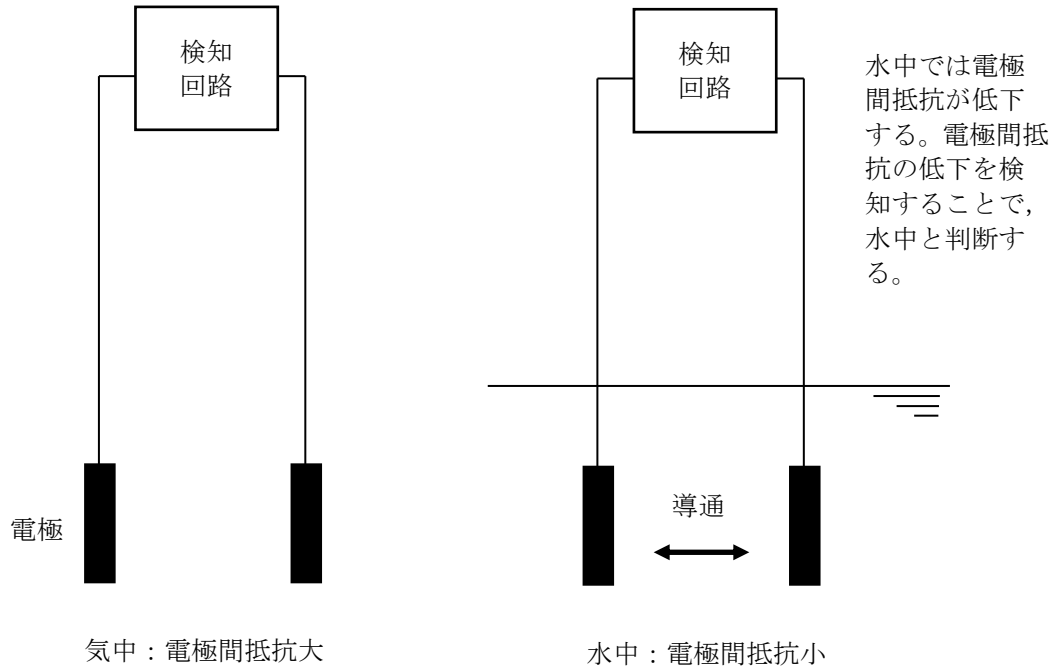
３．原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウェル水位計が故障した場合の影響

第１図のとおり，「格納容器底面＋１m」はベント管下端位置であるため，ドライウェル水位が「格納容器底面＋１m」を超えると同時にサプレッション・チェンバに流入しサプレッション・プール水位が上昇する。仮に，ドライウェル水位計（格納容器底面＋１m）の故障により原子炉格納容器下部注水を継続した場合は，内部保有水の増加をサプレッション・プール水位（ＳＡ）により認知する代替監視が可能なため，ドライウェル水位計（格納容器底面＋１m）は設置台数を１台としている。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

（参考）電極式水位検出器の測定原理

電極式水位検出器の構造を第４図に示す。電極式水位検出器は，電極間の導通を測定することで，検出部が水中か気中を判定するものである。気中において電極間は絶縁されているが，電極間に水がある場合には，抵抗が低下し導通する。



第４図　電極式水位検出器の測定原理

別紙４

ペデスタル温度（ＳＡ）検出器について

ペデスタル温度（ＳＡ）検出器の主要仕様を第１表に，設置状況を第１図に示す。

温度検出器は，第１図に示すとおり原子炉格納容器下部壁面側に設置されることから，溶融炉心が真下に落下した場合に直接接触することはない。

また，溶融炉心の落下に伴う輻射熱の影響により，温度検出器が機能喪失する可能性があるが，温度検出器が破損し断線した場合には，指示をアップスケールさせることにより，温度検出器の機能喪失を把握することが可能である。

なお，設置個数は２個であり，原子炉格納容器下部の離れた位置に配置している。

第１表　ペデスタル温度（ＳＡ）検出器の主要仕様

種類	計測範囲	個数	測定誤差※1	耐環境性
熱電対	０～300℃	２	±6.0℃	

※１：検出器～ＳＰＤＳ表示装置の誤差（詳細設計により今後変更となる可能性がある）。

第１図　ペデスタル温度（ＳＡ）検出器の設置場所

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

別紙５

原子炉水位不明時の対応について

１．概要

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

２．水位不明判断条件

原子炉水位不明は以下により確認する。

ａ．原子炉水位の電源が喪失した場合

ｂ．原子炉水位の指示に「ばらつき」があり，原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上であることが判定できない場合

ｃ．ドライウェル雰囲気温度が，原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（事故時操作要領書（徴候ベース）の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）

ｄ．凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し，有意な差が認められない場合



第１図　水位不明判断曲線

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

３．格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは，原子炉冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ発生）により，第１図に示す水位不明領域となるため，運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合，原子炉水位Ｌ０まで冠水させるために必要な水量を注水し，その後，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで，損傷炉心の冷却を維持することとする。

４．炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり，炉心損傷後の対応手順として，水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には，手順に従い，原子炉水位Ｌ０まで水位回復させるために 200m³/h（原子炉圧力 1.00MPa[gage]において）で 30 分継続して注水する。原子炉水位Ｌ０到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には，原子炉に持ち込んだ水がＬＯＣＡ破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため，格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため，原子炉水位Ｌ０到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は，格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため，崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお，残留熱代替除去系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には，崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず，所定の流量での注水を継続する。

５．水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

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

その後，原子炉水位をＬ０以上で維持するためには，崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいにより，原子炉水位をＬ０以上に維持できない場合は，サプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく，原子炉圧力容器表面温度が上昇すると考えられるため，以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
・サプレッション・プール水位が顕著に上昇していること
・原子炉圧力容器表面温度が過熱状態にないこと

残留熱代替除去系等のサプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には，崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続すること

で，原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも，サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方，残留熱代替除去系が使用できない場合において，原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には，原子炉水位Ｌ０到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量とすると，原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合，その後の事象進展により炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが，原子炉圧力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点で，損傷炉心の冷却失敗を判断し，原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合，損傷炉心の冷却維持ができず，いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても，いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することとなり，サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり，その後，原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため，原子炉圧力容器表面温度の上昇等により，損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には，原子炉注水流量を増加させることはせず，原子炉水位Ｌ０到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより，サプレッション・プール水位上昇を抑制し，格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって，破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第１表に示す。なお，流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には，流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが，その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第２表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等，状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが，第２表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし，注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し，最終的には原子炉圧力容器温度（ＳＡ）が 300℃に到達した時点で注水ができておらず，炉心冷却に失敗したことを判断することとする。

第１表　原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位Ｌ０までの水位回復判断	原子炉注水量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 （原子炉水位Ｌ０以上の水位維持）	原子炉水位Ｌ０到達判断後，以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保
損傷炉心の冷却失敗判断 （原子炉水位Ｌ０以下に低下，炉心損傷の進展）	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）：300℃到達

第２表　パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータ推移
原子炉建物内で 漏えいしている場合	・原子炉建物内の漏えい検知設備の作動により，注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で 漏えいしている場合	・原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサプレッション・チェンバに移行することで，サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

別紙６

低圧原子炉代替注水ポンプ及び大量送水車による代替注水流量計について

１．低圧原子炉代替注水ポンプによる代替注水流量計について

低圧原子炉代替注水ポンプによる代替注水の流量は，代替注水流量（常設）により流量計測を行い，中央制御室及び緊急時対策所にて監視する設計としている。

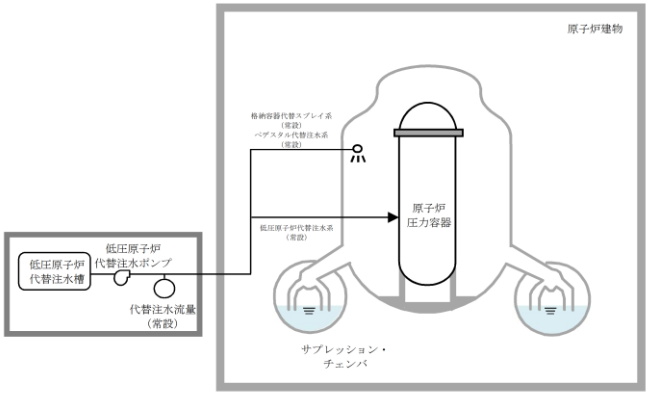
常設注水設備である低圧原子炉代替注水ポンプは，中央制御室における弁の遠隔操作により，原子炉注水と格納容器スプレイは切り替え，ペデスタル注水は格納容器スプレイにて実施するため，同時注水を実施しない設計であることから，各種注水流量は代替注水流量（常設）により計測する設計としている。代替注水流量（常設）使用時は，原子炉注水と格納容器スプレイのいずれかの流量計測であるため兼用による計測への影響はなく，他の 58 条対象パラメータと同様に代替手段も整備していることから確実に流量計測が可能である。

（１）代替注水流量（常設）

低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水流量が 200m^3/h，格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ流量が 120m^3/h，ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水流量 200m^3/h となる。代替注水流量（常設）は低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量 230m^3/h に余裕を見込んで，測定レンジを０～300m^3/h としている。主要仕様及び系統図を第１表及び第１図に示す。

第１表　代替注水流量（常設）の主要仕様

種類	測定レンジ	個数	測定誤差	耐環境性
超音波式 流量検出器	０～300m^3/h	1	±6.0m^3/h	



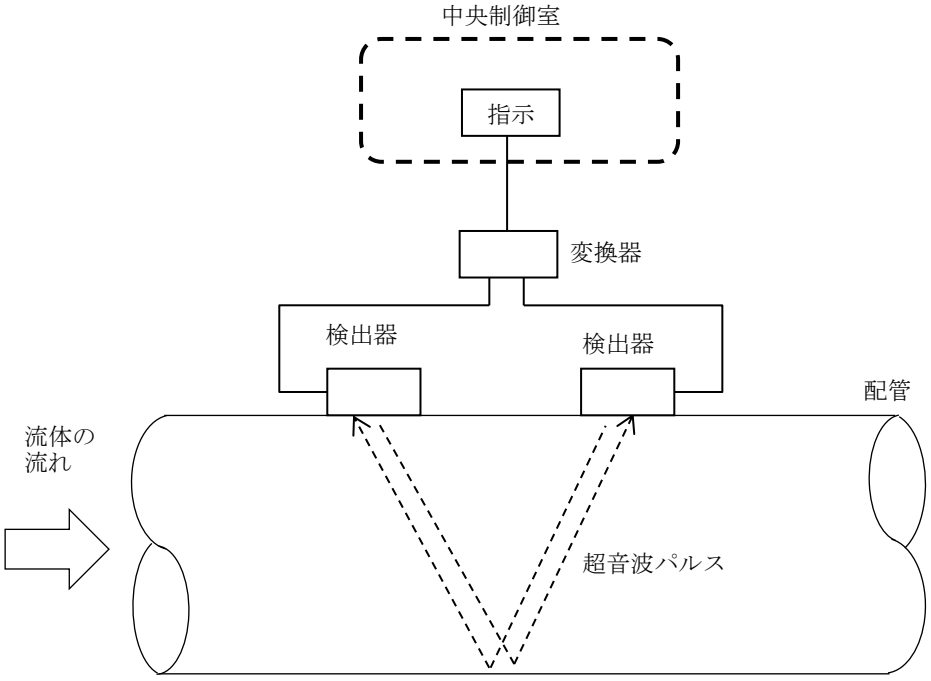
第１図　代替注水流量（常設）系統図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

（２）超音波式流量検出器の測定原理

超音波式流量検出器の測定原理を第２図に示す。

検出器（超音波振動子）を流体が流れる配管の外周に取り付け，検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することにより，流体の流量を測定する。なお，崩壊熱相当の低流量の測定も可能な特徴がある。



第２図　超音波式流量検出器の測定原理

２．大量送水車による代替注水流量計について

大量送水車による代替注水の流量は，低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタル代替注水流量及びペデスタル代替注水流量（狭帯域用）により流量計測を行い，中央制御室及び緊急時対策所にて監視する設計としている。なお，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水流量を低圧原子炉代替注水流量及び低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）により計測し，格納容器代替スプレイ系（可搬型）の注水流量を格納容器代替スプレイ流量により計測し，ペデスタル代替注水系（可搬型）の注水流量をペデスタル代替注水流量及びペデスタル代替注水流量（狭帯域用）により計測する。主要仕様及び系統図を第２表及び第３図に示す。

（１）低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）

低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水流量が 70m^3/h，崩壊熱相当の注水量が 12m^3/h となる。低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量に余裕を見込んで，低圧原子炉代替注水流量の測定レンジを０～200m^3/h としている。また，崩壊熱相当の注水量を監視可能なよう低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）の測定レンジを０～50m^3/h としている。

（２）格納容器代替スプレイ流量

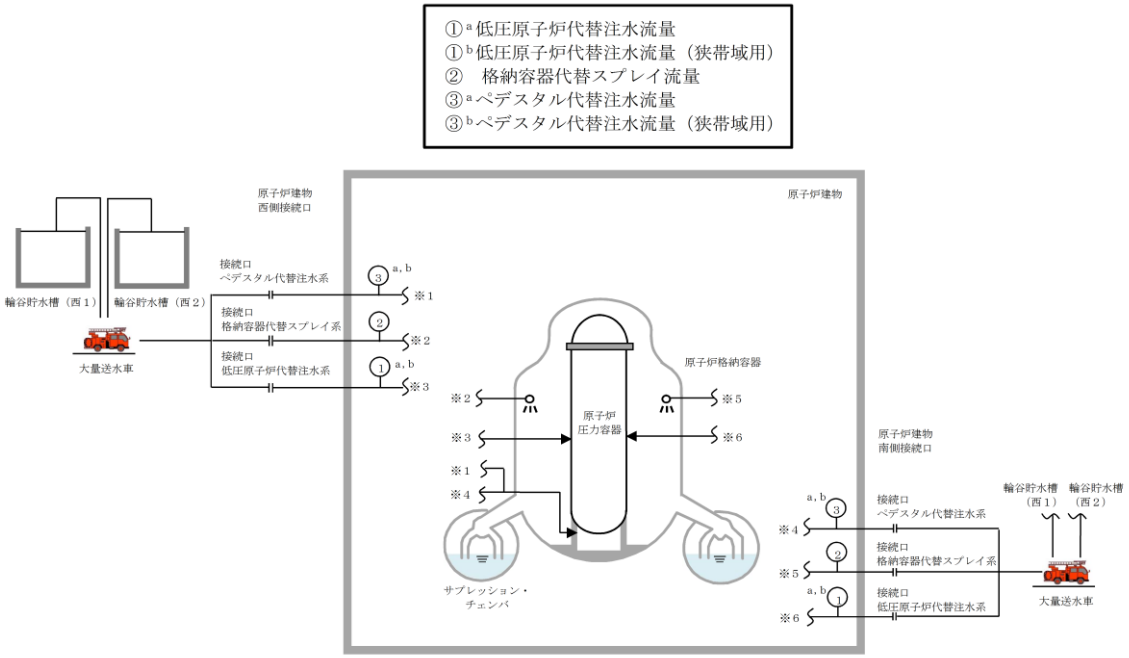
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器への注水流量が 120m^3/h となる。格納容器代替スプレイ系（可搬型）における最大注水量に余裕を見込んで,格納容器代替スプレイ流量の測定レンジを０～150m^3/h としている。

（３）ペデスタル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）

ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水流量が 120m^3/h，崩壊熱相当の注水量が 12m^3/h となる。ペデスタル代替注水系（可搬型）における最大注水量に余裕を見込んで，低圧原子炉代替注水流量の測定レンジを０～150m^3/h としている。また，崩壊熱相当の注水量を監視可能なようペデスタル代替注水流量（狭帯域用）の測定レンジを０～50m^3/h としている。

第２表　大量送水車による代替注水流量計の主要仕様

名称	種類	測定 レンジ	個数	測定誤差	耐環境性
低圧原子炉 代替注水流量	差圧式 流量検出器	0～200m^3/h	2	±4.0m^3/h	
低圧原子炉 代替注水流量 （狭帯域用）	差圧式 流量検出器	0～50m^3/h	2	±1.0m^3/h	
格納容器代替 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0～150m^3/h	2	±3.0m^3/h	
ペデスタル 代替注水流量	差圧式 流量検出器	0～150m^3/h	2	±3.0m^3/h	
ペデスタル 代替注水流量 （狭帯域用）	差圧式 流量検出器	0～50m^3/h	2	±1.0m^3/h	



第３図　大量送水車による代替注水流量計の配置図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

58－13

「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」の第 58 条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表

（第 58 条）計装設備（１／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※3	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 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） 残留熱除去系熱交換器入口温度	常設
原子炉圧力容器内の圧力	（原子炉圧力）	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	常設
	原子炉圧力	原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	常設
原子炉圧力容器内の水位	（原子炉水位（広帯域）） （原子炉水位（燃料域））	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ） 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設
	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 高圧原子炉代替注水流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

※３：設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料１に示す。

（第 58 条）計装設備（２／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量	高圧原子炉代替注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量	代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	（原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量） 高圧炉心スプレイポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	（高圧炉心スプレイポンプ出口流量） 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	（残留熱除去ポンプ出口流量） 低圧炉心スプレイポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	（低圧炉心スプレイポンプ出口流量） 残留熱除去ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	－	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

（第 58 条）計装設備（３／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去ポンプ出口流量	代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（ＳＡ） ペデスタル水位	常設
	残留熱除去ポンプ出口流量	格納容器代替スプレイ流量	ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（ＳＡ） ペデスタル水位	常設
	－	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	ペデスタル水位 ドライウェル水位	常設
	－	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	常設
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度※3	ドライウェル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ペデスタル温度（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設
	ペデスタル温度※3	ペデスタル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル温度（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設
	－	ペデスタル水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル	常設
	サプレッション・チェンバ温度※3	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設
	サプレッション・プール水温度※3	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

※３：設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料１に示す。

（第 58 条）計装設備（４／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※3	ドライウェル圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ） ペデスタル温度（ＳＡ）	常設
	サプレッション・チェンバ圧力※3	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	常設
原子炉格納容器内の水位	－	ドライウェル水位	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 低圧原子炉代替注水槽水位	常設
	サプレッション・プール水位※3	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 低圧原子炉代替注水槽水位	常設
	－	ペデスタル水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量（常設） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位	常設
原子炉格納容器内の水素濃度	（格納容器水素濃度）	格納容器水素濃度（Ｂ系）	格納容器水素濃度（ＳＡ）	常設
	格納容器水素濃度	格納容器水素濃度（ＳＡ）	格納容器水素濃度（Ｂ系）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

※３：設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料１に示す。

（第 58 条）計装設備（５／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）) (格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）)	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	主要パラメータの他チャンネル	常設
	(格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）) (格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）)	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	主要パラメータの他チャンネル	常設
未臨界の維持又は監視	(中性子源領域計装) 中間領域計装 平均出力領域計装	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 平均出力領域計装	常設
	(中間領域計装) 中性子源領域計装 平均出力領域計装	中間領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 平均出力領域計装	常設
	(平均出力領域計装) 中性子源領域計装 中間領域計装	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 中間領域計装	常設
最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）	－	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	常設
	－	残留熱除去系熱交換器出口温度	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	常設
	－	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	常設
	－	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ） サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

（第 58 条）計装設備（６／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）	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 残留熱除去ポンプ出口流量	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル	常設
		スクラバ容器圧力	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設
		スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル	常設
		第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	主要パラメータの他チャンネル	常設
		第１ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器水素濃度（ＳＡ）	可搬型
最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）	（残留熱除去系熱交換器入口温度）	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ） サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	常設
	（残留熱除去系熱交換器出口温度）	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量	常設
	（残留熱除去ポンプ出口流量）	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力	常設
格納容器バイパスの監視（原子炉圧力容器内の状態）	（原子炉水位（広帯域）） （原子炉水位（燃料域））	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ）	常設
	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（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	常設
	（原子炉圧力）	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 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） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	常設
	原子炉圧力	原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

（第 58 条）計装設備（７／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）	ドライウェル温度※3	ドライウェル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ）	常設
	ドライウェル圧力※3	ドライウェル圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ）	常設
格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）	（残留熱除去ポンプ出口圧力）	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	常設
	（低圧炉心スプレイポンプ出口圧力）	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	常設
水源の確保	サプレッション・プール水位※3	低圧原子炉代替注水槽水位	代替注水流量（常設） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） サプレッション・プール水位（ＳＡ） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	常設
	サプレッション・プール水位※3	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	常設
原子炉建物内の水素濃度	－	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	常設
原子炉格納容器内の酸素濃度	（格納容器酸素濃度）	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	格納容器酸素濃度（ＳＡ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設
	格納容器酸素濃度	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	格納容器酸素濃度（Ｂ系） 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

※３：設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料１に示す。

（第 58 条）計装設備（８／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型
燃料プールの監視	燃料プール水位 燃料プールライナドレン漏えい水位 燃料プール水位・温度（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ）	燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	常設
	燃料プール水位 燃料プールライナドレン漏えい水位 （燃料プール水位・温度（ＳＡ）） 燃料プール冷却ポンプ入口温度 燃料プール温度	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	常設
	燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	常設
	燃料プール水位 燃料プールライナドレン漏えい水位 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プール冷却ポンプ入口温度 燃料プール温度	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：（ ）付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

（第 58 条）計装設備（９／９）

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等※1，※2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	常設 可搬型
発電所内の通信連絡	(安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ))	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	常設
温度，圧力，水位，注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	可搬型
その他※3	ＡＤＳ用N_2ガス供給圧力	ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力	常設
	(Ｎ$_2$ガスボンベ圧力)	Ｎ$_2$ガスボンベ圧力	常設
	(原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力)	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	常設
	(ＲＣＷ熱交換器出口温度)	ＲＣＷ熱交換器出口温度	常設
	(ＲＣＷサージタンク水位)	ＲＣＷサージタンク水位	常設
	(Ｃ－メタクラ母線電圧)	Ｃ－メタクラ母線電圧	常設
	(Ｄ－メタクラ母線電圧)	Ｄ－メタクラ母線電圧	常設
	(ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧)	ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧	常設
	(Ｃ－ロードセンタ母線電圧)	Ｃ－ロードセンタ母線電圧	常設
	(Ｄ－ロードセンタ母線電圧)	Ｄ－ロードセンタ母線電圧	常設
	Ｃ－メタクラ母線電圧 Ｄ－メタクラ母線電圧	緊急用メタクラ電圧	常設
	Ｃ－ロードセンタ母線電圧 Ｄ－ロードセンタ母線電圧	ＳＡロードセンタ母線電圧	常設
	(Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧)	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧	常設
	(Ａ－115V 系直流盤母線電圧)	Ａ－115V 系直流盤母線電圧	常設
	(Ｂ－115V 系直流盤母線電圧)	Ｂ－115V 系直流盤母線電圧	常設
	(230V 系直流盤（常用）母線電圧)	230V 系直流盤（常用）母線電圧	常設
	Ａ－115V 系直流盤母線電圧 Ｂ－115V 系直流盤母線電圧 ＨＰＣＳ系直流盤母線電圧	ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	常設

注記　※１：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については，その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。

※２：(　) 付の設備は，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり，共通要因による機能喪失を想定していない。

※３：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

添付資料１

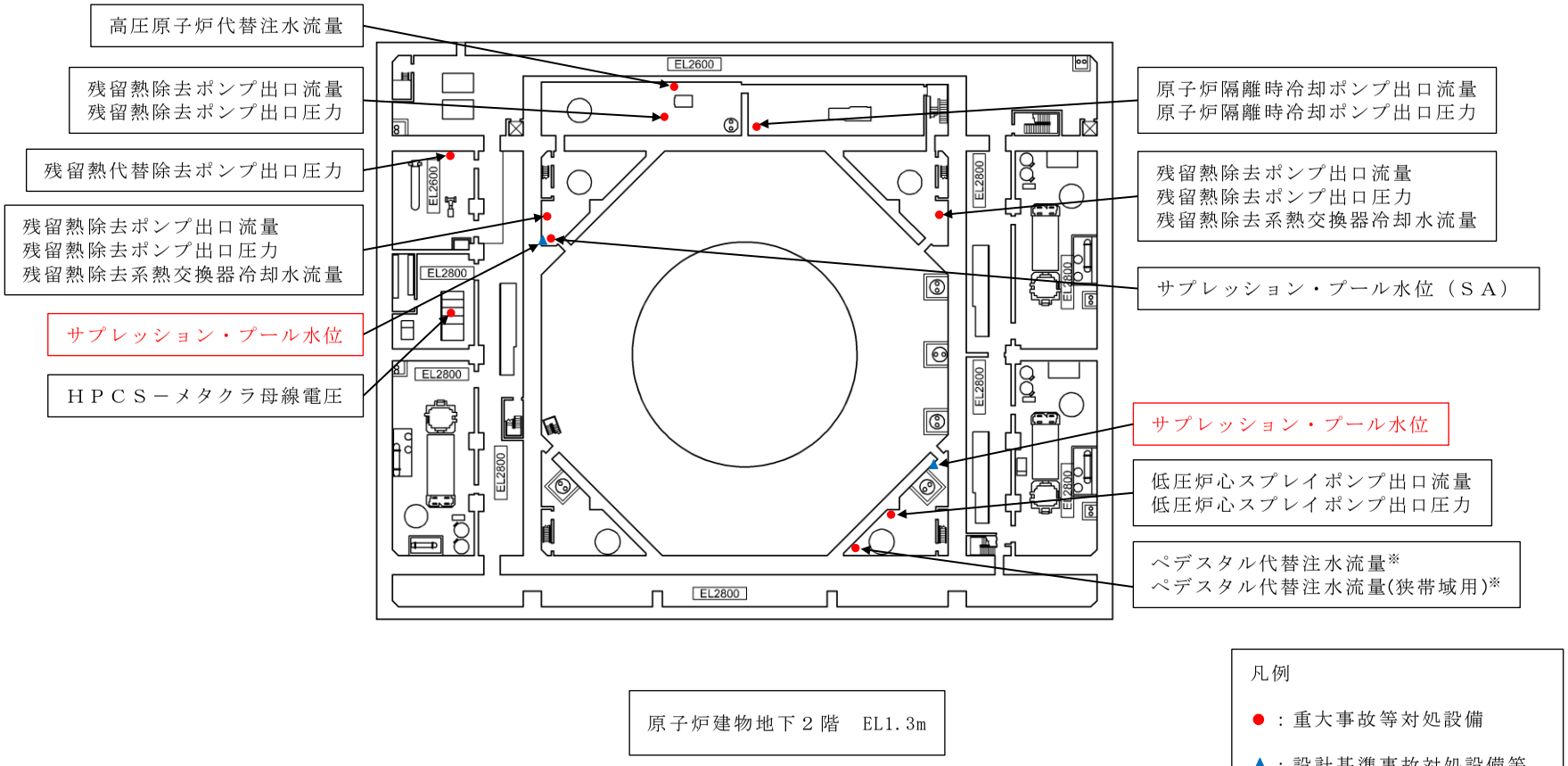
設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について

設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所を第１表及び第１図に示す。

第１表　設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所

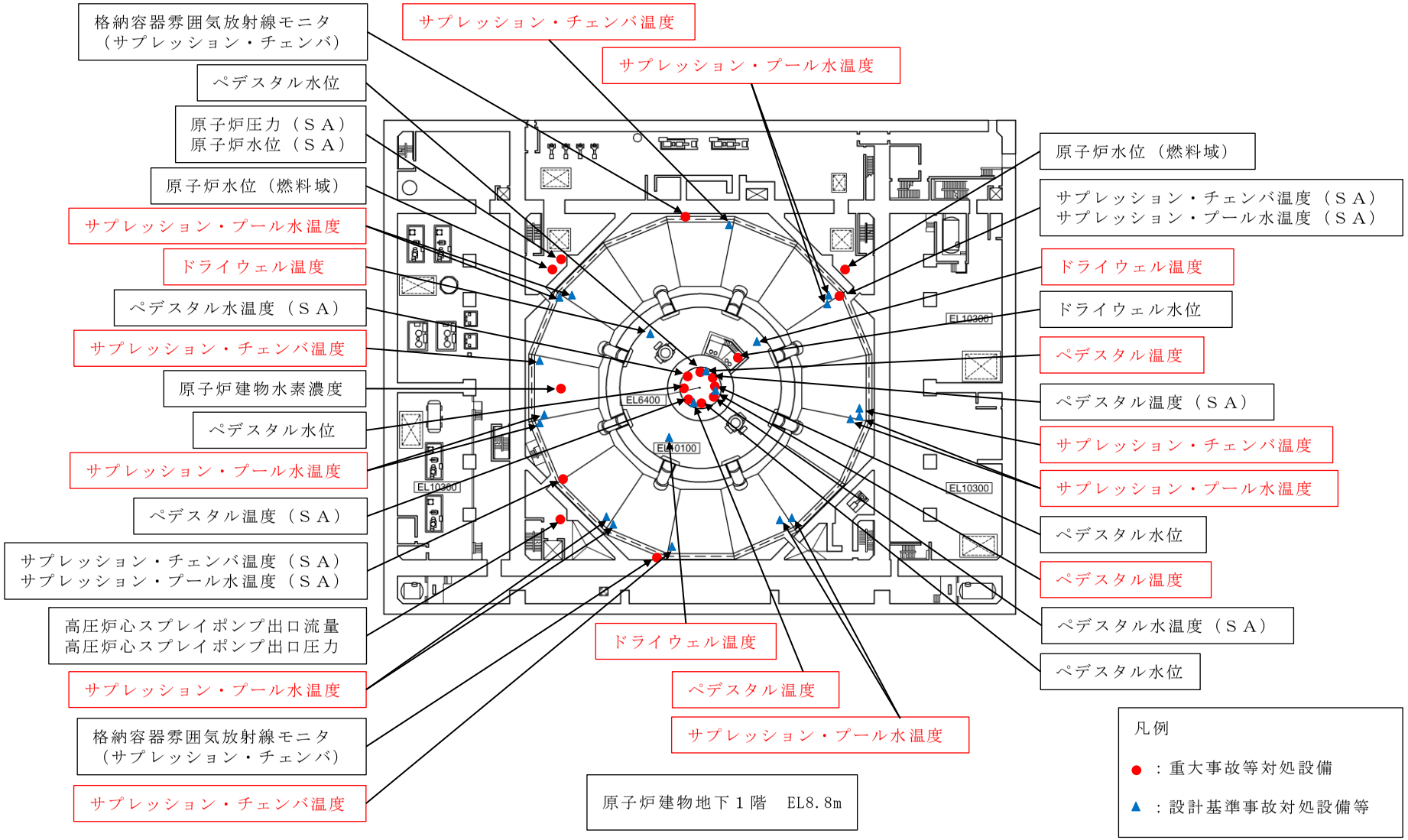
計装設備	個数	設置場所
原子炉圧力容器温度※	30	原子炉格納容器内 【第１図（３／７），（４／７），（５／７），（６／７）】
ドライウェル温度	24	原子炉格納容器内 【第１図（２／７），（３／７），（４／７），（５／７），（６／７）】
ペデスタル温度	3	原子炉格納容器内 【第１図（２／７）】
サプレッション・チェンバ温度	4	原子炉格納容器内 【第１図（２／７）】
サプレッション・プール水温度	12	原子炉格納容器内 【第１図（２／７）】
ドライウェル圧力	3	原子炉建物２階 【第１図（４／７）】
サプレッション・チェンバ圧力	2	原子炉建物２階 【第１図（４／７）】
サプレッション・プール水位	2	原子炉建物地下２階 【第１図（１／７）】
燃料プール水位	1	原子炉建物４階 【第１図（７／７）】
燃料プールライナドレン漏えい水位	1	原子炉建物中２階 【第１図（５／７）】
燃料プール冷却ポンプ入口温度	1	原子炉建物中２階 【第１図（５／７）】
燃料プール温度	1	原子炉建物４階 【第１図（７／７）】
燃料取替階エリア放射線モニタ	2	原子炉建物４階 【第１図（７／７）】
燃料取替階放射線モニタ	4	原子炉建物４階 【第１図（７／７）】
ＡＤＳ用N_2ガス供給圧力	2	原子炉建物３階 【第１図（６／７）】

※一部の計装設備は異なる高さ方向に複数の検出器を設置

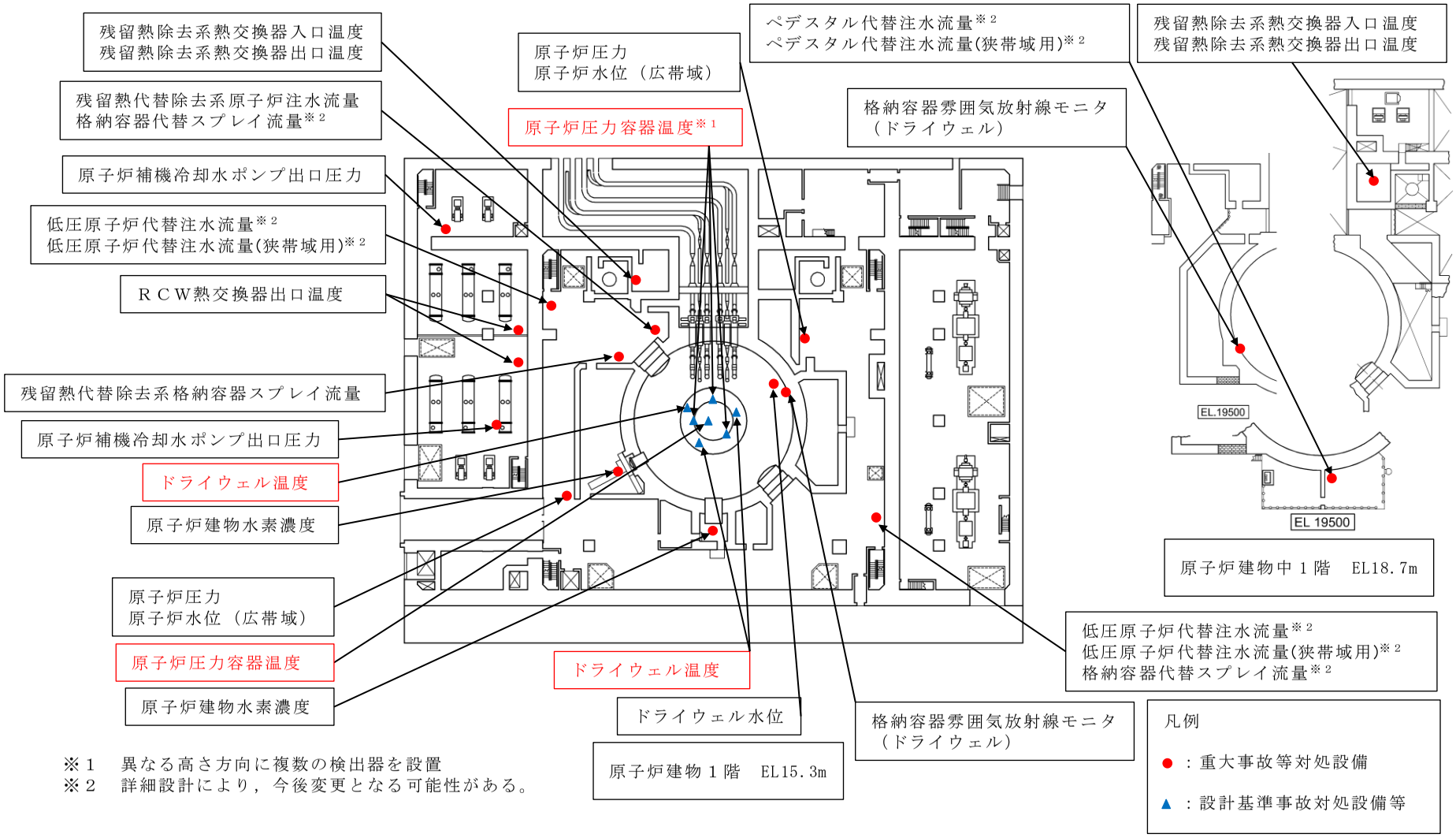


※詳細設計により，今後変更となる可能性がある。

第１図　配置図（１／７）

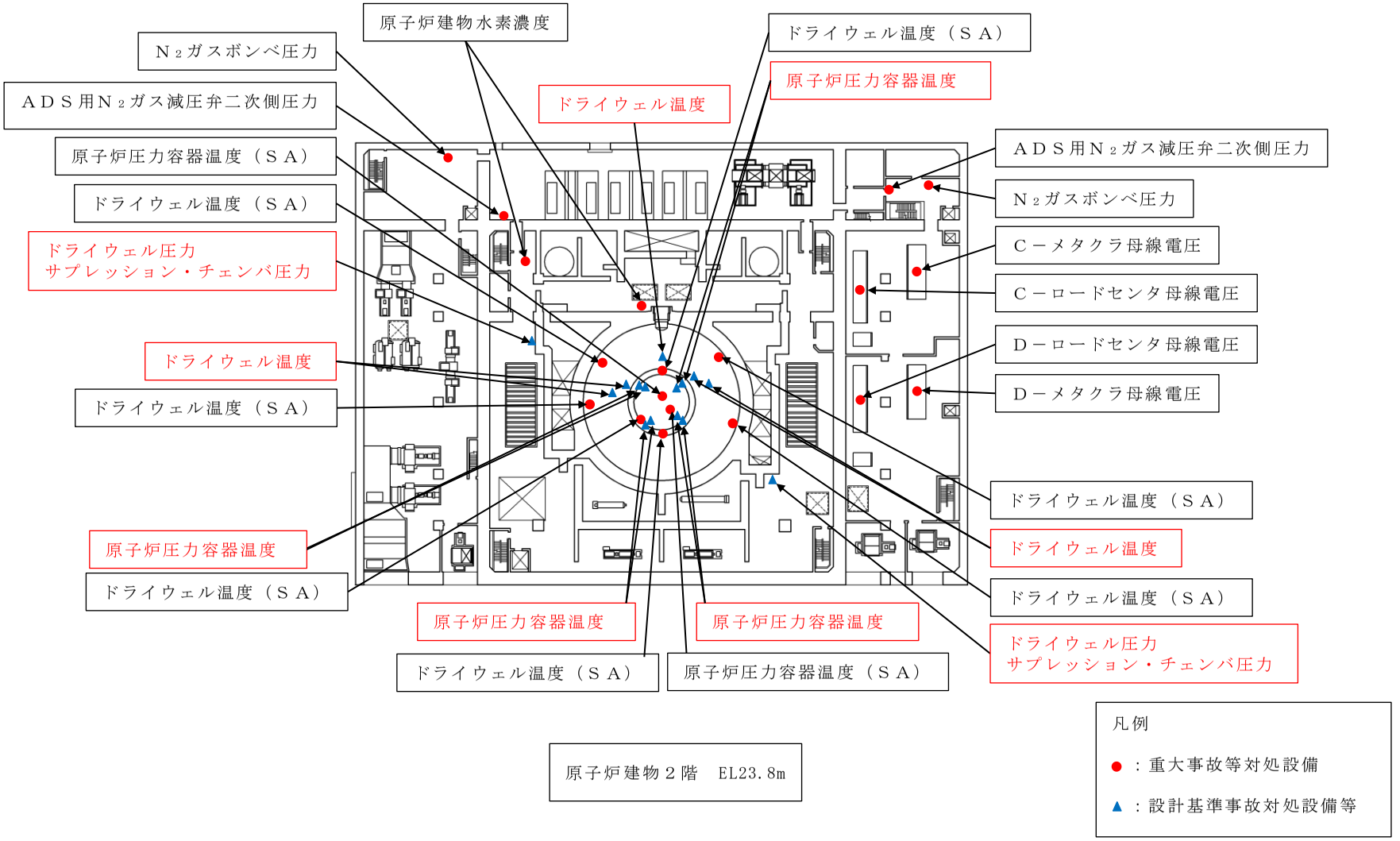

格納容器雰囲気放射線モニタ
（サプレッション・チェンバ）
ペデスタル水位
原子炉圧力（ＳＡ）
原子炉水位（ＳＡ）
原子炉水位（燃料域）
サプレッション・プール水温度
ドライウェル温度
ペデスタル水温度（ＳＡ）
サプレッション・チェンバ温度
原子炉建物水素濃度
ペデスタル水位
サプレッション・プール水温度
ペデスタル温度（ＳＡ）
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
高圧炉心スプレイポンプ出口流量
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
サプレッション・プール水温度
格納容器雰囲気放射線モニタ
（サプレッション・チェンバ）
サプレッション・チェンバ温度
サプレッション・チェンバ温度
サプレッション・プール水温度
ドライウェル温度
ペデスタル温度
サプレッション・プール水温度
原子炉水位（燃料域）
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
ドライウェル温度
ドライウェル水位
ペデスタル温度
ペデスタル温度（ＳＡ）
サプレッション・チェンバ温度
サプレッション・プール水温度
ペデスタル水位
ペデスタル温度
ペデスタル水温度（ＳＡ）
ペデスタル水位
EL6400
EL10100
EL10300
EL10300
EL10300
原子炉建物地下１階　EL8.8m
凡例
●：重大事故等対処設備
▲：設計基準事故対処設備等

第１図　配置図（２／７）

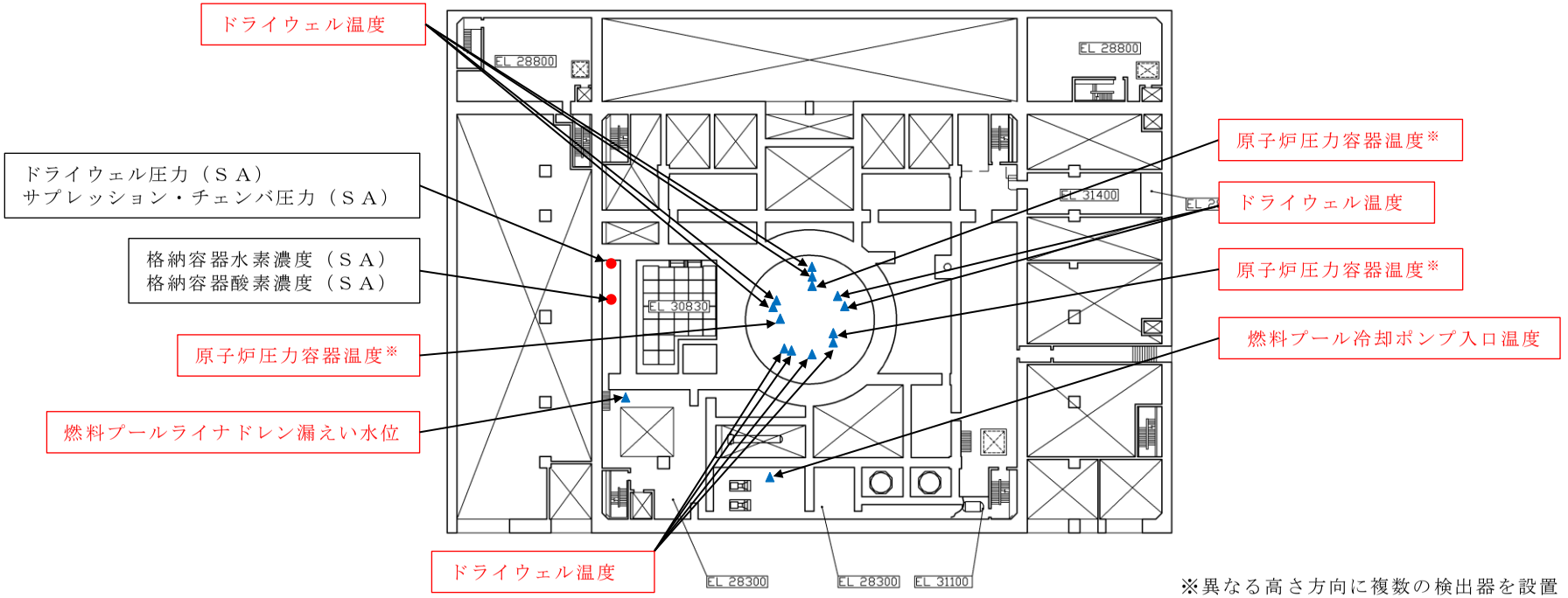


※１　異なる高さ方向に複数の検出器を設置
※２　詳細設計により，今後変更となる可能性がある。

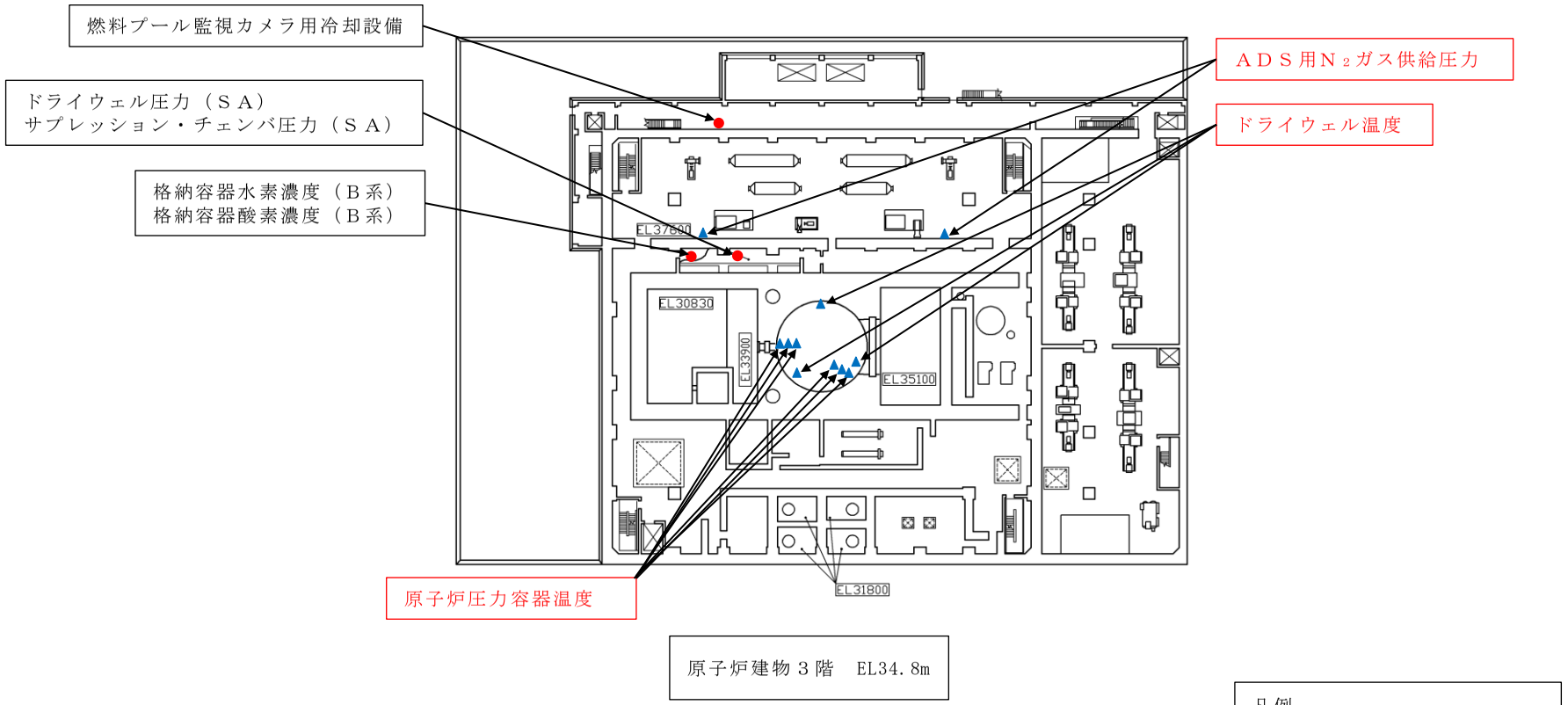
第１図　配置図（３／７）


原子炉建物水素濃度
Ｎ２ガスボンベ圧力
ＡＤＳ用Ｎ２ガス減圧弁二次側圧力
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
ドライウェル温度（ＳＡ）
ドライウェル圧力
サプレッション・チェンバ圧力
ドライウェル温度
ドライウェル温度（ＳＡ）
原子炉圧力容器温度
ドライウェル温度（ＳＡ）
ドライウェル温度（ＳＡ）
原子炉圧力容器温度
ドライウェル温度
原子炉圧力容器温度
ＡＤＳ用Ｎ２ガス減圧弁二次側圧力
Ｎ２ガスボンベ圧力
Ｃ－メタクラ母線電圧
Ｃ－ロードセンタ母線電圧
Ｄ－ロードセンタ母線電圧
Ｄ－メタクラ母線電圧
ドライウェル温度（ＳＡ）
ドライウェル温度
ドライウェル温度（ＳＡ）
ドライウェル圧力
サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
原子炉建物２階　EL23.8m
凡例
●：重大事故等対処設備
▲：設計基準事故対処設備等

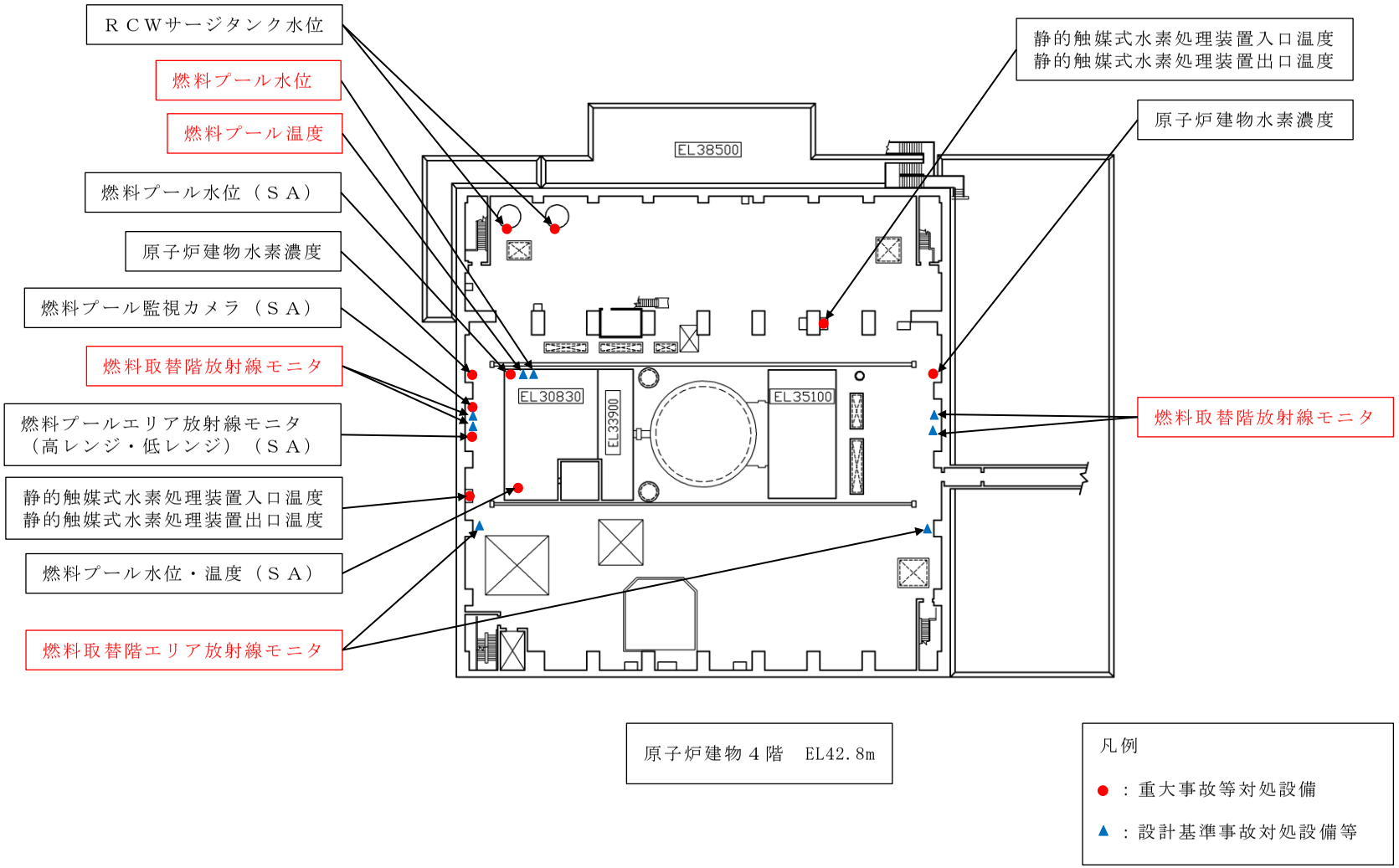
第１図　配置図（４／７）


ドライウェル温度
ドライウェル圧力（ＳＡ）
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
格納容器水素濃度（ＳＡ）
格納容器酸素濃度（ＳＡ）
原子炉圧力容器温度※
燃料プールライナドレン漏えい水位
ドライウェル温度
原子炉圧力容器温度※
ドライウェル温度
原子炉圧力容器温度※
燃料プール冷却ポンプ入口温度
EL 28800
EL 28800
EL 31400
EL 30830
EL 28300
EL 28300
EL 31100
※異なる高さ方向に複数の検出器を設置
原子炉建物中２階　EL30.5m
凡例
●：重大事故等対処設備
▲：設計基準事故対処設備等

第１図　配置図（５／７）


燃料プール監視カメラ用冷却設備
ドライウェル圧力（ＳＡ）
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
格納容器水素濃度（Ｂ系）
格納容器酸素濃度（Ｂ系）
ＡＤＳ用Ｎ２ガス供給圧力
ドライウェル温度
原子炉圧力容器温度
EL37600
EL30830
EL33900
EL35100
EL31800
原子炉建物３階　EL34.8m
凡例
●：重大事故等対処設備
▲：設計基準事故対処設備等

第１図　配置図（６／７）


ＲＣＷサージタンク水位
燃料プール水位
燃料プール温度
燃料プール水位（ＳＡ）
原子炉建物水素濃度
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）
燃料取替階放射線モニタ
燃料プールエリア放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）
静的触媒式水素処理装置入口温度
静的触媒式水素処理装置出口温度
燃料プール水位・温度（ＳＡ）
燃料取替階エリア放射線モニタ
静的触媒式水素処理装置入口温度
静的触媒式水素処理装置出口温度
原子炉建物水素濃度
燃料取替階放射線モニタ
EL38500
EL30830
EL33900
EL35100
原子炉建物４階　EL42.8m
凡例
●：重大事故等対処設備
▲：設計基準事故対処設備等

第１図　配置図（７／７）

58－14　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ

第 58－14－1 表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（１／12）

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※2)
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）（０～500℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力（ＳＡ）（０～11MPa）(※3)	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，500℃までを監視可能。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力（ＳＡ）（０～11MPa）	弾性圧力検出器 (※4)	・原子炉圧力（０～10MPa） ・原子炉圧力容器温度（ＳＡ）（０～500℃）(※3)	重大事故等時において，原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）の 1.2 倍（10.34MPa）を監視可能。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）（－400～150cm (※5)） 原子炉水位（燃料域）（－800～－300cm (※5)）	差圧式水位検出器 (※6)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位（ＳＡ）（－900～150cm (※5)）(※7) ・高圧原子炉代替注水流量（０～150m³/h）(※8) ・原子炉圧力（ＳＡ）（０～11MPa）及びサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）(※9)	重大事故等時において，炉心の冷却状況を把握するうえで，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料棒有効長底部まで監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※３）原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。
（※４）隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測。
（※５）基準点（０mm）は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。
（※６）隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。
（※７）原子炉水位（ＳＡ）は，原子炉水位（燃料域）と同じ基準面器で計測器が異なる。
（※８）原子炉圧力容器への注水量，崩壊熱除去による蒸発量及び直前の水位から炉心の冠水を推定。
（※９）LOCA の発生がなく，水位が主蒸気配管より上になるまで注水した場合には，原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から炉心の冠水を推定。

（凡例）
・特に記載がなければ，本表での圧力はゲージ圧を示す。
・重要計器に故障の疑いがある場合の複数ある推定手段については，優先順位に従って箇条書きに記載する。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（２／12）

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイポンプ出口流量（０～1,500m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※11) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の高圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m³/h）を監視可能。
	高圧原子炉代替注水流量（０～150m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※11) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の高圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（93m³/h）を監視可能。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量（０～150m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※11) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量（99m³/h）を監視可能。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量（０～1,500m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※11) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の低圧炉心スプレイ・ポンプの最大注水量（1,314m³/h）を監視可能。
	代替注水流量（常設）（０～300m³/h）	超音波式流量検出器(※12)	・低圧原子炉代替注水槽水位（０～1,500m³）(※13) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（230m³/h）を監視可能。
	残留熱除去ポンプ出口流量（０～1,500m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※11) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の残留熱除去ポンプの最大注水量（1,380m³/h）を監視可能。
	残留熱代替除去系原子炉注水流量（０～50m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※11) ・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	重大事故等時の残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30m³/h）を監視可能。
	低圧原子炉代替注水流量（０～200m³/h） 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）（０～50m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)） ・原子炉水位（燃料域）（－800～-300cm(※5)） ・原子炉水位（ＳＡ）（－900～150cm(※5)）(※7)	重大事故等時の大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系（可搬型）における最大注水量（70m³/h）を監視可能。また，崩壊熱相当の注水量（12m³/h）を監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※５）基準点（０mm）は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。
（※７）原子炉水位（ＳＡ）は，原子炉水位（燃料域）と同じ基準面器で計測器が異なる。
（※10）隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
（※11）サプレッション・プール水位の変化量と注水時間から注水量を推定。
（※12）検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで，流量を計測。
（※13）低圧原子炉代替注水槽水位の変化量と注水時間から注水量を推定。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（3／12）

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）（0～300m³/h）	超音波式流量検出器(※12)	・低圧原子炉代替注水槽水位（0～1,500m³）(※13) ・ドライウェル圧力（SA）（0～1,000kPa[abs]）	重大事故等時の低圧原子炉代替注水ポンプの最大注水量（230m³/h）を監視可能。
	ペデスタル代替注水流量（0～150m³/h） ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）（0～50m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・ペデスタル水位（＋0.1m，＋1.2m，＋2.4m，＋2.4m）(※14) ・ドライウェル水位（－3.0m，－1.0m，＋1.0m）(※14)	重大事故等時の大量送水車を用いたペデスタル代替注水系（可搬型）における最大注水量（120m³/h）を監視可能。また，崩壊熱相当の注水量（12m³/h）を監視可能。
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量（0～150m³/h）	差圧式流量検出器(※10)	・残留熱代替除去系原子炉注水流量（0～50m³/h） ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力（0～3MPa）	重大事故等時の残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m³/h）を監視可能。
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（SA）（0～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ペデスタル温度（SA）（0～300℃）	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。 さらに可搬型計測器にて1,200℃まで計測可能。
	ペデスタル温度（SA）（0～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウェル温度（SA）（0～300℃）	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。 さらに可搬型計測器にて1,200℃まで計測可能。
	ペデスタル水温度（SA）（0～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において，原子炉格納容器下部に溶融炉心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。
	サプレッション・チェンバ温度（SA）（0～200℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サプレッション・プール水温度（SA）（0～200℃）(※15)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。
	サプレッション・プール水温度（SA）（0～200℃）	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サプレッション・チェンバ温度（SA）（0～200℃）(※15)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約178℃）を監視可能。

（※1）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※2）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※10）隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
（※12）検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで，流量を計測。
（※13）低圧原子炉代替注水槽水位の変化量と注水時間から注水量を推定。
（※14）ペデスタル水位及びドライウェル水位の変化量と注水時間から注水量を推定。
（※15）空気温度と水温が平衡状態と仮定し，空気温度又は水温を推定。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（4／12）

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）	弾性圧力検出器(※16)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs])(※17)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa）を監視可能。
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）	弾性圧力検出器(※16)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウェル圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs])(※17)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：853kPa）を監視可能。
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位（－3.0m，－1.0m，＋1.0m）	電極式水位検出器	・サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m） ・代替注水流量（常設）（０～300m³/h)(※18)	重大事故等時において，溶融炉心の冷却に必要な原子炉格納容器下部への事前注水量を監視可能。 残留熱代替除去系による代替循環冷却実施時におけるペデスタル代替注水系（可搬型）による注水の停止の判断基準（格納容器底面＋1.0m）を監視可能。
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m)(※19)	差圧式水位検出器(※20)	・代替注水流量（常設）（０～300m³/h)(※18) ・低圧原子炉代替注水流量（０～200m³/h)(※18)	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲（通常水位＋０～1.3m）を監視可能。 （サプレッション・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：－0.5mについても監視可能。）
	ペデスタル水位（＋0.1m，＋1.2m，＋2.4m，＋2.4m）	電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替注水流量（常設）（０～300m³/h)(※18)	重大事故等時において，原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深（＋2.4m）があることを監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
(※16) 隔液ダイアフラムにかかるドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の絶対圧力を計測。
(※17) サプレッション・チェンバ圧力はドライウェル圧力－12kPa からドライウェル圧力＋3.4kPa の範囲で推移。
(※18) 流量と注入時間から水位を推定。
(※19) 基準点（０m）はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
(※20) 隔液ダイアフラムにかかるサプレッション・チェンバ圧力（基準面器からの水頭圧を含む）とサプレッション・プール下部の差圧を計測。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（５／12）

重要監視パラメータ	重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）（０～５vol%／０～100 vol%）(※21)	熱伝導式水素検出器	・格納容器水素濃度（ＳＡ）（０～100vol%）(※22)	重大事故等時において，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（０～90.4vol%）を監視可能。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）（０～５vol%／０～25 vol%）(※21)	熱磁気風式酸素検出器	・格納容器酸素濃度（ＳＡ）（０～25vol%）(※22)	重大事故等時において，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（０～4.4vol%）を監視可能。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）（10^{-2}～10^{5} Sv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h）を把握するうえで監視可能。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）（10^{-2}～10^{5} Sv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握するうえで監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※21）格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，既設備である格納容器雰囲気モニタのＢ系を指す。
（※22）格納容器水素濃度（ＳＡ）は，熱伝導式水素検出器，格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，磁気力式酸素検出器を用いて計測。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（6／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
未臨界の維持又は監視	中性子束	中性子源領域計装（10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～1.0×10^{9} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$））	核分裂計数管	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・平均出力領域計装（0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$））(※23)	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお，中性子源領域計装が測定できる範囲を超えた場合は，中間領域計装，平均出力領域計装によって監視可能。
		中間領域計装（0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$））	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・平均出力領域計装（0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$））(※23)	原子炉の停止時から起動時の中性子束を監視可能。 なお，中間領域計装が測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域計装によって監視可能。
		平均出力領域計装（0～125%（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$））	核分裂電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域計装（0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$））(※24) ・中性子源領域計装（$10^{-1}$～$10^{6}s^{-1}$（$1.0\times10^{3}$～$1.0\times10^{9}$ $cm^{-2}\cdot s^{-1}$））(※24)	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 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。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，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。

（※1）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※2）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※23）原子炉起動時の中性子束を監視可能。
（※24）中性子源領域計装，中間領域計装が測定できる領域を超えた場合には平均出力領域計装によって監視可能。

第 58－14－1 表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（７／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※2)
最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）	残留熱代替除去系系統水の温度	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）（０～200℃）	測温抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）（０～200℃）(※15)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界圧力（２Pd：853kPa）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 178℃）を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度（０～200℃）	熱電対	・サプレッション・プール水温度（ＳＡ）（０～200℃）	重大事故等時の残留熱代替除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（185℃）を監視可能。
	残留熱代替除去系統流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量（０～50m³/h）	差圧式流量検出器 (※10)	・原子炉水位（広帯域）（－400～150cm (※5)） ・残留熱代替除去格納容器系スプレイ流量（０～150m³/h）	重大事故等時の残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量（30m³/h）を監視可能。
		残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量（０～150m³/h）	差圧式流量検出器 (※10)	・残留熱代替除去系原子炉注水流量（０～50m³/h） ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力（０～３MPa）	重大事故等時の残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量（120m³/h）を監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※５）基準点（０mm）は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。
（※10）隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
（※15）空気温度と水温が平衡状態と仮定し，空気温度又は水温を推定。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（８／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）	格納容器フィルタベント系の水位	スクラバ容器水位 [redacted]	差圧式水位検出器(※25)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	系統待機時におけるスクラバ容器水位の範囲（1,700～1,900mm）及びフィルタ装置機能維持のための系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [redacted] を監視可能。
	格納容器フィルタベント系の圧力	スクラバ容器圧力（０～１MPa）	弾性圧力検出器(※26)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウェル圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）又はサプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）(※27)	重大事故等時の格納容器ベント実施時に，格納容器フィルタベント系の最高使用圧力（0.853MPa）が監視可能。
	格納容器フィルタベント系の温度	スクラバ容器温度（０～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の格納容器ベント実施時に，格納容器フィルタベント系の最高使用温度（200℃）が監視可能。
	格納容器フィルタベント系出口の放射線量率	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（高レンジ 10^{-2}～10^{5}Sv/h，低レンジ 10^{-3}～10^{4}mSv/h）	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定される第１ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約 1.6×10^{1}Sv/h(※28)），格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定される第１ベントフィルタ出口の最大放射線量率（約 6.5×10^{-2}mSv/h）を監視可能。
	格納容器フィルタベント系出口の水素濃度	第１ベントフィルタ出口水素濃度（０～20vol％／０～100vol％）	熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の予備 ・格納容器水素濃度（Ｂ系）（０～５vol％／０～100vol％）又は格納容器水素濃度（ＳＡ）（０～100vol％）(※29)	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，第１ベントフィルタ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。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※25）隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器内の圧力（気相部）とスクラバ容器下部の差圧を計測。
（※26）隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器圧力と大気圧の差を計測。
（※27）傾向監視により格納容器フィルタベント系の健全性を確認する。
（※28）原子炉停止後に炉心損傷し，格納容器ベント開始を原子炉停止後１時間と想定した線量率。
（※29）第１ベントフィルタ出口水素濃度は，格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とほぼ同じ濃度となる。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（9／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）	残留熱除去系系統水の温度	残留熱除去系熱交換器入口温度（0～200℃）	熱電対	・原子炉圧力容器温度（SA）（0～500℃）(※30) ・サプレッション・プール水温度（SA）（0～200℃）	重大事故等時の残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器入口温度の最高使用温度（116℃）を監視可能。
		残留熱除去系熱交換器出口温度（0～200℃）	熱電対	・残留熱除去系熱交換器入口温度（0～200℃）(※31) ・残留熱除去系熱交換器冷却水流量（0～1,500m^3/h）	重大事故等時の残留熱代替除去系の運転時における，残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度（185℃）を監視可能。
	残留熱除去系系統水の流量	残留熱除去ポンプ出口流量（0～1,500 m^3/h）	差圧式流量検出器(※10)	・残留熱除去ポンプ出口圧力（0～4MPa）	重大事故等時の残留熱除去ポンプの最大注水量（1,380m^3/h）を監視可能。

（※1）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※2）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※10）隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
（※30）原子炉圧力容器温度と残留熱除去系熱交換器入口温度の関係（実績値）を基に推定。
（※31）熱交換器ユニットの熱交換量（設計値）を用いて水温を推定。

第 58－14－1 表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（10／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の水位及び圧力	原子炉水位（広帯域）（－400～150cm(※5)）	差圧式水位検出器(※6)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位（ＳＡ）（－900～150cm(※5)）(※7)	重大事故等時において，炉心の冷却状況を把握するうえで，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料棒有効長底部まで監視可能。
		原子炉水位（燃料域）（－800～－300cm(※5)）			
		原子炉圧力（ＳＡ）（０～11MPa）	弾性圧力検出器(※4)	・原子炉圧力（０～10MPa） ・原子炉圧力容器温度（ＳＡ）（０～500℃）(※3)	重大事故等時において，原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）の 1.2 倍（10.34MPa）を監視可能。
	ドライウェルの温度及び圧力	ドライウェル温度（ＳＡ）（０～300℃）	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウェル圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）(※32)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。 さらに可搬型計測器にて 1,200℃まで計測可能。
		ドライウェル圧力（ＳＡ）（０～1,000kPa[abs]）	弾性圧力検出器(※16)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・ドライウェル温度（ＳＡ）（０～300℃）(※32)	重大事故等時において，原子炉格納容器の限界圧力（２Pd：853kPa）を監視可能。
	原子炉格納容器外の系統圧力	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力（０～５MPa）	弾性圧力検出器(※33)	・原子炉圧力（ＳＡ）（０～11MPa）(※34)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ系の運転時における，低圧炉心スプレイ系統の最高使用圧力（2.0MPa）を監視可能。
		残留熱除去ポンプ出口圧力（０～４MPa）	弾性圧力検出器(※33)	・原子炉圧力（ＳＡ）（０～11MPa）(※34)	重大事故等時の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（1.0MPa）を監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※３）原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。
（※４）隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測。
（※５）基準点（０㎜）は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,328cm）。
（※６）隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。
（※７）原子炉水位（ＳＡ）は，原子炉水位（燃料域）と同じ基準面器で計測器が異なる。
（※32）原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。
（※33）隔液ダイアフラムにかかるポンプ出口圧力を計測。
（※34）定期試験時に漏えいがあった場合に推定。

第 58－14－1 表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（11／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
水源の確保	水源の水位	サプレッション・プール水位（ＳＡ）（－0.80～5.50m）(※19)	差圧式水位検出器(※20)	・高圧原子炉代替注水流量（０～150m³/h）又は原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量（０～150m³/h）(※18) ・残留熱除去ポンプ出口流量（０～1,500m³/h）(※18)	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲（通常水位＋０～1.3m）を監視可能。（サプレッション・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：－0.5m についても監視可能。）
		低圧原子炉代替注水槽水位（０～1,500m³）(※35)	差圧式水位検出器	・代替注水流量（常設）（０～300m³/h）(※18) ・低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力（０～４MPa）(※36)	低圧原子炉代替注水槽の底部から上端（０～1,495m³）を監視可能である。
原子炉建物内の水素濃度		原子炉建物水素濃度（０～10vol％／０～20vol％）	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・静的触媒式水素処理装置入口温度（０～100℃）及び静的触媒式水素処理装置出口温度（０～400℃）(※37)	重大事故等時において，原子炉建物内の水素燃焼の可能性（水素濃度：４vol％）を把握するうえで監視可能（なお，静的触媒式水素処理装置にて，原子炉建物内の水素濃度を可燃限界である４vol％未満に低減する）。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※18）流量と注入時間から水位を推定。
（※19）基準点（０m）はサプレッション・プール通常水位（EL5610）。
（※20）隔液ダイアフラムにかかるサプレッション・チェンバ圧力（基準面器からの水頭圧を含む）とサプレッション・プール下部の差圧を計測。
（※35）隔液ダイアフラムにかかる水槽の水頭圧と大気圧の差から水量を計測。
（※36）低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力から水位が確保されていることを推定。
（※37）静的触媒式水素処理装置の熱電対で測定される入口と出口の温度差で推定。

第58－14－1表　重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ（12／12）

重要監視パラメータ		重要計器（計測範囲）	検出器の種類	重要代替計器等（代表）(※1)	
				重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合(※2)
燃料プールの監視	燃料プールの水位及び温度	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（－1,000～6,710mm，０～150℃）	熱電対	・燃料プール水位（ＳＡ）（－4.30～7.30m） ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）（高レンジ10^{1}～10^{8}mSv/h，低レンジ10^{-3}～10^{4}mSv/h）(※38)	重大事故等時により変動する可能性のある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。 重大事故等時により変動する可能性のある燃料プールの温度を監視可能。
		燃料プール水位（ＳＡ）（－4.30～7.30m）	ガイドパルス式水位検出器(※39)	・燃料プール水位・温度（ＳＡ）（－1,000～6,710mm，０～150℃） ・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）（高レンジ10^{1}～10^{8}mSv/h，低レンジ10^{-3}～10^{4}mSv/h）(※38)	重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部付近までの範囲にわたり水位を監視可能。
	燃料プールの放射線量率	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）（高レンジ10^{1}～10^{8}mSv/h，低レンジ10^{-3}～10^{4}mSv/h）	電離箱	・燃料プール水位（ＳＡ）（－4.30～7.30m）(※38) ・燃料プール水位・温度（ＳＡ）（－1,000～6,710mm，０～150℃）(※38)	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（10^{-3}～10^{7}mSv/h）にわたり監視可能。
	燃料プールの状態	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	赤外線カメラ	・燃料プール水位（ＳＡ）（－4.30～7.30m） ・燃料プール水位・温度（ＳＡ）（－1,000～6,710mm，０～150℃）	重大事故等時において燃料プールの状況を監視可能。

（※１）複数ある重要代替計器の代表を記載。
（※２）計測範囲を超えない場合は，その理由を記載。
（※38）遮蔽計算により算出した水位と線量率の関係により推定。
（※39）パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで，水面までの距離を計測。

59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

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（炉心の著しい損傷）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 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置について

59-1

SA 設備基準適合性　一覧表

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					中央制御室遮蔽	類型化区分
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	その他の建物内設備 （制御室建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	［配置図］59 - 3	
		第2号	操作性		操作不要	—
			関連資料		—	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		遮蔽 （主要部分の断面寸法が確認可能） （外観の確認が可能）	K
			関連資料		—	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分 （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	
		第2号	共用の禁止		共用する設備 （共有により複数号炉同一中操の運転員被ばく低減に寄与する。）	A
			関連資料		—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象外（共通要因の考慮対象設備なし） 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
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	［配置図］59-3	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					中央制御室待避室遮蔽	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備（制御室建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	対象外
				関連資料	［配置図］59-3	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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－切替操作が不要	Bb
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａc
				その他（飛散物）	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		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料		［被ばく評価］59-11	
		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
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	［配置図］59-3	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					再循環用ファン	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 （廃棄物処理建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	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）		ファン （機能・性能試験）（外観の確認が可能）	A
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		［系統図］59-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	［系統図］59-4	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		［被ばく評価］59-11	
		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－対象外（代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	［単線結線図］59-2	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 （廃棄物処理建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	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）		ファン （機能・性能試験）（外観の確認が可能）	A
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		［系統図］59-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	［系統図］59-4	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		［被ばく評価］59-11	
		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－対象外（代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	［単線結線図］59-2	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					非常用チャコール・フィルタ・ユニット	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	その他の建物内設備 （廃棄物処理建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	対象外
				関連資料	［配置図］ 59-3	
		第2号	操作性		操作不要	－
			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）		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－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		［系統図］59-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	［系統図］59-4	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		［被ばく評価］59-11	
		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－対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	－	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					中央制御室差圧計	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備（制御室建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	対象外
				関連資料	[配置図]59-3	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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		—	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		[配置図]59-3	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない	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
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					待避室差圧計	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備（制御室建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	対象外
				関連資料	[配置図]59-3	
		第2号	操作性		操作不要	—
			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		—	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所		対象外（操作不要）	対象外
			関連資料		[配置図]59-3	
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		共用しない	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
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					無線通信設備（固定型）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備 （原子炉建物の二次格納施設外及び廃棄物処理建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	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 （機能・性能検査が可能）（特性検査が可能）	L
			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－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］59－4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成（設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成）	Ａｄ
				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，［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
			関連資料		—	
		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
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	［配置図］59－3	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					衛星電話設備（固定型）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物の二次格納施設外及びその他の建物（廃棄物処理建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				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（機能・性能検査が可能）（特性検査が可能）	L
			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－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］59－4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同様の系統構成（設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成）	Ａｄ
				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		現場（設置場所）で操作可能	Ａａ
			関連資料		［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
			関連資料		—	
		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	緩和設備でも防止設備でもない設備－対象（同一目的の常設重大事故等対処設備あり）	B
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	［配置図］59－3	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内 （中央制御室待避室）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	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		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				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3項	第1号	可搬型SAの容量		その他設備	C
			関連資料		［容量設定根拠］59-6	
		第2号	可搬型SAの接続性		より簡便な接続（ケーブル）	C
			関連資料		—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		（考慮対象なし）	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の選定）	—
			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）	Ａｂ
			関連資料		［保管場所図］59-7	
		第6号	アクセスルート		中央制御室又は緊急事対策所で保管及び使用する	対象外
			関連資料		—	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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，代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	［配置図］59-3	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）	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	その他の建物内設備 （制御室建物，廃棄物処理建物）	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	［配置図］59-3	
		第2号	操作性		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操作が必要	Ｂａ
			関連資料		［系統図］59-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備からの独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	（考慮対象なし）	対象外
				関連資料	［系統図］59-4	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		［配置図］59-3，［系統図］59-4	
	第3項	第1号	可搬型SAの容量		その他設備	C
			関連資料		［容量設定根拠］59-6	
		第2号	可搬型SAの接続性		専用の接続	D
			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の選定）	—
			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		［配置図］59-3	
		第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A
			関連資料		［アクセスルート図］59-8	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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，代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					ＬＥＤライト（三脚タイプ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内(制御室建物)	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	［配置図］59－3	
		第2号	操作性		現場操作（設備の運搬，設置） 中央制御室操作（操作スイッチ操作）	Ｂｃ 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）		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		本来の用途として使用―切替不要	Ｂｂ
			関連資料		—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	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		現場操作（設置場所），中央制御室操作	Ａａ，Ｂ
			関連資料		［配置図］59－3	
	第3項	第1号	可搬型SAの容量		その他設備	Ｃ
			関連資料		—	
		第2号	可搬型SAの接続性		より簡便な接続規格	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の選定）	—
			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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備－対象（同一目的のＳＡ設備，代替対象ＤＢ設備あり）	Ｂ
				サポート系要因	対象（サポート系あり）―異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	［単線結線図］59－2	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					酸素濃度計 （中央制御室・中央制御室待避室）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	［配置図］59-3	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		［保管場所図］59-7	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		―	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	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	可搬型SAの容量		その他設備	C
			関連資料		―	
		第2号	可搬型SAの接続性		（常設設備と接続しない）	－
			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の選定）	－
			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）	Ａｂ
			関連資料		―	
		第6号	アクセスルート		中央制御室又は緊急事対策所で保管及び使用する	対象外
			関連資料		―	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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，代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	―	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第59条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					二酸化炭素濃度計 （中央制御室・中央制御室待避室）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	［配置図］59-3	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		［保管場所図］59-7	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		―	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		―	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	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	可搬型SAの容量		その他設備	C
			関連資料		―	
		第2号	可搬型SAの接続性		（常設設備と接続しない）	－
			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の選定）	－
			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）	Ａｂ
			関連資料		―	
		第6号	アクセスルート		中央制御室又は緊急事対策所で保管及び使用する	対象外
			関連資料		―	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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，代替対象ＤＢ設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	―	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

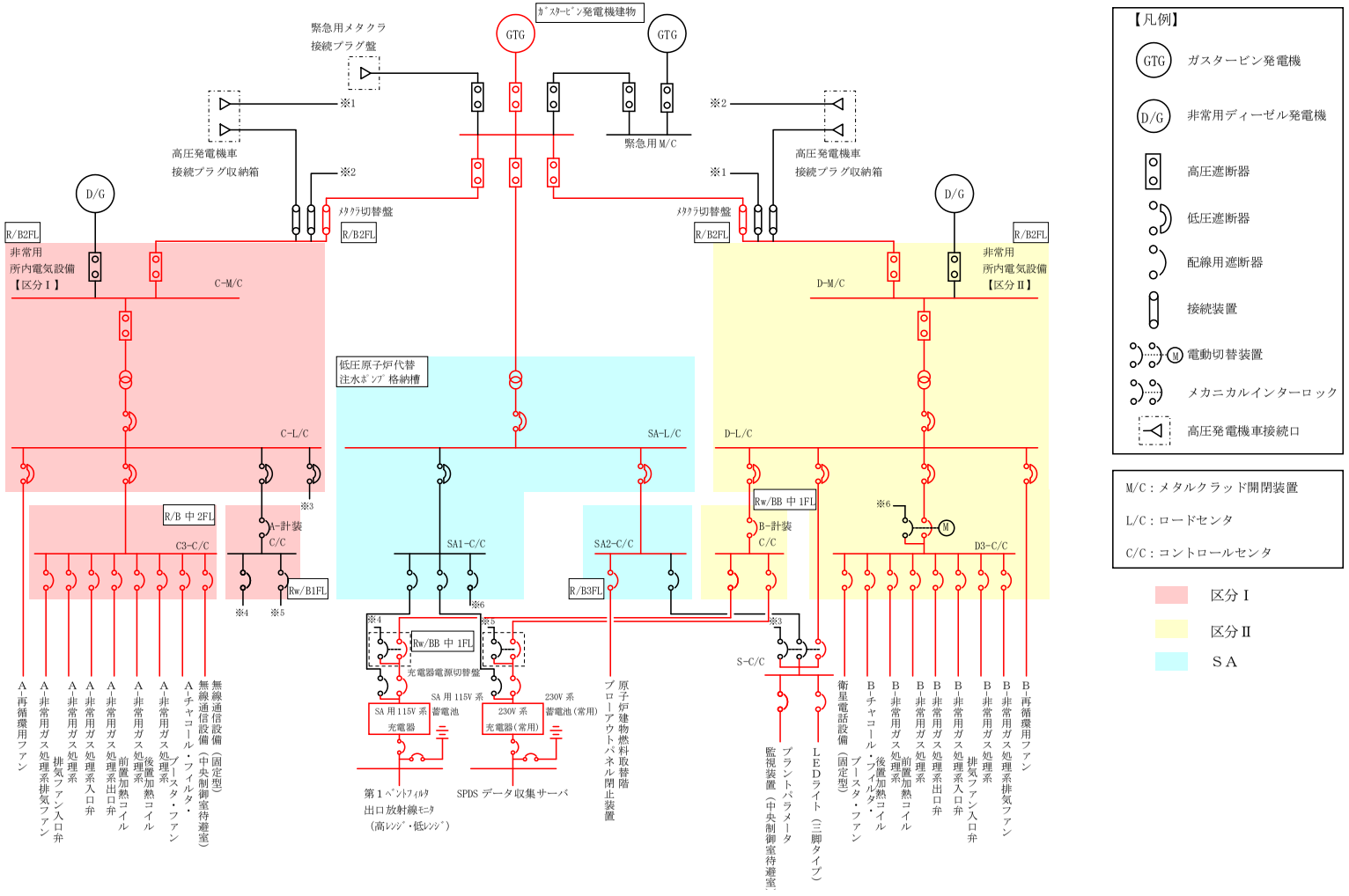
第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					非常用ガス処理系排気ファン	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				関連資料	[配置図]59-3，[系統図]59-4	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		[配置図]59-3	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ファン	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－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施設と同様の系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				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	防止設備－対象（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				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，[配置図]59-3，[系統図]59-4	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 59 条：運転員が原子炉制御室にとどまるための設備					原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	－	
		第2号	操作性		中央制御室操作，弁操作	A，Bf
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他	M
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用しない－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作（遠隔），現場操作（設置場所）	Ａａ，Ｂ
			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		－	
		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
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	－	

59-2

単線結線図



第 59－2－1 図　常設代替交流電源構成図

59-3

配置図

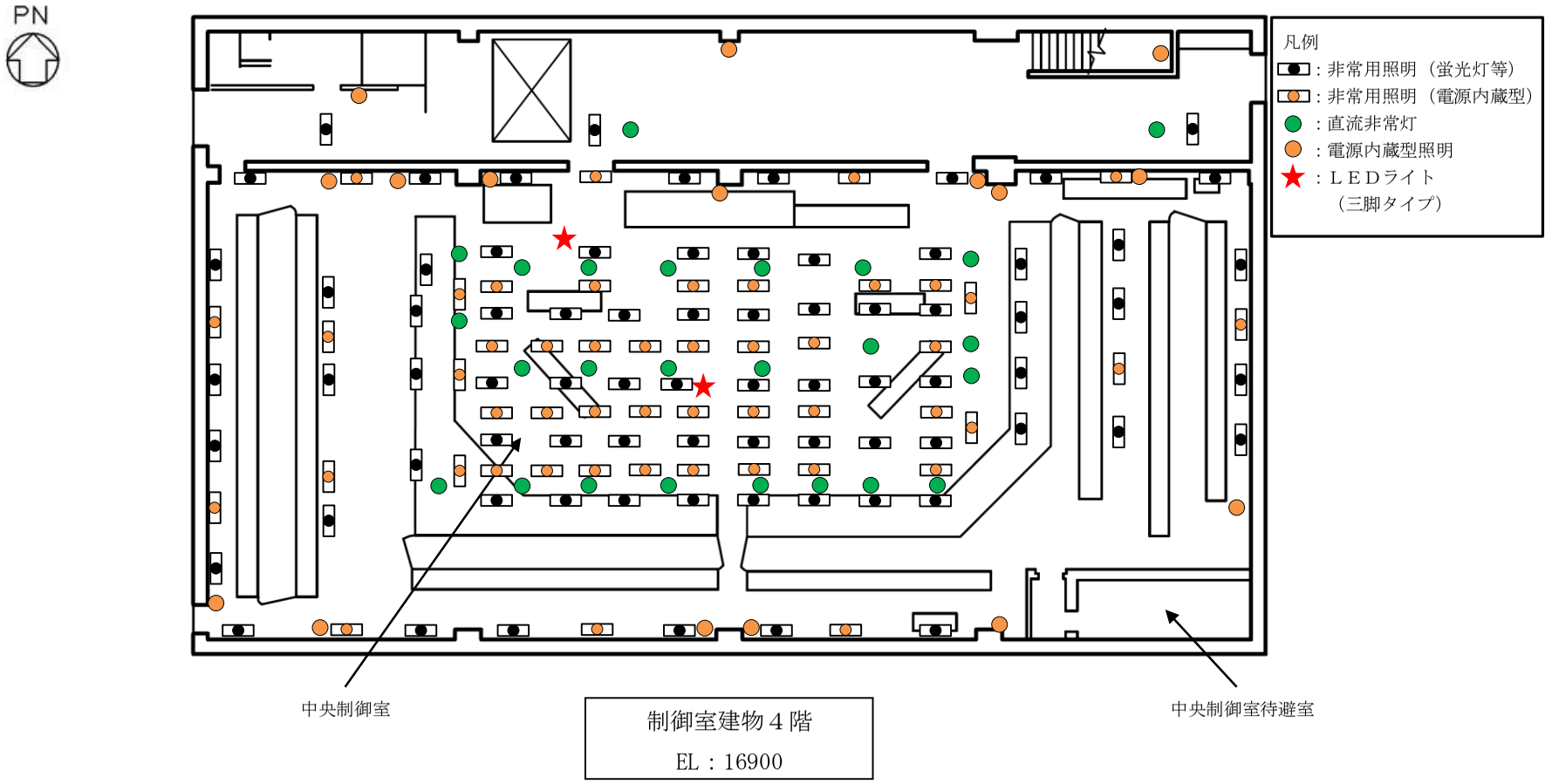


図 59－3－1　ＬＥＤライト（三脚タイプ）　配置図
（中央制御室における使用時）

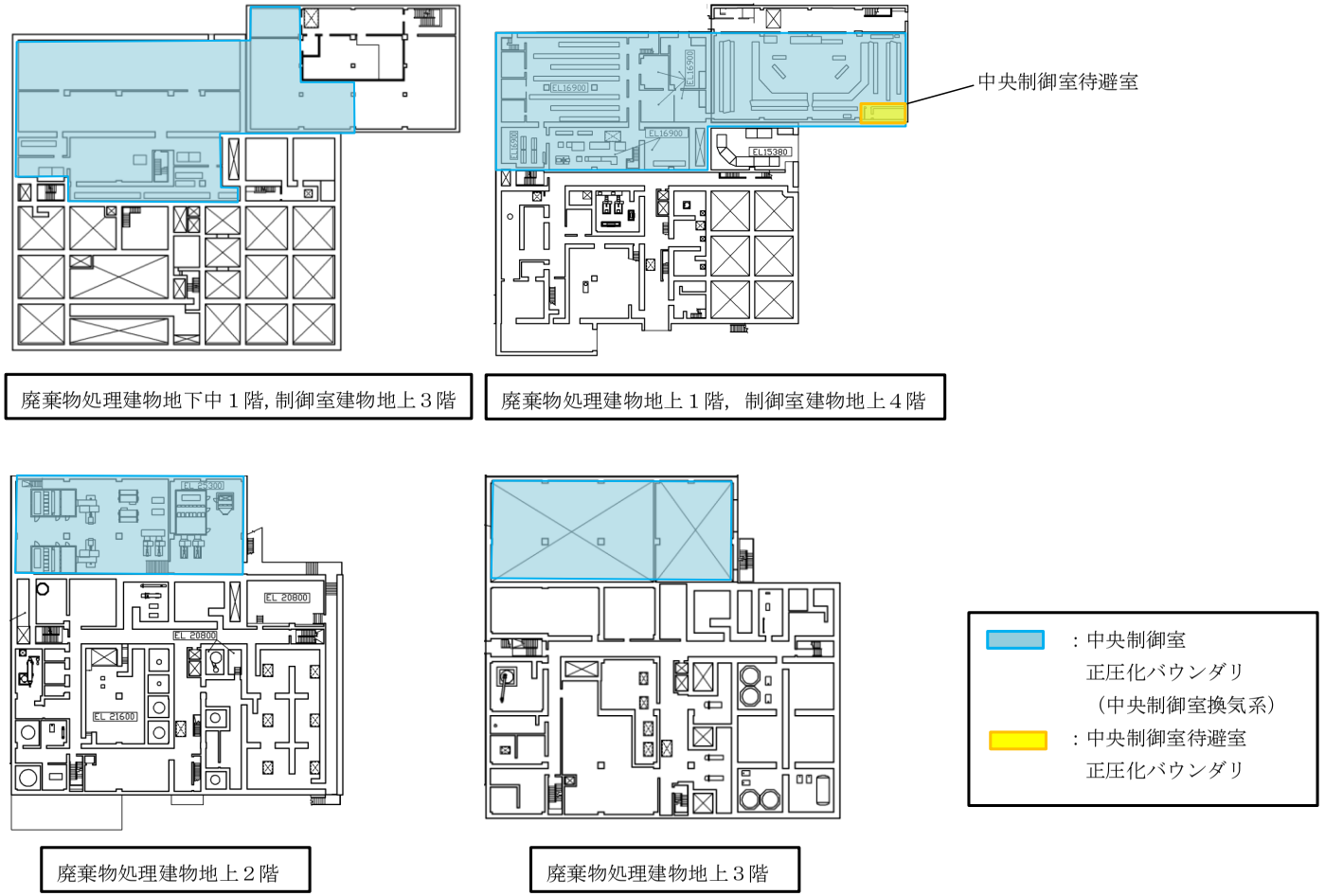


図 59－3－2　中央制御室，中央制御室待避室の正圧化バウンダリ　構成図

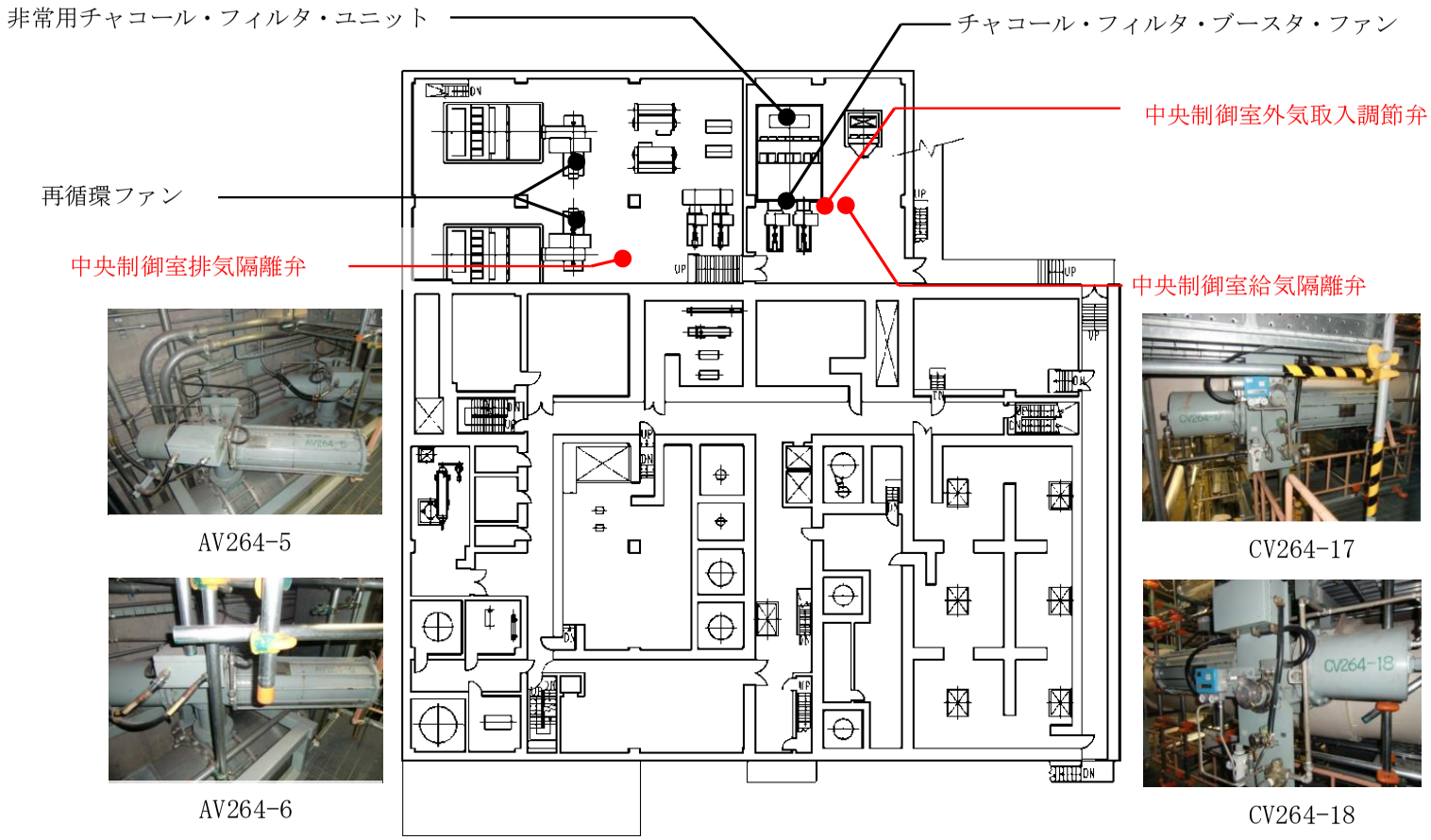


図 59－3－3　中央制御室換気系給排気隔離弁　配置図
（廃棄物処理建物地上２階）

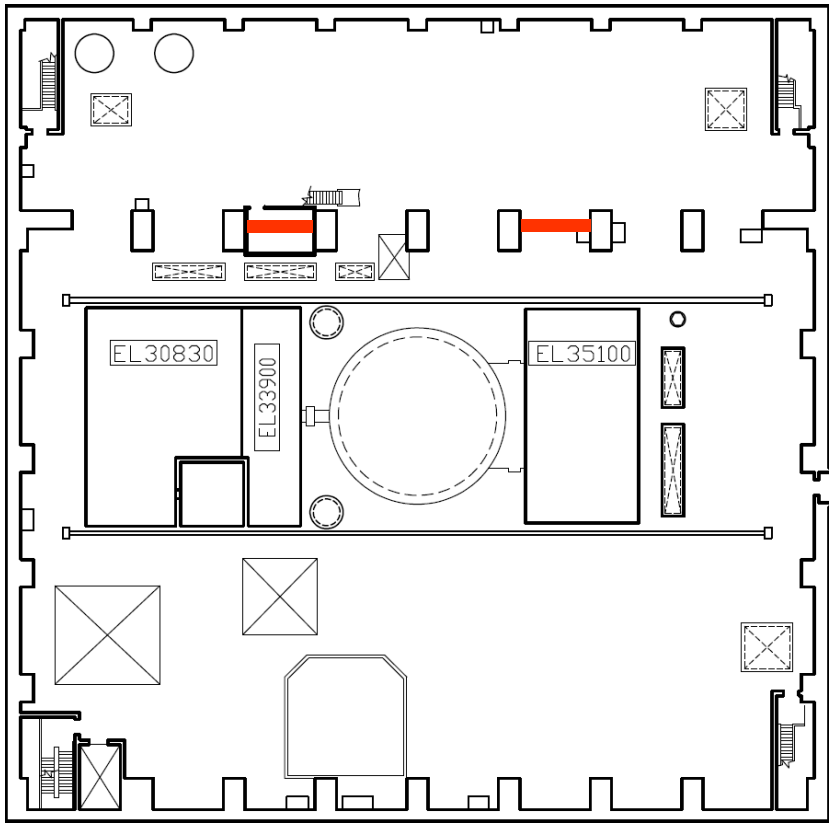


図 59－3－4　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置　配置図
（原子炉建物地上４階）

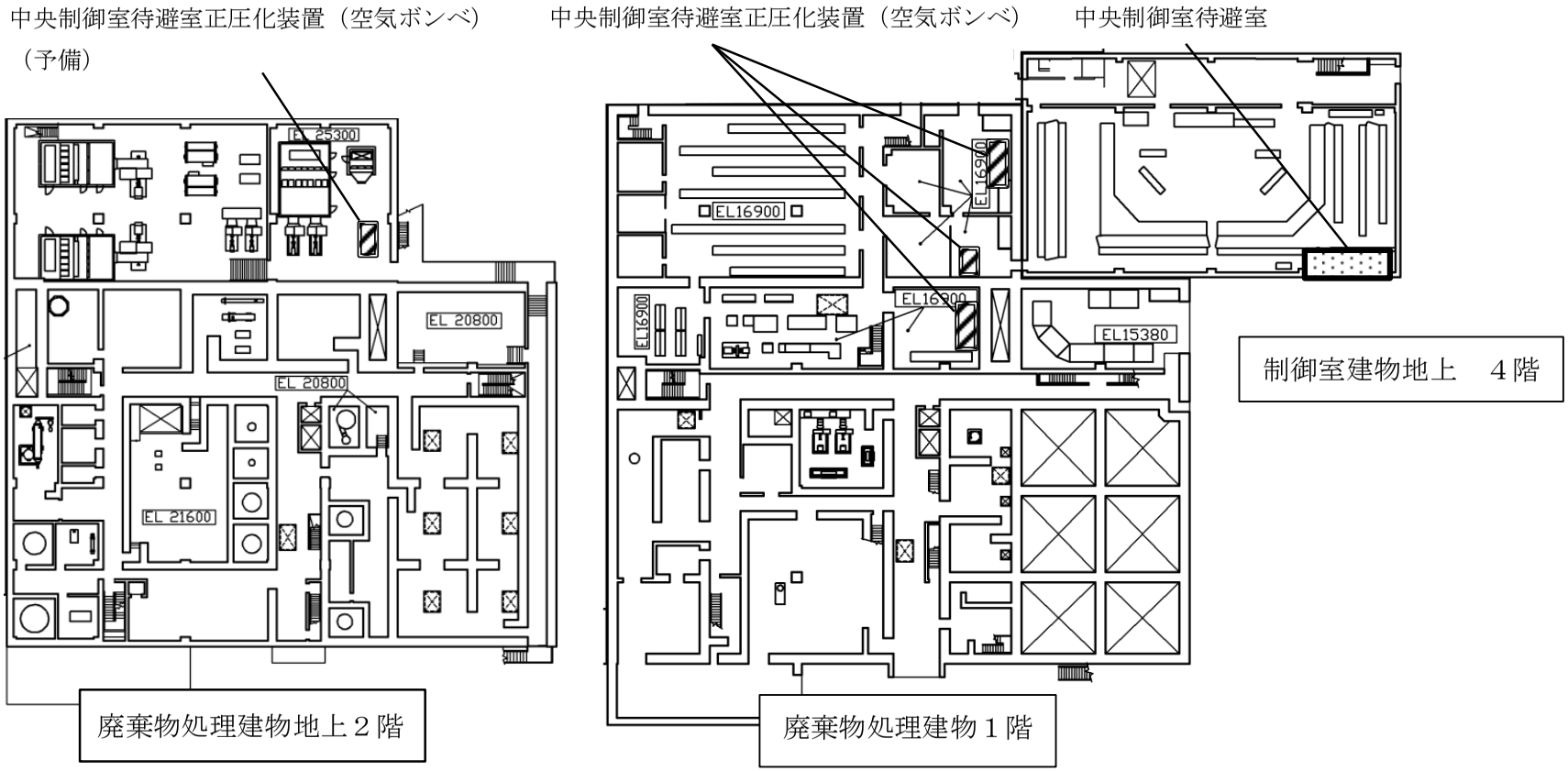


図 59－3－5　中央制御室待避室及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）配置図
（制御室建物地上４階及び廃棄物処理建物地上１階及び２階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

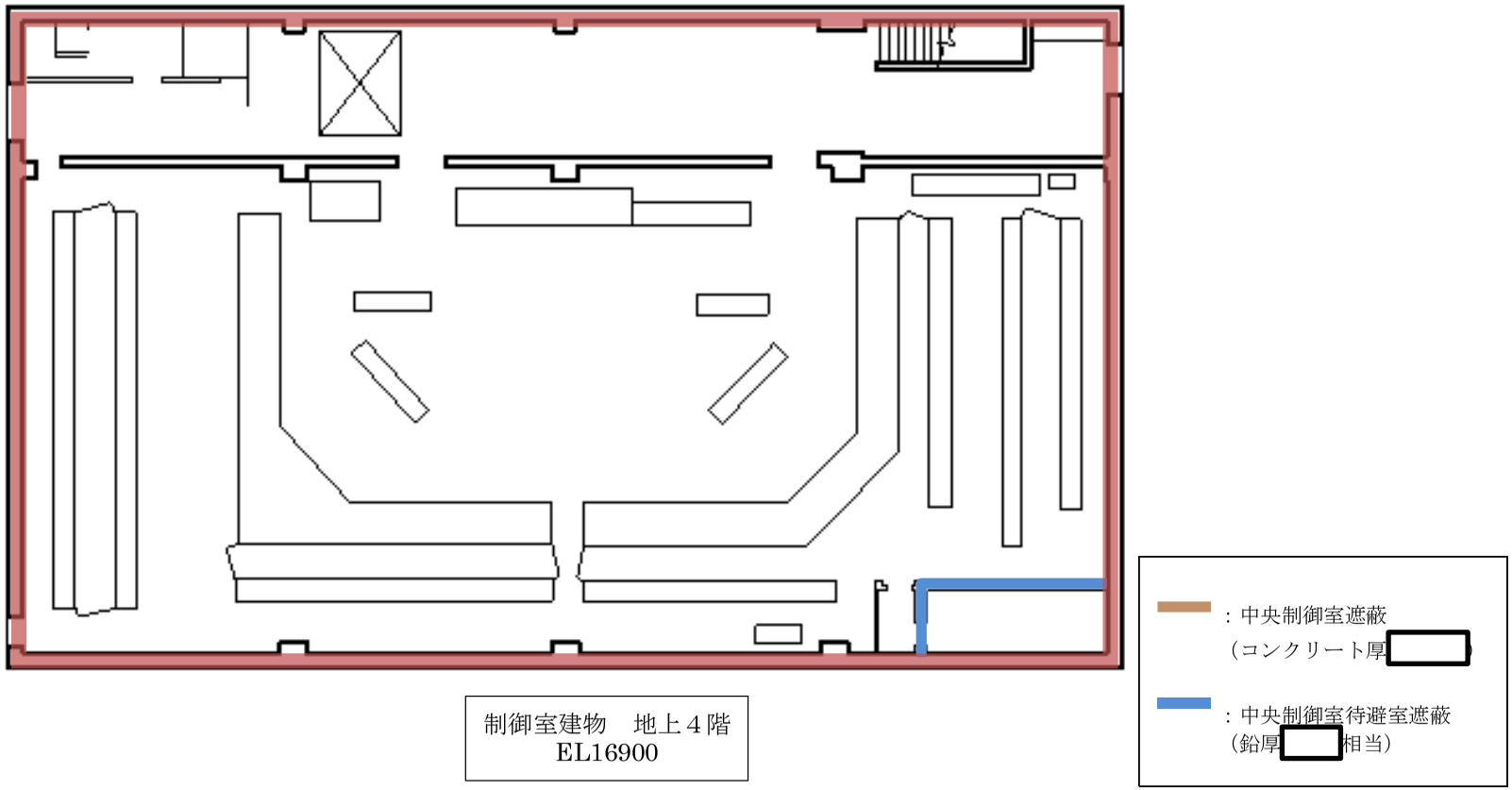


図 59－3－6　中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽　配置図
（制御室建物地上４階）

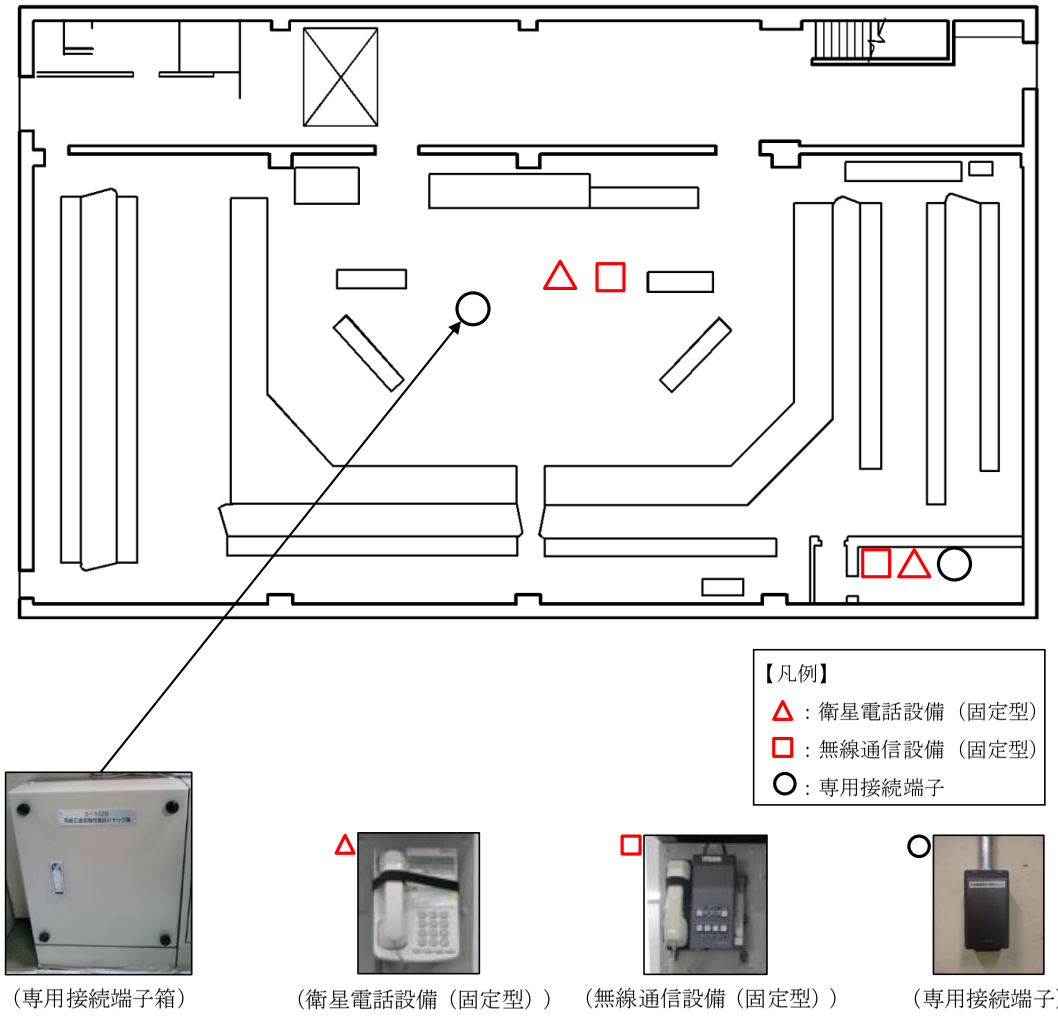
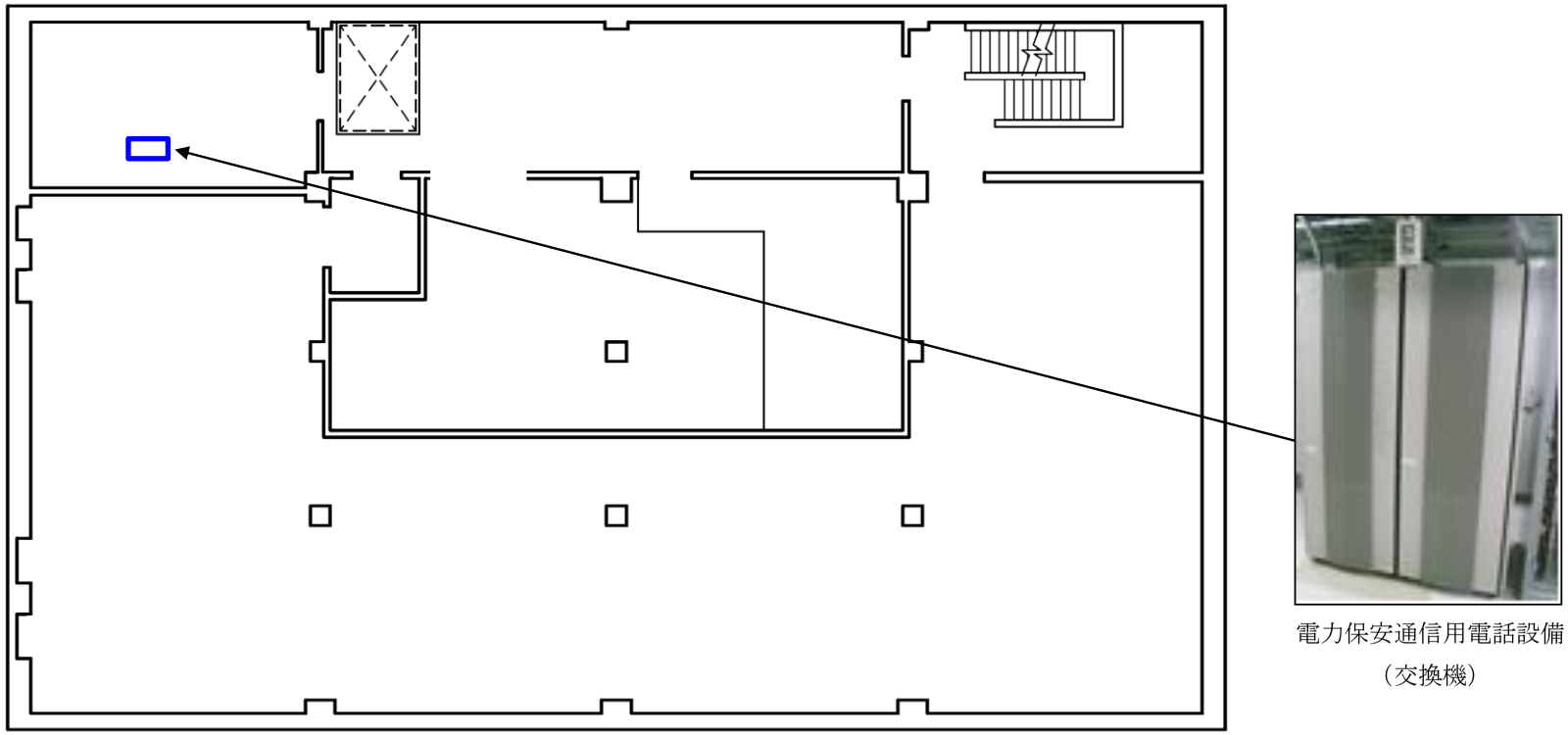


図 59－3－7　無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型），有線式通信設備　配置図
（制御室建物地上４階）



図 59－3－8　所内通信連絡設備（制御装置）　配置図
（廃棄物処理建物地上１階）



制御室建物　地上３階

電力保安通信用電話設備
（交換機）

図 59－3－9　電力保安通信用電話設備（交換機）　配置図
（制御室建物地上３階）

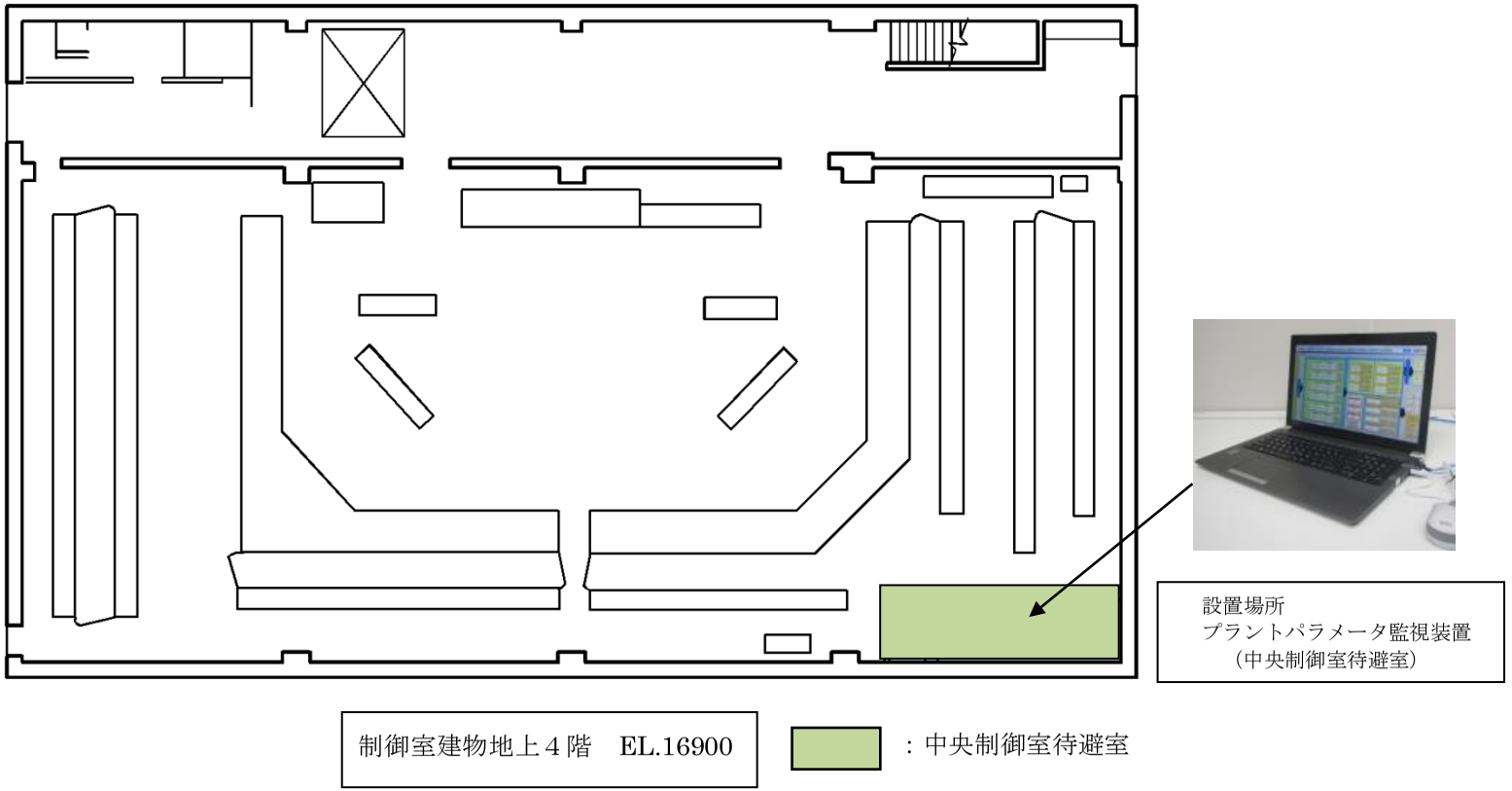
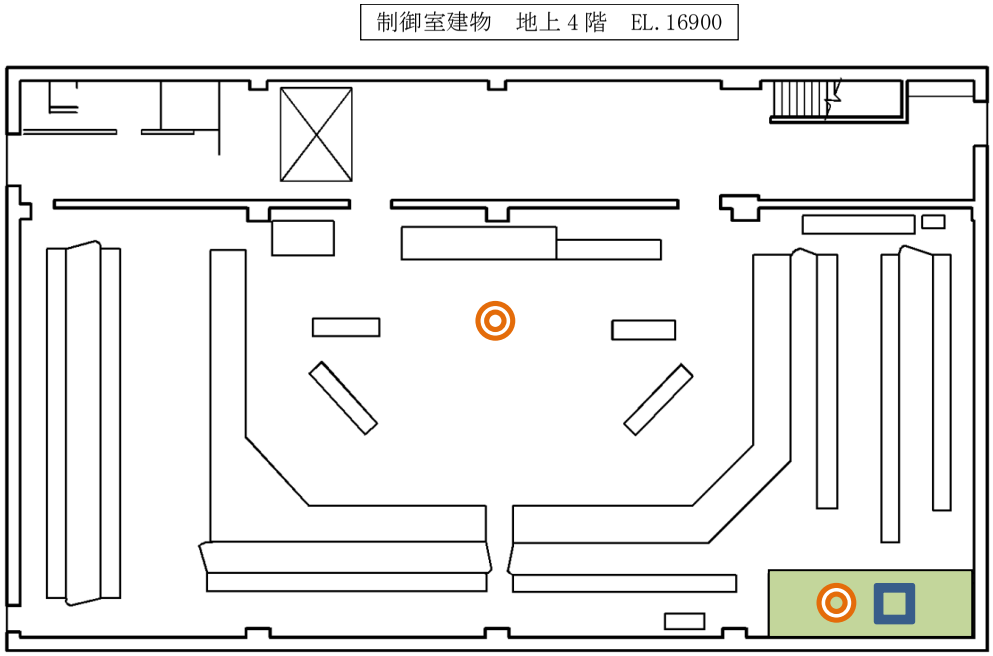


図 59－3－10　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）　配置図
（制御室建物地上４階）





酸素濃度計



二酸化炭素濃度計



ＬＥＤライト
（ランタンタイプ）

：中央制御室待避室
：酸素濃度，二酸化炭素濃度計の配置場所
：ＬＥＤライト（ランタンタイプ）　の配置場所

図 59－3－11　酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及びＬＥＤライト（ランタンタイプ）　配置図
（制御室建物地上４階）

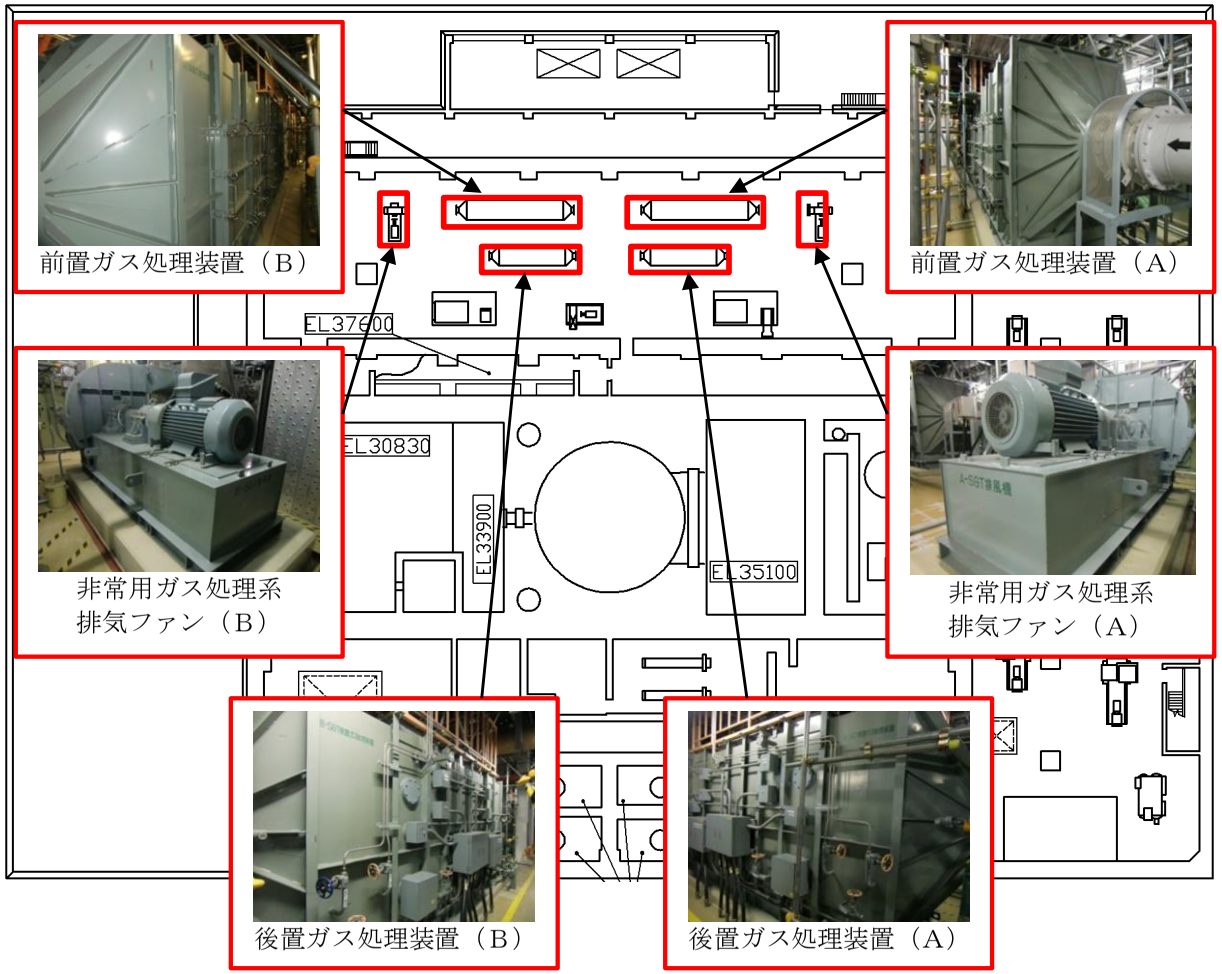


図 59－3－12　非常用ガス処理系に係る機器（排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置）の配置図
（原子炉建物地上３階）

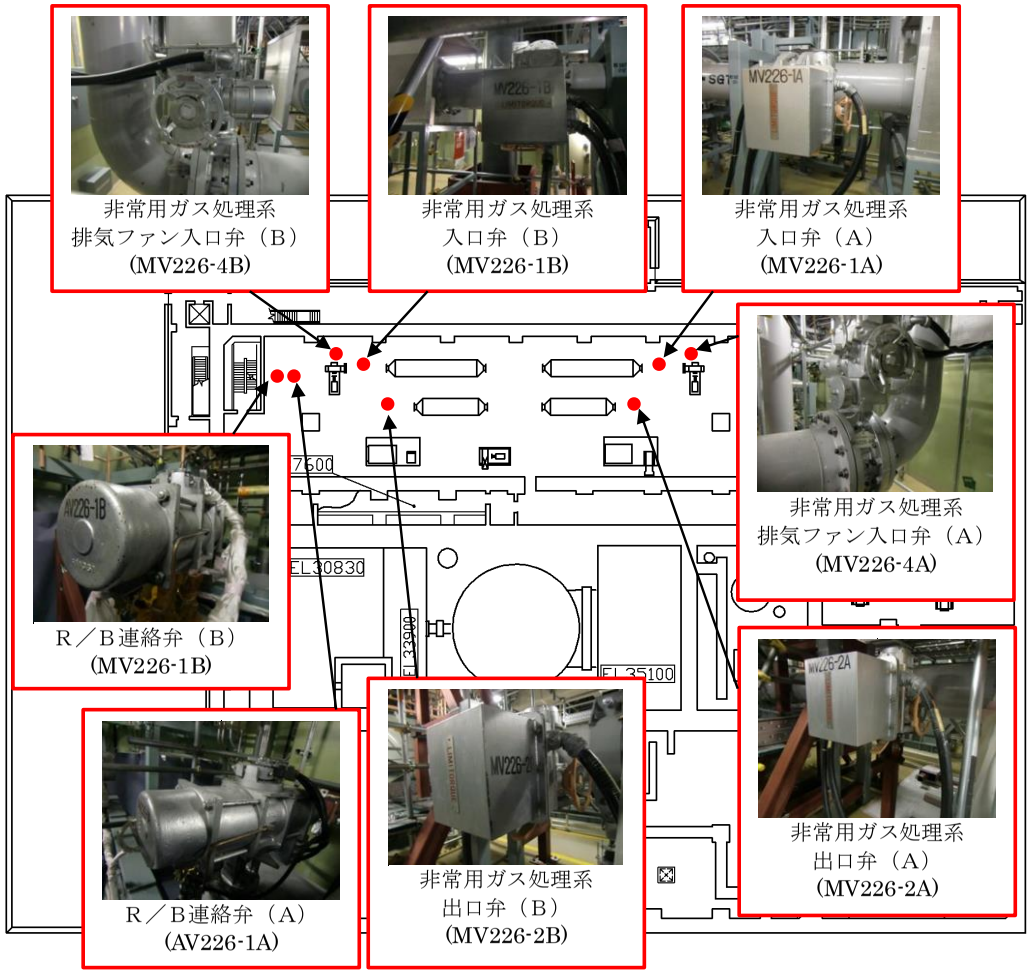


図 59－3－13　非常用ガス処理系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物地上３階）

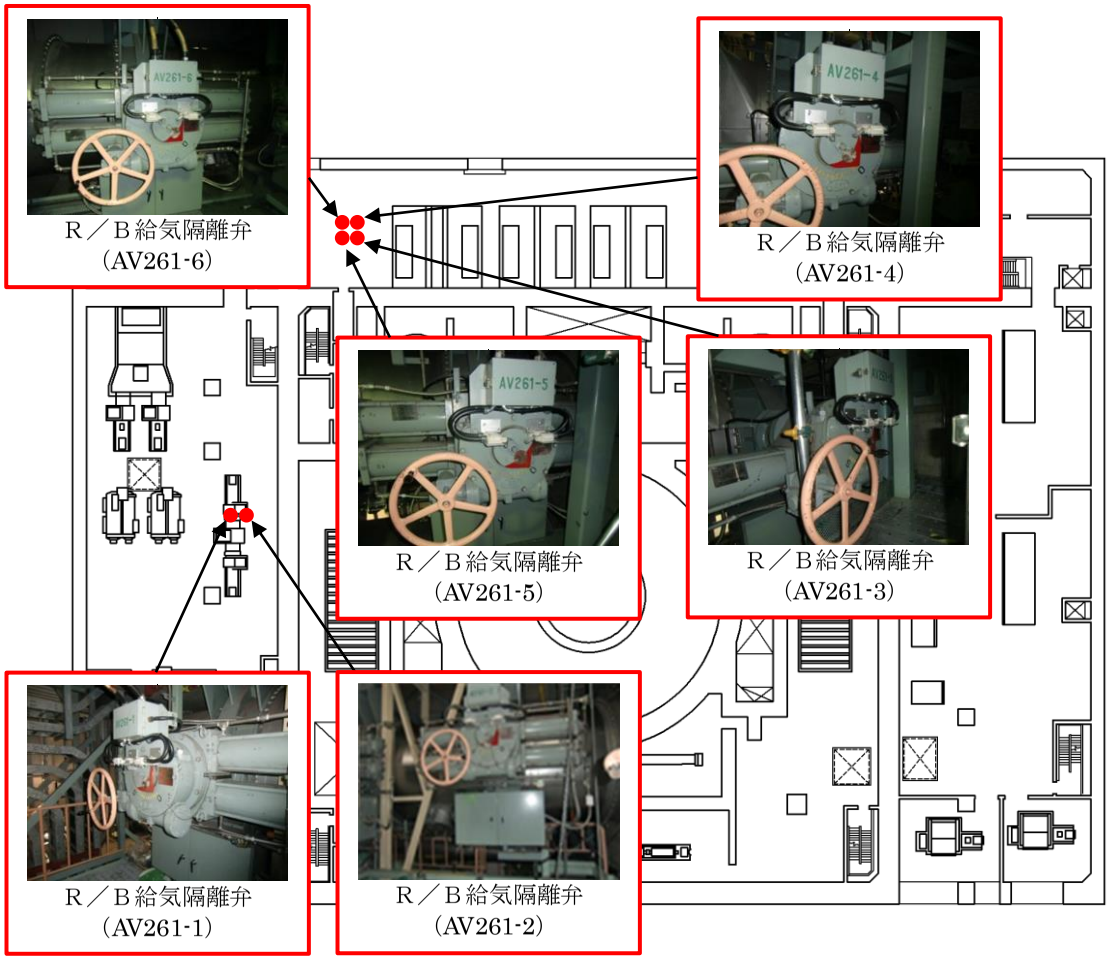


図 59－3－14　非常用ガス処理系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物地上２階）

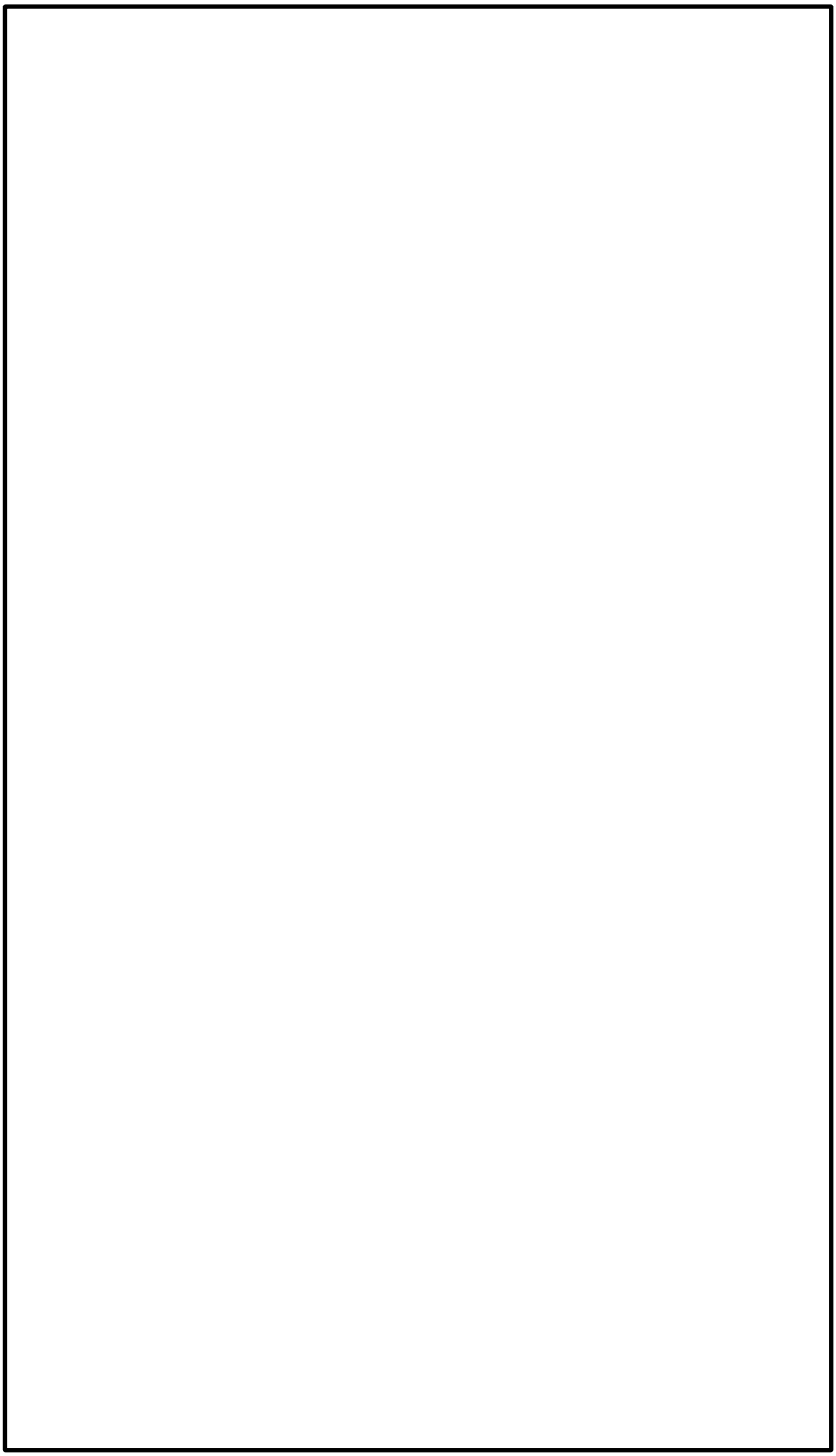


図 59－3－15　非常用ガス処理系に係る中央制御室操作盤の配置図
（制御室建物地上４階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-4

系統図

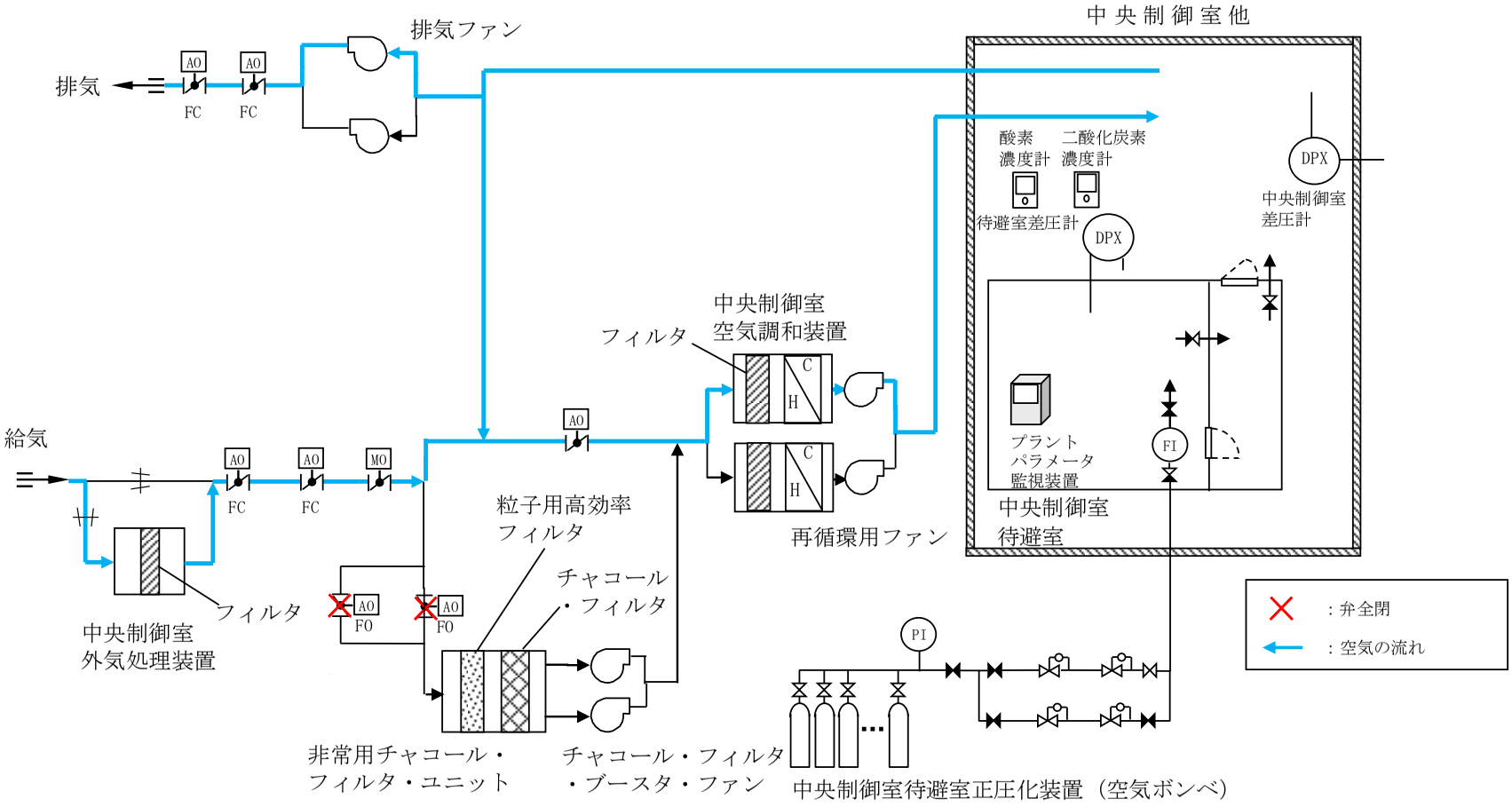


図 59－4－1　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（通常時）

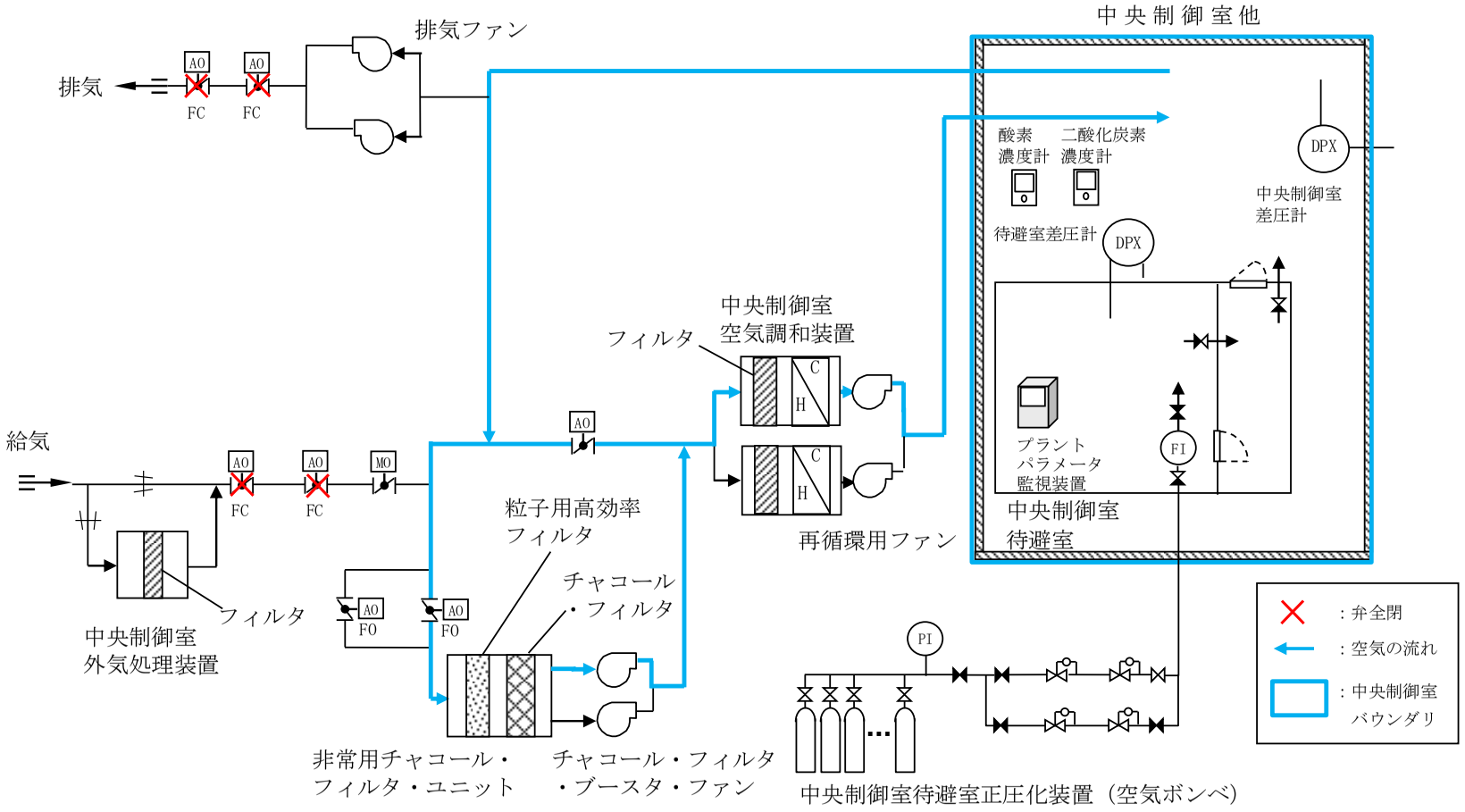


図 59－4－2　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（非常時運転モード（系統隔離運転））

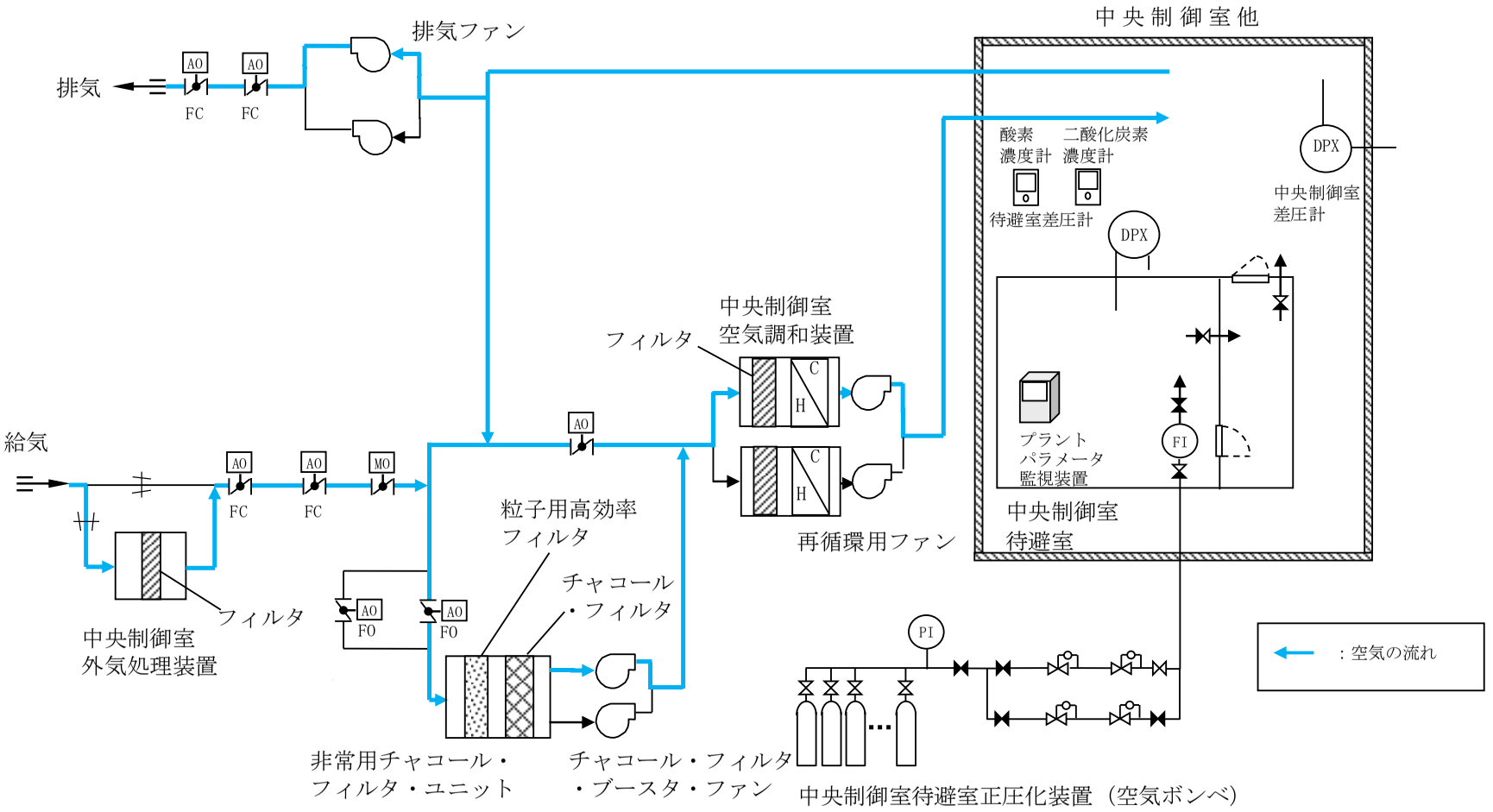


図 59－4－3　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（非常時運転モード（外気連続少量取入モード））

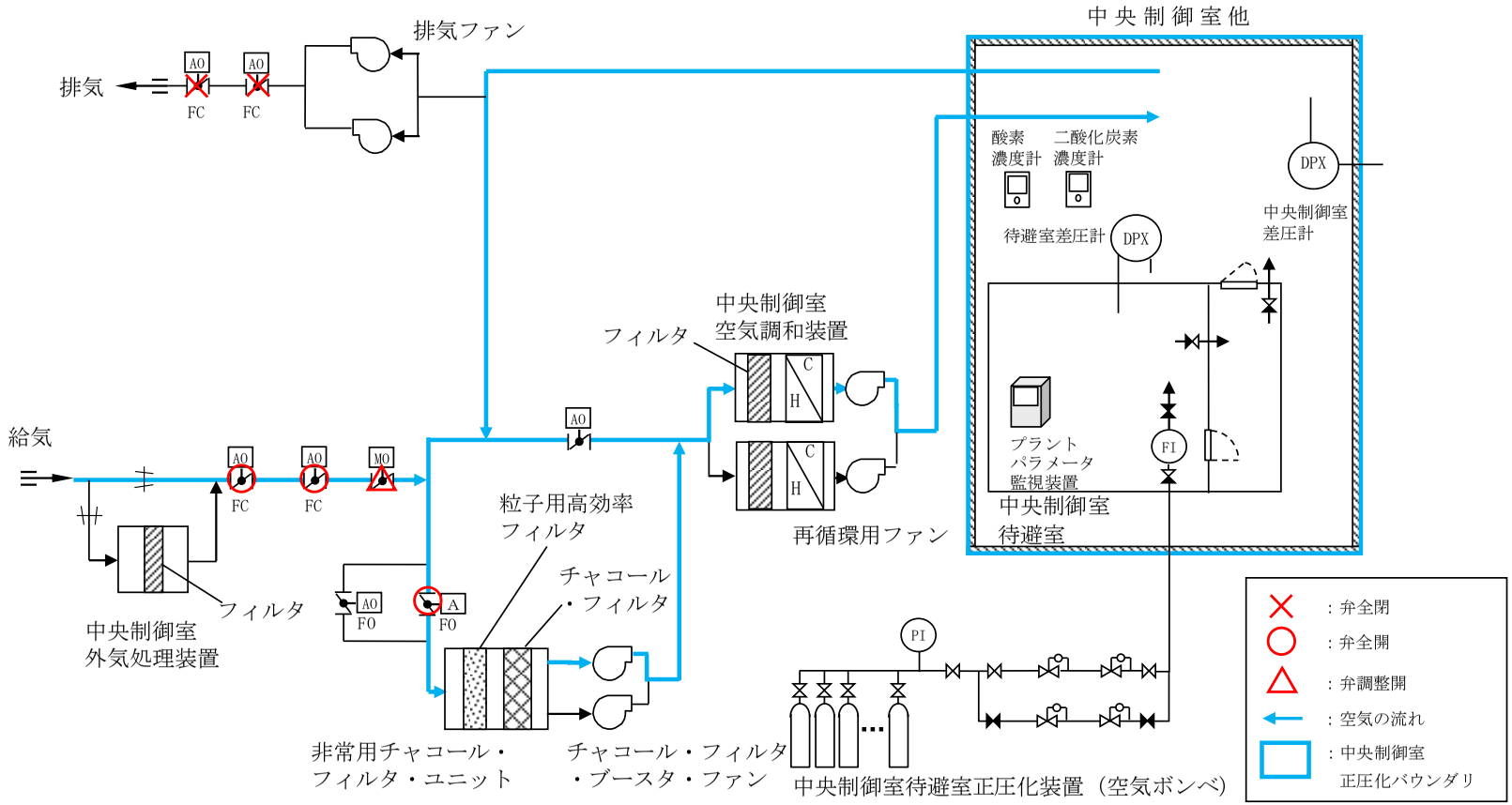


図 59－4－4　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後））

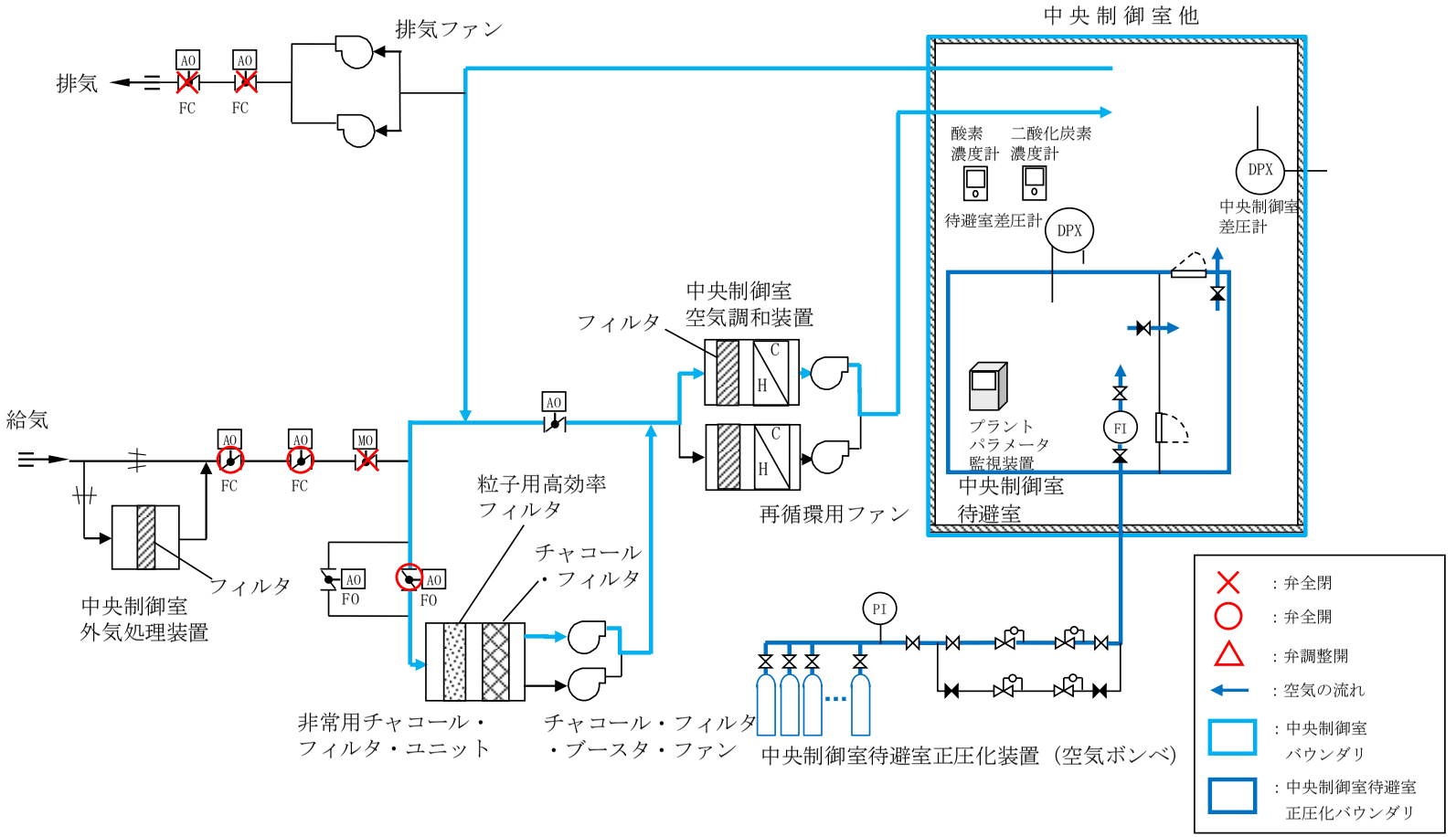


図 59－4－5　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過中））

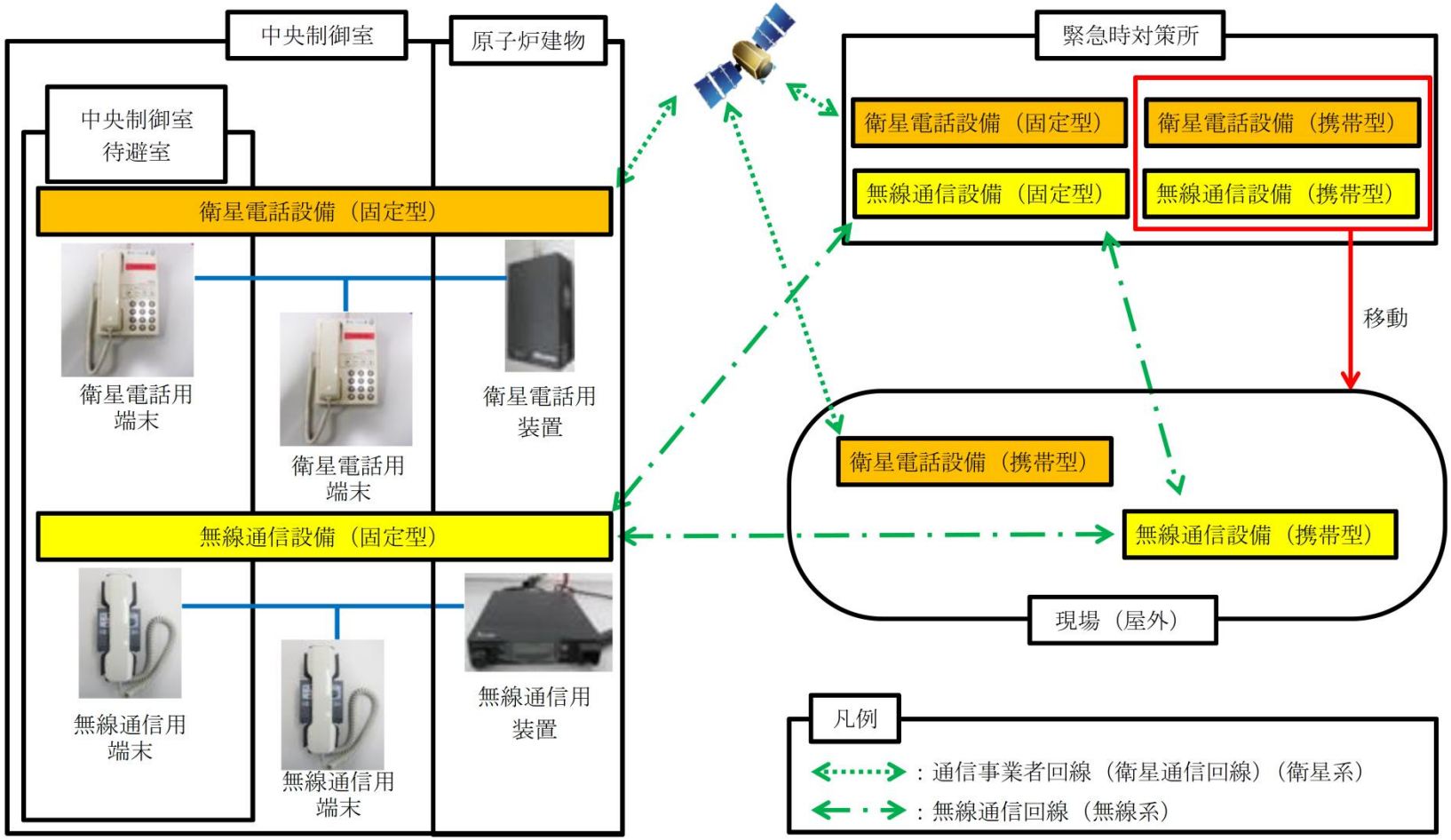


図 59－4－6　無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）系統概要図

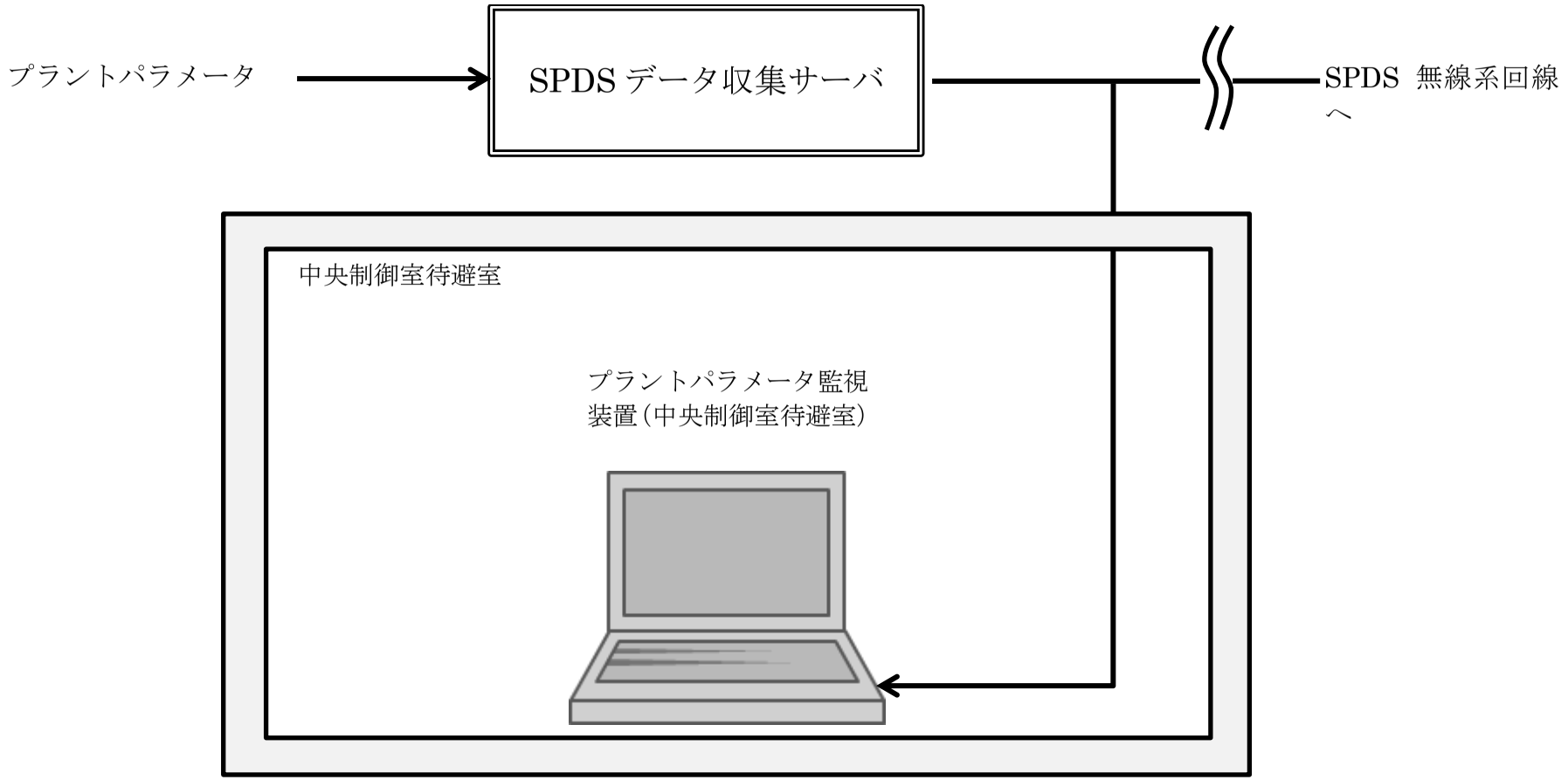


図 59－4－7　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）系統概要図

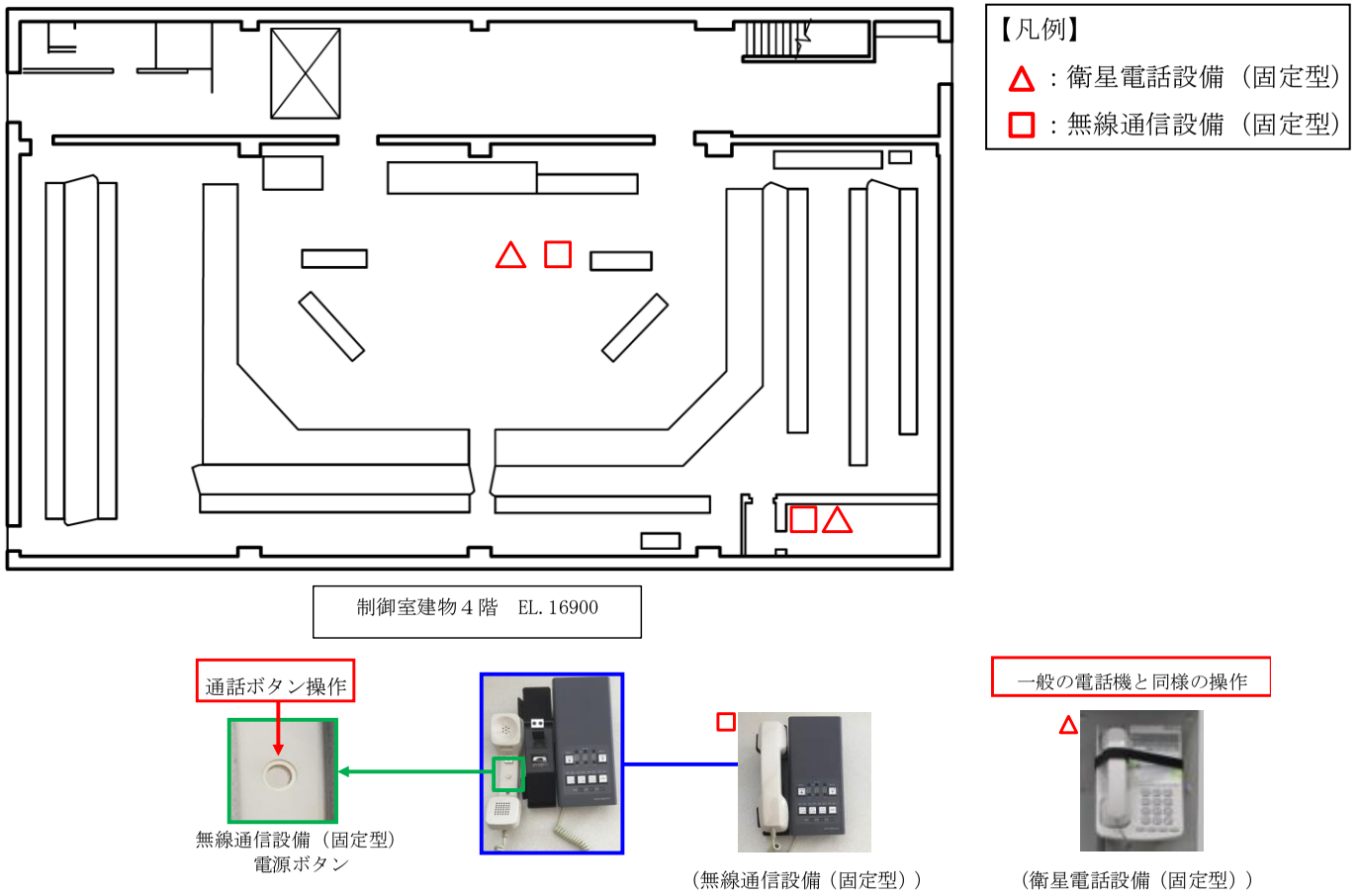


図59－4－8　操作概要図 無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）
（制御室建物地上４階）

No	機器名称	No	機器名称
1	前置ガス処理装置(A)	9	非常用ガス処理系出口弁(A)
2	前置ガス処理装置(B)	10	非常用ガス処理系出口弁(B)
3	後置ガス処理装置(A)	11	非常用ガス処理系排気ファン入口弁(A)
4	後置ガス処理装置(B)	12	非常用ガス処理系排気ファン入口弁(B)
5	非常用ガス処理系排気ファン(A)	13	R／B連絡弁(A)
6	非常用ガス処理系排気ファン(B)	14	R／B連絡弁(B)
7	非常用ガス処理系入口弁(A)	15	R／B給排気隔離弁
8	非常用ガス処理系(B)		

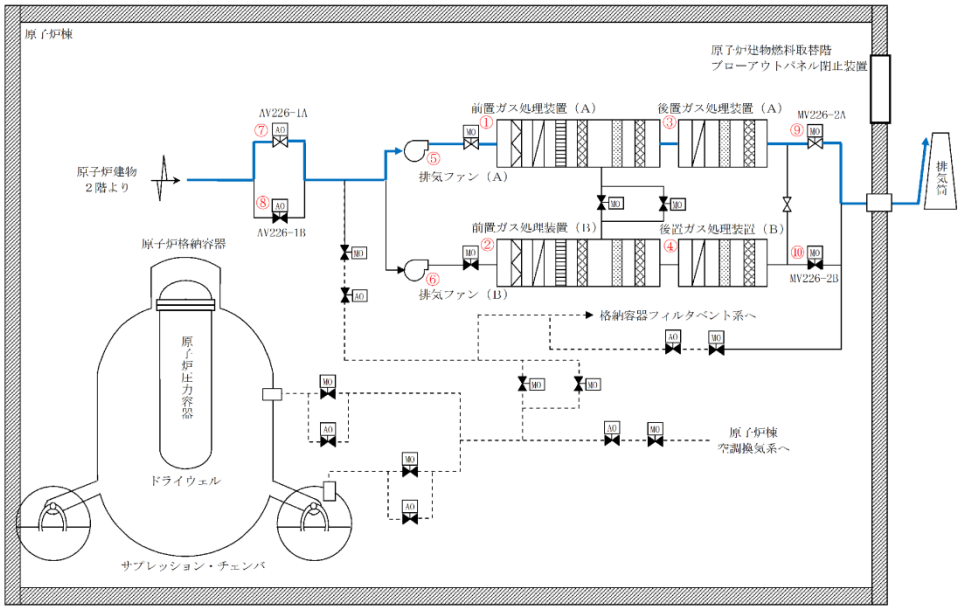


図59－4－9　非常用ガス処理系　系統概要図

59-5

試験及び検査

○ＬＥＤライト（三脚タイプ）の試験及び検査について

ＬＥＤライト（三脚タイプ）は，原子炉の運転中又は停止中に表59－5－1に示す試験検査が可能な構造とする。

ＬＥＤライト（三脚タイプ）の概略構造図を図59－5－1 に示す。

表 59－5－1　ＬＥＤライト（三脚タイプ）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	蓄電池電圧の確認 点灯確認
	外観検査	外観の確認



図 59－5－1　ＬＥＤライト（三脚タイプ）の外観図

○中央制御室待避室遮蔽の試験検査について

中央制御室待避室遮蔽は，原子炉の運転中又は停止中に表 59－5－2 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59－5－2　中央制御室待避室遮蔽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	外観検査	傷，割れ等の外観の確認

○中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の試験検査について

中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）は，原子炉の運転中又は停止中に表 59－5－3 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59－5－3　中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の試験検査

原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認
	外観確認	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ） の表面状態の外観の確認
停止中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認 中央制御室待避室の正圧化試験
	外観確認	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ） の表面状態の外観の確認

○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，正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，中央制御室の正圧化試験を実施する。中央制御室の正圧化試験として，中央制御室給排気隔離弁及び中央制御室外気取入調節弁の動作確認，並びに再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンを用いて中央制御室と隣接区画が正圧化に必要な差圧を確保可能であることの確認を実施する。(正圧化に必要な差圧については，(59-6) を参照)

中央制御室の正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正圧化試験を実施する。中央制御室待避室の正圧化試験として，中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）を用いた中央制御室待避室と隣接区画の正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。(正圧化に必要な差圧については，(59-6) を参照)

中央制御室待避室の正圧化試験のバウンダリ構成図を図59－5－3に示す。

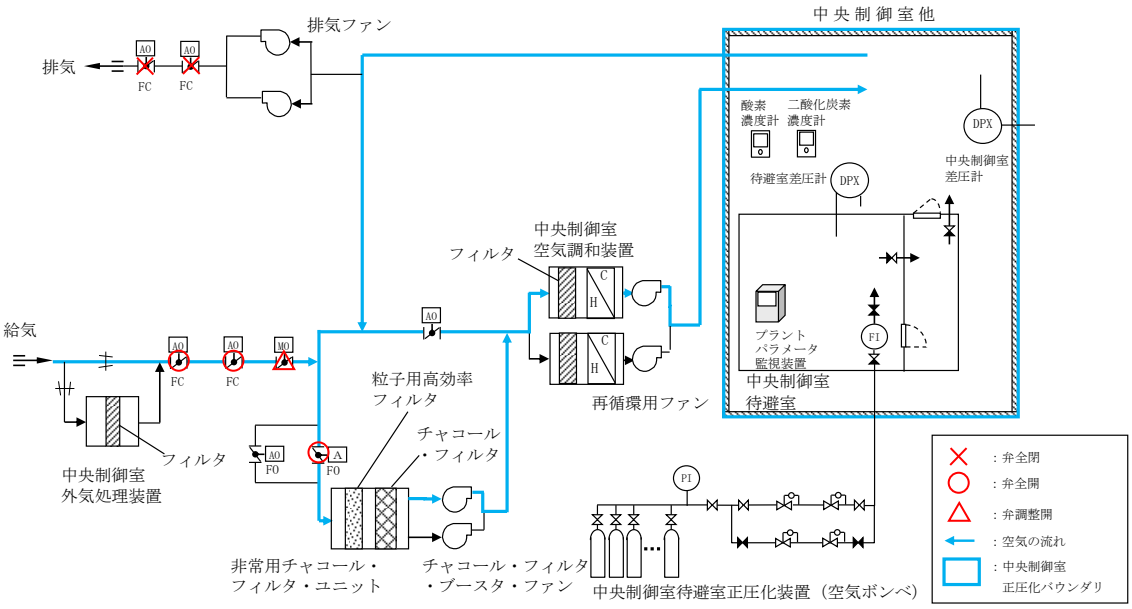


図 59－5－2　中央制御室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

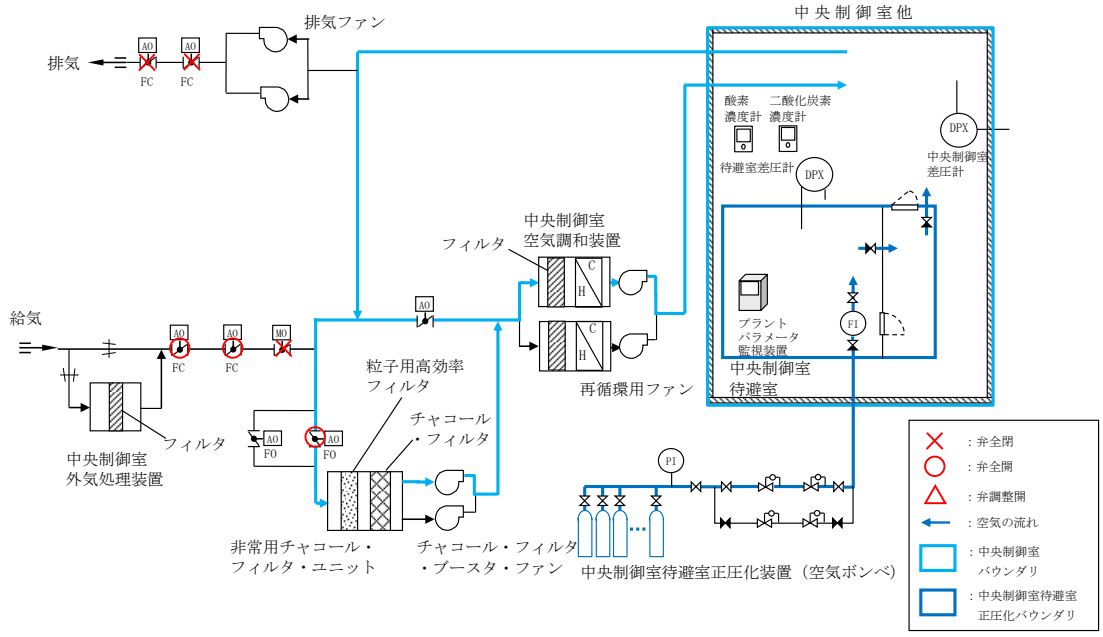


図 59－5－3　中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験・検査について

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）における試験及び検査は表59－5－4のとおりである。

無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要を図59－5－4に，無線通信設備（固定型）　試験・検査構成を図59－5－5に，衛星電話設備（固定型）　試験・検査構成を図59－5－6に示す。

表 59－5－4　無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験・検査

原子炉の状態	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

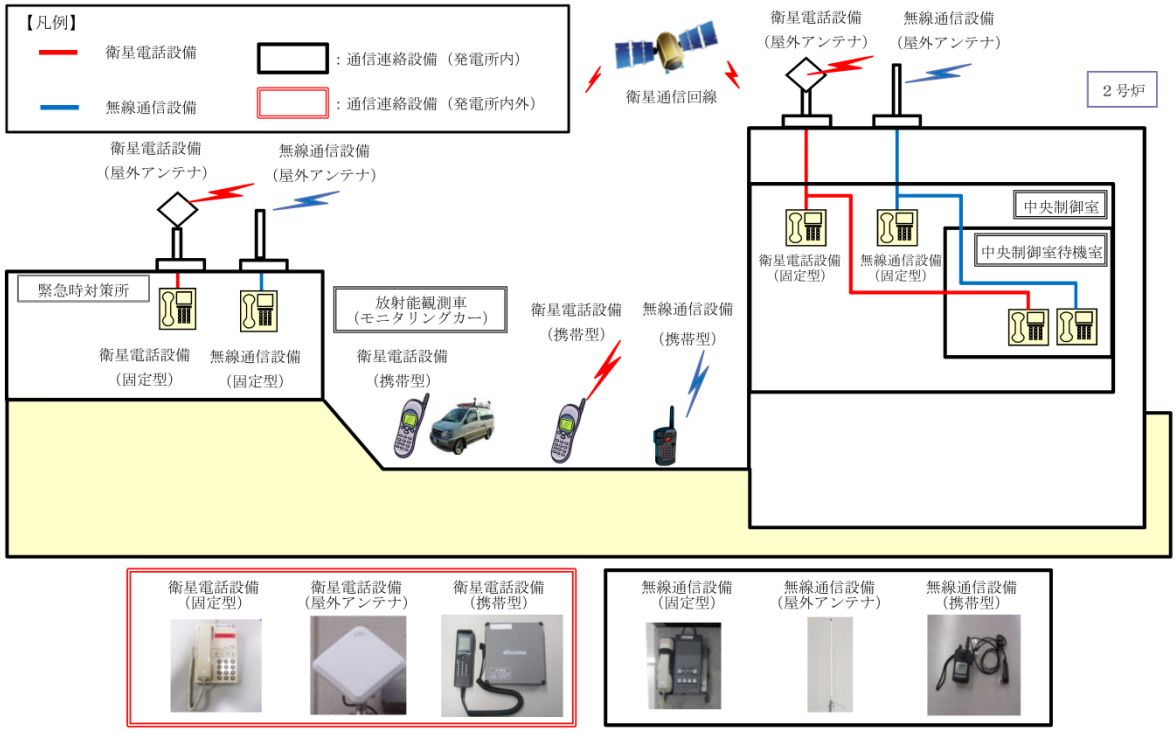
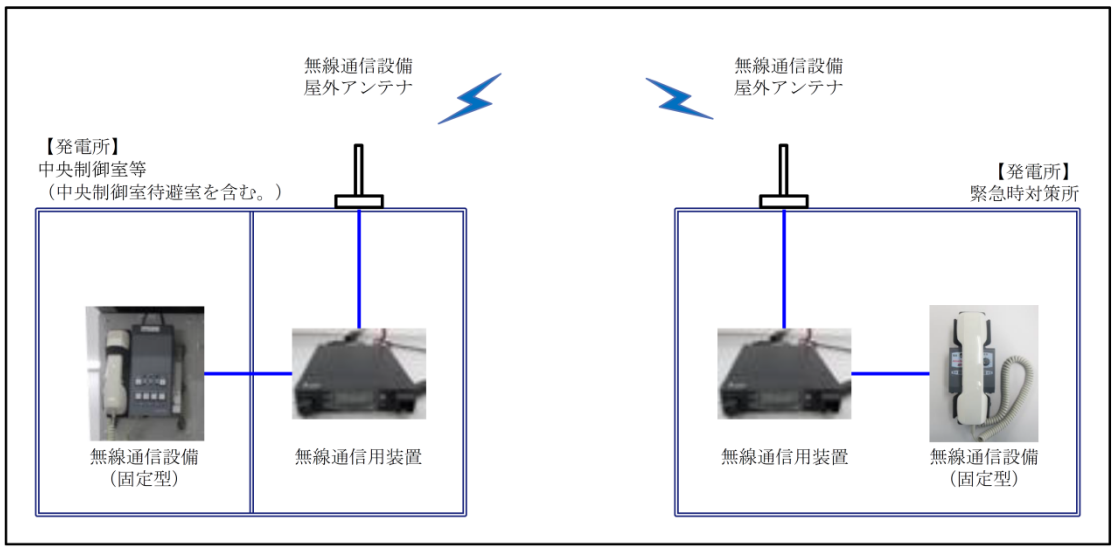


図 59－5－4　無線通信設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要

○無線通信設備（固定型）　試験・検査内容

【試験構成】

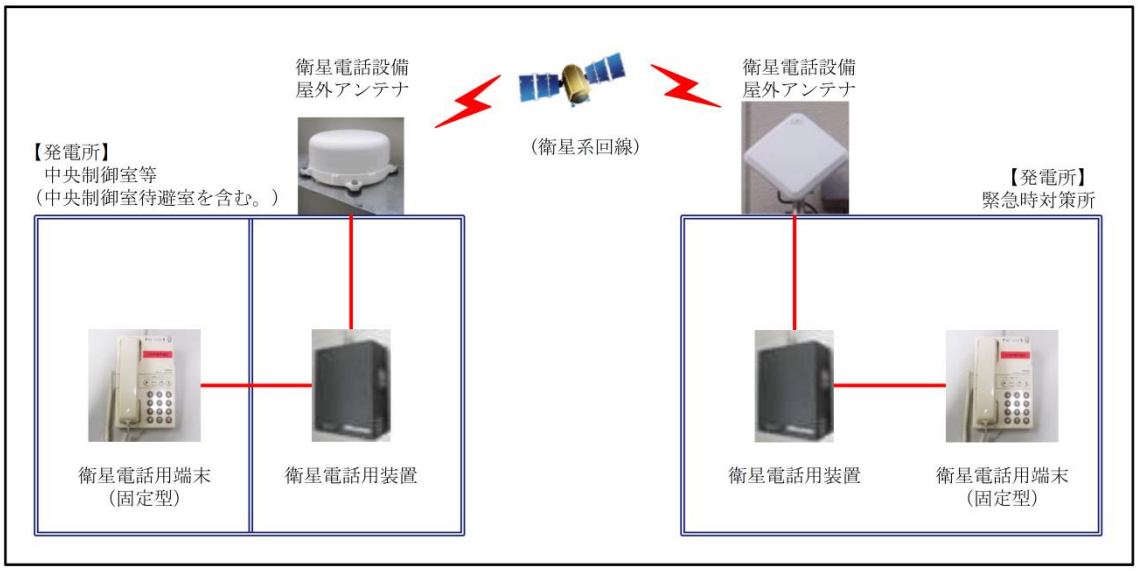


※　試験区間　：　中央制御室（中央制御室待避室を含む。）　～　緊急時対策所

図 59－5－5　無線通信設備（固定型）　試験・検査構成

○衛星電話設備（固定型）　試験・検査内容

【試験構成】



※　試験区間　：　中央制御室（中央制御室待避室を含む。）　～　緊急時対策所

図 59－5－6　衛星電話設備（固定型）　試験・検査構成

○プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の試験及び検査について

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）における試験及び検査は表59－5－5のとおりである。

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の概要を図59－5－7に，試験・検査構成を図59－5－8に示す。

表59－5－5　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の試験・検査

原子炉の状態	項目	試験・検査項目
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認

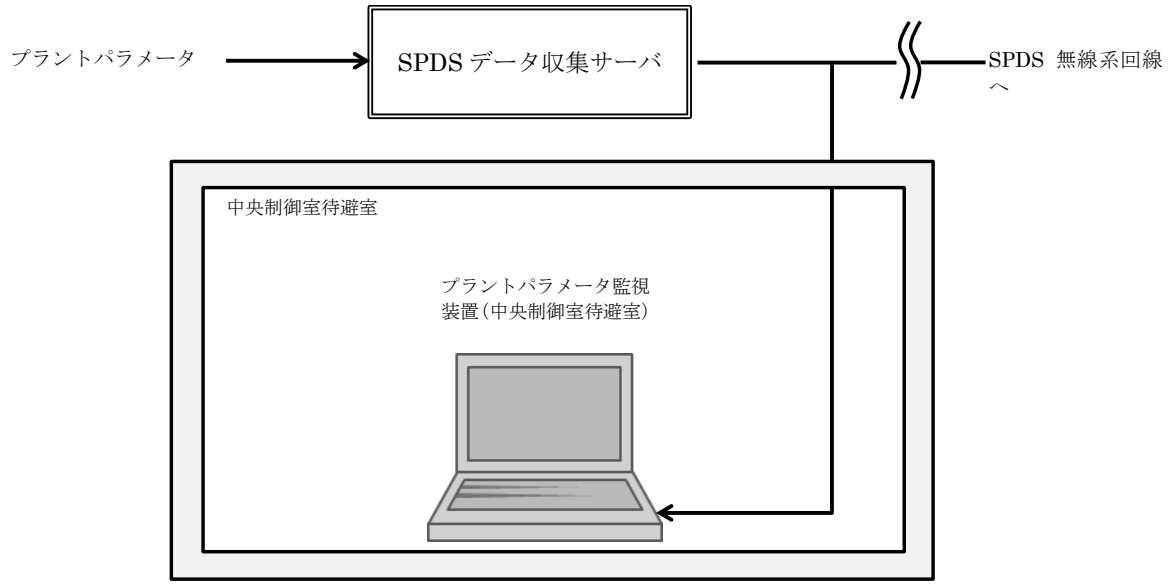


図59－5－7　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の概要

○プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）　試験・検査内容

【試験構成】

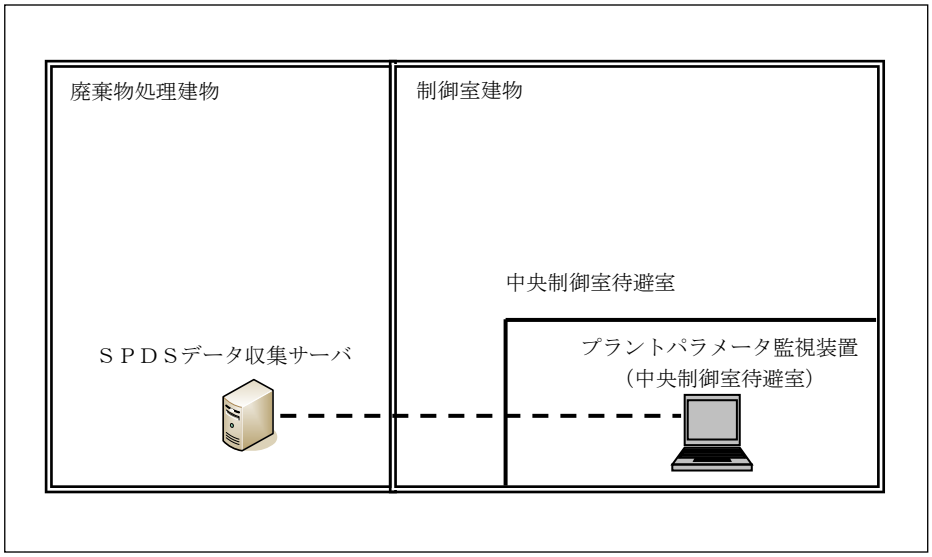


図 59－5－8　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）試験・検査構成

○酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験及び検査について

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，原子炉の運転中又は停止中に表 59－5－6 に示す試験検査が可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の外観図を図 59－5－9 に示す。

表 59－5－6　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	校正ガスによる性能試験
	外観検査	外観の確認



酸素濃度計　　二酸化炭素濃度計

図 59－5－9　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の外観図

○中央制御室換気系及び非常用ガス処理系の試験検査について

中央制御室換気系及び非常用ガス処理系は，原子炉の運転中又は停止中に表59－5－6及び表59－5－7に示す試験検査が可能な設計とする。

表59－5－6　中央制御室換気系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの運転性能の確認
	外観検査	中央制御室換気系の表面状態の外観確認
停止中	機能・性能試験	再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンの運転性能の確認 中央制御室の正圧化試験
	分解検査	再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観確認	中央制御室換気系の表面状態の外観確認

表59－5－7　非常用ガス処理系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	非常用ガス処理系排気ファン部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	非常用ガス処理系排気ファンの外観の確認

○中央制御室換気系及び非常用ガス処理系の点検計画について

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

中央制御室換気系及び非常用ガス処理系の点検計画を表 59－5－8 に示す。

表 59－5－8　中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画（１／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 59－5－8　中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画（２／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 59－5－8　中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画（３／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 59－5－8　中央制御室換気系及び非常用ガス処理系点検計画（４／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

中国電力株式会社

島根原子力発電所第２号機

第 17 保全サイクル定期事業者検査要領書

（第２次改正）

プラント長期停止に伴う再検査

施　設　名：原子炉格納施設
検　査　名：非常用ガス処理系機能検査
要領書番号：Ｓ２－１７－Ⅱ－２７

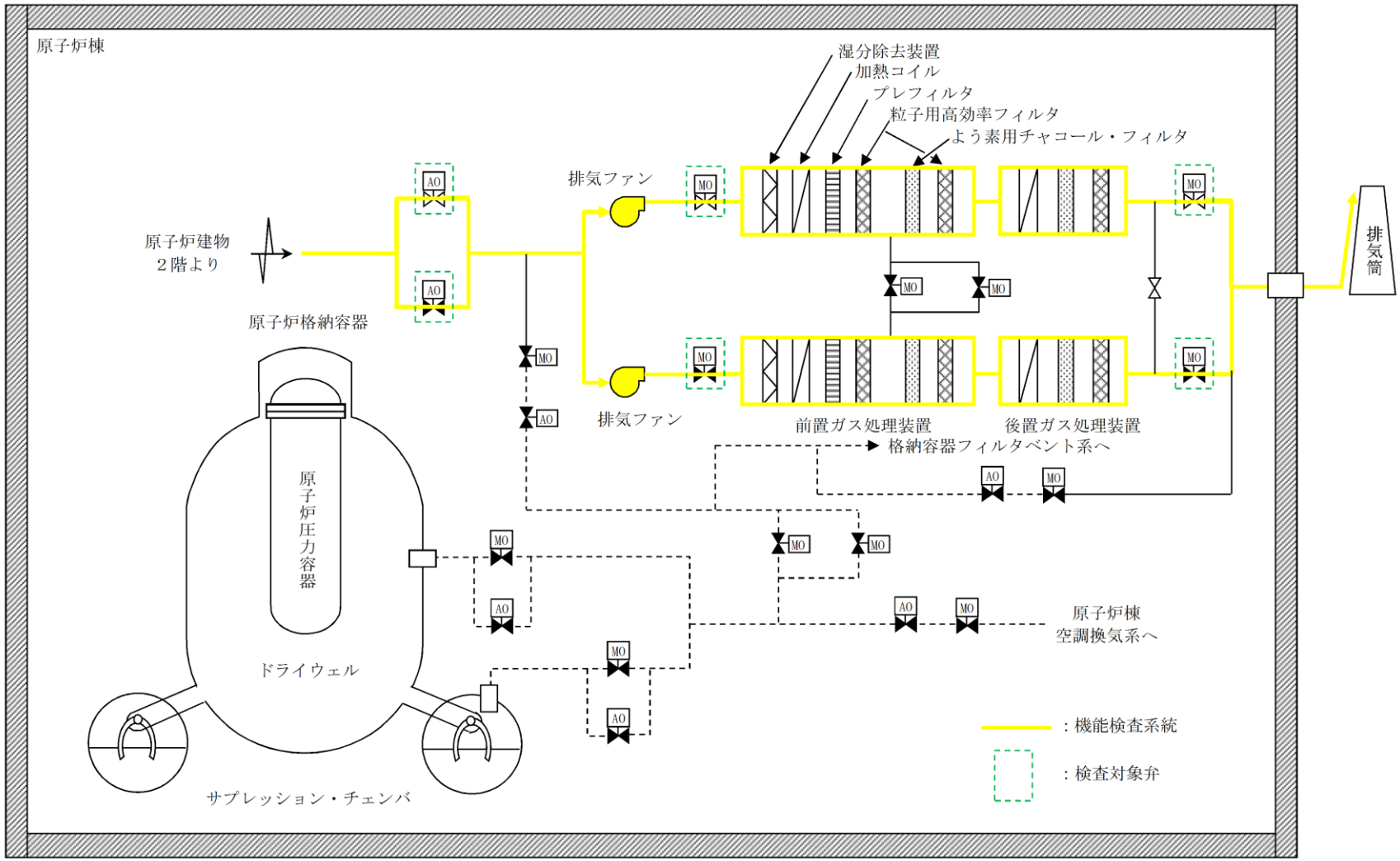


図 59－5－10　非常用ガス処理系　機能検査系統図

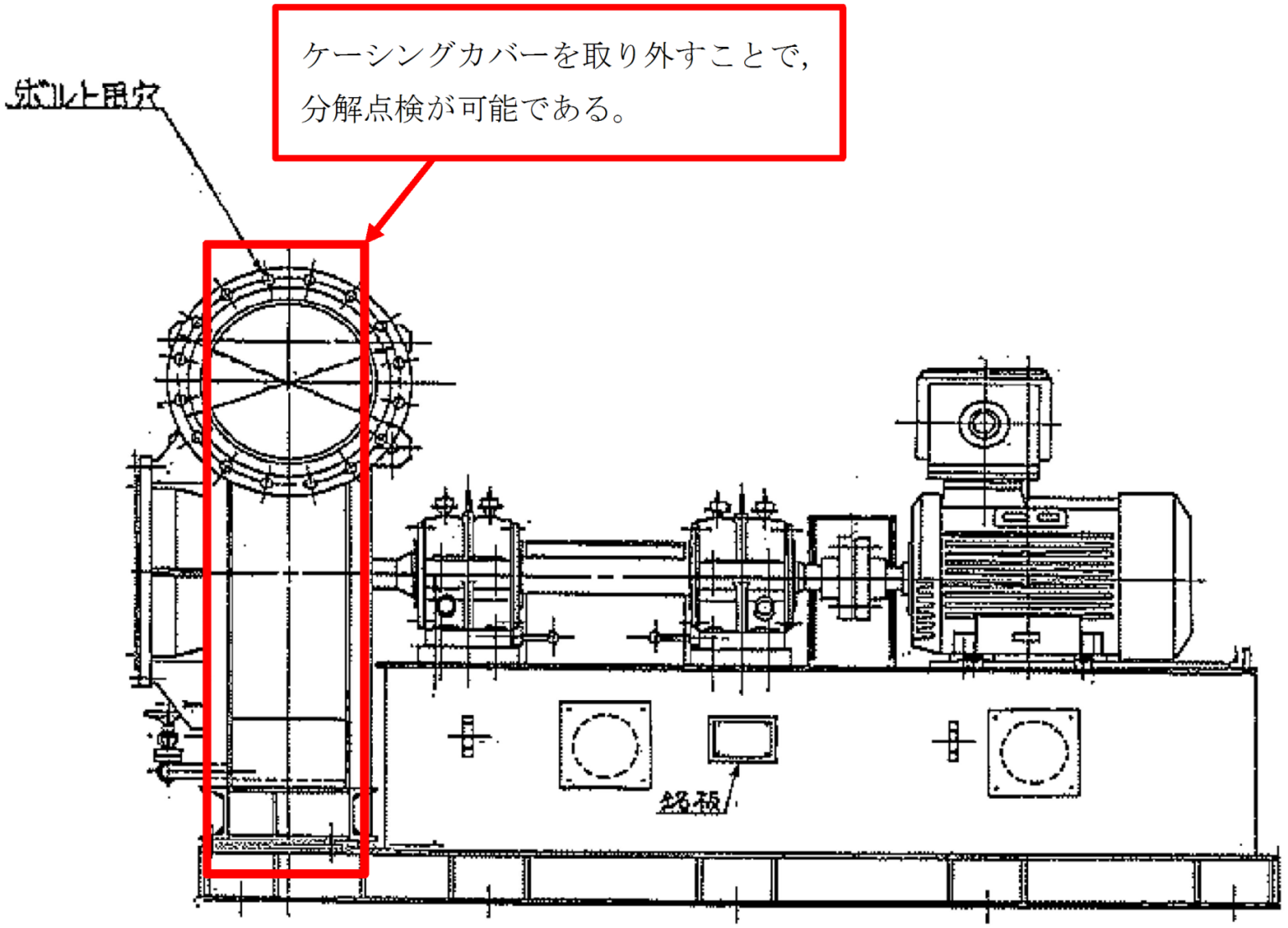


図 59－5－11　非常用ガス処理系排気ファン　構造図

○原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉の運転中又は停止中に表 59－5－9 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59－5－9　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の試験検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の外観の確認
停止中	機能・性能試験	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の動作状態の確認

○中央制御室差圧計及び待避室差圧計の試験検査について

中央制御室差圧計及び待避室差圧計は，原子炉の運転中又は停止中に表 59－5－10 に示す試験検査が可能な設計とする。

表 59－5－10　中央制御室差圧計及び待避室差圧計の試験検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	差圧計単体の点検・校正 正圧化機能確認時の性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

59-6

容量設定根拠

名称		中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化差圧
中央制御室／ 隣接区画の正圧化差圧	Pa	20
中央制御室待避室／ 隣接区画の正圧化差圧	Pa	10

【設　定　根　拠】

中央制御室及び中央制御室待避室正圧化バウンダリは，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，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。

1.　中央制御室

重大事故等時の室内の温度を中央制御室のある制御室建物の設計最高温度 40℃，中央制御室バウンダリ外である隣接区画の外気の設計最低温度－8.7℃と仮定すると，中央制御室の階層高さは最大 5.2m であるため，以下のとおり約 11Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。

⊿P＝{(－8.7℃の乾き空気密度)－(＋40℃の乾き空気密度)}×階層高さ

＝（1.335－1.127）×5.2

＝1.082 kg/m^2（≒11Pa）

このため，中央制御室正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 59－6－1 のように，外気に対して＋20Pa 以上とする。

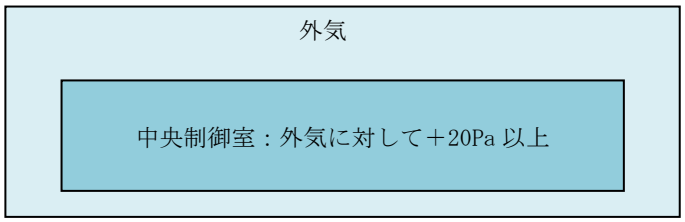


図 59－6－1　中央制御室　正圧化圧力

2.　中央制御室待避室

重大事故等時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室のある制御室建物の設計最高温度40℃，隣接区画を外気の設計最低温度－8.7℃と仮定すると，中央制御室待避室の階層高さは最大約 2.5m であるため，以下のとおり約６Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。

⊿P＝{(－8.7℃の乾き空気密度)－(＋40℃の乾き空気密度)}×階層高さ

＝（1.335－1.127）×2.5

＝0.52 kg/m^2（≒６Pa）

このため，中央制御室待避室の正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して中央制御室に対して＋10Pa 以上 とする。

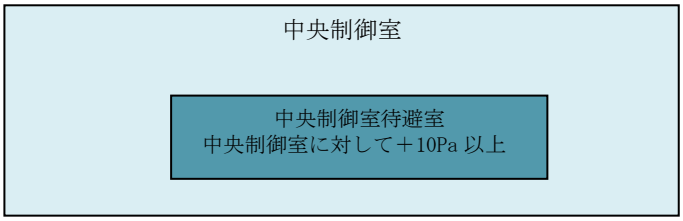


図 59－6－2　中央制御室待避室　正圧化圧力

名称		中央制御室換気系 （再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン）
台数	台	1（予備1）
容量	m^3/h/台	17,500 以上 （再循環用ファン：120,000, チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン：32,000）

【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＝10 名

・許容二酸化炭素濃度：C＝0.5%（JEAC4622-2009）

・大気二酸化炭素濃度：C_0＝0.03%（空気調和・衛生工学便覧）

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

・必要換気量：Q_1＝100×M×n／（C－C_0）m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×10÷(0.5－0.03)

＝46.81

≒46.9m^3/h

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：n＝10 名

・吸気酸素濃度：a＝20.95%（空気調和・衛星工学便覧）

・許容酸素濃度：b＝18%（労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則）

・成人の呼吸量：c＝0.48m^3/h/人（空気調和・衛生工学便覧）

・乾燥空気換算酸素濃度：d＝16.4%（空気調和・衛生工学便覧）

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

Q_1＝0.48×(20.95－16.4)×10÷(20.95－18.0)

＝7.40

≒7.5m^3/h

【設　定　根　拠】（続き）

③正圧化に必要な空気供給量

中央制御室を正圧化するために必要となる空気供給量は，中央制御室換気系差圧試験にて測定し決定する。また，大気間差圧は，大気圧基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は，大気圧基準点高さに補正算出した。

試験結果を図 59－6－3 に示す。中央制御室内を外気より＋20Pa 以上で正圧化する必要風量は［　　］m^3/h 以上となる。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 17,500m^3/h とする。

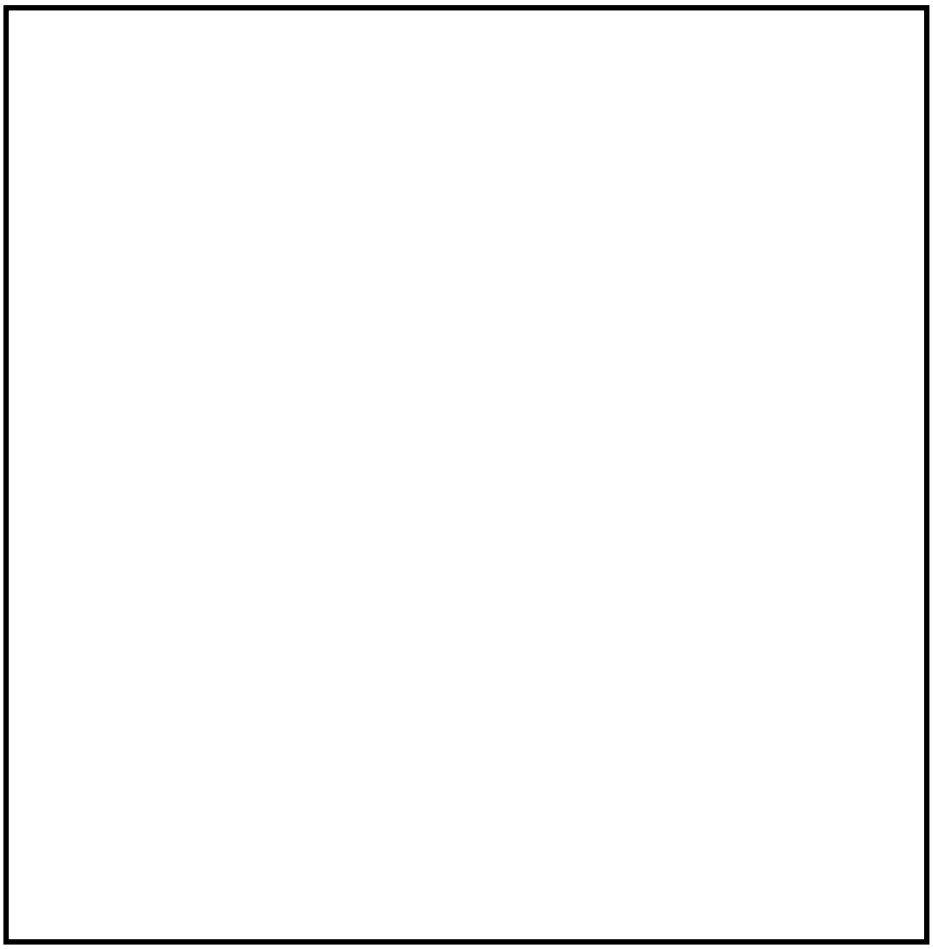


図 59－6－3　中央制御室の気密性能試験結果

以上より，「③正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 17,500 m^3/h とする。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名　　称		中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）
本数	本	15 以上（注１），（50（注２））
容量	L/本	50.0
充填圧力	MPa	約 20（35℃）
機器仕様に関する注意		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＝5 名

・許容二酸化炭素濃度：C＝1.0%※（鉱山保安法施行規則）

・大気二酸化炭素濃度（空気ボンベの二酸化炭素濃度）：C_0＝0.03%（空気調和・衛生工学便覧）

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

・必要換気量：Q_1＝100×M×n／（C－C_0）m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

Q_1＝100×0.022×５÷(1.0－0.03)

＝11.35

≒11.4m^3/h

②酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数：n＝５名

・吸気酸素濃度：a＝20.95%（空気調和・衛星工学便覧）

・許容酸素濃度：b＝19%※（鉱山保安法施行規則）

・成人の呼吸量：c＝0.48m^3/h/人（空気調和・衛生工学便覧）

・乾燥空気換算酸素濃度：d＝16.4%（空気調和・衛生工学便覧）

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

Q_1＝0.48×(20.95－16.4)×５÷(20.95－19.0)

＝5.6

≒5.6m^3/h

以上より，空気ボンベ正圧化時に，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 11.4m^3/h 以上とする。

【設　定　根　拠】（続き）

※　許容二酸化炭素濃度,許容酸素濃度

空気ボンベを使用する場合は,希ガス等の放射性物質を含む外気が侵入しないようにするための防護措置であり，中央制御室待避室が密閉された限られた環境であるため，同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める許容二酸化炭素濃度 1.0%以下，許容酸素濃度 19%以上とする。

（２）必要ボンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間正圧化する必要最低限のボンベ本数は二酸化炭素濃度基準換気量の 11.4m^3/h 及びボンベ供給可能空気量 8.0m^3/本から下記のとおり 15 本となる。

・ボンベ初期充填圧力：19.6MPa（at 35℃）
・ボンベ内容積：50.0L
・圧力調整弁最低制御圧力：1.0MPa
・ボンベ供給可能空気量：8.0m^3/本（at 0℃）
・待避中ボンベ使用時間：10 時間
・待避前ボンベ使用時間：20 分※

※格納容器ベント実施予測時刻の 20 分前にボンベ使用を開始する。

以上より，必要ボンベ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

11.4m^3/h÷8.0m^3/本×10 時間 20 分
＝14.7
≒15 本

設備の公称値としては予備を含めて合計で 50 本を設置する。

また，中央制御室待避室においては，上記の 11.4m^3/h で必要差圧が 10Pa 以上確保可能な気密性を有する設計とする。

名称		無線通信設備（固定型）
台数	台	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正圧化した中央制御室待避室に待避した場合においても，無線通信設備（固定型）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。

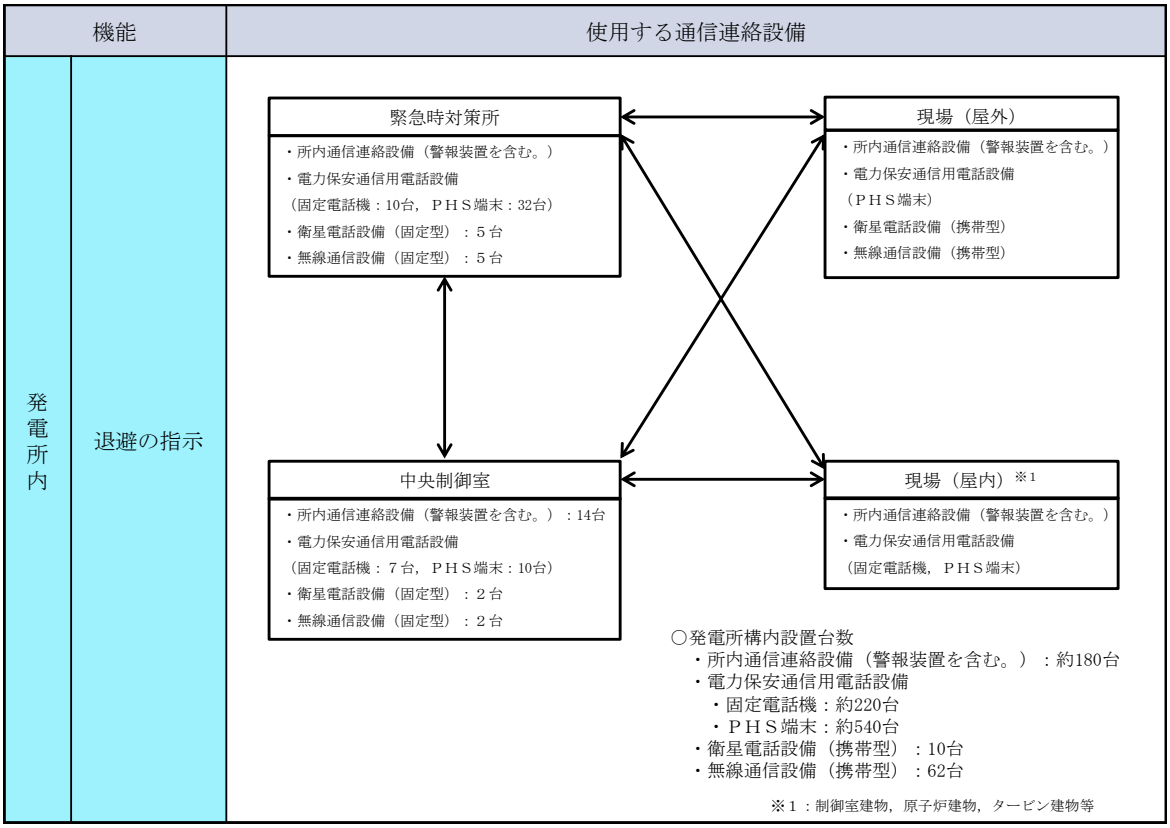


図 59－6－4　機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		衛星電話設備（固定型）
台数	台	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正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（固定型）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。

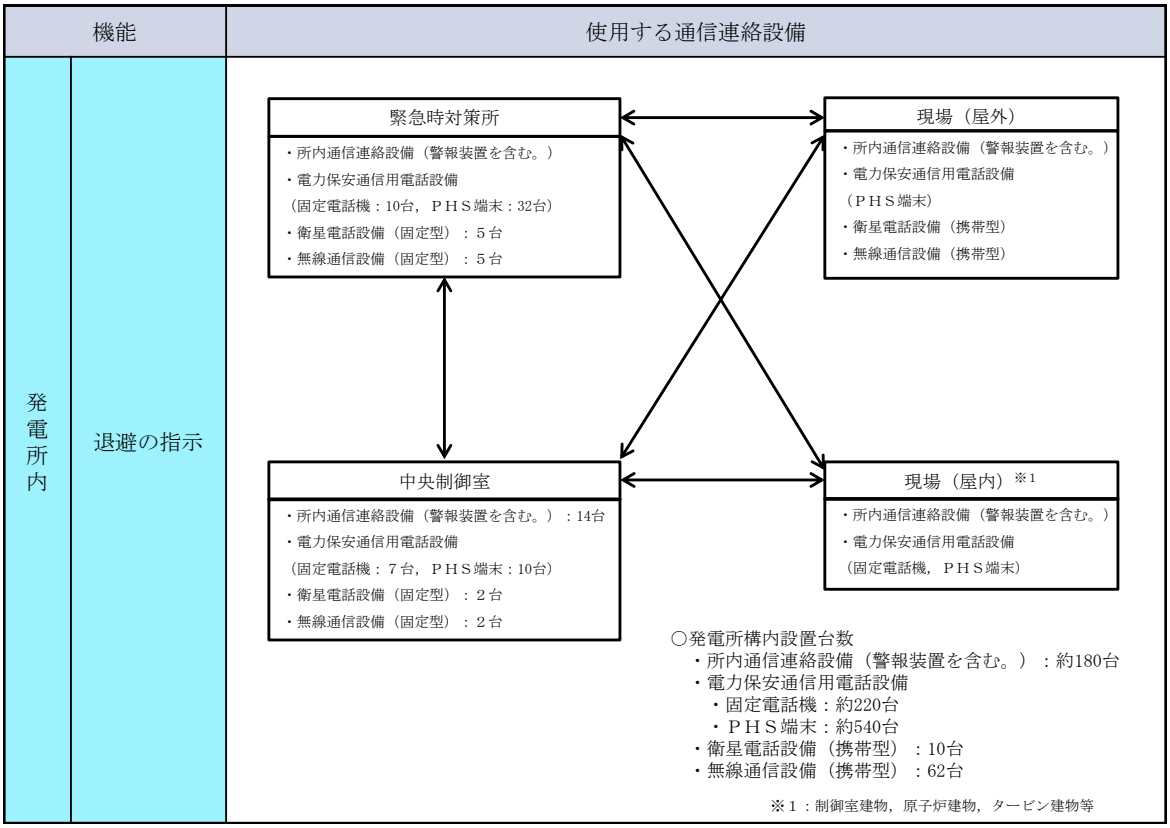


図 59－6－5　機能毎に必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）
台数	台	1（予備1）

【設　定　根　拠】

プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室待避室に待避中に継続的にプラントパラメータを監視するために必要なデータの表示が可能な設計とする。

表 59－6－1　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）で確認できるパラメータ

（1／6）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭ（平均値）
	平均出力領域計装　ＣＨ１
	平均出力領域計装　ＣＨ２
	平均出力領域計装　ＣＨ３
	平均出力領域計装　ＣＨ４
	平均出力領域計装　ＣＨ５
	平均出力領域計装　ＣＨ６
	中性子源領域計装　ＣＨ21
	中性子源領域計装　ＣＨ22
	中性子源領域計装　ＣＨ23
	中性子源領域計装　ＣＨ24
	ＩＲＭレベル　ＣＨ11
	ＩＲＭレベル　ＣＨ12
	ＩＲＭレベル　ＣＨ13
	ＩＲＭレベル　ＣＨ14
	ＩＲＭレベル　ＣＨ15
	ＩＲＭレベル　ＣＨ16
	ＩＲＭレベル　ＣＨ17
	ＩＲＭレベル　ＣＨ18
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力
	Ａ－原子炉圧力
	Ｂ－原子炉圧力
	原子炉圧力（ＳＡ）
	原子炉水位（広帯域）
	Ａ－原子炉水位（広帯域）
	Ｂ－原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
	Ａ－原子炉水位（燃料域）
	Ｂ－原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（ＳＡ）
	Ａ　ＳＲ弁　開
	Ｂ　ＳＲ弁　開
	Ｃ　ＳＲ弁　開
	Ｄ　ＳＲ弁　開
	Ｅ　ＳＲ弁　開
	Ｆ　ＳＲ弁　開
	Ｇ　ＳＲ弁　開
	Ｈ　ＳＲ弁　開
	Ｊ　ＳＲ弁　開
	Ｋ　ＳＲ弁　開
	Ｌ　ＳＲ弁　開
	Ｍ　ＳＲ弁　開

【設定根拠】（続き）

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
	高圧原子炉代替注水流量
	Ａ－残留熱除去ポンプ出口流量
	Ｂ－残留熱除去ポンプ出口流量
	Ｃ－残留熱除去ポンプ出口流量
	Ａ－残留熱除去ポンプ出口圧力
	Ｂ－残留熱除去ポンプ出口圧力
	Ｃ－残留熱除去ポンプ出口圧力
	残留熱代替除去系原子炉注水流量
	Ａ－残留熱除去系熱交換器入口温度
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器入口温度
	Ａ－残留熱除去系熱交換器出口温度
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器出口温度
	Ａ－残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	6.9KV 系統電圧（Ａ）
	6.9KV 系統電圧（Ｂ）
	6.9KV 系統電圧（Ｃ）
	6.9KV 系統電圧（Ｄ）
	6.9KV 系統電圧（ＨＰＣＳ）
	Ａ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉
	Ｂ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉
	Ａ－原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	Ｂ－原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	Ａ－低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	Ｂ－低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	Ａ－低圧原子炉代替注水流量
	Ｂ－低圧原子炉代替注水流量
	Ａ－低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
	Ｂ－低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
	低圧原子炉代替注水槽水位
	ＨＰＣＳ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧
	ＳＡ－Ｌ／Ｃ電圧
	Ａ－再循環ポンプ入口温度
	Ｂ－再循環ポンプ入口温度
原子炉格納容器内の状態確認	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）
	Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）
	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
	Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）

【設定根拠】（続き）

（３／６）

目的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	ドライウェル圧力（広域）
	Ａ－ドライウェル圧力（ＳＡ）
	Ｂ－ドライウェル圧力（ＳＡ）
	Ａ－サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	Ｂ－サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	サプレッション・プール水位
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）
	Ａ－サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
	Ｂ－サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
	サプレッション・プール水温度（ＭＡＸ）
	Ａ－サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
	Ｂ－サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
	Ａ－格納容器水素濃度
	Ｂ－格納容器水素濃度
	格納容器水素濃度（ＳＡ）
	Ａ－格納容器酸素濃度
	Ｂ－格納容器酸素濃度
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）
	Ａ－ＣＡＭＳドライウェル選択
	Ｂ－ＣＡＭＳドライウェル選択
	ドライウェル温度（トップヘッド部）
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（上部）
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（上部）
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（中部）
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（中部）
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（下部）
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（下部）
	ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋0.1m）
	ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋1.2m）
	Ａ－ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋2.4m）
	Ｂ－ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋2.4m）
	代替注水流量（常設）
	Ａ－格納容器代替スプレイ流量
	Ｂ－格納容器代替スプレイ流量
	Ａ－ペデスタル代替注水流量
	Ｂ－ペデスタル代替注水流量
	Ａ－ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
	Ｂ－ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	Ａ－ペデスタル温度（ＳＡ）
	Ｂ－ペデスタル温度（ＳＡ）
	Ａ－ペデスタル水温度（ＳＡ）
	Ｂ－ペデスタル水温度（ＳＡ）
	Ａ－残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	Ｂ－残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	ドライウェル水位（格納容器底面　－３ｍ）
	ドライウェル水位（格納容器底面　－１ｍ）
	ドライウェル水位（格納容器底面　＋１ｍ）

【設定根拠】（続き）

目的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ
	排気筒低レンジモニタ（Ａｃｈ）
	排気筒低レンジモニタ（Ｂｃｈ）
	主蒸気管放射線異常高トリップＡ１
	主蒸気管放射線異常高トリップＢ１
	主蒸気管放射線異常高トリップＡ２
	主蒸気管放射線異常高トリップＢ２
	格納容器内側隔離
	格納容器外側隔離
	Ａ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ｂ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ｃ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ｄ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ａ－主蒸気外側隔離弁全閉
	Ｂ－主蒸気外側隔離弁全閉
	Ｃ－主蒸気外側隔離弁全閉
	Ｄ－主蒸気外側隔離弁全閉
環境の状態確認	Ａ-ＳＧＴ自動起動
	Ｂ-ＳＧＴ自動起動
	ＳＧＴＳ高レンジモニタ
	ＳＧＴＳ低レンジモニタ（Ａｃｈ）
	ＳＧＴＳ低レンジモニタ（Ｂｃｈ）
	Ａ－原子炉建物外気差圧
	Ｂ－原子炉建物外気差圧
	Ｃ－原子炉建物外気差圧
	Ｄ－原子炉建物外気差圧
	放水路水モニタ
	風向（28.5ｍ－Ｕ）
	風向（130Ｍ－Ｄ，10 分間平均風向）
	風速（28.5ｍ－Ｕ）
	風速（130Ｍ－Ｄ，10 分間平均風速）
	大気安定度（10 分間平均）

【設定根拠】（続き）

（５／６）

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等確認	Ａ－ＡＤＳ作動
	Ｂ－ＡＤＳ作動
	ＲＣＩＣポンプ作動
	ＨＰＣＳポンプ作動
	Ａ－ＲＨＲポンプ作動
	Ｂ－ＲＨＲポンプ作動
	Ｃ－ＲＨＲポンプ作動
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－４Ａ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－４Ｂ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ａ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ｂ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ｃ　全閉
	全制御棒全挿入
	Ａ－給水流量
	Ｂ－給水流量
	ＬＰＣＳポンプ作動
	モードＳＷ運転
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋6710 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋5800 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋4500 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋2000 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端レベル）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端－1000 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（燃料プール温度）
	燃料プール水位（ＳＡ）
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（ＳＡ）
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（ＳＡ）

【設定根拠】（続き）

目的	対象パラメータ
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	第１ベントフィルタ出口水素濃度
	Ａ－第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	Ｂ－第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
	Ａ－スクラバ容器圧力
	Ｂ－スクラバ容器圧力
	Ｃ－スクラバ容器圧力
	Ｄ－スクラバ容器圧力
	Ａ１－スクラバ容器水位
	Ａ２－スクラバ容器水位
	Ｂ１－スクラバ容器水位
	Ｂ２－スクラバ容器水位
	Ｃ１－スクラバ容器水位
	Ｃ２－スクラバ容器水位
	Ｄ１－スクラバ容器水位
	Ｄ２－スクラバ容器水位
	Ａ－スクラバ容器温度
	Ｂ－スクラバ容器温度
	Ｃ－スクラバ容器温度
	Ｄ－スクラバ容器温度
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	Ａ－原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	Ｂ－原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	原子炉建物水素濃度（非常用ガス処理系吸込口）
	原子炉建物水素濃度（所員用エアロック室）
	原子炉建物水素濃度（ＳＲＶ補修室）
	原子炉建物水素濃度（ＣＲＤ補修室）
	原子炉建物水素濃度（トーラス室）
	Ｄ－静的触媒式水素処理装置入口温度
	Ｄ－静的触媒式水素処理装置出口温度
	Ｓ－静的触媒式水素処理装置入口温度
	Ｓ－静的触媒式水素処理装置出口温度

名 称			酸素濃度計，二酸化炭素濃度計
検知範囲	酸素	vol%	0.0～25.0
	二酸化炭素	ppm	0～10,000

【設　定　根　拠】

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

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

なお，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，中央制御室及び中央制御室待避室に設置するための各２個に，予備各１個を含めた合計各３個を中央制御室内に保管する。

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

鉱山保安法施行規則に基づき，空気中の酸素濃度 19%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，±0.5vol%の精度を有する設計とする。

1.2 二酸化炭素濃度

鉱山保安法施行規則に基づき，空気中の二酸化炭素濃度 1.0%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，±500ppm の精度を有する設計とする。

名 称		非常用ガス処理系排気ファン
容量	m^3/h/台	4,400 以上（注 1）（4,400（注 2））
原動機出力	kW/台	□ 以上（注 1）（22（注 2））
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設 定 根 拠】

非常用ガス処理系排気ファンは，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，原子建棟内を負圧に維持することを目的とし，事故時に原子炉建物原子炉棟内の気体を吸引し前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置を介して排気する。また，非常用ガス処理系排気ファンは，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，原子炉建物原子炉棟を水柱約 6mm の負圧に保ち，原子炉建物原子炉棟内空気の 100％を 1 日で処理する能力を有する。

非常用ガス処理系排気ファン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物内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において，原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに，主排気筒に沿って設ける排気管を通して原子炉建物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，前置ガス処理装置及び後置ガス処理装置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，「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（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」による）

1.容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する非常用ガス処理系排気ファンの容量は，原子炉建物原子炉棟空間容積（機器・配管の容積を除いた値）を 100％／day で処理できる容量として，4,400m^3/h/台以上とする。

非常用ガス処理系排気ファンを重大事故等時において使用する場合の容量は，設計基準対象施設と同様の使用方法であるため，4,400m^3/h/台以上とする。

公称値については要求される容量と同仕様として4,400m^3/h/台とする。

2.原動機出力の設定根拠

非常用ガス処理系排気ファンの原動機出力は，非常用ガス処理系排気ファンの定格風量点においての軸動力をもとに設定する。

定格風量点における非常用ガス処理系排気ファンの風量は 4,400m^3/h/台，静圧は□ kPa であり，そのときの非常用ガス処理系排気ファンの必要軸動力は，約□ kW となる。

上記から，非常用ガス処理系排気ファンの原動機出力は，必要軸動力を上回る原動機のメーカ標準出力とし，22kW/台とする。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

59-7

保管場所図

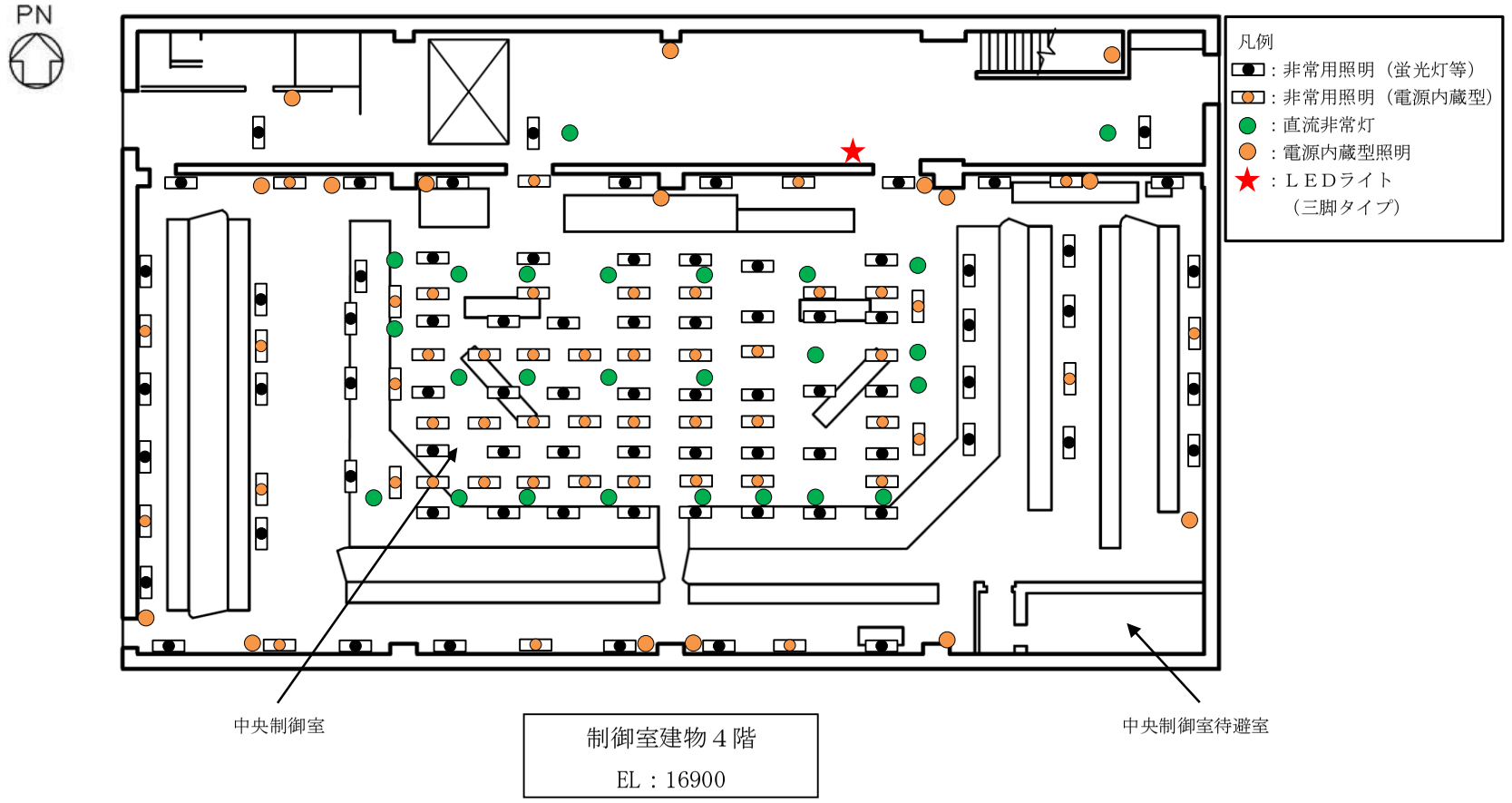


図59－7－1　ＬＥＤライト（三脚タイプ）　保管場所





酸素濃度計



二酸化炭素濃度計



ＬＥＤライト
（ランタンタイプ）



プラントパラメータ監視装置
（中央制御室待避室）

図 59－7－2　酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びプラントパラメータ監視装置　保管場所

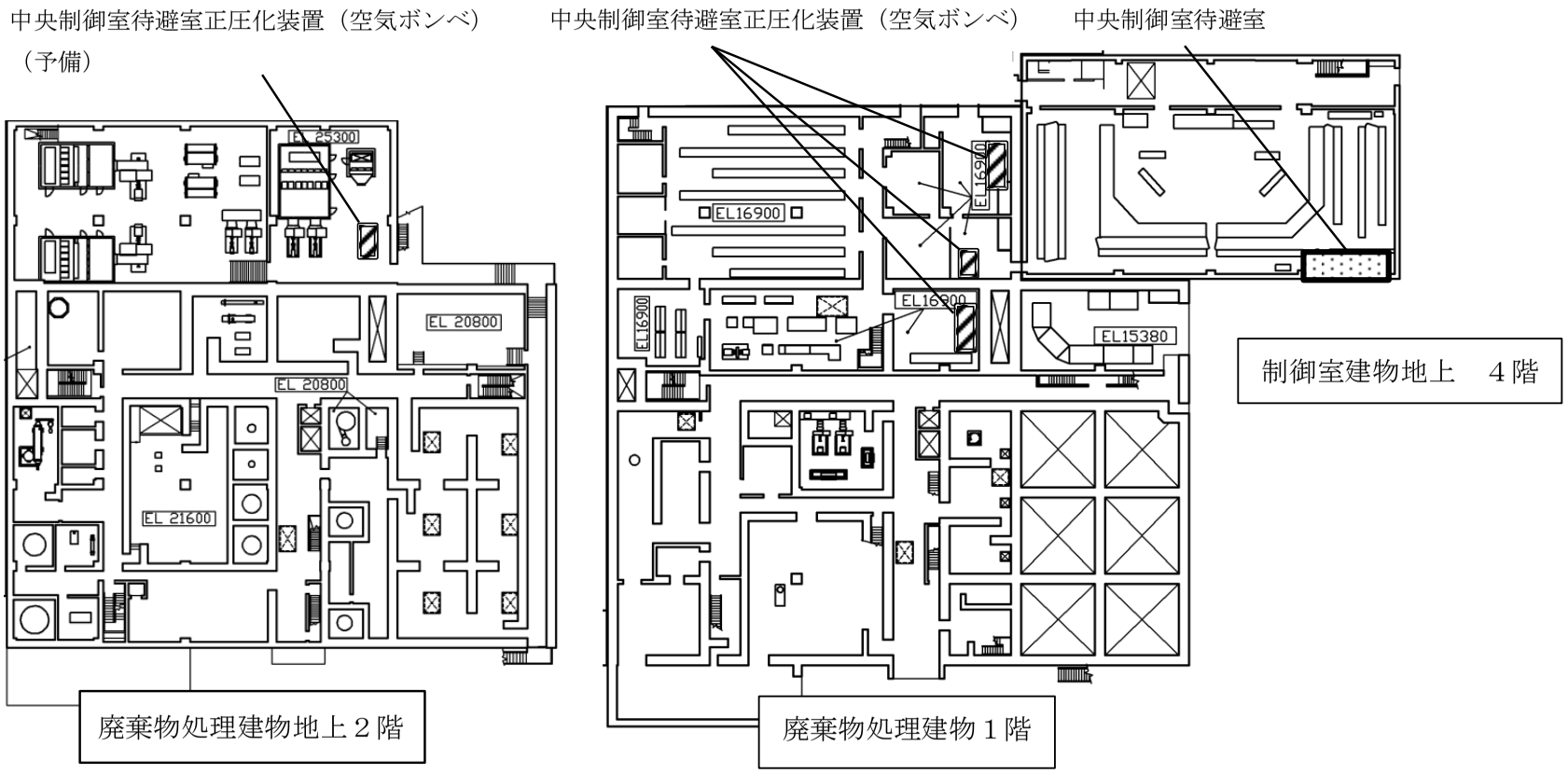


図59－7－3　中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）保管場所

59-8

アクセスルート図

［制御室建物地上４階・廃棄物処理建物地上１階］

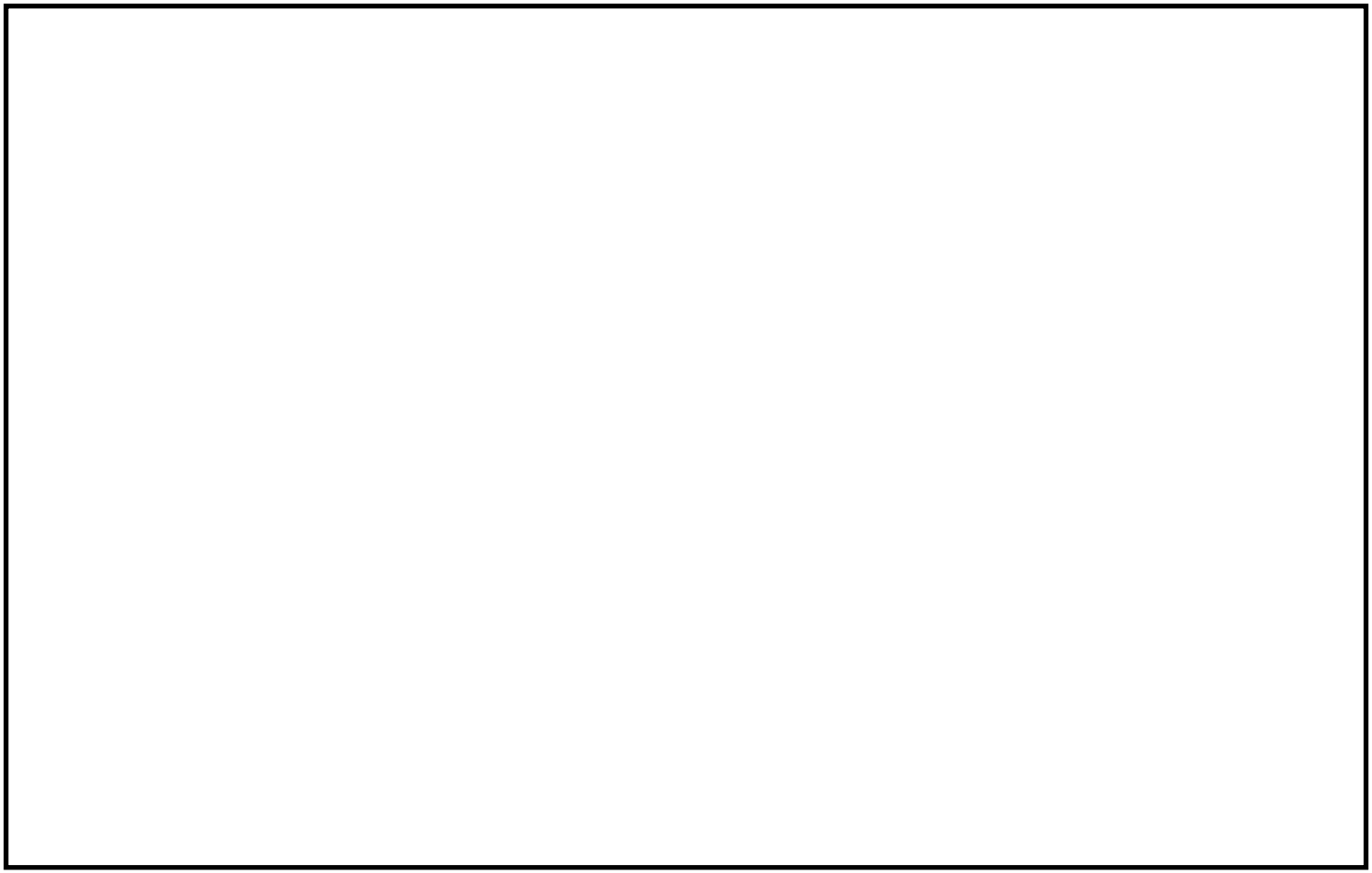


図 59－8－1　　現場操作アクセスルート（中央制御室換気系隔離運転及び加圧運転）（1/2）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

［廃棄物処理建物地上２階］

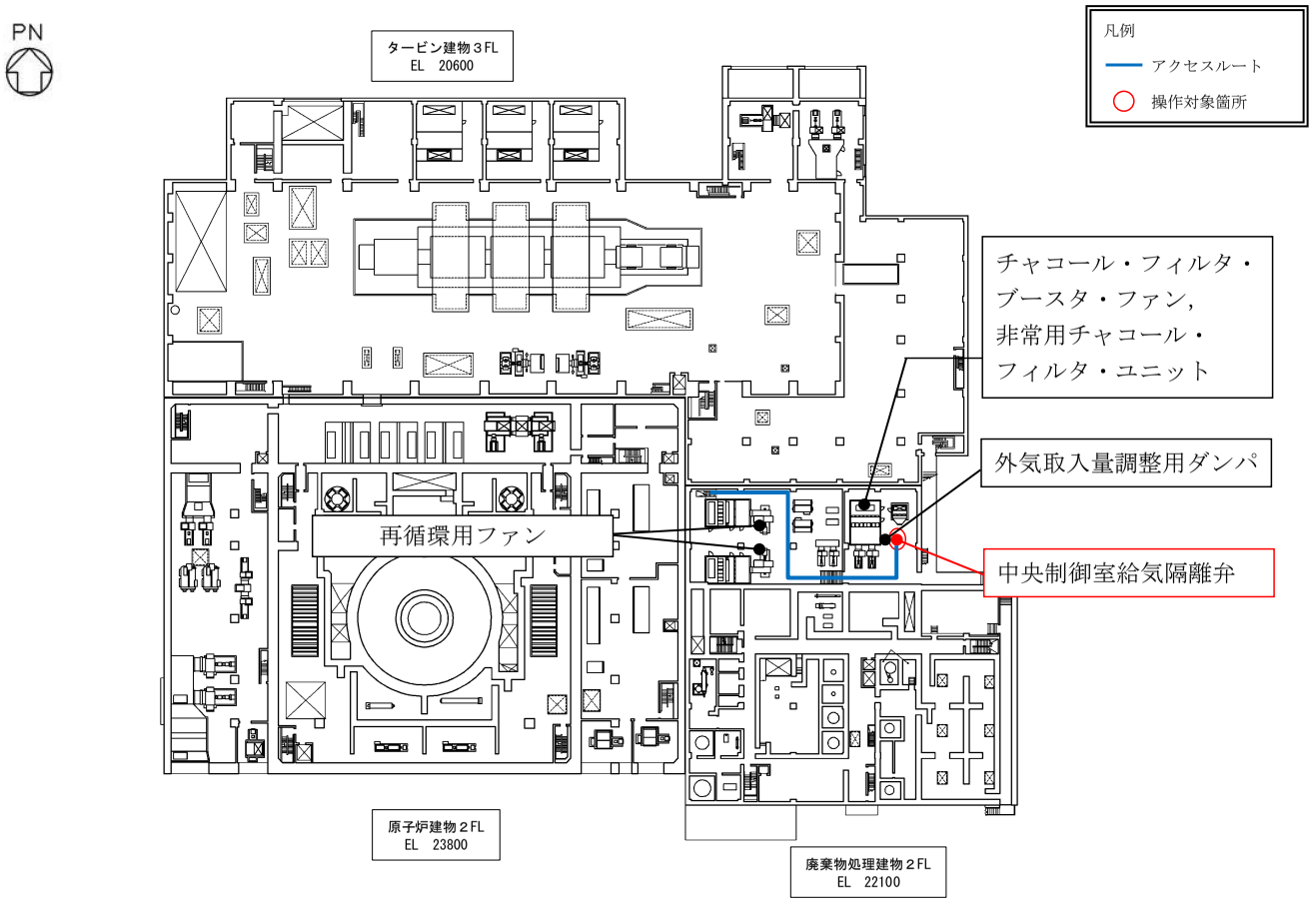


図 59－8－1　　現場操作アクセスルート（中央制御室換気系隔離運転及び加圧運転）（2/2）

[廃棄物処理建物地上１階・制御室建物地上４階]

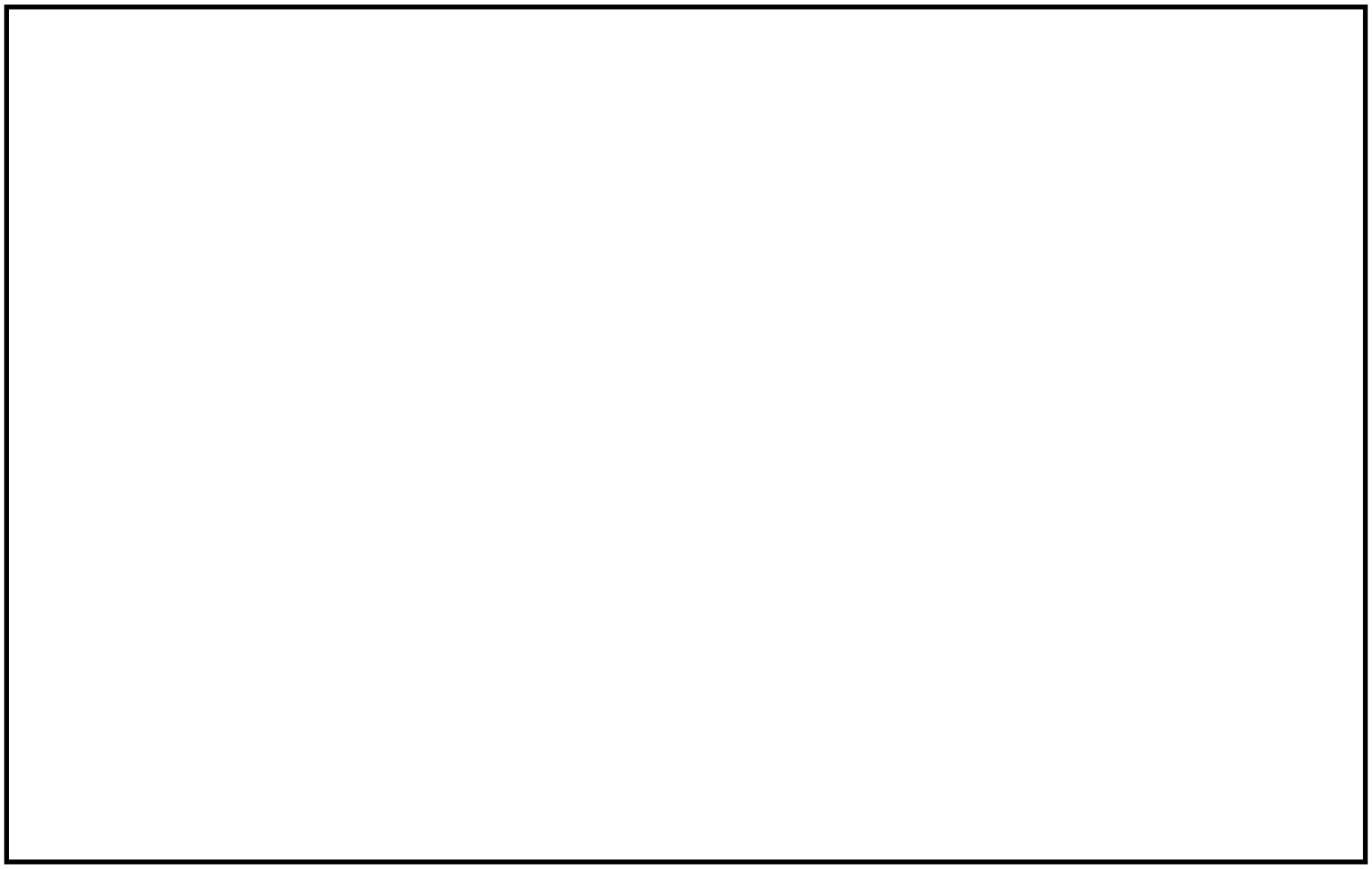


図 59－8－2　　現場操作アクセスルート（中央制御室待避室加圧準備操作）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

[制御室建物地上２階]

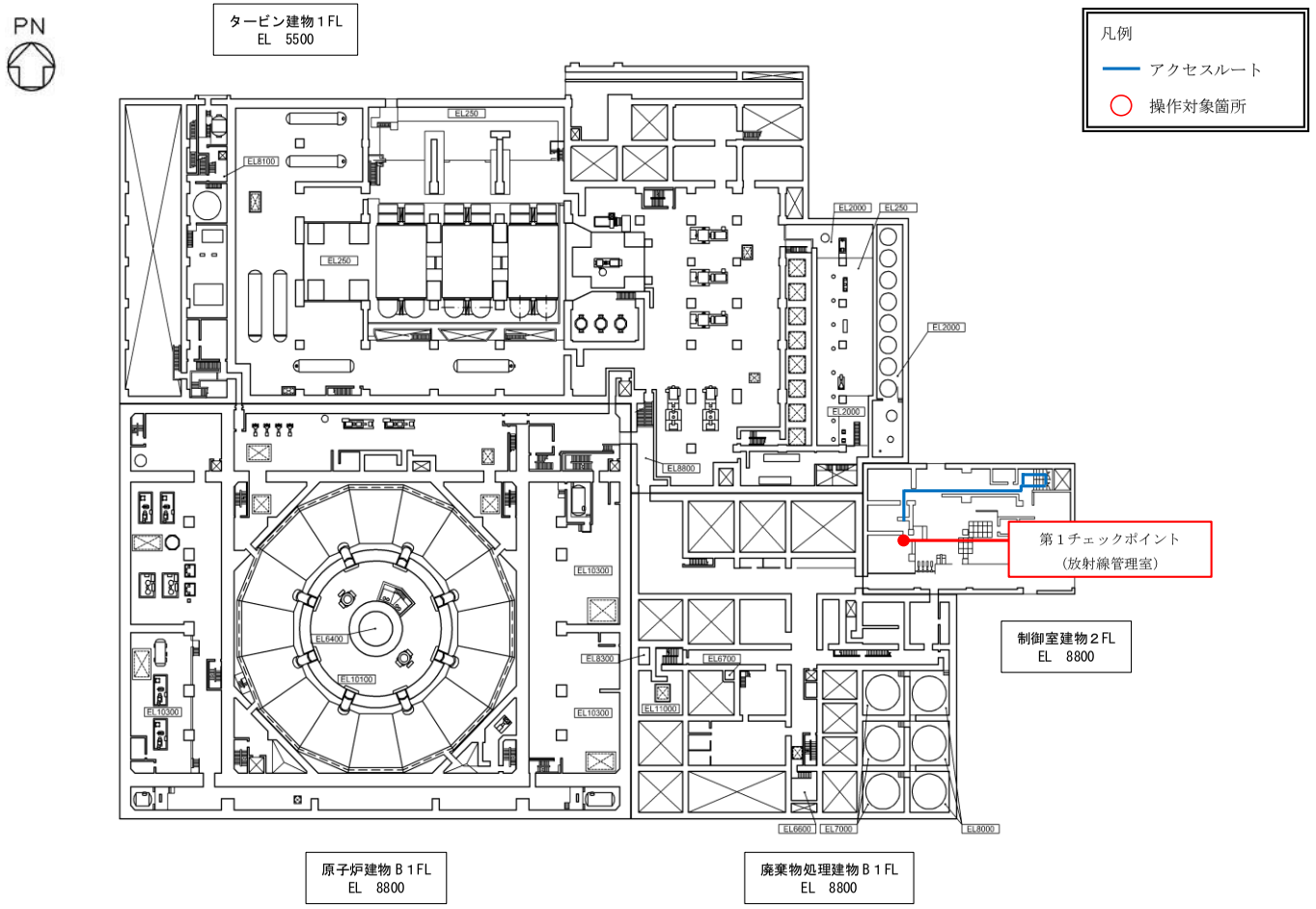


図 59－8－3　　現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）（1/3）

［制御室建物地上３階］

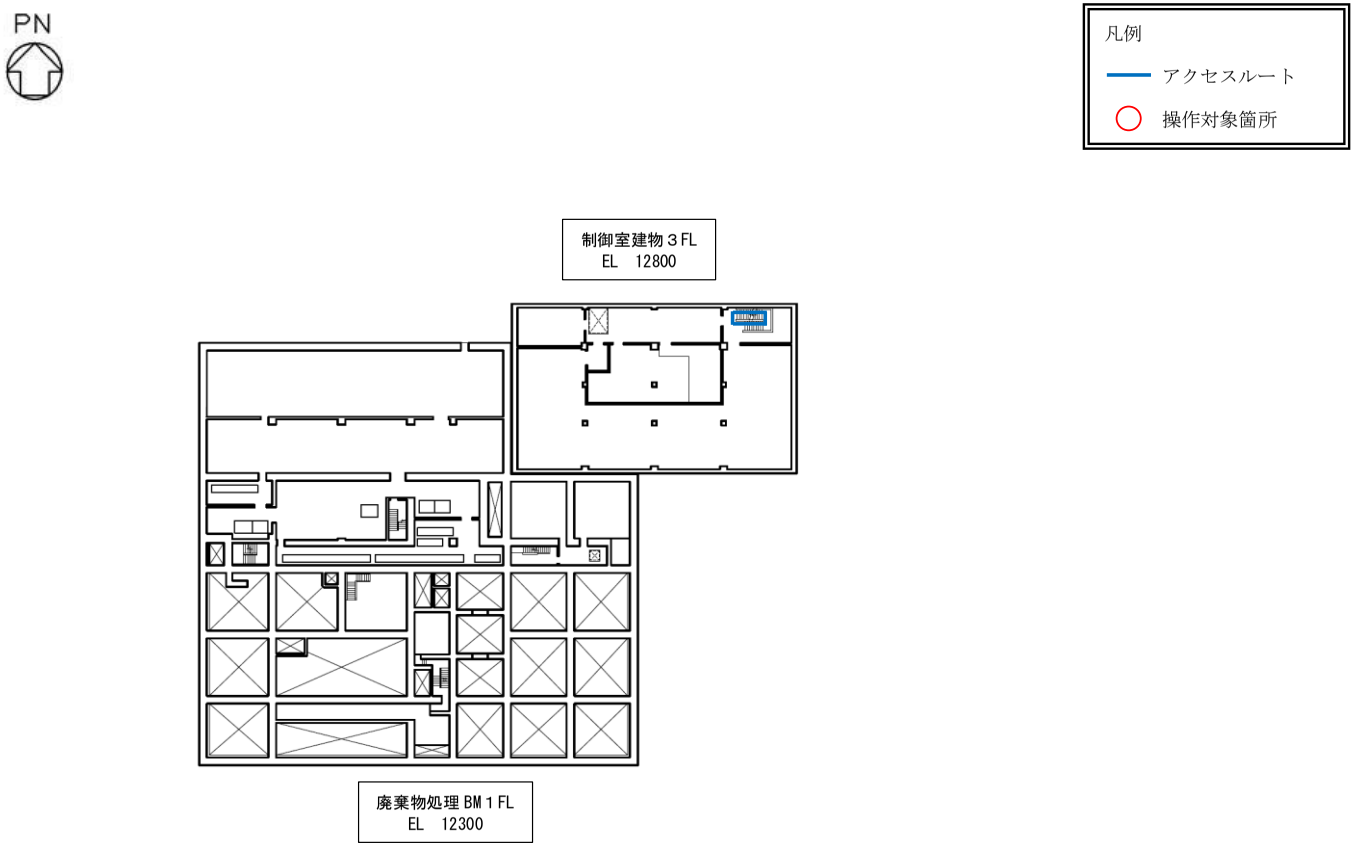


図 59－8－3　現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）(2/3)

［制御室建物地上４階］

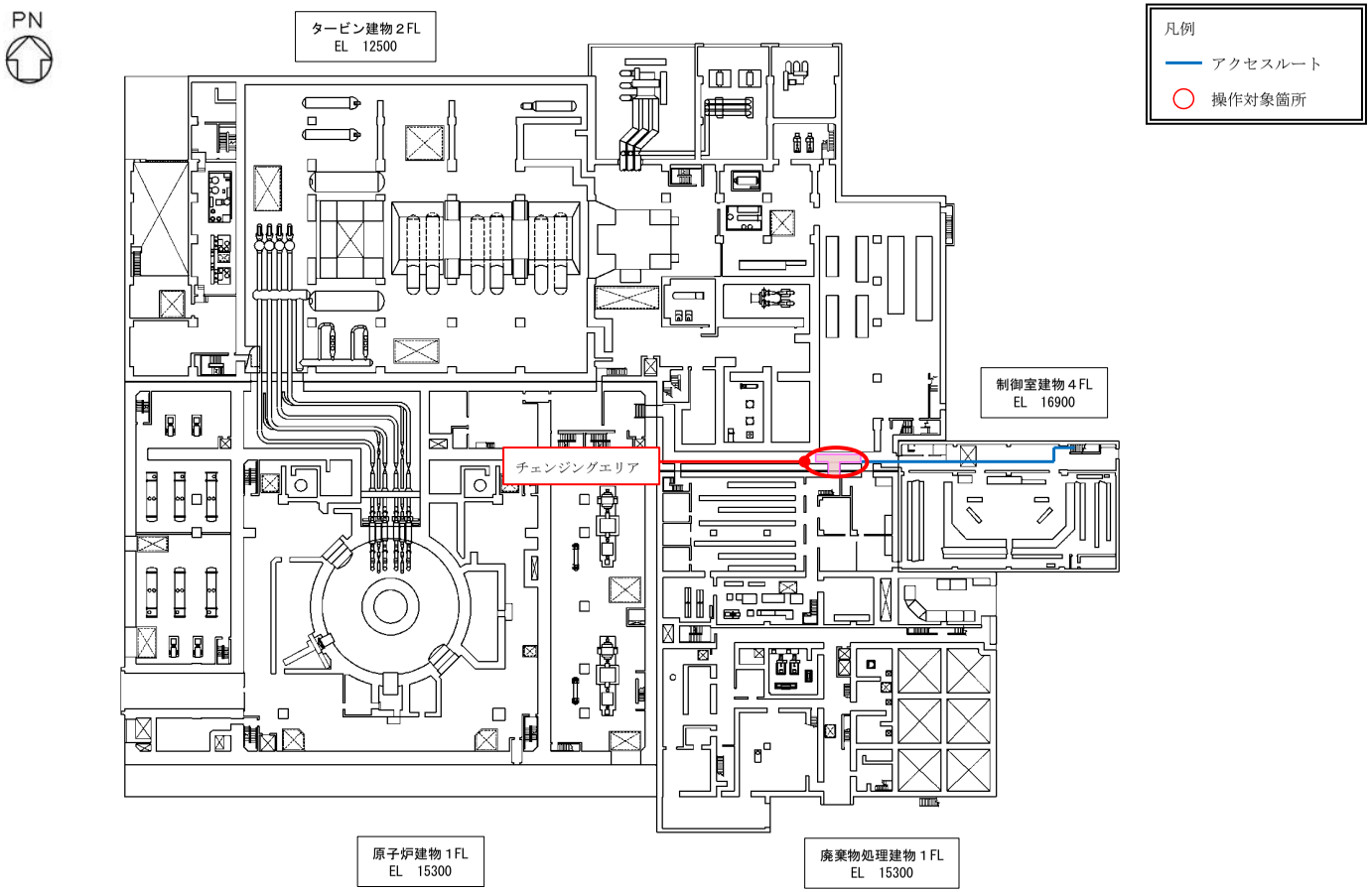


図 59－8－3　現場操作アクセスルート（チェンジングエリア）(3/3)

[原子炉建物地上１階]

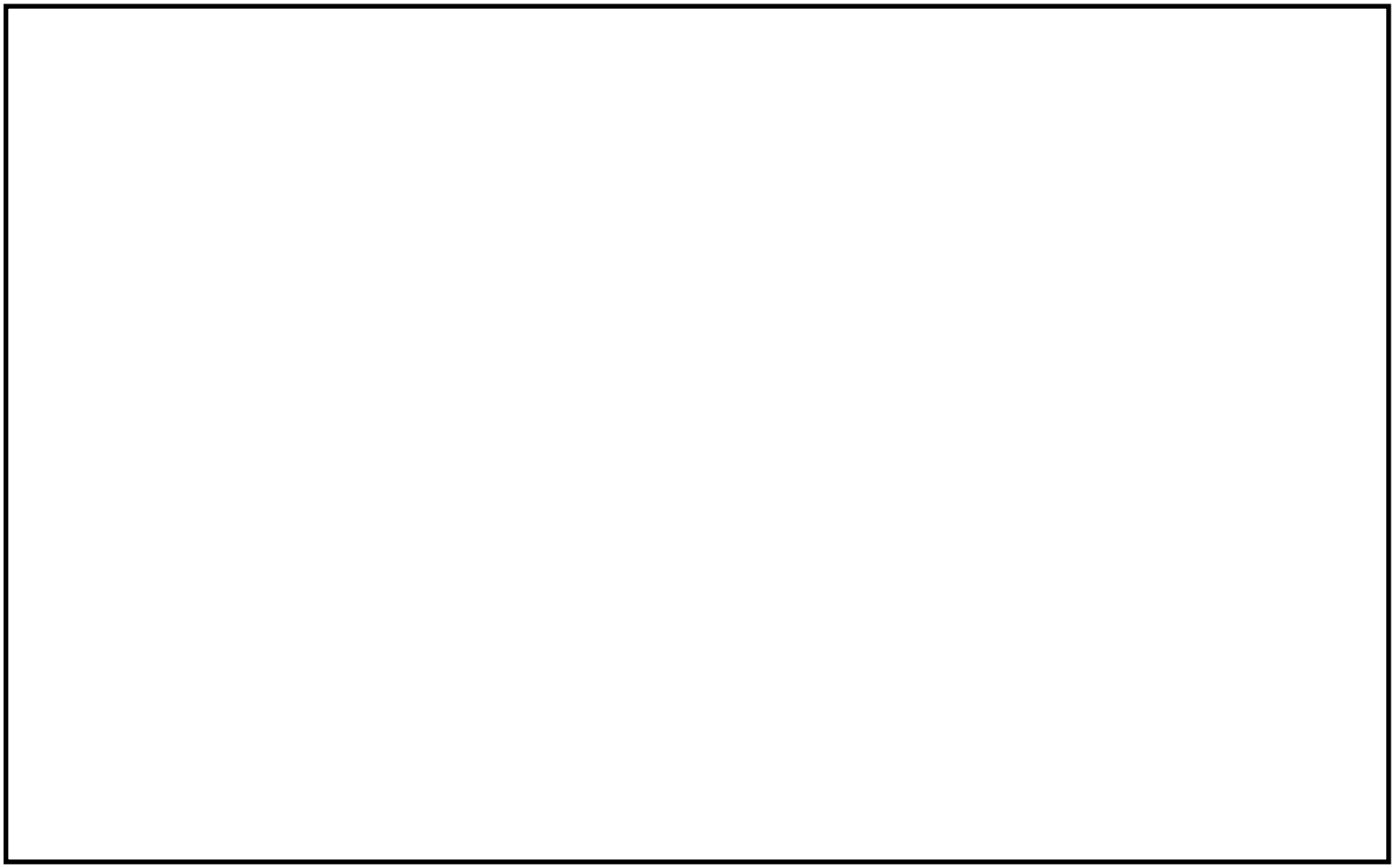


図 59－8－4　現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））(1/5)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

［原子炉建物地上２階］

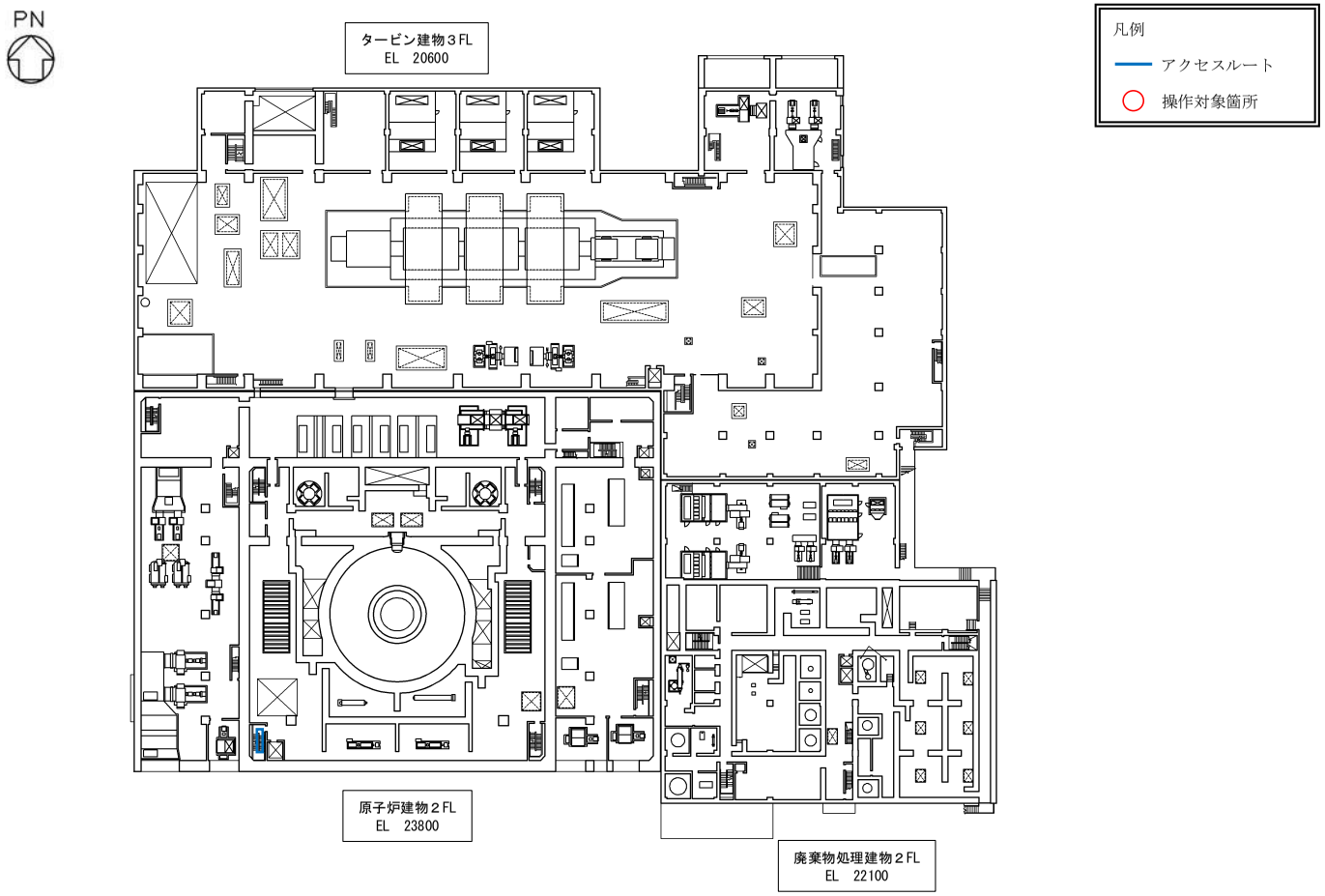


図 59－8－4　現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））(2/5)

［原子炉建物地上中２階］

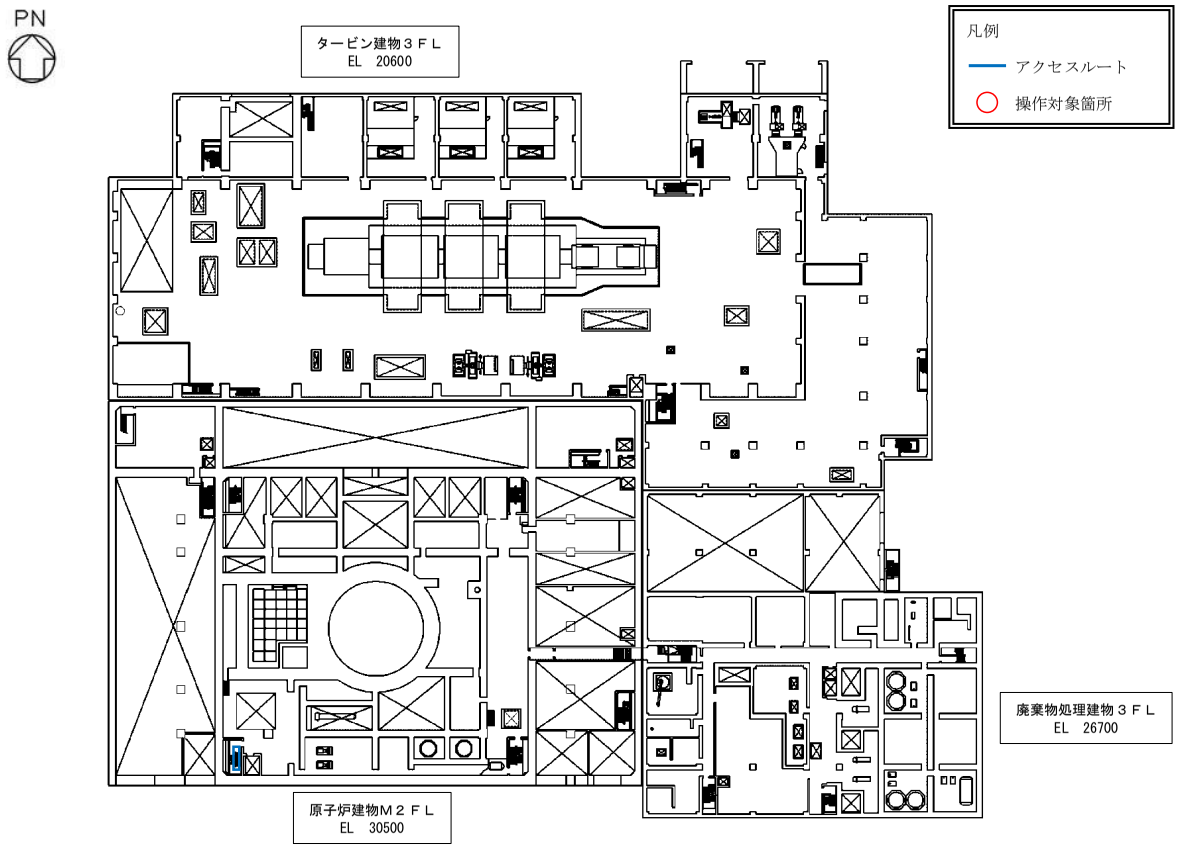


図 59－8－4　現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））(3/5)

［原子炉建物地上３階］

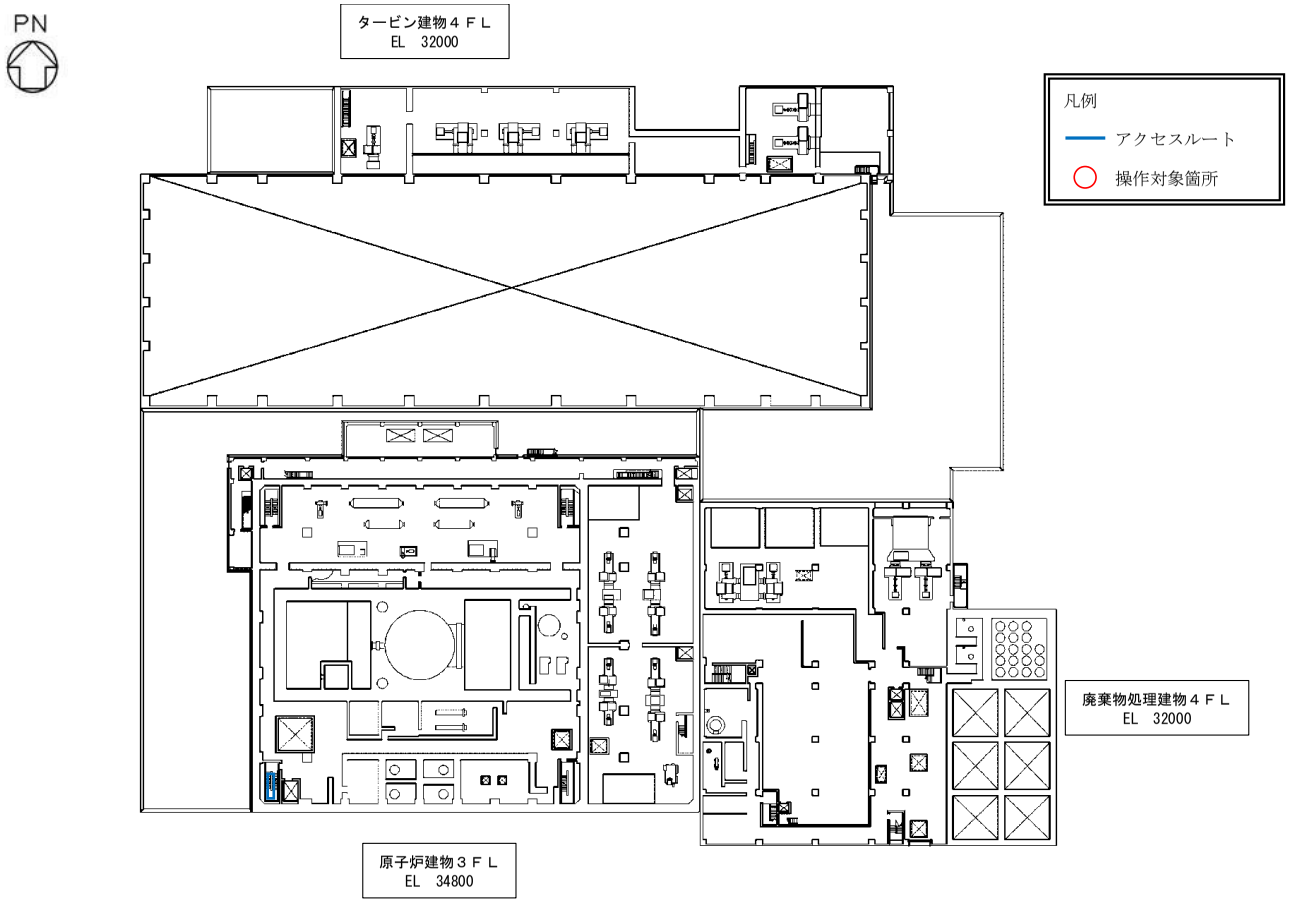


図 59－8－4　現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（4/5）

［原子炉建物地上４階］



図 59－8－4　現場操作アクセスルート（原子炉建物ブローアウトパネル閉止装置（現場操作））（5/5）

59-9

その他設備

その他設備

1.1　非常用照明

２号炉において炉心の著しい損傷が発生した場合に運転員が中央制御室にとどまり監視操作を行うことができるために必要な照度を確保する設計とする。

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。

非常用照明は，耐震性は確保されていないが，全交流動力電源喪失時に常設代替交流電源設備から給電が可能であるため，照明を確保する手段として有効である。

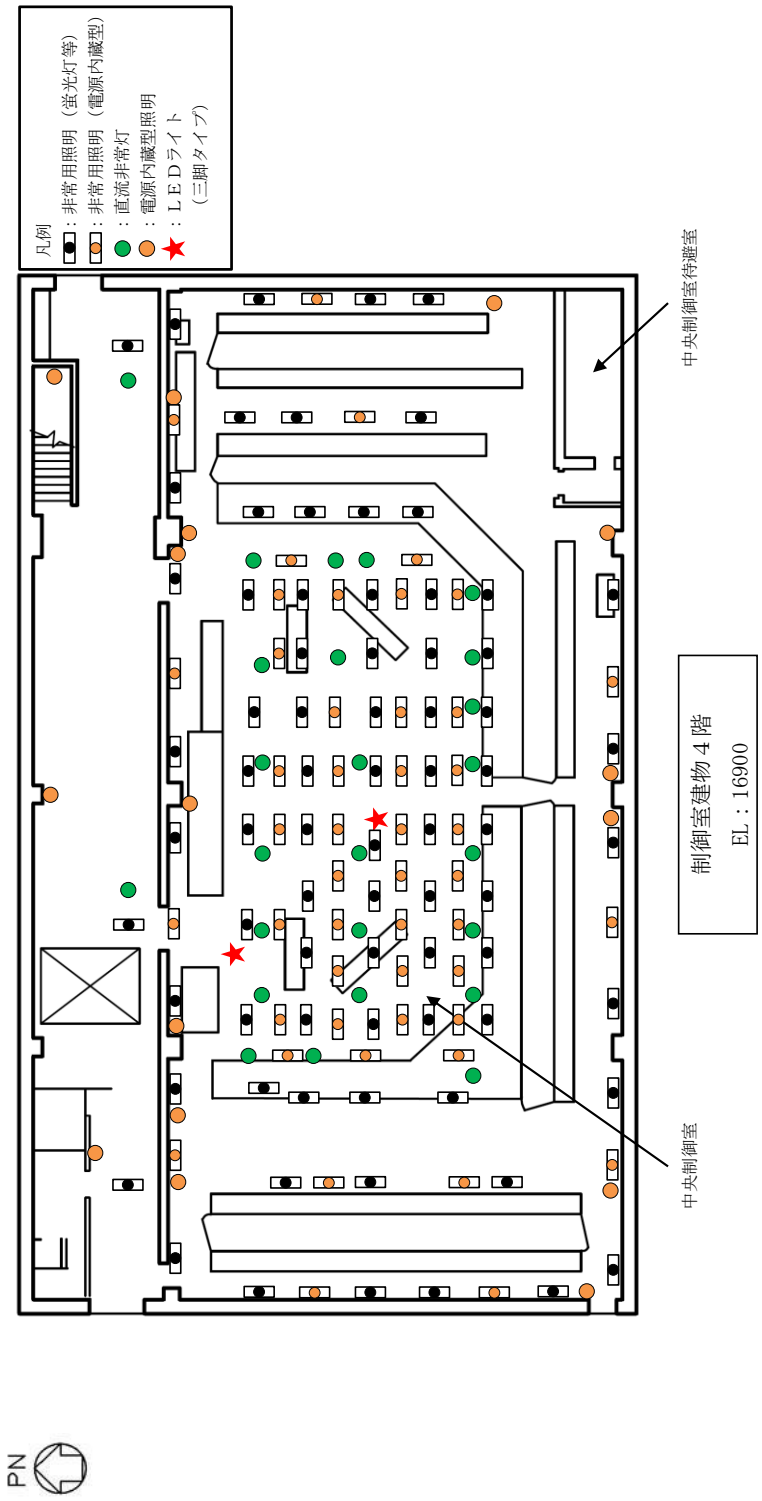


図 59－9－1　非常用照明　配置図

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　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について
2.2.1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要
2.2.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理
2.3　汚染の持ち込み防止について
2.4　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正圧化バウンダリの設計差圧
2.4.3　中央制御室の居住性確保
2.4.4　中央制御室待避室の居住性確保
2.5　重大事故等時の電源設備について

3.　添付資料
3.1　中央制御室待避室の運用について
3.2　配備する資機材の数量について
3.3　チェンジングエリアについて
3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響
3.5　中央制御室待避室で確認できるパラメータ
3.6　中央制御室待避室の収容性
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（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
（原子炉制御室等） 第二十六条　発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。 一　設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとすること。	第２６条（原子炉制御室等） １　第１項第１号に規定する「必要なパラメータを監視できる」とは、発電用原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータについて、計測制御系統施設で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを原子炉制御室において監視できることをいう。	（追加要求事項への適合方針は以下のとおり）
二　発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとすること。	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。	・中央制御室は，発電用原子炉施設の外の状況を把握するために，２号炉排気筒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，公的機関の警報情報（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。
三　発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとすること。	３　第１項第３号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。	

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
2　発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。	4　第２項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。	
3　一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。	5　第３項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。	
一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置	6　第３項第１号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時におい	・万一事故が発生した際には，中央制御室内の運転員に対し，有毒ガスによる影響により対処能力が著しく低下しないよう，運転員が中央制御室内にとどまり，事故対策に必要な各種の操作を行うことができる設計とする。 ・想定される有毒ガスの発生において，有毒ガスが運転員に及ぼす影響により，運転員の対処能力が著しく低下し，安全施設の安全機能が損なわれること
二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域		

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
遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対し換気設備を隔離するための設備その他の適切に防護するための設備	て、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。	がない設計とする。そのために，固定源及び可動源それぞれに対して有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。固定源に対しては，運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることにより，運転員を防護できる設計とする。可動源に対しては，中央制御室換気空調設備の隔離等の対策により，運転員を防護できる設計とする。

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（原子炉制御室等）

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈	適合方針
（原子炉制御室等） 第三十八条　発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。 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。	第３８条（原子炉制御室等）	
３　原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。	８　第３項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。	・設置許可基準規則第二十六条第１項第２号に同じ。

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
4　発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	9　第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。	
5　一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める防護措置を講じなければならない。	10　第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。 11　第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」としては必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、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	

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
	にとどまり、必要な操作を行う期間をいう。 12　第５項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第８条における緊急時作業に係る線量限度100mSv 以下にできるものであることをいう。 この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第１号（平成 21 年８月 12 日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。 チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定し	・遮蔽その他の適切な放射線防護措置に関し，運転員の被ばく評価を「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき実施し，実効線量が 100mSv 以下であることを確認している。 また，チャコール・フィルタを通らない空気の中央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。

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
	た空気量を下回っていることを確認すること。 13　第５項に規定する「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生時において、原子炉制御室の運転員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とすることを含む。「防護措置」には、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策を含む。	
一　原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置	14　第５項第１号に規定する「工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置の設置」については「有毒ガスの発生を検出し警報するための装置に関する要求事項（別記－９）」によること。	
二　原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置	15　第５項第２号に規定する「換気設備の隔離」とは、原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい、「換気設備」とは、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。	
６　原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。	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	・中央制御室には，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	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
	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。	

(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
（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） 第五十九条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備を設けなければならない。	（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） １　第５９条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するもの除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第４９条、第５０条、第５１条又は第５２条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。 ２　第５９条に規定する「運転員が第２６条第１項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 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。	（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。） ・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（中央制御室換気系及びＬＥＤライト（三脚タイプ））を設置する設計とする。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈	適合方針
		重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（中央制御室換気系及びＬＥＤライト（三脚タイプ））は，代替交流電源設備から給電可能となる設計とする。
	ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。	・炉心の著しい損傷が発生した場合においても，中央制御室にとどまる運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えない設計とする。
	①本規程第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。	・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において想定している，「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シーケンスを選定する。
	②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	・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。
	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。	・運転員は，４直２交替勤務を前提に評価を行うが，積算被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。
	④判断基準は、運転員の実効線量が７日間で 100mSv を超えないこと。	
	ｃ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止す	・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

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
	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。	画を，中央制御室出入口近傍に設ける設計とする。
	ｄ）上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えい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。	・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。
	ｅ）BWRにあっては、上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において、人力による操作が可能なものとすること。	・中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合において，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を容易かつ確実に閉止できる設計とする。また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置は，中央制御室から遠隔操作又は現場において人力により操作可能な設計とする。

※「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」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，重大事故等対処設備に関する概要を表1.1－4に示す。

表 1.1－4　重大事故等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	機器クラス
居住性の確保	中央制御室	（中央制御室）	（S）	常設	（重大事故等対処施設）	－
	中央制御室待避室	－	－	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	－
	再循環用ファン	（中央制御室換気系） －	（S） －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	非常用チャコール・フィルタ・ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	無線通信設備（固定型）	62 条に記載				
	衛星電話設備（固定型）					
	プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－
	中央制御室差圧計※2	－	－	常設	常設重大事故対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－
	待避室差圧計※2	－	－	常設	常設重大事故対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－
	酸素濃度計※2	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－
	二酸化炭素濃度計※2	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－

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

※２：計測器本体を示すため計器名を記載

表 1.1－4　重大事故等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	中央制御室換気系ダクト[流路]	（中央制御室換気系）－	(S)－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	SA-2
	中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）[流路]	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	中央制御室換気系弁[流路]	（中央制御室換気系）－	(S)－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	SA-2
	無線通信設備（屋外アンテナ）[伝送路]	62 条に記載				
	衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝送路]					
照明の確保	ＬＥＤライト（三脚タイプ）	非常用照明	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排気ファン	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	前置ガス処理装置[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	後置ガス処理装置[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
	非常用ガス処理系排気管[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	－
	原子炉建物原子炉棟[流路]	その他の設備に記載				
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－

※１：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

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)　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，「技術基準規則」）の解釈第 38 条 12 に記載のとおり，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく手法について（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

島根原子力発電所２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）及び技術基準規則の解釈第 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「設置許可基準規則の解釈第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『冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失』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残留熱代替除去系を整備している。従って，重大事故等が発生した場合，第一に残留熱代替除去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，残留熱代替除去系に失敗することも考慮し，格納容器フィルタベント系を用いて，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。

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（風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，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），船舶の衝突，地震及び津波）及び発電所構内の状況を，２号炉排気筒，３号炉北側防波壁上部（東）及び３号炉北側防波壁上部(西)に設置する津波監視カメラ並びに２号炉原子炉建物屋上，３号炉原子炉建物屋上，通信用無線鉄塔，固体廃棄物貯蔵所Ｃ棟屋上，一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上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している。

(4)　周辺モニタリング設備

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

(5)　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，気象庁発信電文と連携したメールシステムにより，地震，津波，竜巻，大雨，大雪，噴火情報等の公的機関からの情報を入手することが可能な設計としている。

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

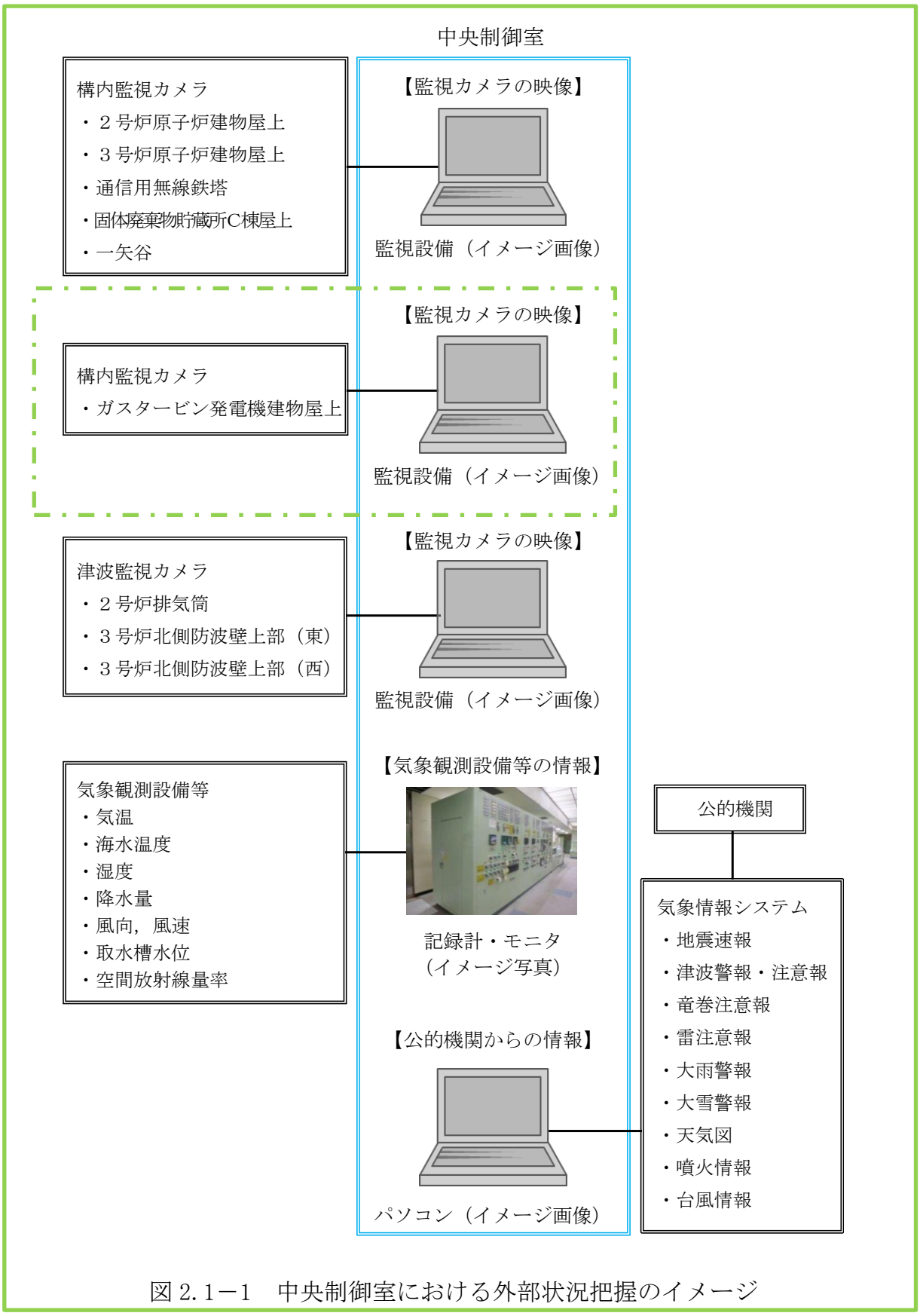


図 2.1－1　中央制御室における外部状況把握のイメージ

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

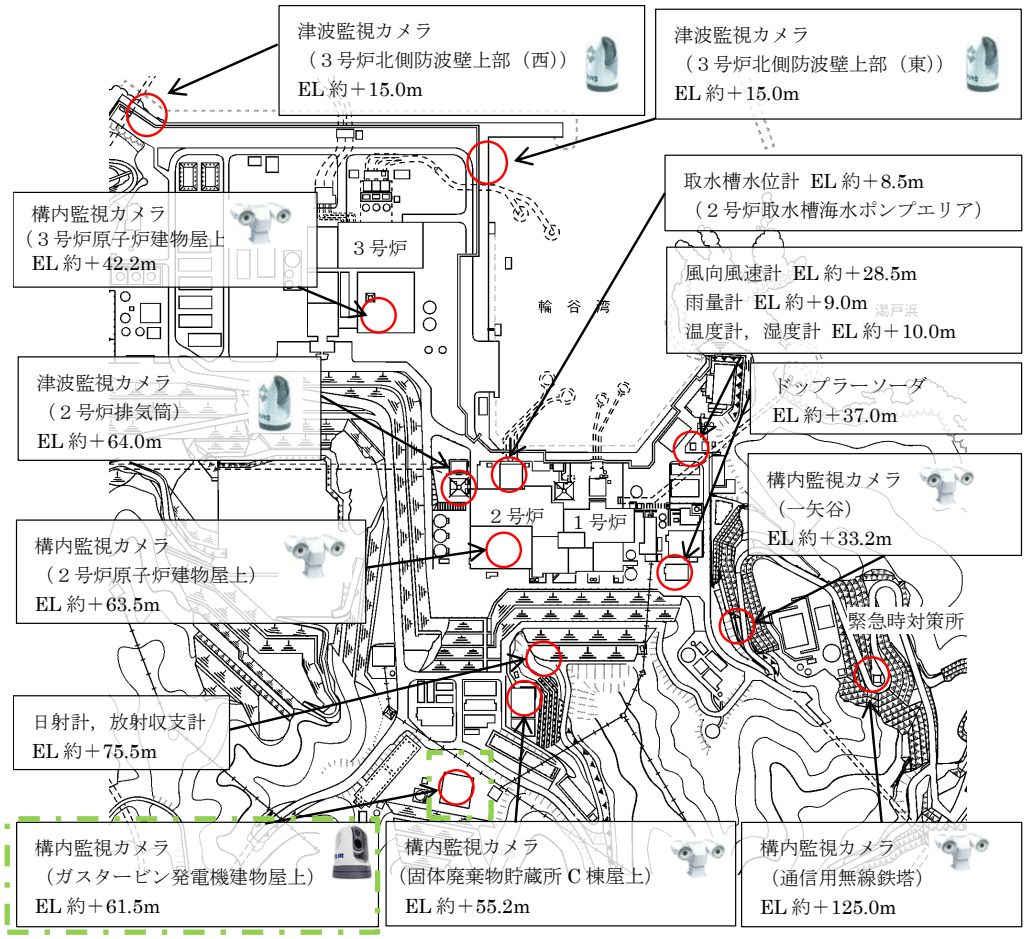


図 2.1－2　中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図

：ＤＢ範囲

：ＳＡ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，遠方からの津波の接近を適切に監視できる位置・方向に設置するとともに，敷地前面における津波の襲来状況を適切に監視できる位置・方向に設置している。また，津波監視カメラは基準津波の影響を受けることがない高所に３台（２号炉排気筒，３号炉北側防波壁上部（東）及び３号炉北側防波壁上部（西））設置しており，監視に必要な要件を満足する仕様としている。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２号炉原子炉建物屋上，３号炉原子炉建物屋上，通信用無線鉄塔，固体廃棄物貯蔵所Ｃ棟屋上，一矢谷及びガスタービン発電機建物屋上に設置し，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 及び表 2.1－3 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，配置する。ただし，一部死角となるエリアがあるが，監視可能な領域の監視により，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十分把握可能である。各々のカメラにて監視可能な発電用原子炉施設及び周辺の構内範囲について，図 2.1－4 に示す。また，監視カメラの取付概略図を図 2.1－5 及び図 2.1－6 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。

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

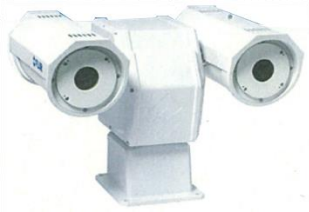
表 2.1－1　津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観 （イメージ）	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	赤外線カメラ：デジタルズーム２，４倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Ｓクラス
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	２号炉排気筒　１台 ３号炉北側防波壁上部（東）　１台 ３号炉北側防波壁上部（西）　１台

※ 詳細設計中であり変更の可能性がある。

：ＤＢ範囲

表 2.1－2　構内監視カメラの概要

	構内監視カメラ
外観 （イメージ）	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学 36 倍ズーム 電子ズーム 12 倍ズーム 赤外線カメラ：デジタルズーム２，４倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Ｃクラス
供給電源	非常用電源
台数	通信用無線鉄塔　１台 ２号炉原子炉建物屋上　１台 ３号炉原子炉建物屋上　１台 固体廃棄物貯蔵所Ｃ棟屋上　１台 一矢谷　１台

※ 詳細設計中であり変更の可能性がある。

：ＤＢ範囲

表 2.1－3　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要

	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
外観 （イメージ）	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 30 倍 デジタルズーム 12 倍 赤外線カメラ：デジタルズーム１～４倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Ｃ（Ｓｓ機能維持）
供給電源	非常用電源（無停電交流電源） 代替交流電源設備
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	ガスタービン発電機建物屋上　１台

※ 詳細設計中であり変更の可能性がある。

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

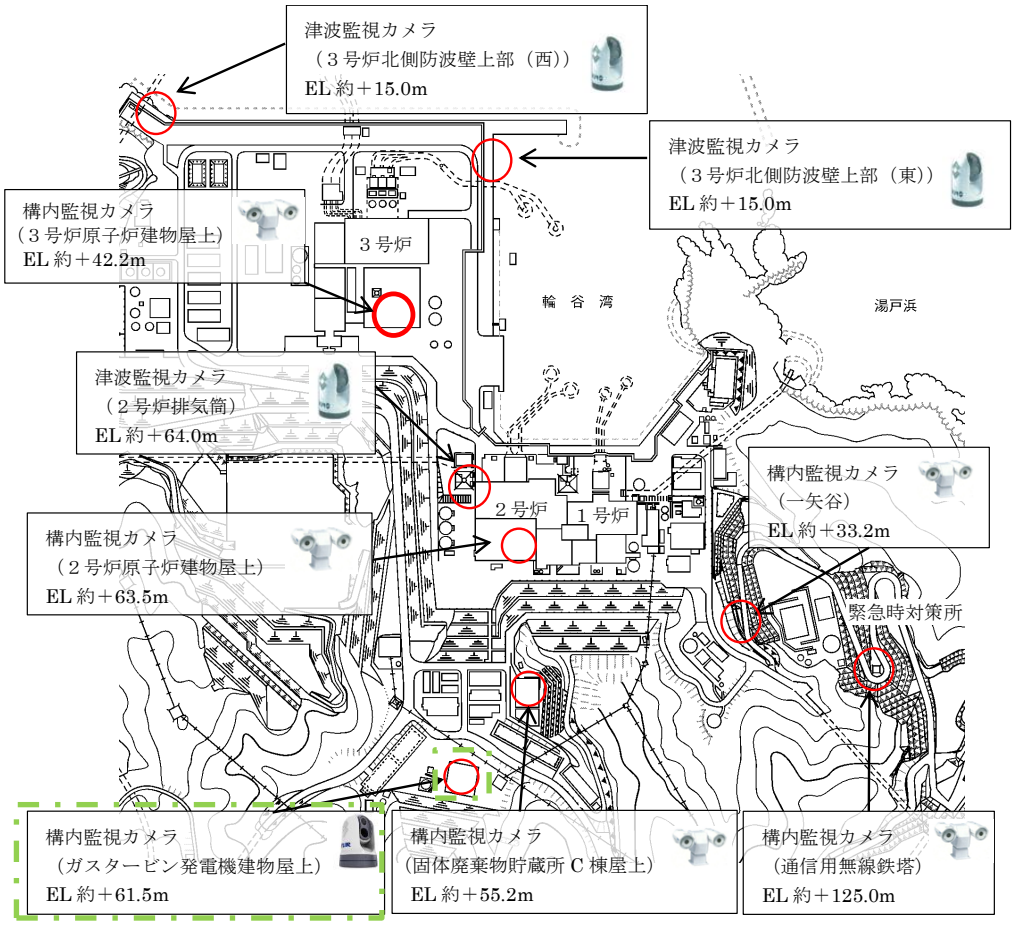


図 2.1－3　監視カメラ配置図

：ＤＢ範囲
：ＳＡ範囲

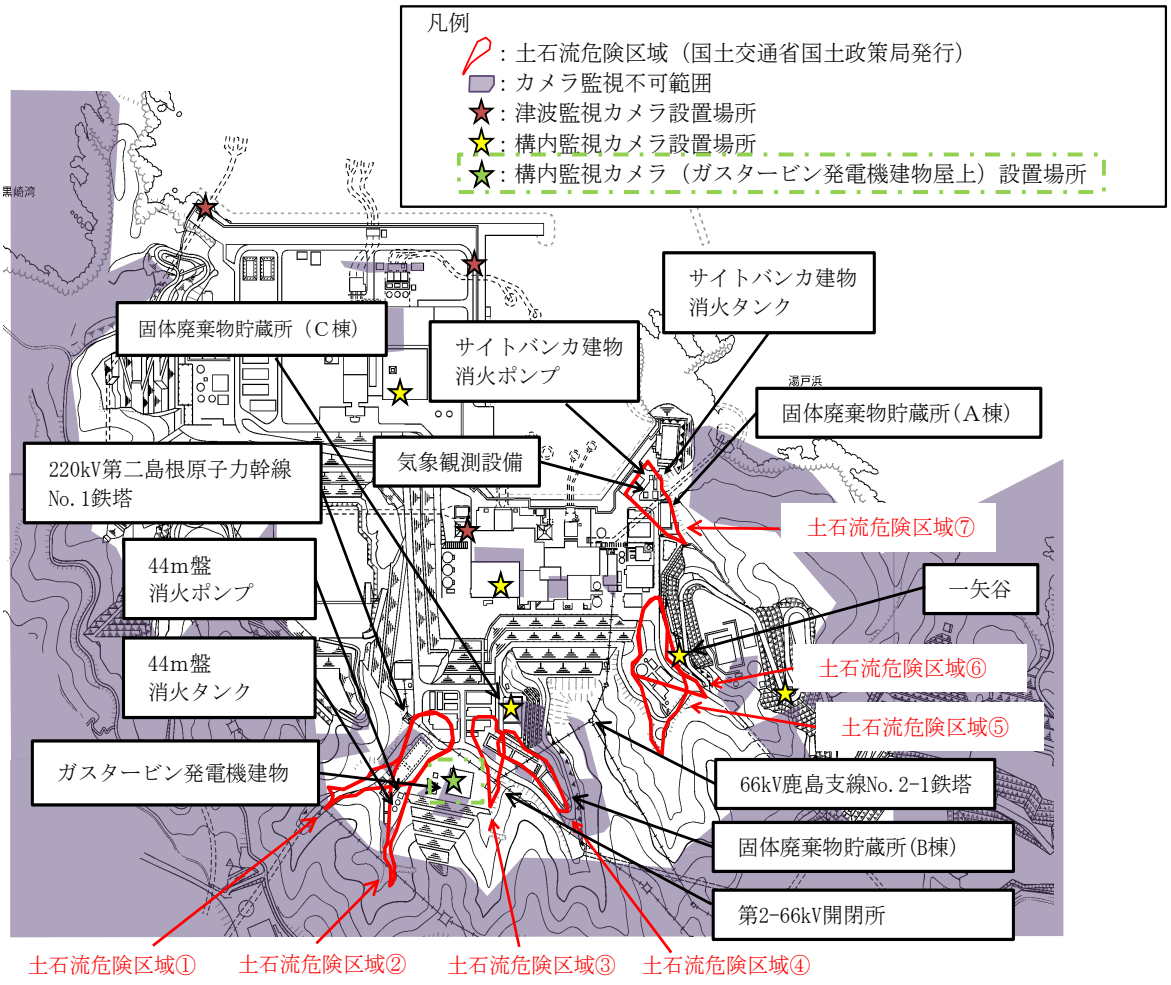


図 2.1－4　津波・構内監視カメラの監視可能な範囲

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

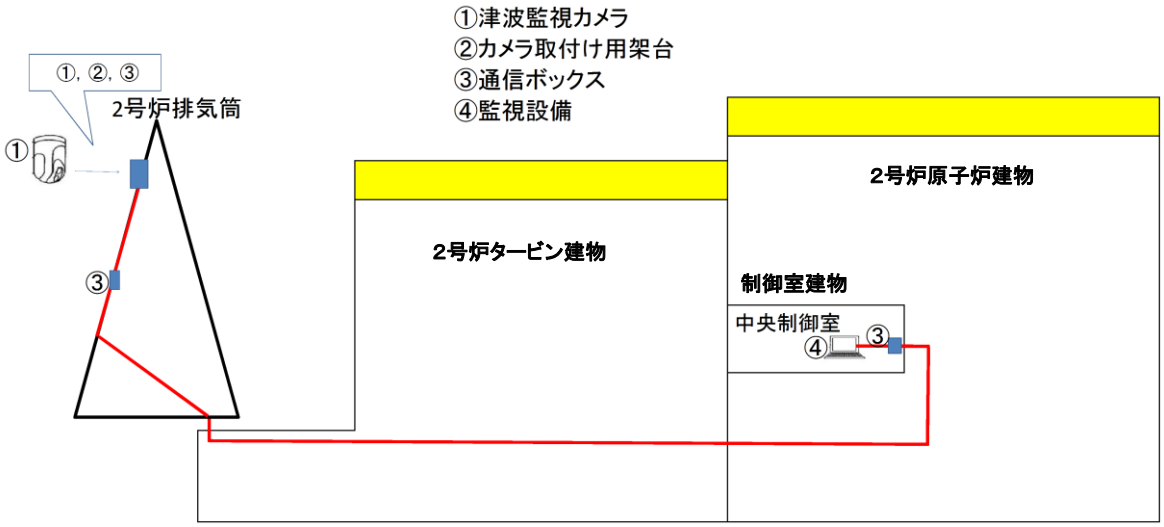


図 2.1－5　（例）津波監視カメラ取付け概略図

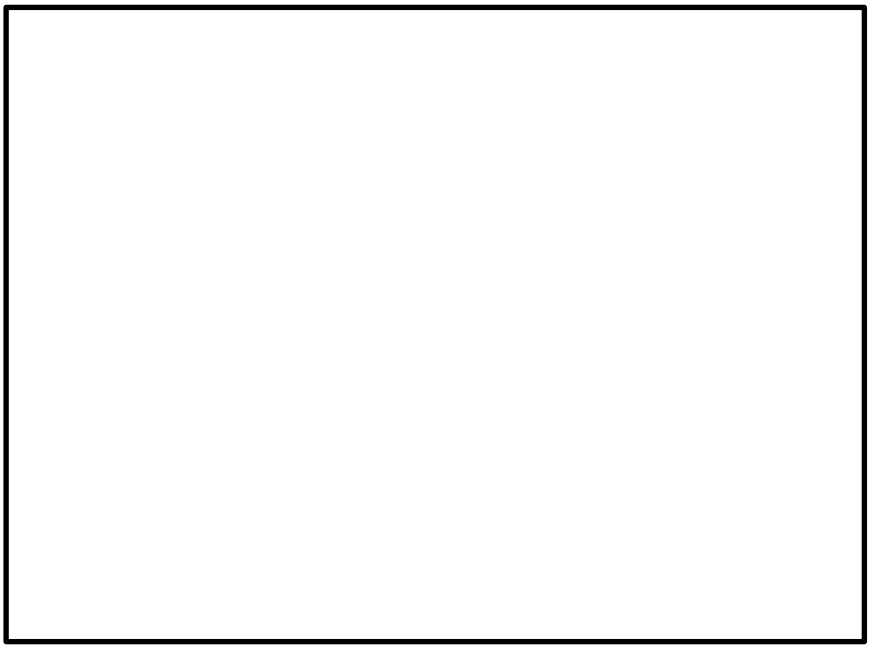


図 2.1－6　（例）構内監視カメラ取付け概要図

：ＤＢ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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2.1－7，図2.1－8及び図2.1－9に示す。

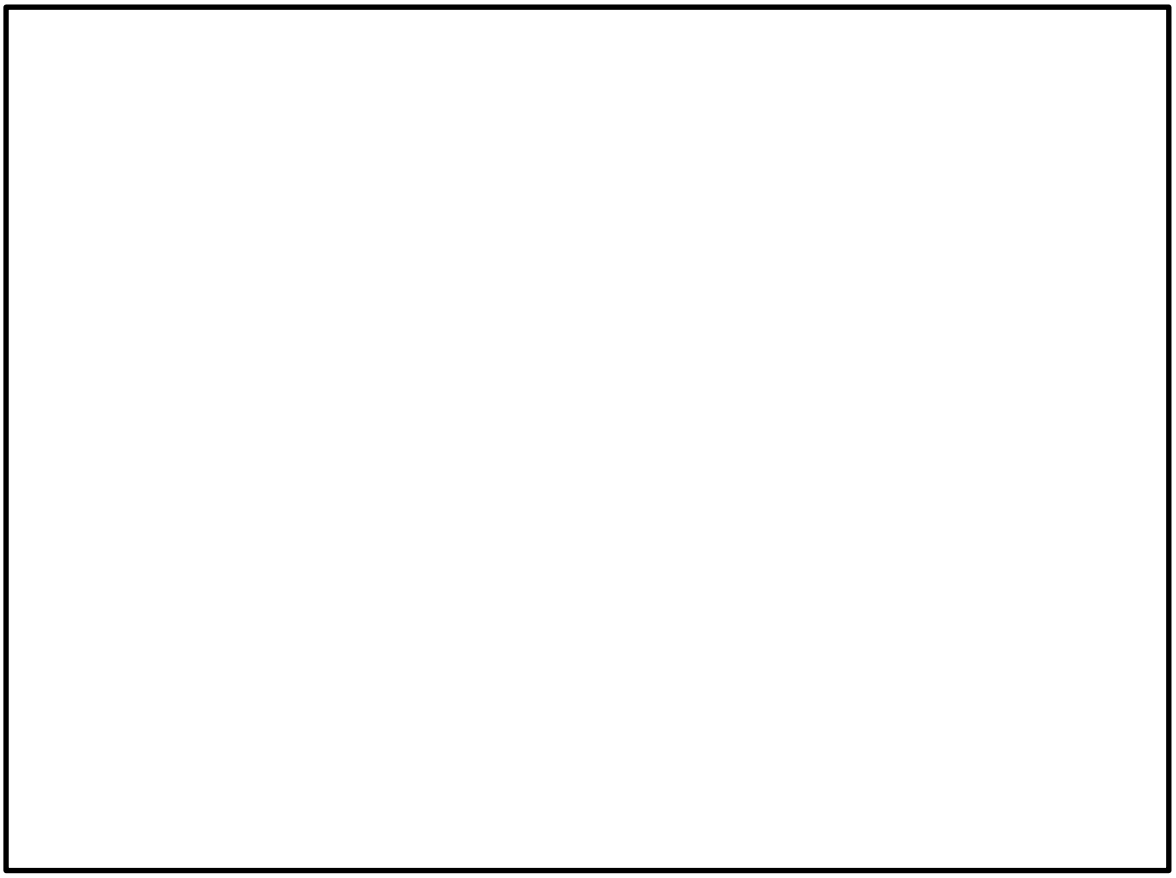


図2.1－7　中央制御室からの外部の状況把握イメージ
（津波監視カメラの映像サンプル）（１／２）

：ＤＢ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

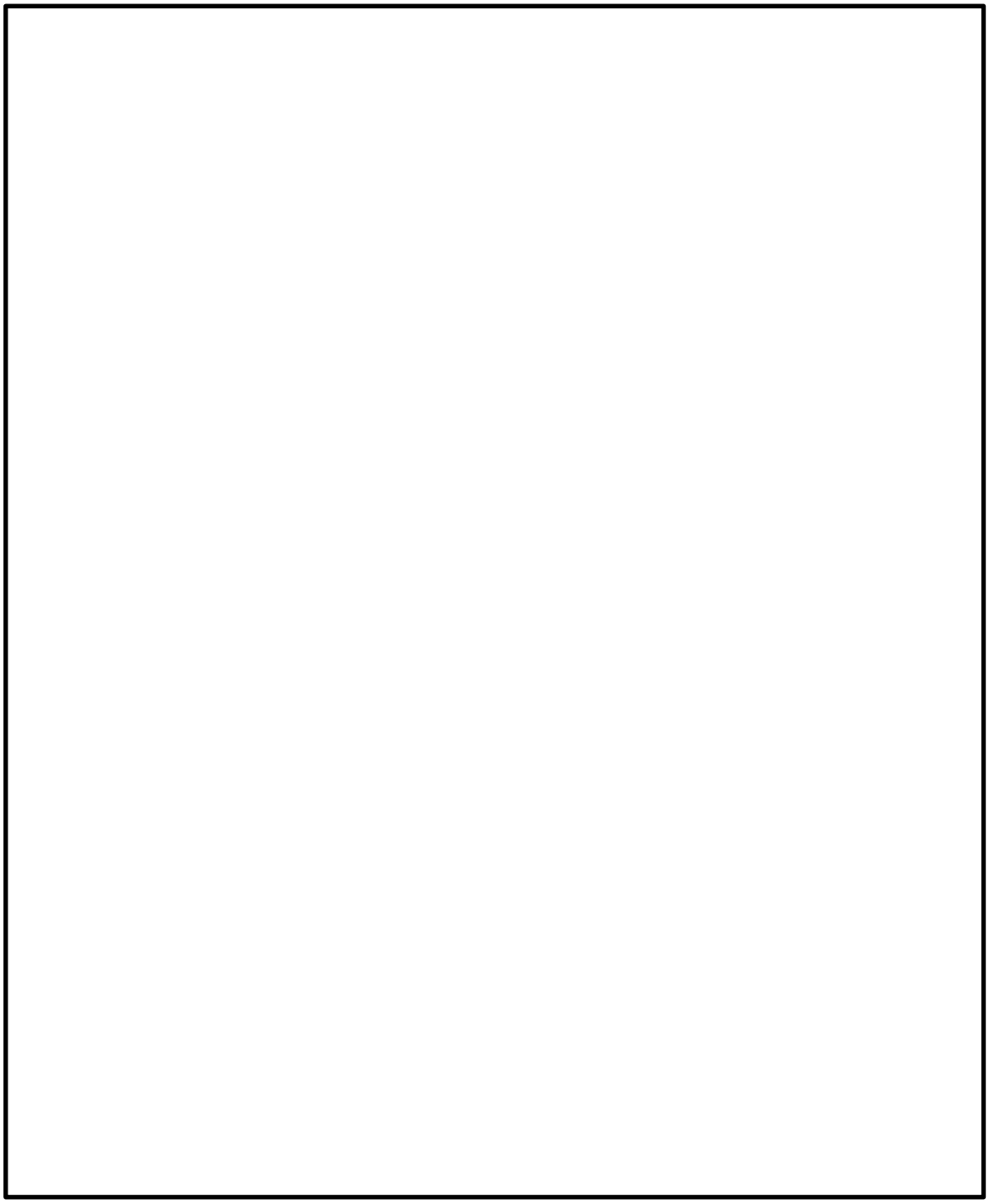


図 2.1－7　中央制御室からの外部の状況把握イメージ
（津波監視カメラの映像サンプル）（２／２）

：ＤＢ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

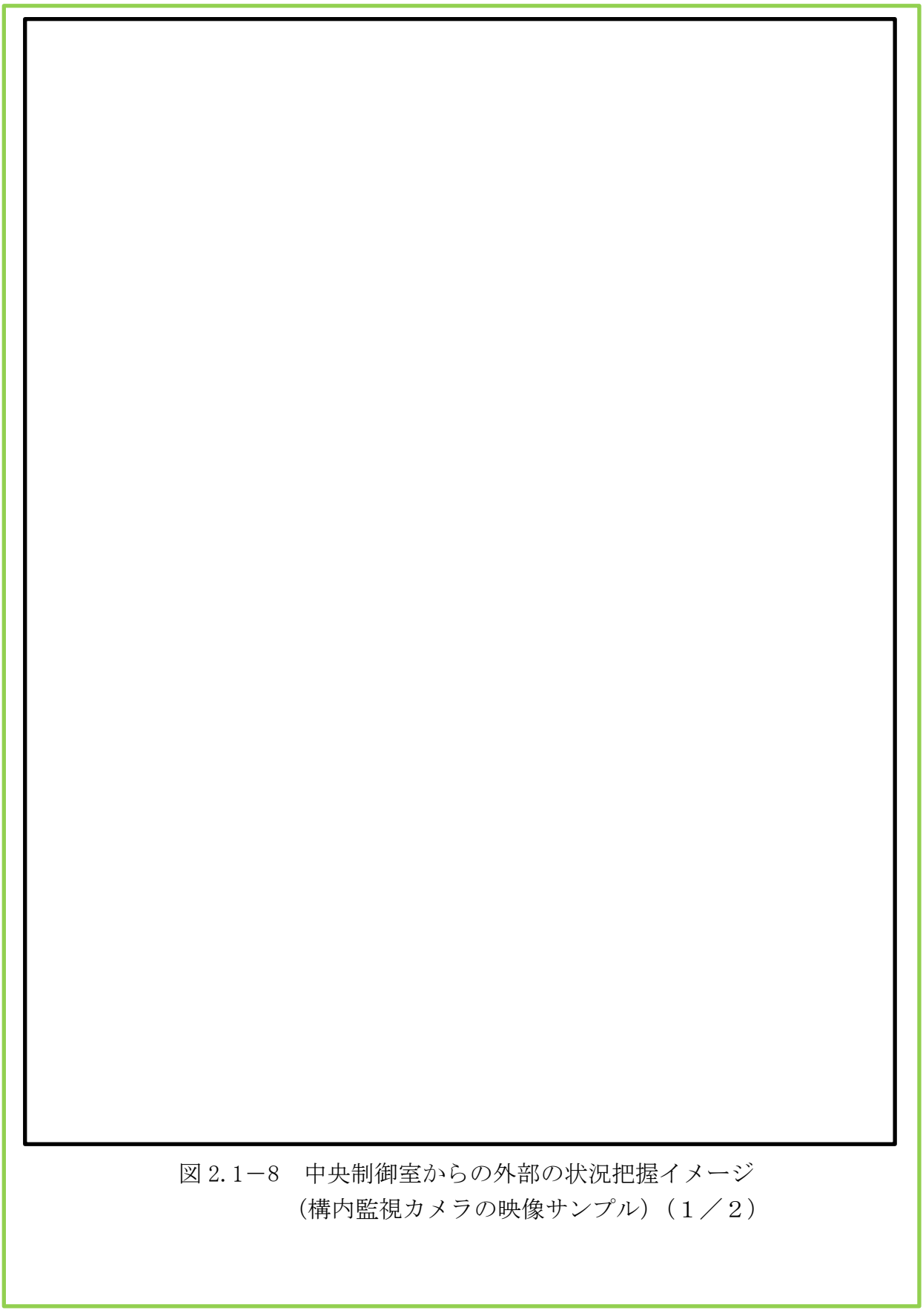


図 2.1－8　中央制御室からの外部の状況把握イメージ
（構内監視カメラの映像サンプル）（１／２）

：ＤＢ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

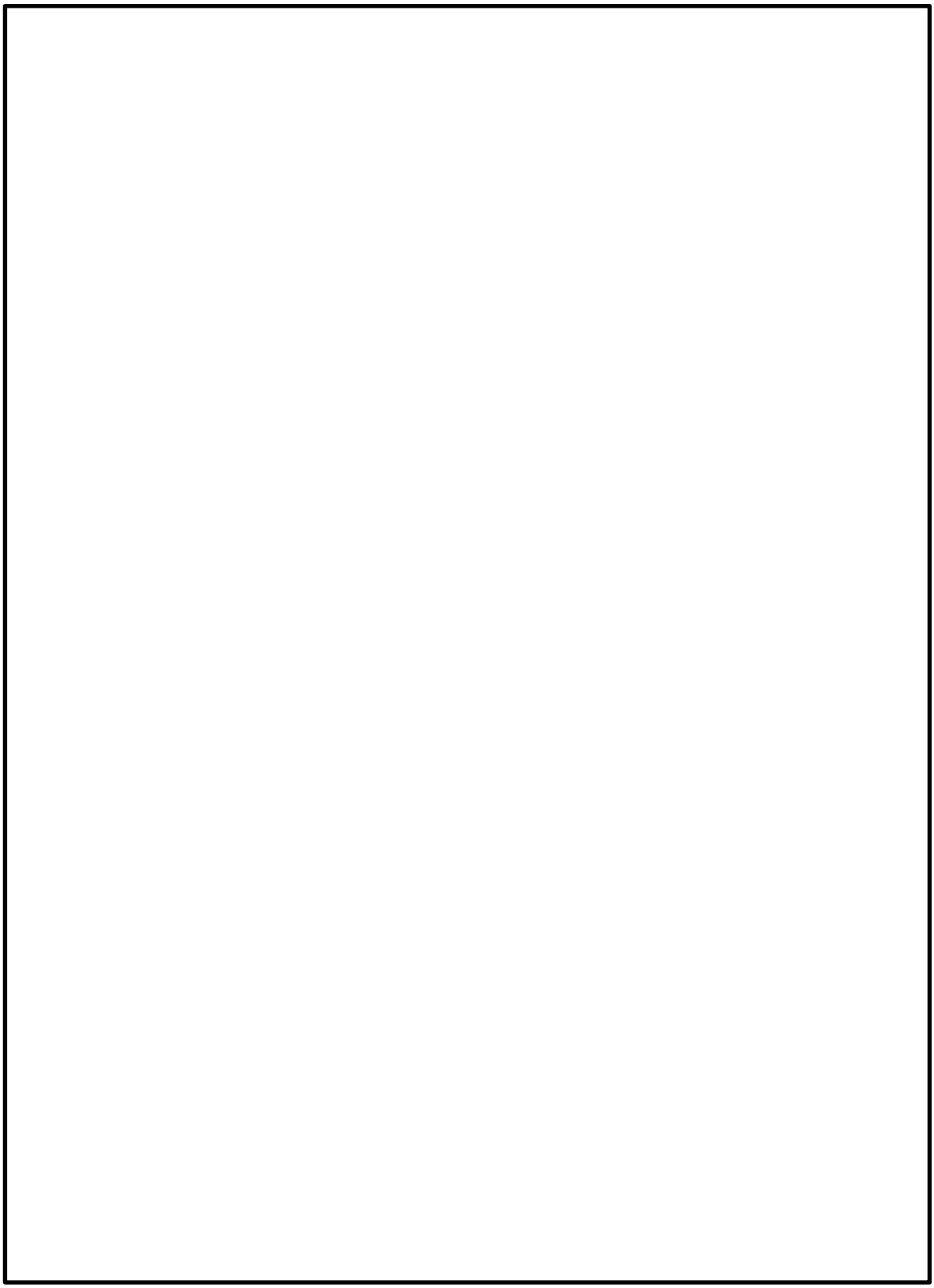


図 2.1－8　中央制御室からの外部の状況把握イメージ
（構内監視カメラの映像サンプル）（２／２）

：ＤＢ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



（例）構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）にて
輪谷貯水槽（西 1／西 2）の南側方向



（例）構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）にて
輪谷貯水槽（西 1／西 2）の北側方向

図 2.1－9　中央制御室からの外部の状況把握イメージ
（構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の映像サンプル）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

2.1.4　監視カメラにより把握可能な自然現象等

地震，津波並びに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」及び「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 2.1－4 に示す。

表 2.1－4　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	監視カメラにより把握できる 発電用原子炉施設の外の状況	監視カメラ以外の設備等による 把握手段
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	公的機関（地震速報）
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	取水槽水位計 公的機関（津波警報・注意報）
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	気象観測設備（風向，風速） 公的機関（台風，竜巻注意報）
竜巻		
降水	発電所構内の排水状況や原子炉施設への影響の有無	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雨警報）
積雪	積雪の有無や発電所構内及び屋外施設への積雪状況	気象観測設備（降水量） 公的機関（大雪警報）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷の有無	公的機関（雷注意報）
地滑り・ 土石流	豪雨や地下水の浸透に伴う地滑り及び土石流の有無や原子炉施設への影響の有無	目視確認※1
火山	降下火砕物の有無や堆積状況	公的機関（噴火警報）
生物学的 事象	海生生物（クラゲ等）の襲来による原子炉施設への影響	取水槽水位計※2
飛来物 (航空機落下)	飛来物の有無や構内及び原子炉施設への影響の有無	目視確認※1
外部火災※3	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	目視確認※1
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	目視確認※1

※１　建物外での状況確認

※２　取水口が閉塞した場合，取水槽水位が下がるため把握可能

※３　外部火災は「森林火災」及び「近隣工場等の火災」を含む。

：ＤＢ範囲

2.1.5　中央制御室にて把握可能なパラメータ

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 2.1－5 に示す。

表 2.1－5　構内監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ	測定レンジ	測定レンジの考え方
大気圧	85～110kPa（絶対圧）	台風等による原子炉施設への風影響を把握できる設計としている。
気温	－10～40℃	設計基準温度（低外気温）である－8.7℃が把握できる設計としている。
海水温	0～50℃	設計基準温度（海水温高）である 30℃が把握できる設計としている。
湿度	0～100％	－
雨量	0～80 ㎜	設計基準降水量である 77.9 ㎜（1 時間値）を把握できる設計としている。
風向 (EL28.5m, EL65m, EL130m)	全方位 (0～540°)	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（水平） (EL28.5m, EL65m, EL130m)	0～60m/s(EL28.5m) (10 分間平均値) 0～30m/s (EL65m, EL130m) (10 分間平均値)	設計基準風速である 30m/s（10 分間平均値）を把握できるものとする。
風速（鉛直） (EL65m, EL130m)	－10～10m/s (10 分間平均値)	
取水槽水位	EL－9.3～10.7m	基準津波による津波高さ（下降側）である EL－6.5m 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 2.1－4)
空間線量率 (モニタリングポスト No.1～6)	10^{1}～10^{8}nGy/h	「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{8}nGy/h）を満足する設計とする。

：ＤＢ範囲

2.2　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計について

2.2.1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の設備概要

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

表 2.2－1　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の概要

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～25.0vol％
	表示精度	±0.5vol％
	電源	電源：乾電池（単三×２本） 測定可能時間：約 15,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	１個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ＮＤＩＲ（非分散型赤外線）
	検知範囲	0～10,000ppm
	表示精度	±500ppm
	電源	電源：乾電池（単四×２本） 測定可能時間：約７時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	１個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１個を保有する。）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

2.2.2　酸素濃度及び二酸化炭素濃度の管理

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による室内酸素濃度及び二酸化炭素濃度管理は，「労働安全衛生法」，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っては，空気中の酸素の濃度を十八パーセント以上，かつ，硫化水素の濃度を百万分の十以下）に保つように換気しなければならない。ただし，爆発，酸化等を防止するため換気することができない場合又は作業の性質上換気することが著しく困難な場合は，この限りでない。

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% 12% 8% 6%	頭痛、吐き気 目まい、筋力低下 失神昏倒、７～８分以内に死亡 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」）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

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CO_2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CO_2濃度

事務所衛生基準規則（昭和 47 年労働省令第 43 号，最終改正平成 16 年 3 月 30 日厚生労働省令第 70 号）により，事務室内の CO_2 濃度は 100 万分の 5000（0.5%）以下と定められており，中央制御室の CO_2 濃度もこれに準拠する。したがって，中央制御室居住性の評価にあたっては，上記濃度（0.5%）を許容濃度とする。

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

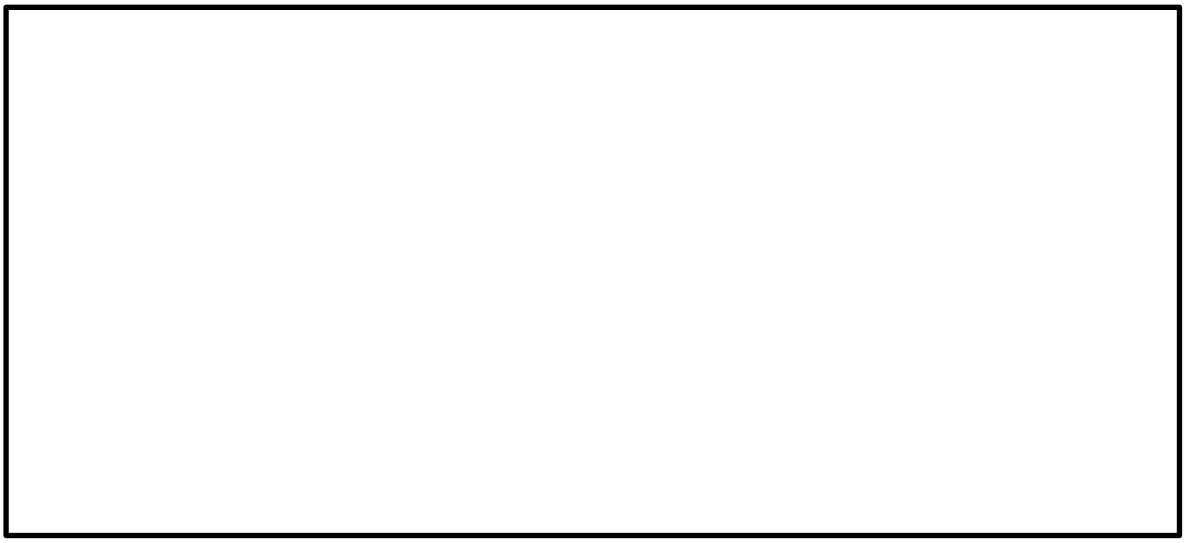
2.3　汚染の持ち込み防止について

中央制御室には，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため，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タービン建物内，かつ中央制御室正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，チェンジングエリア用照明を配備する。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，緊急時対策要員２名で，２時間以内を想定している。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。



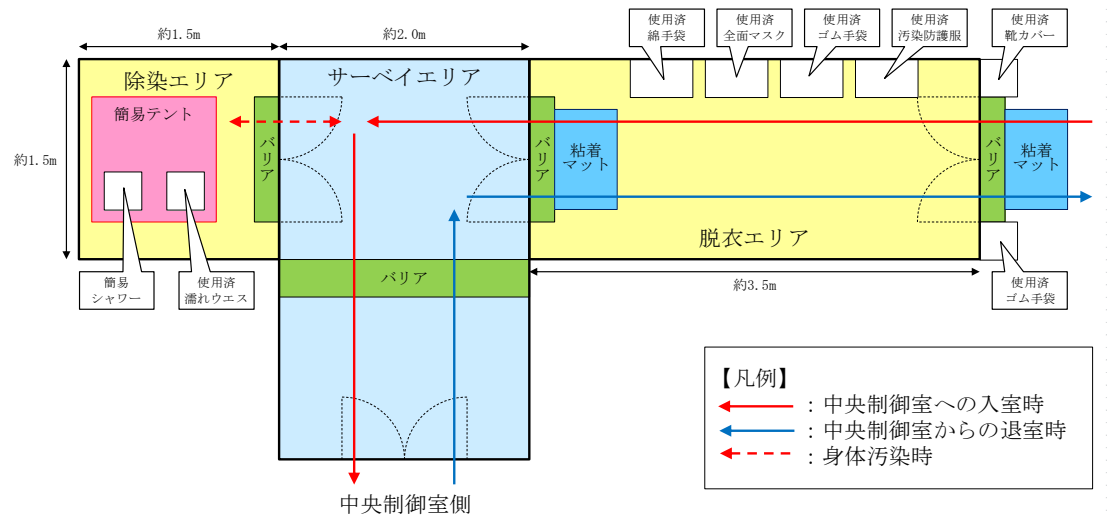


図 2.3－1　中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

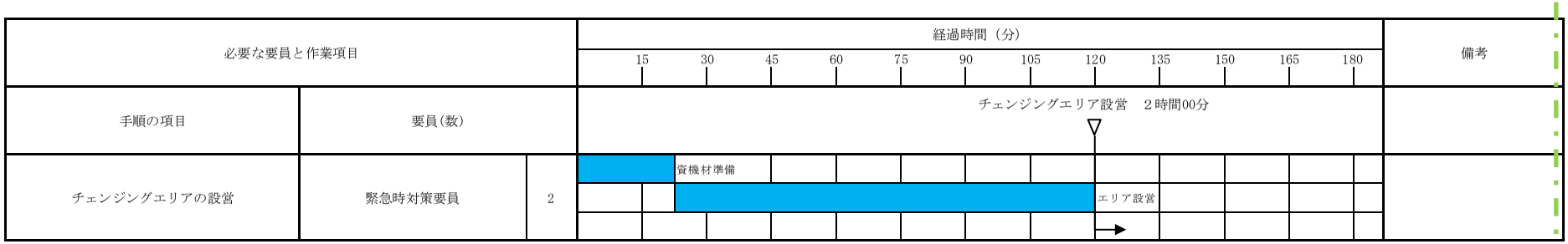


図 2.3－2　チェンジングエリアの設営のタイムチャート

：ＳＡ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ために必要な設備として，遮蔽設備，換気系設備，通信連絡設備，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），照明設備，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を中央制御室に設置又は保管する。

中央制御室は，周囲に遮蔽が設置されており，炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室換気系給排気隔離弁又は中央制御室外気取入調節弁により外気との連絡口を遮断し，再循環用ファン及びチャコール・フィルタ・ブースタ・ファンによるチャコール・フィルタ・ユニットを通した系統隔離運転若しくは，チャコール・フィルタ・ユニットにより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バウンダリを正圧化する加圧運転を行う事により，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

非常用ガス処理系は，原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

中央制御室待避室は，中央制御室内に設置し，中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を正圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，重大事故発生後の格納容器フィルタベント系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フィルタベント系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合計５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している。（各事故シーケンスにおける運転員の対応要員数については，「3.6　中央制御室待避室の収容性」に示す。）

また，中央制御室及び中央制御室待避室には，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイ・メータを配備することで，居住性が確保できていることを常時確認できる設計とする。ＬＥＤライト（ランタンタイプ），プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）及び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する。中央制御室待避室への待避期間中における運転操作は不要であるが，万一，運転操作が必要となった場合には，必要な防護具類を着用した上で，中央制御室待避室から退出，制御盤での操作を行い，操作終了後，速やかに中央制御室待避室へ移動する。

：ＳＡ範囲

中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の系統概要を図 2.4－1 に，正圧化バウンダリを図 2.4－2 に示す。

：ＳＡ範囲

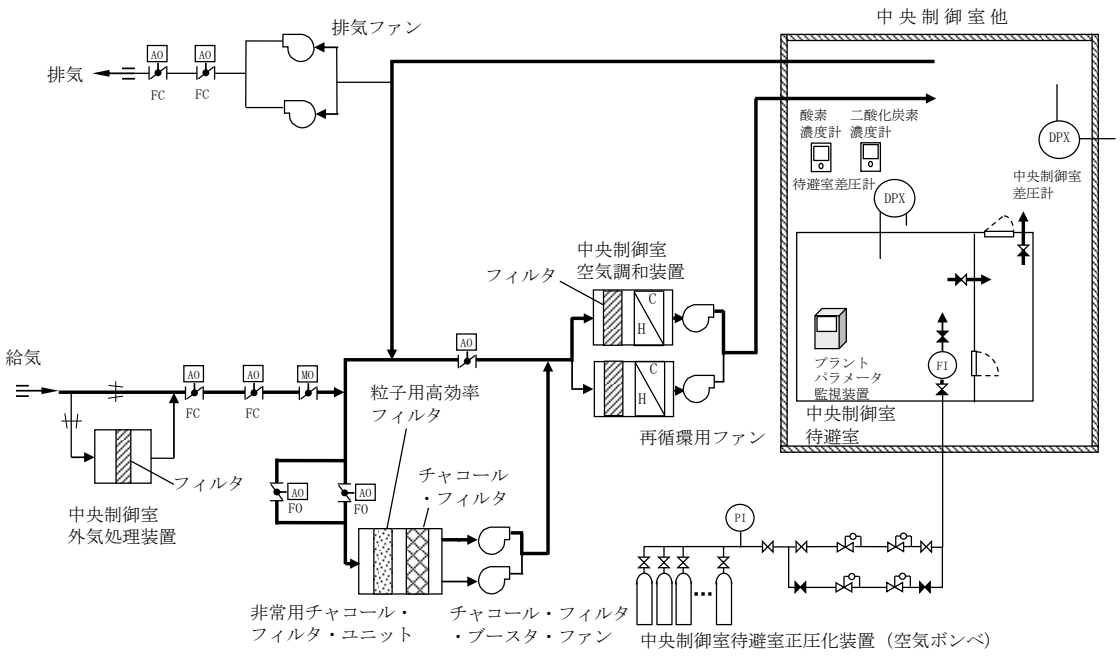


図 2.4－1　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置　系統概要図

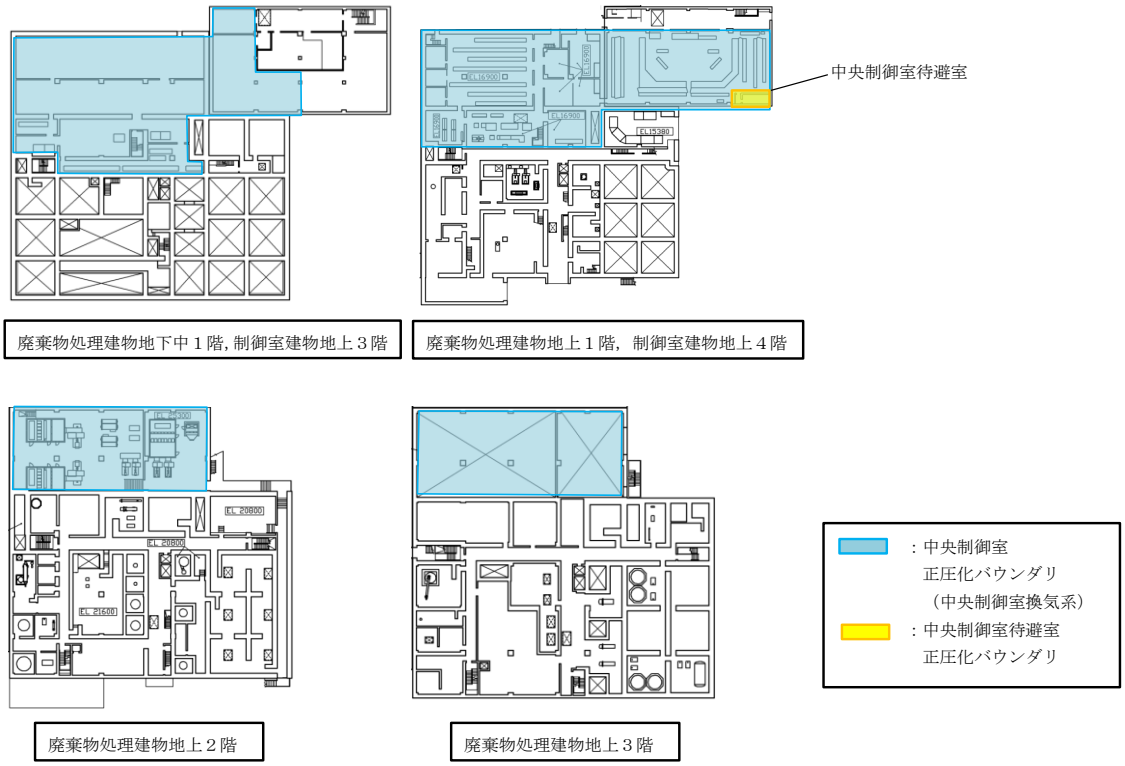


図 2.4－2　中央制御室及び中央制御室待避室の正圧化バウンダリ図

：ＳＡ範囲

2.4.2　中央制御室及び中央制御室待避室正圧化バウンダリの設計差圧

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

重大事故等発生時の室内の温度を中央制御室のある制御室建物の設計最高温度 40℃，隣接区画を外気の設計最低温度－8.7℃と仮定すると，中央制御室の階層高さは最大約 5.2mであるため，以下のとおり約 11Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。

⊿P＝｛(－8.7℃の乾き空気密度［kg／m^3］) －（40℃の乾き空気密度［kg／m^3］)｝×重力加速度[m/s^2]×階層高さ[m]

＝（1.335［kg／m^3］－1.127［kg／m^3］）×9.8[m/s^2]×5.2[m]

＝10.6[N/m^2]　≒11[Pa]

このため，中央制御室正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 2.4－3 のように，外気に対して＋20Pa 以上とする。

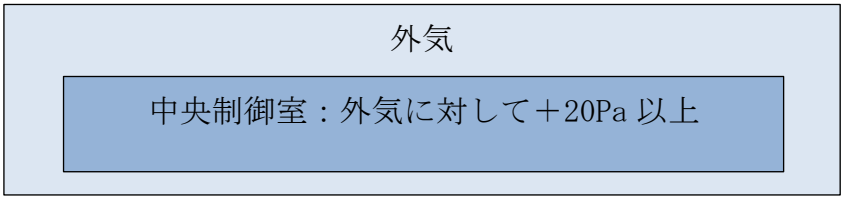


図 2.4－3　中央制御室　正圧化圧力

また，重大事故等発生時の中央制御室待避室内の温度を中央制御室のある制御建物の設計最高温度 40℃，隣接区画を外気の設計最低温度－8.7℃，中央制御室待避室の階層高さを約 2.5mと仮定すると，以下のとおり約 6 Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。

⊿P＝｛(－8.7℃の乾き空気密度［kg／m^3］) －（40℃の乾き空気密度［kg／m^3］)｝×重力加速度[m/s^2]×階層高さ[m]

＝（1.335［kg／m^3］－1.127［kg／m^3］）×9.8[m/s^2]×2.5[m]

＝5.1[N/m^2]　≒ 6 [Pa]

このため，中央制御室待避室の正圧化バウンダリの設計差圧は設計裕度を考慮して図 2.4-4 のように中央制御室に対して＋10Pa 以上とする。

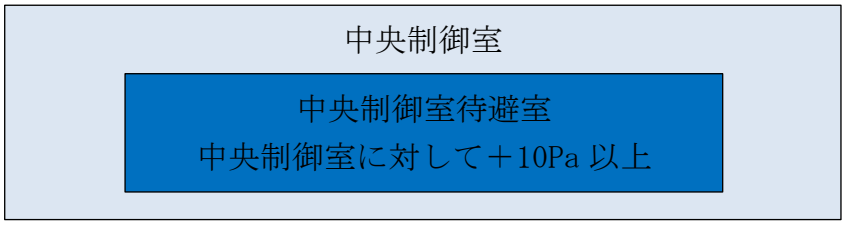


図 2.4－4　中央制御室待避室　正圧化圧力

：ＳＡ範囲

2.4.3　中央制御室の居住性確保

(1)　設計方針

中央制御室は，放射性物質による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，中央制御室換気系により希ガス以外の放射性物質を浄化した空気にて中央制御室バウンダリ全体を正圧化する加圧運転を行うことで，炉心の著しい損傷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とするとともに，希ガスの大量放出が想定される格納容器フィルタベント実施時には外気取入のための中央制御室換気系給排気隔離弁を全閉とし，中央制御室を系統隔離運転とすることで，中央制御室バウンダリを外気から隔離可能な設計とする。

また，非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の系統概要を図 2.4－5 に示す。

：ＳＡ範囲

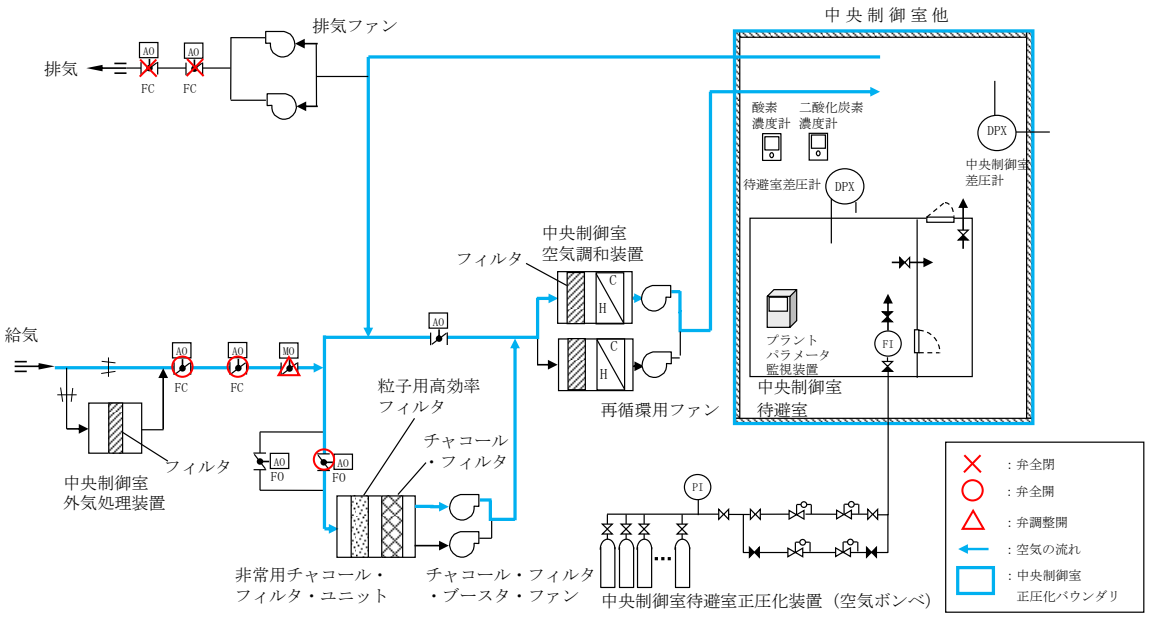


図 2.4－5　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置系統概要図（１／２）
（炉心の著しい損傷の発生時，プルーム通過前及びプルーム通過後）

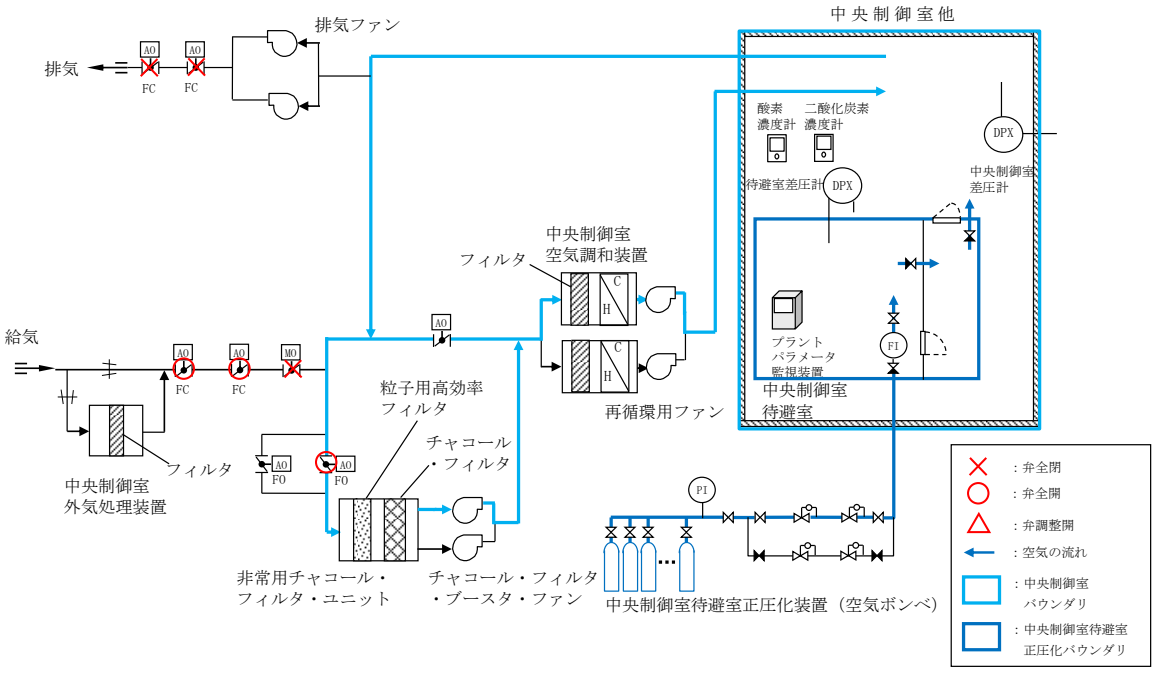


図 2.4－5　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置系統概要図（２／２）
（炉心の著しい損傷の発生時，プルーム通過中）

：ＳＡ範囲

(2)　遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備は建物躯体と一体となった，コンクリート厚さ［　　］の壁，コンクリート厚さ［　　］の天井及びコンクリート厚さ［　　］の床であり，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 2.4－6 に中央制御室遮蔽位置を，また，図 2.4－7 に中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の配置図を示す。

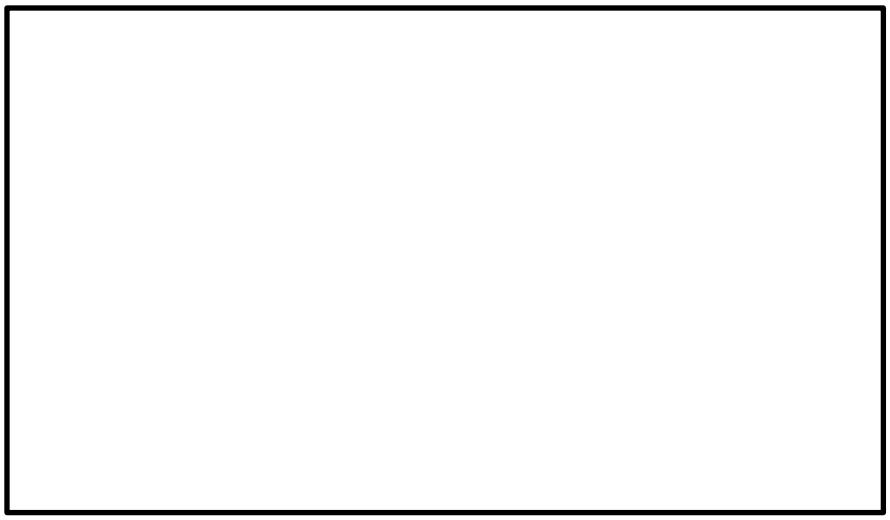


図 2.4－6　中央制御室遮蔽の概要（ＥＷ断面）

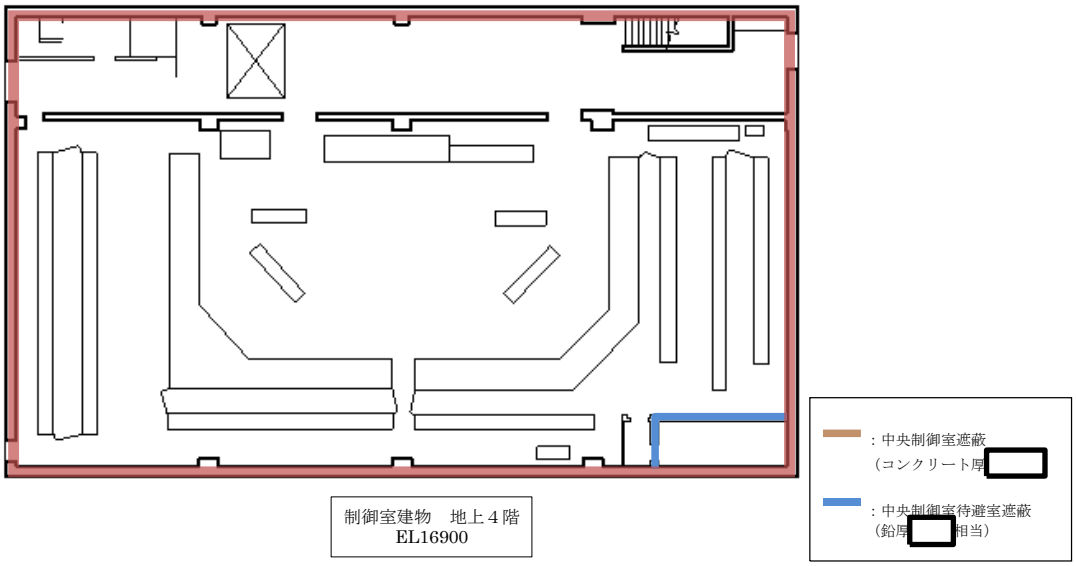


図 2.4－7　中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽　配置図

［　　］：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3)　中央制御室換気系

a．設計風量

中央制御室バウンダリ全体を正圧化するために必要となる空気供給量は，中央制御室換気系差圧試験にて測定し決定する。また大気間差圧は，大気基準点と中央制御室バウンダリ内各測定点での気圧を気圧計にて同時測定を行った。計測値は，大気圧基準点高さに補正算出した。

試験結果を図 2.4－8 に示す。中央制御室内を外気より＋20Pa 以上で正圧化する必要風量は［　　］m^3/h 以上となる。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 17,500m^3/h とする。

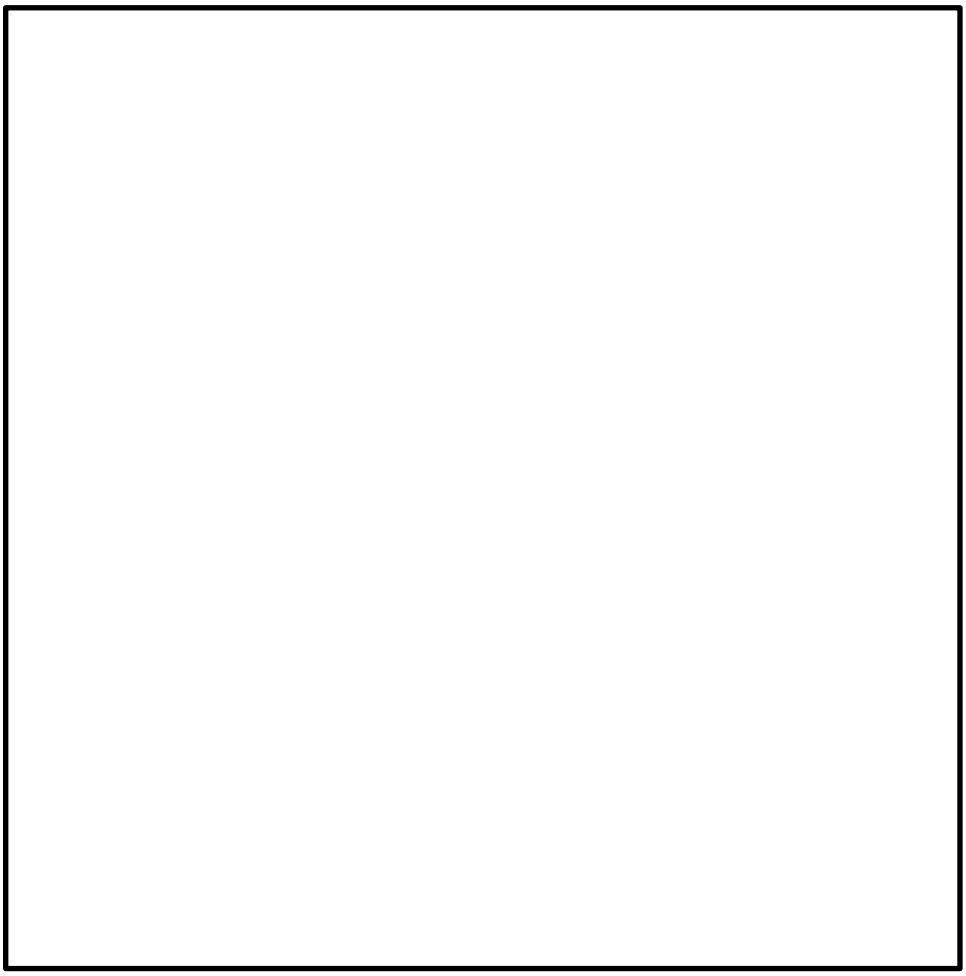


図 2.4－8　中央制御室の気密性能試験結果

：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

中央制御室換気系の容量，設置台数及び設置場所について表 2.4－1 に示す。

表 2.4－1　中央制御室換気系の仕様及び台数

設備	項目	仕様等
再循環ファン	容量及び設置台数	120,000m^3/h/台×１台（予備１台）
	設置場所	廃棄物処理建物２階
チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン	容量及び設置台数	32,000m^3/h/台×１台（予備１台）
	設置場所	廃棄物処理建物２階

ｂ．中央制御室換気系のフィルタ性能

中央制御室換気系の粒子用高効率フィルタ及びチャコール･フィルタの除去効率を表 2.4－2 に示す。

表 2.4－2　中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率（%）
粒子用高効率フィルタ	99.9（0.3μｍ粒子※1）
チャコール・フィルタ	95（相対湿度 70%以下※2）

※１：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エーロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※２：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

ｃ．機器構成

中央制御室換気系の機器概要図を図 2.4－9 に，中央制御室換気系の設置エリアを図 2.4－10 に示す。中央制御室換気系は再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び非常用チャコール・フィルタ・ユニット（粒子用高効率フィルタ及びチャコール・フィルタ）等から構成し，中央制御室にフィルタにより浄化された空気を供給することで中央制御室バウンダリ全体を正圧化可能な設計とする。

：ＳＡ範囲

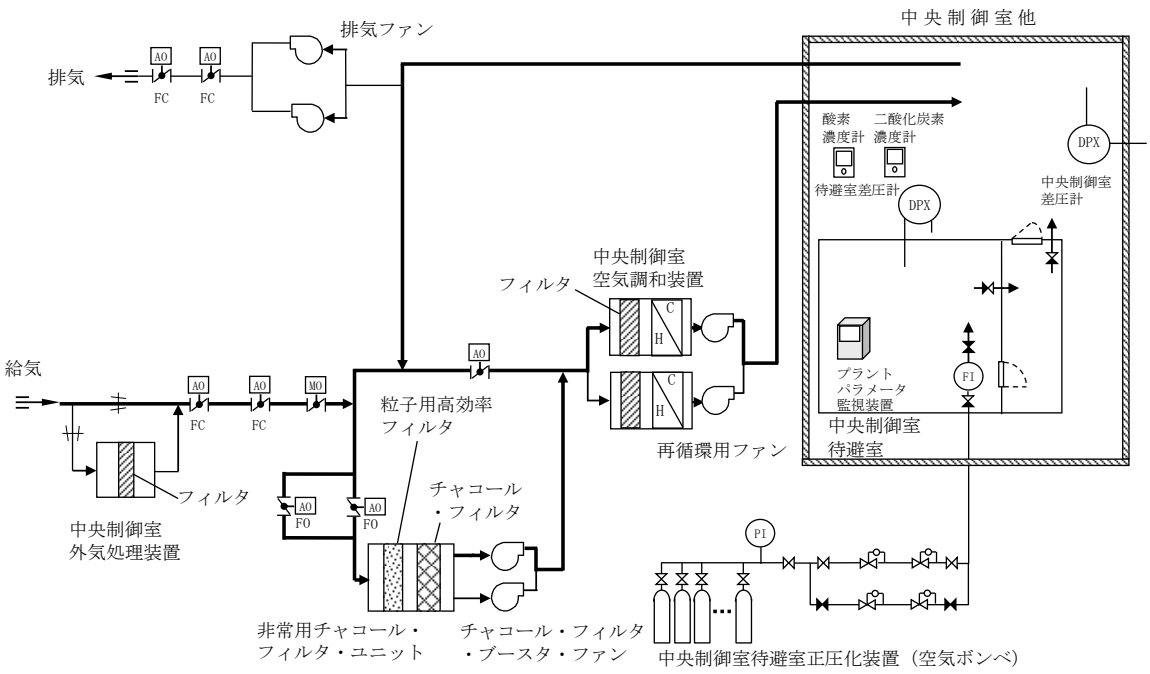


図 2.4－9　中央制御室換気系　機器概要図

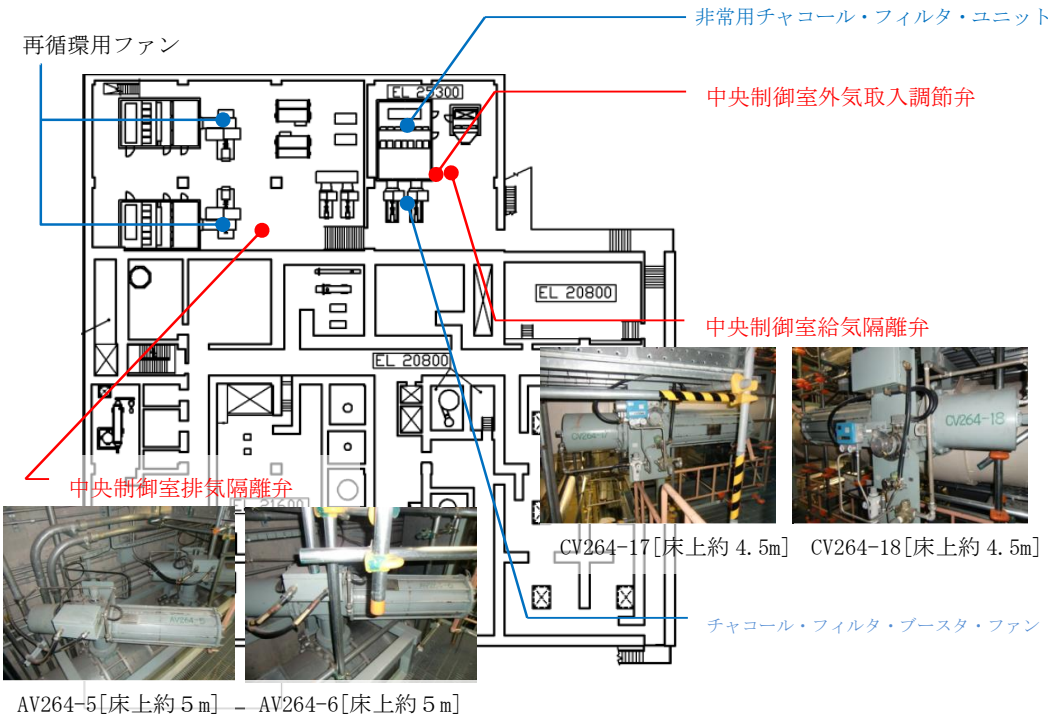


図 2.4－10　中央制御室換気系の設置エリア

：ＳＡ範囲

d．中央制御室換気系加圧運転操作に係る弁

炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室バウンダリ全体を正圧化するために操作する弁の系統概要図を図 2.4－11 に示す。操作対象の弁は，中央制御室外気取入調節弁１弁，中央制御室給気隔離弁２弁あり，全交流動力電源喪失時においても，手動で弁操作可能な構造となっている。

中央制御室換気系弁の配置図を図 2.4－12 に示す。中央制御室給気隔離弁操作は，廃棄物処理建物２階の非常用チャコール・フィルタ・ユニット室で実施するためアクセス性に問題はなく，開操作もハンドルを開側に回す作業のみであり，現場運転員２名により実施可能な見込みである。また中央制御室外気取入調節弁の操作は，中央制御室制御盤で実施するためアクセス性に問題はなく，中央制御室運転員１名により実施可能な見込みである。

したがって上記の操作は，現場運転員２名及び中央制御室運転員 1 名にて 40 分程度で実施可能な見込みである。

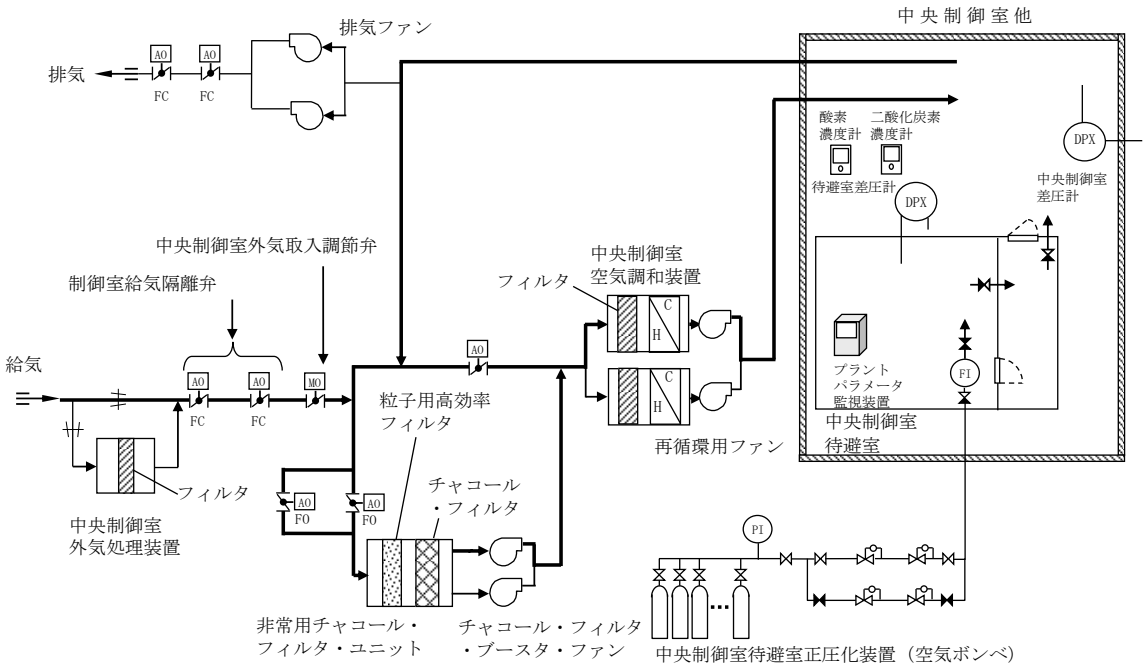


図 2.4－11　中央制御室換気系弁　系統概要図

：ＳＡ範囲

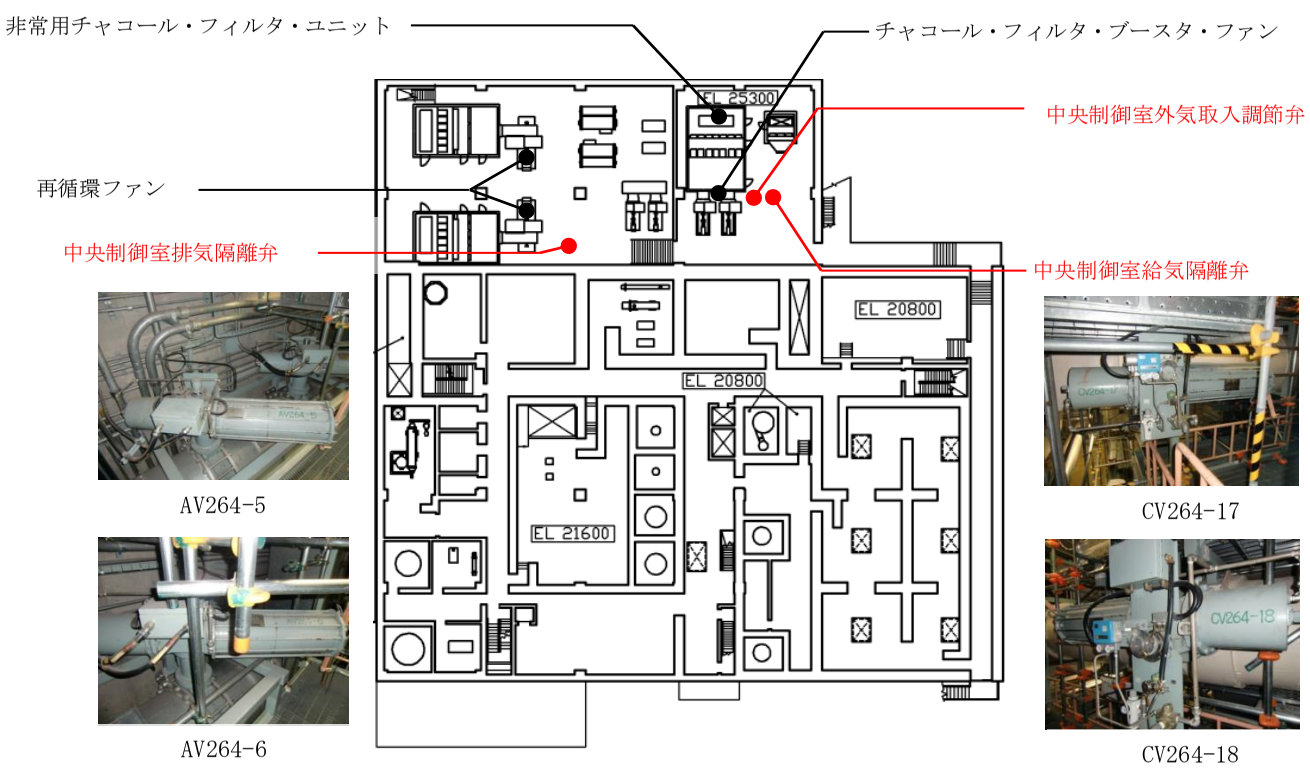


図2.4－12　中央制御室換気系弁　配置図
（原子炉建物地上２階及び地上４階）

：ＳＡ範囲

(4)　非常用ガス処理系及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

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

非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理装置，配管・弁類，計測制御装置等で構成する。

非常用ガス処理系の概要図を図2.4－13に示す。

非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排気ファンにより原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するとともに，原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を排気筒に沿わせて設ける排気管から排気することで，中央制御室の運転員の被ばくを低減する設計とする。

非常用ガス処理系排気ファンは，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に加えて，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

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

ブローアウトパネル閉止装置は，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から給電が可能な設計とする。

【設備仕様】

・非常用ガス処理系排気ファン

種類	遠心型
容量	4,400m^3／h／台
台数	1（予備1）

・原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置

個数	2

：ＳＡ範囲

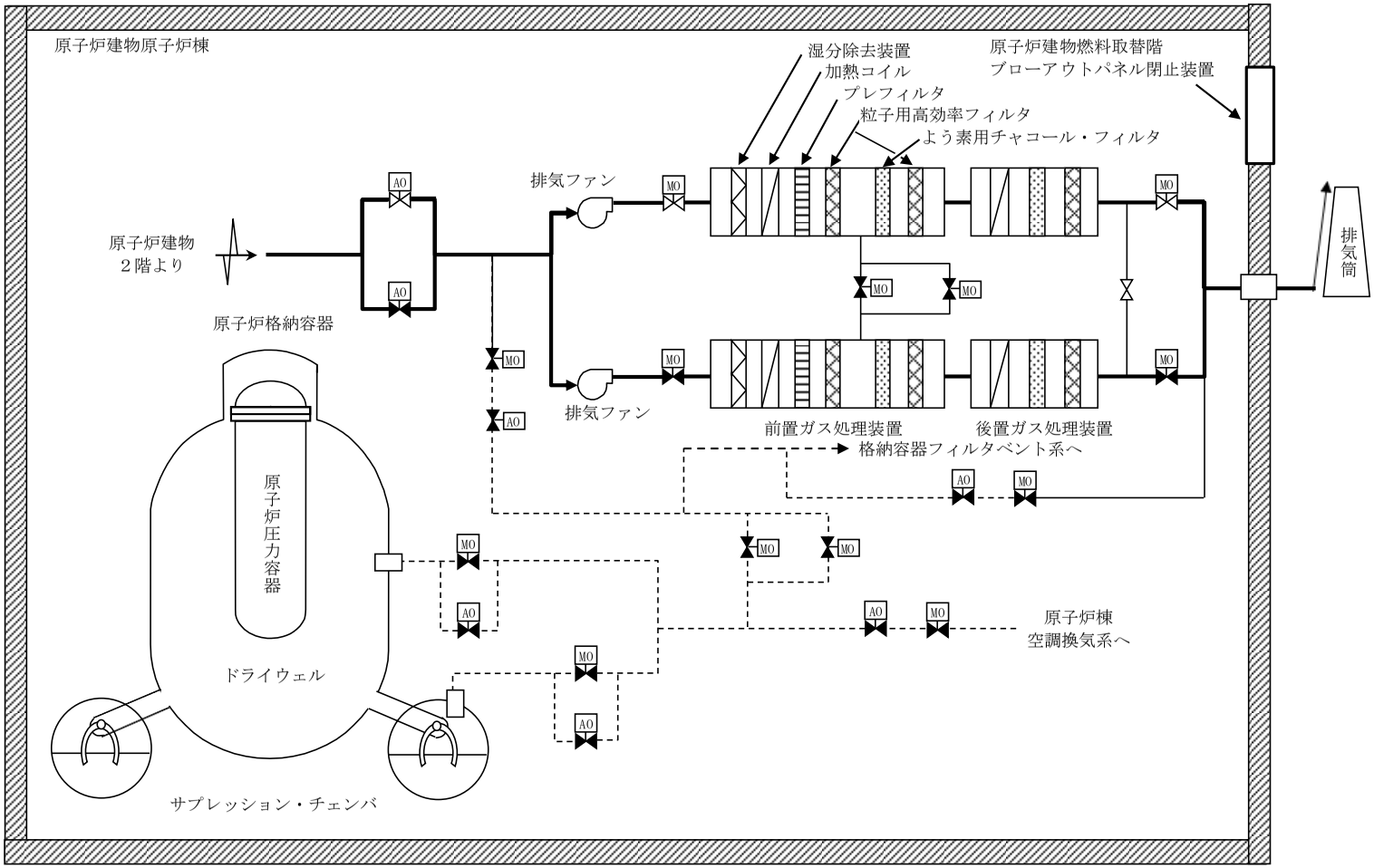


図 2.4－13 非常用ガス処理系 系統概要図

59-10-50

：ＳＡ範囲

2.4.4　中央制御室待避室の居住性確保

(1)　設計方針

炉心の著しい損傷発生時に格納容器フィルタベント系を作動させる場合においては，中央制御室待避室を空気ボンベにより正圧化するとともに，中央制御室を中央制御室換気系の系統隔離運転により外気から隔離することで，中央制御室内への放射性物質の取り込みを低減し，中央制御室待避室での滞在中に中央制御室に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減，及び放射性物質の体内への取り込みを低減可能な設計とする。

中央制御室待避室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，中央制御室待避室正圧化装置により中央制御室待避室を正圧化し，中央制御室待避室内への外気流入を防止することで居住性を高めた設計とする。

ここで，正圧化の差圧は，中央制御室待避室と中央制御室の差圧を待避室差圧計により，2.4.2 項に示す正圧化設計圧力値を監視することとし，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。

なお，中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の概要を図 2.4－14 に示す。

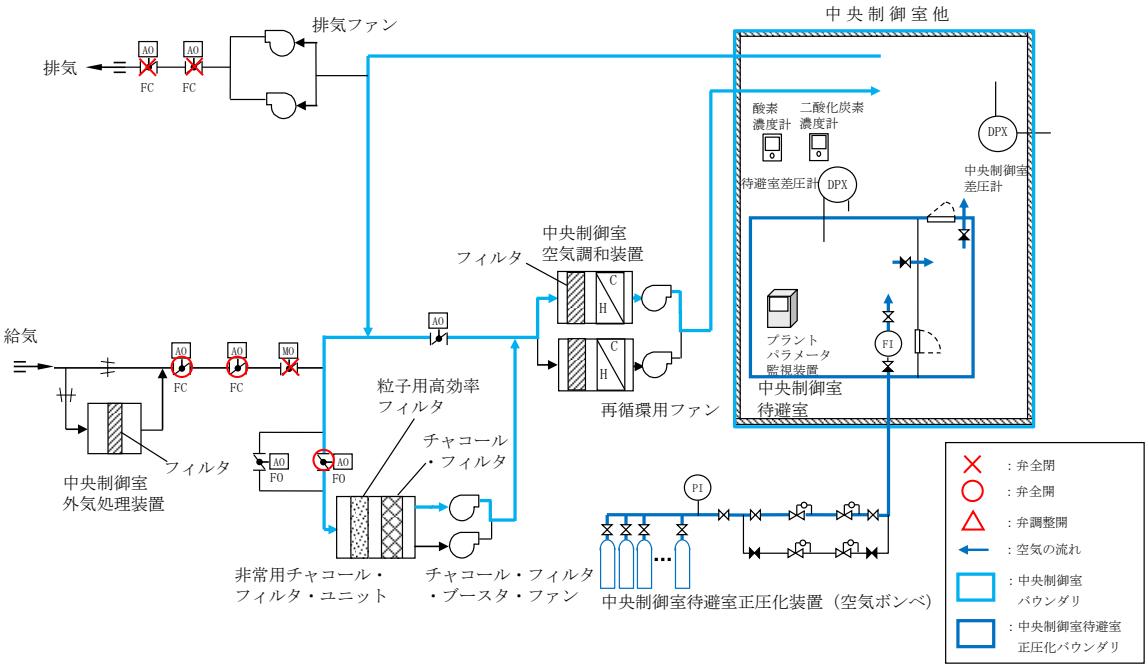
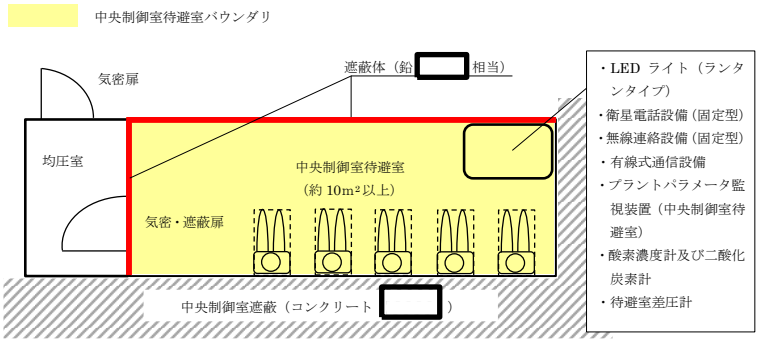


図 2.4－14　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の概要図（重大事故発生時，プルーム通過中）

：ＳＡ範囲

(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，中央制御室運転員数５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。



注：レイアウトについては，訓練等で有効性を確認し，適宜見直していく。

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，鉛　　と同等以上の遮蔽能力を期待できる金属壁とし，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。また，運転員が出入りする扉については気密性を持った遮蔽扉を設置する。概要は図 2.4－15 に示すとおり。

(4)　中央制御室待避室正圧化装置

ａ．系統構成

中央制御室待避室正圧化装置の系統概要図を図 2.4－16 に示す。

空気ボンベから減圧弁を介し，流量調整弁により一定流量の空気を中央制御室待避室内へ供給する。中央制御室待避室内は，予め開度調整した排気隔離弁により正圧を維持する。また，中央制御室待避室内が微正圧であることを確認するため，待避室差圧計を設置する。

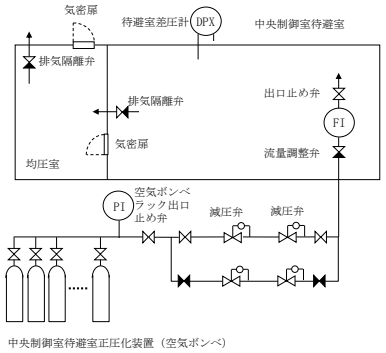


図 2.4－16 中央制御室待避室正圧化装置　系統概要図

：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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＝５名

・許容二酸化炭素濃度

C＝1.0%※（鉱山保安法施行規則）

・空気ボンベ二酸化炭素濃度

C_0＝0.03%（空気調和・衛生工学便覧）

・呼吸による二酸化炭素発生量

M＝0.022m^3/h/人（空気調和・衛生工学便覧の極軽作業の作業程度の吐出し量）

・必要換気量

Q_1＝100×M×n÷（C－C_0）m^3/h（空気調和・衛生工学便覧の二酸化炭素基準の必要換気量）

＝100×0.022×５÷（1.0－0.03）

＝11.34　≒11.4 m^3/h

② 酸素濃度基準に基づく必要換気量

・収容人数　　n＝５名

・吸気酸素濃度　a＝20.95%（標準大気の酸素濃度）

・許容酸素濃度　b＝19%※（鉱山保安法施行規則）

・成人の呼吸量　c＝0.48m^3/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

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

＝0.48×（20.95－16.4）×５÷（20.95－19.0）

＝5.6m^3/h

以上より，空気ボンベ正圧化に必要な空気供給量は二酸化炭素濃度基準の 11.4m^3/h とする。

※　許容二酸化炭素濃度，許容酸素濃度

空気ボンベを使用する場合は，希ガス等の放射性物質を含む外気が侵入しないようにするための防護措置であり，中央制御室待避室が密閉された限られた環境であるため，同様に限られた環境下における労働環境を規定している「鉱山保安法施行規則」に定める許容二酸化炭素濃度 1.0%以下，許容酸素濃度 19%以上とする。

：ＳＡ範囲

c．必要ボンベ本数

中央制御室待避室を 10 時間※1正圧化する必要最低限のボンベ本数は，二酸化炭素濃度基準換気量の 11.4m³/h 及びボンベ供給可能空気量 8.0m³/本から下記のとおり 15 本となる。なお，中央制御室待避室においては，正圧化試験を実施し，必要ボンベ本数が 10 時間※1正圧化維持するのに十分であることの確認を実施し，予備のボンベ容量について決定する。

・ボンベ初期充填圧力　　19.6MPa（at35℃）
・ボンベ内容積　　50.0L
・圧力調整弁最低制御圧力　1.0MPa
・ボンベ供給可能空気量　　8.0m³/本（at０℃）
・待避中ボンベ使用時間：10 時間
・待避前ボンベ使用時間：20 分※2

以上より，必要ボンベ本数は下記のとおり 15 本以上となる。

11.4m³/h÷8.0m³/本×10 時間 20 分＝14.7 本
≒15 本

※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）に余裕を持たせ，空気ボンベによる正圧化時間を10時間と設定

※2　格納容器ベント実施予測時刻の20分前にボンベ使用を開始する。

d．空気ボンベ設置エリア

空気ボンベの配置を図 2.4－17 に示す。空気ボンベは，廃棄物処理建物地上１階及び地上２階に配置し，制御室建物地上４階の中央制御室待避室に空気を供給する。

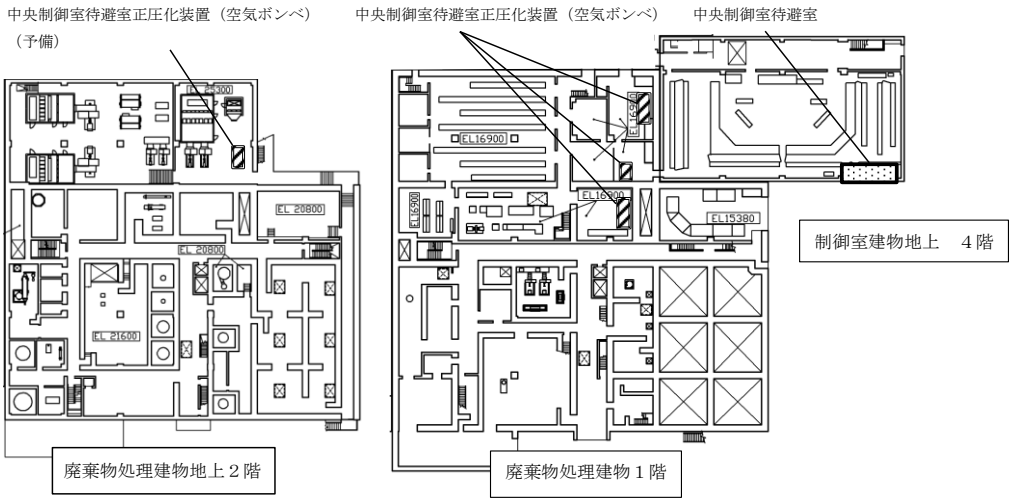


図 2.4－17　空気ボンベ設置　配置図

：ＳＡ範囲

e．正圧達成までに要する時間

中央制御室待避室を加圧した際に隣接区画に比べて＋10Pa［gage］の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約２秒となった。

(a) 評価モデル

中央制御室待避室への加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。



中央制御室待避室加圧における圧力時間変化の式を以下に示す。

$$\frac{dP}{dt} = \frac{RT}{V} \cdot \frac{dn}{dt} = \frac{RT}{V}\left(\frac{P_{atm}}{RT}(Q_{in} - Q_{out})\right) = \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

上記式から，単位時間当たりの待避室圧力上昇量を求め，微小時間⊿ｔ後の待避室圧力Ｐ(ｔ＋⊿ｔ)を繰り返し計算することで，待避室圧力Ｐ(ｔ)の経時変化を求める。

待避室からの空気流出量Ｑoutについては，ベルヌーイ式により求めることができ，漏えい面積Ａは，待避室の設計値に基づき，設定ボンベ流量及び，正圧基準値により求める。

$$P(t + \Delta t) = P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot (Q_{in} - Q_{out})$$

$$= P(t) + \Delta t \cdot \frac{P_{atm}}{V} \cdot \left(Q_{in} - A\sqrt{\frac{2(P(t) - P_{atm})}{\rho}}\right)$$

：ＳＡ範囲

(b) 評価条件

表 2.4-3　中央制御室待避室への加圧の評価条件

項目	記号	単位	値	備考
大気圧力	P_{atm}	Pa	101325	標準大気圧力
大気密度	ρ	kg/m^3	1.185	25℃のときの空気密度
容積	V	m^3	30	設計値より
ボンベ流量	Q_{in}	m^3/h [normal]	11.4	設計値より
等価漏えい面積	A	m^2		流入量と正圧基準値から算出
正圧基準値	P_∞	Pa		評価用暫定値

(c) 正圧化達成時間

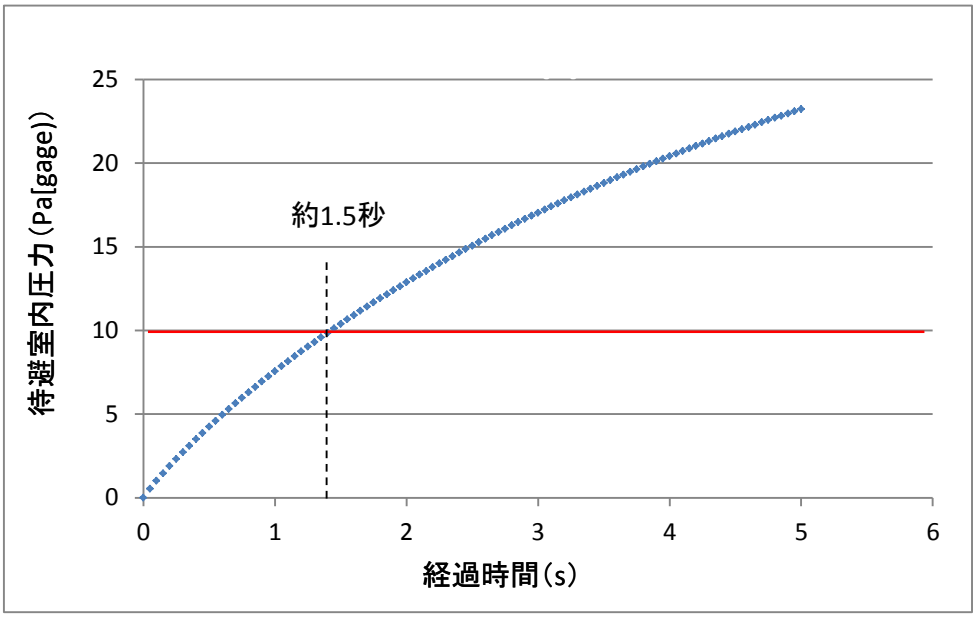


図 2.4-18　中央制御室待避室内圧力の時間変化

：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(5)　中央制御室換気系の運転状態比較

中央制御室換気系の状態について，通常運転時，設計基準事故時，重大事故時を比較，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系系統概要図（１／２）に示す。

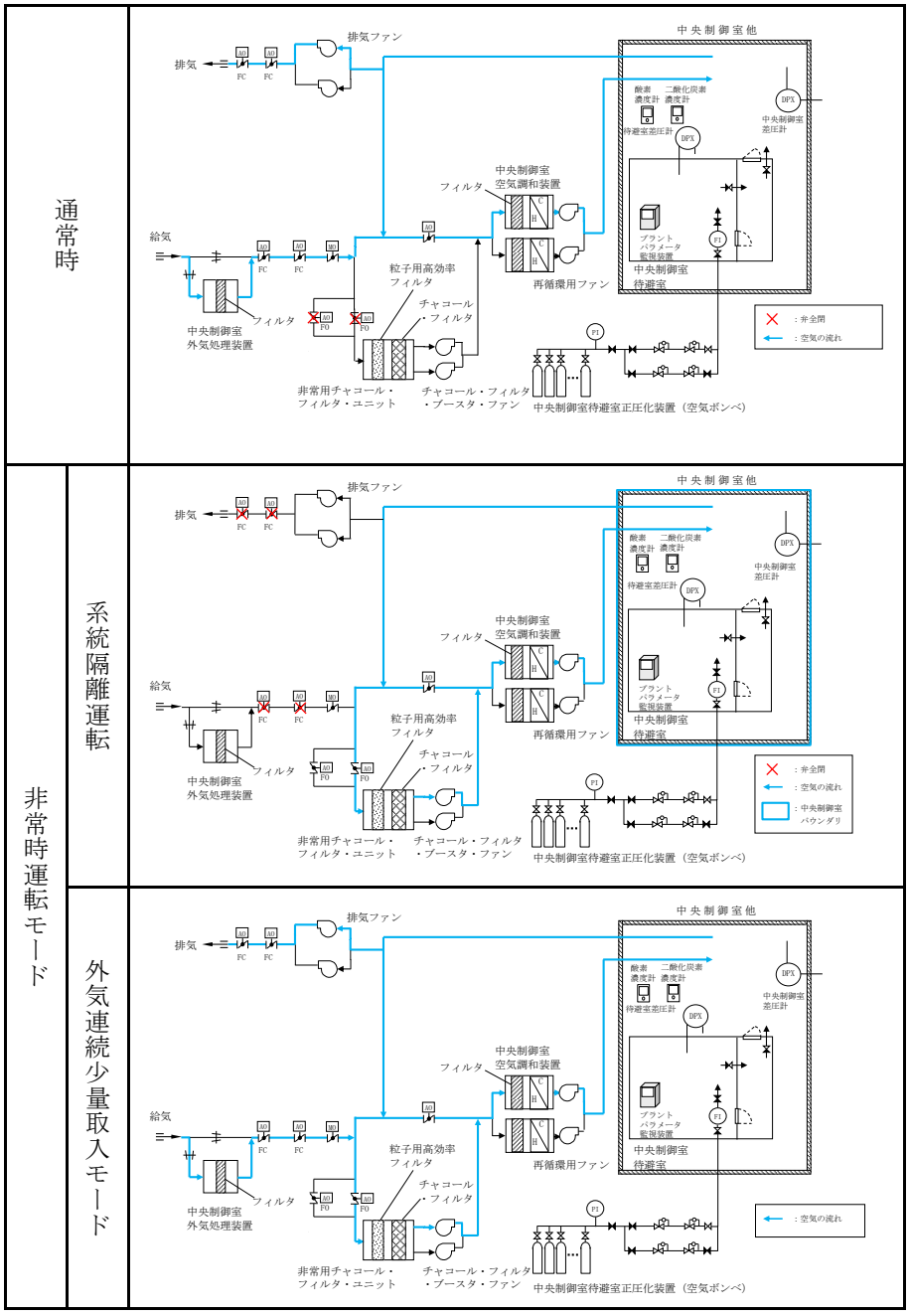


図 2.4－19　運転モード毎の中央制御室換気系　系統概要図（１／２）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

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

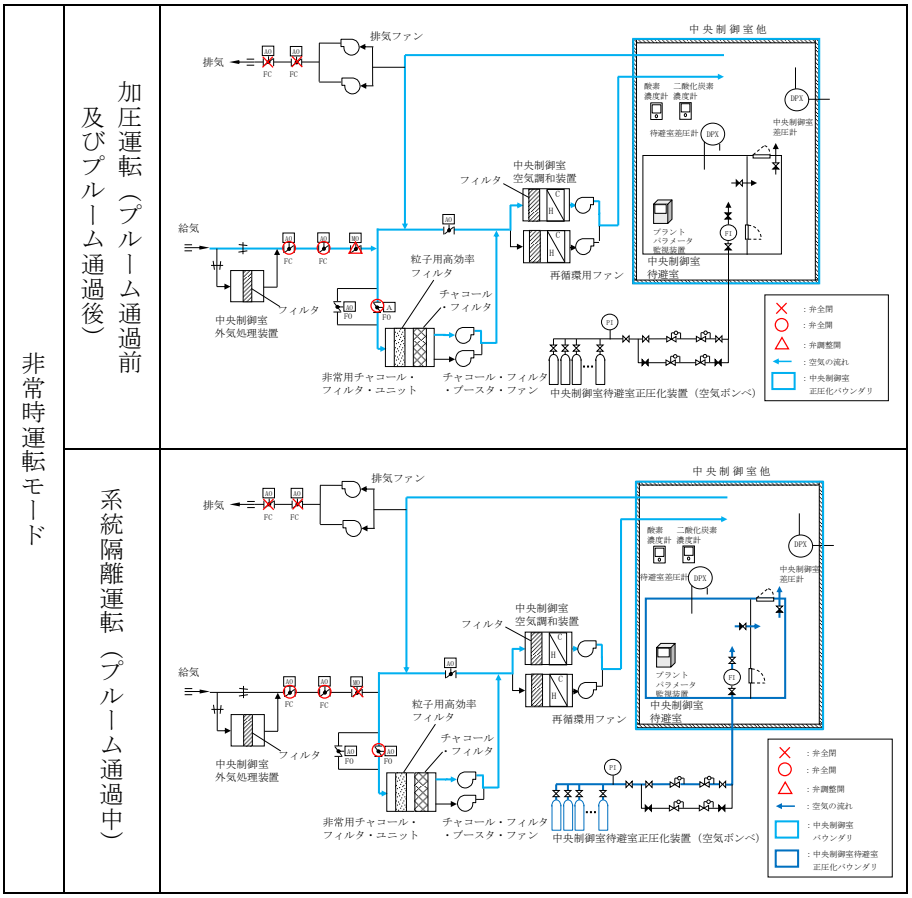


図 2.4－19　運転モード毎の中央制御室換気系　系統概要図（２／２）

：ＳＡ範囲

(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フィルタベント系作動に際して，水素爆発による格納容器の破損防止（格納容器フィルタベント系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，水素爆発による格納容器の破損防止，水素爆発による原子炉建物の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を設置する設計とする。中央制御室待避室にはプラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を１台設置する。

なお，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）は，今後の監視パラメータ追加や表示機能の拡張等を考慮した設計とする。

中央制御室待避室で確認できる主なパラメータを表 2.4－4 に，プラントパラメータ監視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通信設備のうち衛星電話設備（固定型）及び無線通信設備（固定型）は，中央制御室及び中央制御室待避室用に設け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。

：ＳＡ範囲

表 2.4－4　中央制御室待避室で確認できる主なパラメータ

目的	主なパラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の確認	原子炉水位（広帯域）（燃料域）
	原子炉圧力
	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	残留熱除去ポンプ出口流量
	代替注水流量
	非常用ディーゼル発電機の給電状態
	非常用高圧母線電圧
格納容器内の状態確認	ドライウェル圧力（ＳＡ）
	ドライウェル温度（ＳＡ）
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線モニタ
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）
	ペデスタル水位
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	代替注水流量
放射能隔離の状態確認	格納容器隔離の状態
	排気筒放射線レベル
環境の状態確認	モニタリング・ポストの指示※
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	燃料プール水位（ＳＡ）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）
水素爆発による格納容器の破損防止確認	第１ベントフィルタ出口水素濃度
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	原子炉建物水素濃度

※　データ監視装置（モニタリング・ポスト用）で確認できるパラメータ

：ＳＡ範囲

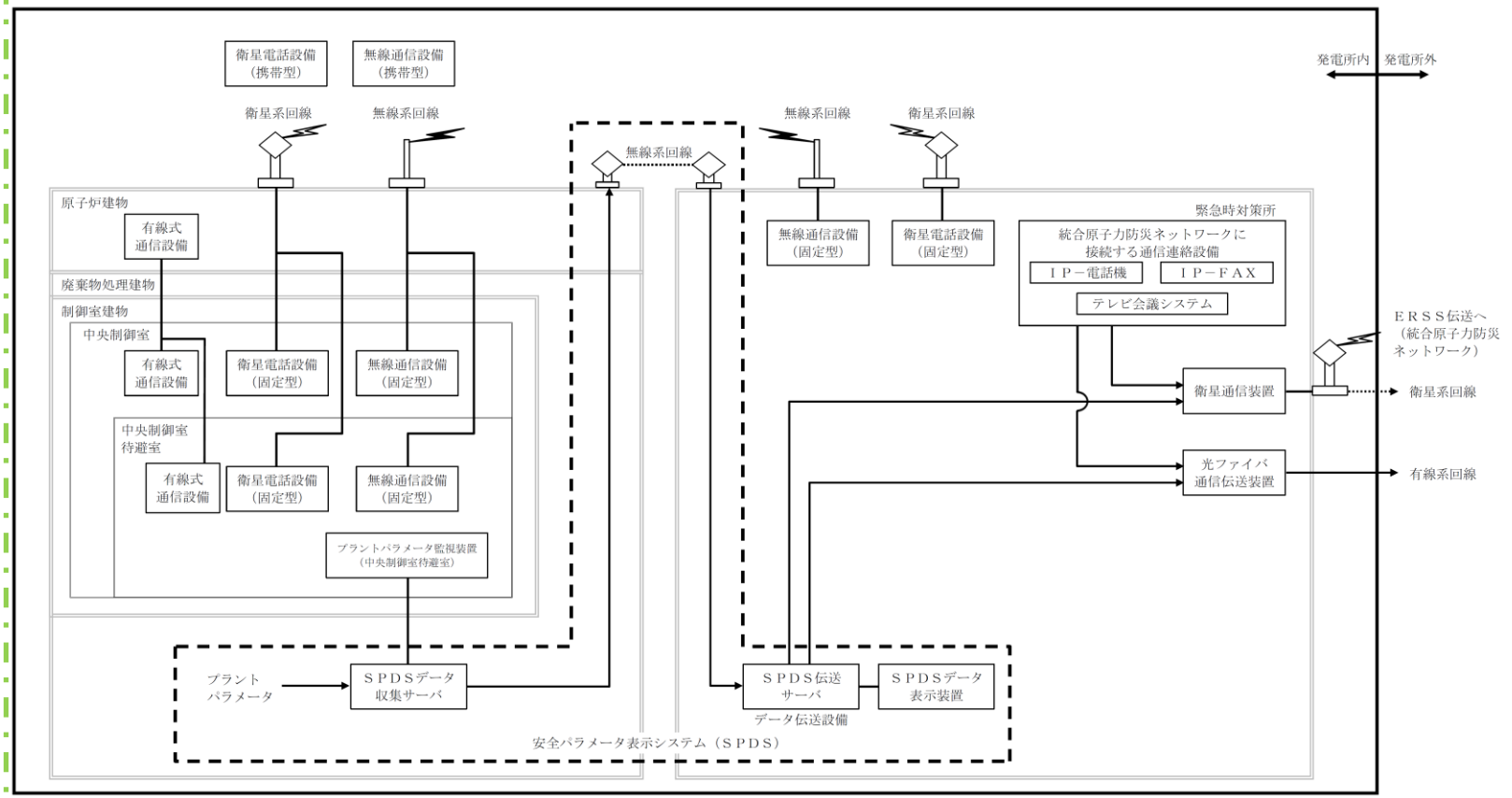


図 2.4－20　プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）のデータ伝送　概要図

：ＳＡ範囲

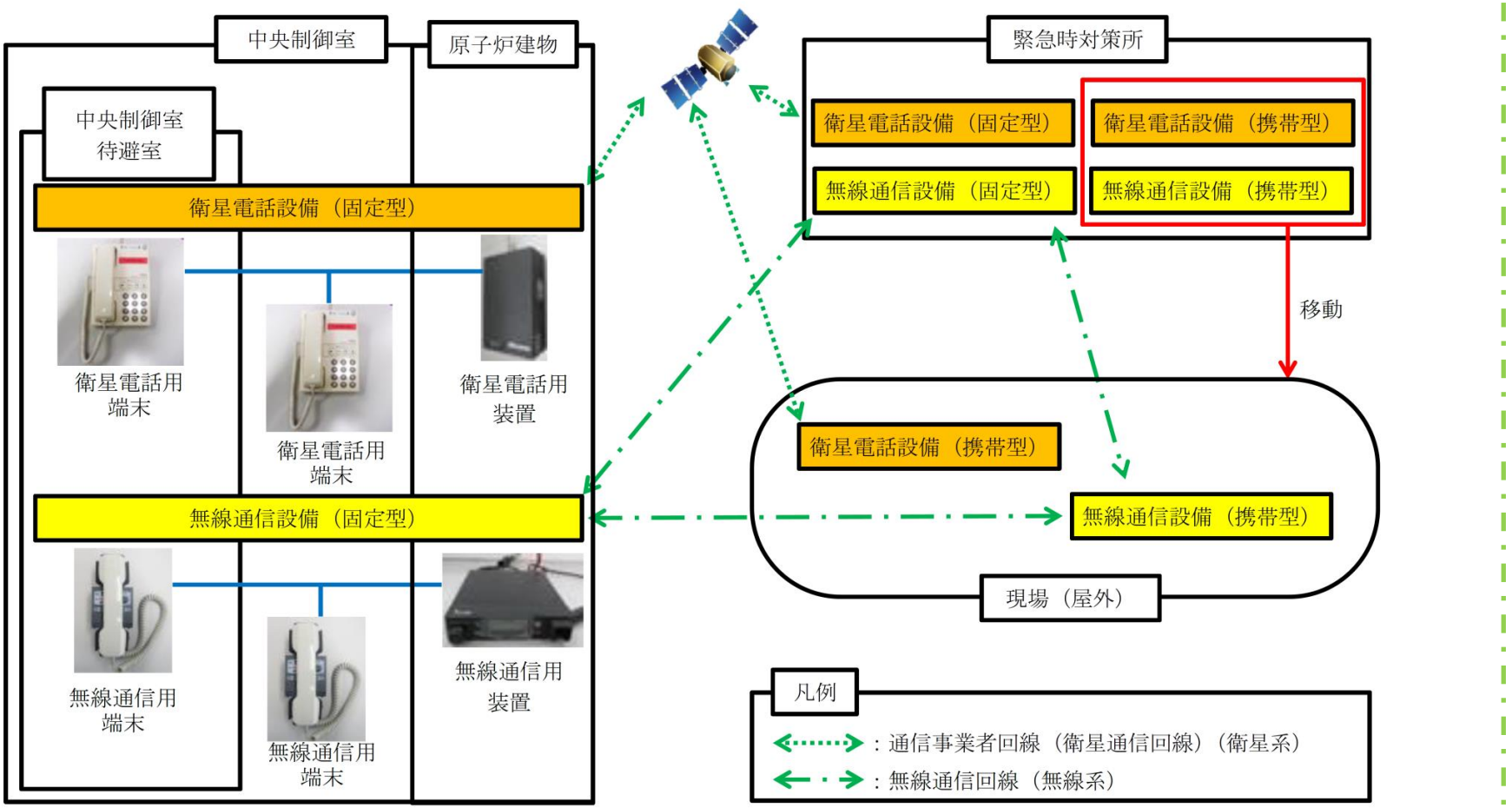


図 2.4－21　中央制御室待避室における通信連絡設備の概要

：ＳＡ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フィルタベント系作動時において運転員がとどまれるようにするため，ＬＥＤライト（ランタンタイプ），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイ・メータを配備する。

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照明として，ＬＥＤライト（ランタンタイプ）を２個配備する。表 2.4－5 に中央制御室待避室に配備しているＬＥＤライト（ランタンタイプ）を示す。

表 2.4－5　中央制御室待避室に配備するＬＥＤライト（ランタンタイプ）

機器名称及び外観	保管場所	数量	仕様
［ＬＥＤライト（ランタンタイプ）］ 	中央制御室	２個	電源：乾電池（単三） 点灯可能時間：約 29 時間

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを１個配備する。表 2.4－6 に中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を示す。

：ＳＡ範囲

表 2.4－6　中央制御室待避室に配備する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

機器名称及び外観	仕様等	
酸素濃度計 	検知原理	ガルバニ式
	検知範囲	0.0～25.0vol％
	表示精度	±0.5vol％
	電源	乾電池（単三×２本） 測定可能時間：約 15,000 時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	１個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	ＮＤＩＲ（非分散型赤外線）
	検知範囲	0～10,000ppm
	表示精度	±500ppm
	電源	乾電池（単四×２本） 測定可能時間：約７時間 （乾電池切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	個数	１個（故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１個を保有する。）

電離箱サーベイ・メータは，中央制御室待避室の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを１台配備する。表 2.4－7 に中央制御室に配備する電離箱サーベイ・メータを示す。

表 2.4－7　中央制御室に配備する電離箱サーベイ・メータ

機器名称及び外観	仕様等	
［電離箱サーベイ・メータ］ 	検出器の種類	電離箱
	検知範囲	0.001～300mSv/h
	電源	電源：乾電池（単三×４） 測定可能時間：約 80 時間 （バッテリ切れの場合，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）

：ＳＡ範囲

2.5　重大事故等時の電源設備について

中央制御室には，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ガスタービン発電機からの給電を可能とする。

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である「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ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，満充電から 4.5 時間無充電で点灯するＬＥＤライト（三脚タイプ）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，非常用照明にて照明は確保できる。一方，中央制御室の全照明が消灯した場合には，ガスタービン発電機から給電するＬＥＤライト（三脚タイプ）により必要な照度を確保する。

また，中央制御室内の非常用照明及び直流非常灯が使用できない場合にも必要な照度を確保できるよう，ＬＥＤライト（三脚タイプ）を配備する。仮にこれら照明が活用できない場合のため，ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト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。

換気設備は，ガスタービン発電機が起動するまでの間は起動しないが，居住性に係る被ばく評価においては，中央制御室換気系の起動時間を考慮し，全交流動力電源喪失後２時間後に起動することを条件として評価しており，居住性を確保できることを確認している。

：ＳＡ範囲

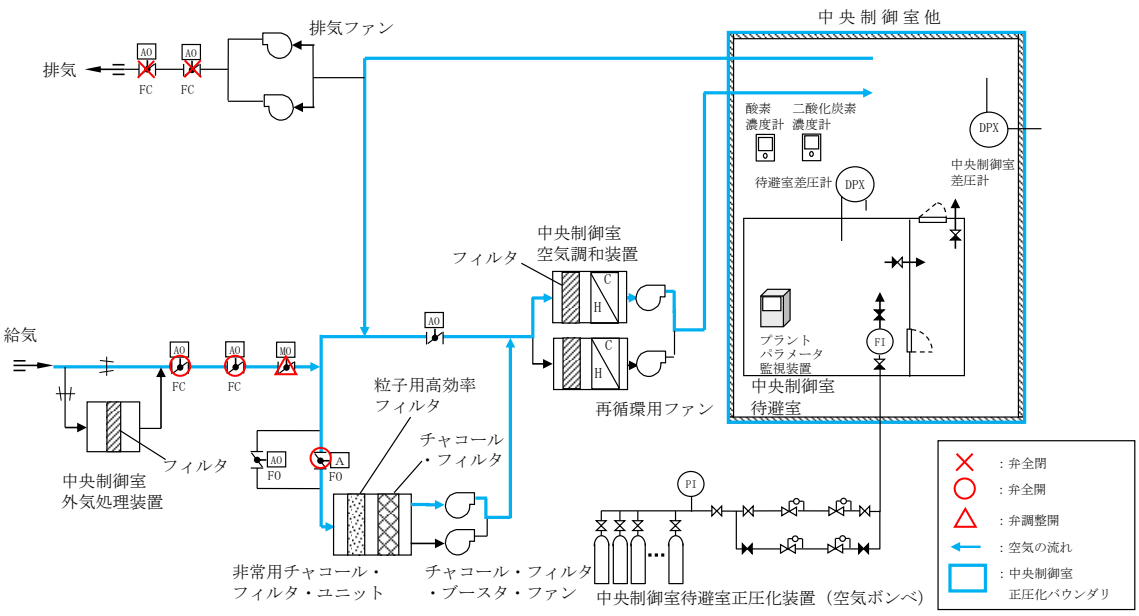


図 2.5－1　中央制御室換気系の概要（重大事故発生時，プルーム通過前後）

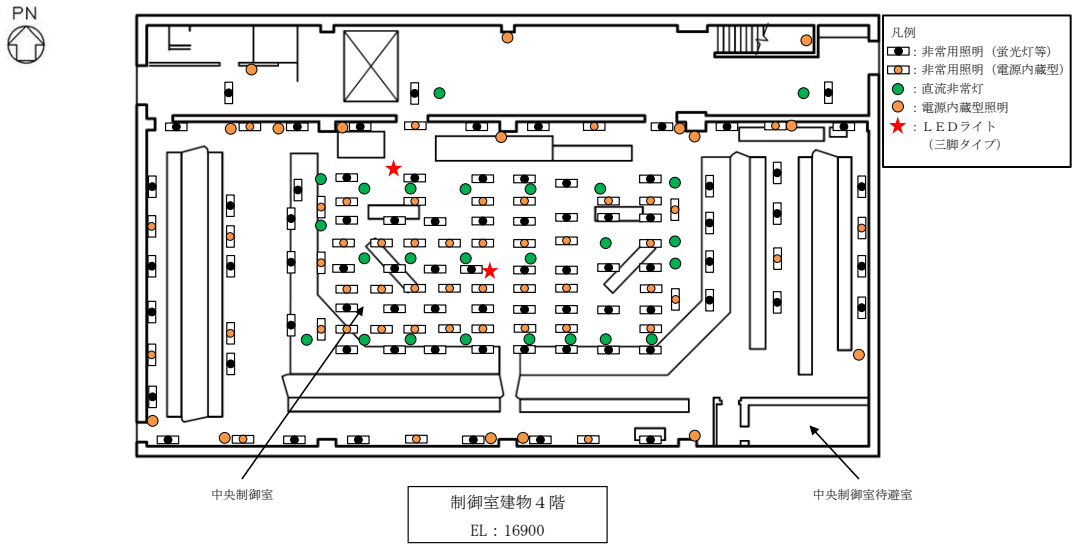


図 2.5－2　中央制御室照明設備の概要

：ＳＡ範囲

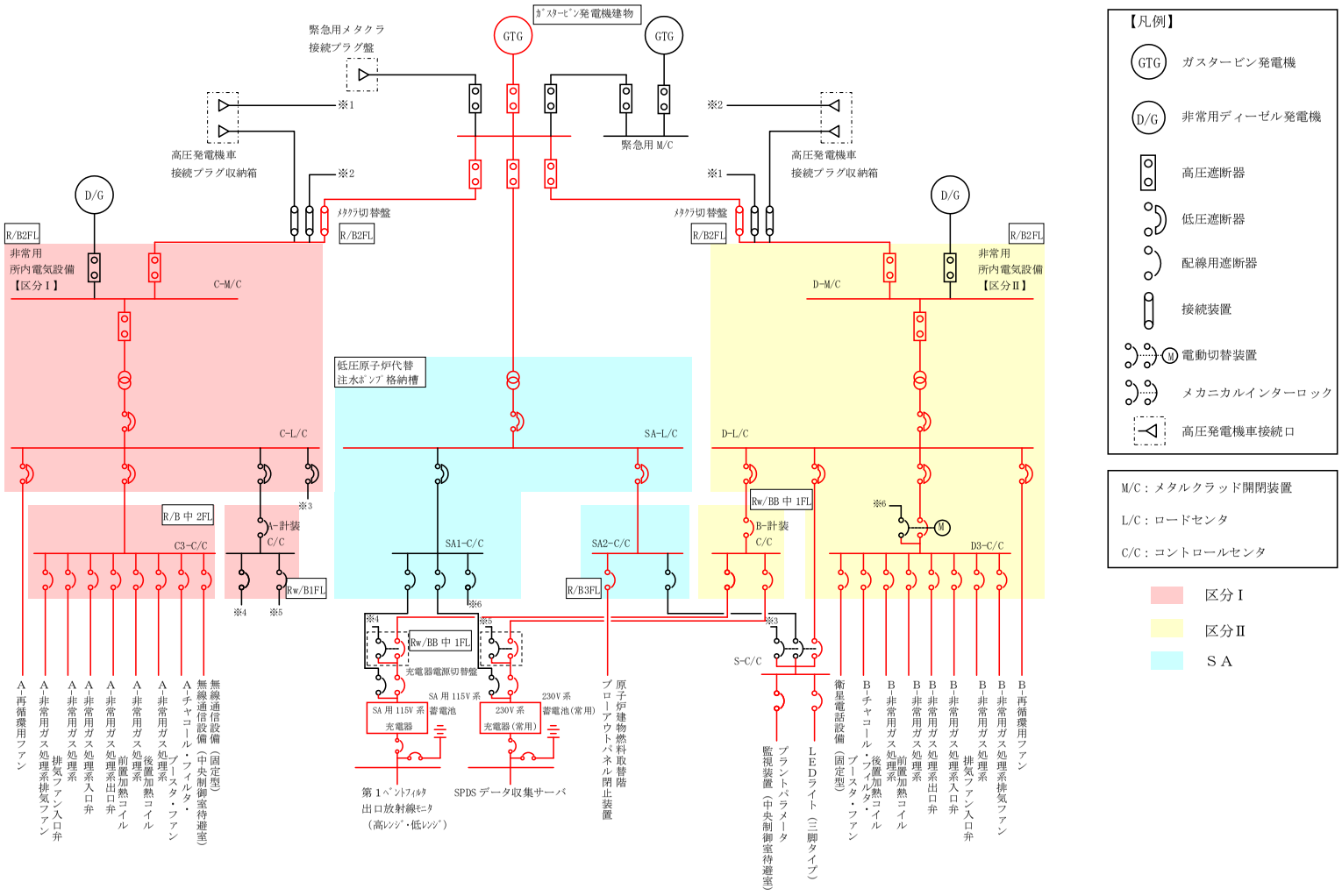


図 2.5－3　常設代替交流電源構成図

：ＳＡ範囲

表 2.5－1　ガスタービン発電機（4,800kW（6,000kVA））の最大所要負荷

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111
②	代替所内電気設備負荷（自動投入負荷）	約 18
③	低圧原子炉代替注水ポンプ	約 210
④	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	約 15
⑤	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系，モニタリング・ポスト他（Ｄ系高圧母線自動投入負荷）	約 518
⑥	格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）監視設備	約 20
⑦	Ｂ－中央制御室送風機	約 180
⑧	Ｂ－中央制御室非常用再循環送風機	約 30
⑨	Ｂ－中央制御室冷凍機	約 300
⑩	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系他（Ｃ系高圧母線自動投入負荷）	約 359
⑪	Ａ－淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110
⑫	Ｂ－淡水ポンプ（移動式代替熱交換設備）	約 110
⑬	Ｂ－燃料プール冷却水ポンプ	約 110
計		約 2,091



（通常点灯状態）



（直流非常灯点灯状態）

図 2.5－4　直流非常灯照明下での中央制御室のイメージ
（シミュレータの点灯例）

：ＳＡ範囲

(1)　ＬＥＤライト（三脚タイプ）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ＬＥＤライト（三脚タイプ）は，２個使用する。個数はシミュレーション施設を用いて監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。ＬＥＤライト（三脚タイプ）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ＬＥＤライト（三脚タイプ）が活用できない場合のため，ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト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ＬＥＤライト（三脚タイプ），ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライトの概要を示す。

表 2.5－2　中央制御室に配備しているＬＥＤライト（三脚タイプ），ＬＥＤライト（ランタンタイプ）及びヘッドライト

機器名称及び外観	保管場所	数量	仕様
ＬＥＤライト（三脚タイプ） 	中央制御室 前通路	３個 （中央制御室主盤エリア２個＋予備１個）	電源：交流 100V※ 点灯可能時間：4.5 時間（蓄電池） ※常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能
ＬＥＤライト （ランタンタイプ） 	中央制御室	12 個 （中央制御室対応として中央制御室執務机６個＋中央制御室待避室２個＋予備４個）	電源：乾電池 （単三×３） 点灯可能時間： 約 29 時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。
ヘッドライト 	中央制御室	11 個 （運転員分９個＋予備２個）	電源：乾電池 （単四×３） 点灯可能時間： 約 20 時間 ※連続して作業可能なように予備乾電池を持参する。

：ＳＡ範囲

ＬＥＤライト（三脚タイプ）の照度は，図 2.5－5 に示すとおり，制御盤から約２ｍの位置に設置した場合で，直流非常灯の設計値である照度（ベンチ盤操作部エリア：50 ルクス）に対し，室内照明全消灯状態にて操作を行う盤面で 50 ルクス以上の照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。



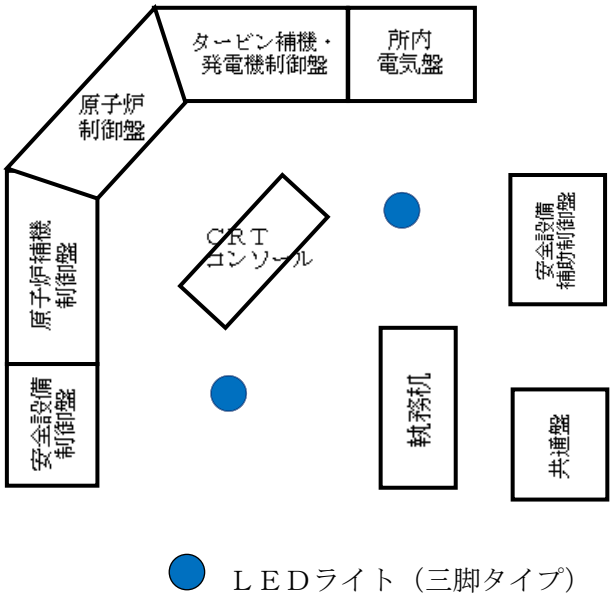


図 2.5－5　シミュレーション施設におけるＬＥＤライト（三脚タイプ）確認状況

：ＳＡ範囲

重大事故等対処のための追加安全対策設備の制御盤は，中央制御室内の制御盤エリアに配置されており，制御盤と同程度の照度が確保される。図 2.5－6 に示すとおりＬＥＤライト（三脚タイプ）の照度は盤から約１ｍの位置に設置した場合で盤表面で 330 ルクスの照度を確保し監視操作が可能なことを確認している。



（ＬＥＤライト（三脚タイプ）使用状況）

図 2.5－6　ＬＥＤライト（三脚タイプ）使用イメージ

：ＳＡ範囲

3. 添付資料

3.1　中央制御室待避室の運用について

格納容器フィルタベント系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 に格納容器フィルタベント系作動と中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置の運用の概要を示す。

(1)　格納容器フィルタベント系作動前（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，格納容器フィルタベント系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，表 3.1－1 に示す設備，資機材の運用準備を行う。

表 3.1－1　中央制御室換気系運転モード切替操作及び中央制御室待避室の運用準備

居住性対策設備	・中央制御室換気系運転モードの加圧運転から系統隔離運転への切替 ・中央制御室待避室の酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，電離箱サーベイ・メータの配置，準備 ・中央制御室待避室正圧化装置による中央制御室待避室の加圧
監視設備	・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の電源入
通信連絡設備	・現場運転員や緊急時対策要員との通信連絡のための無線通信設備（固定型）の準備（通話確認）

(2)　格納容器フィルタベント系作動中（待避中）

運転員等は，格納容器フィルタベント系作動開始後，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待避室差圧計を確認し，中央制御室待避室へ適切に空気が供給され，中央制御室待避室内が正圧化されていることを確認する。また，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が 19%以上であること，二酸化炭素濃度が 1.0%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電離箱サーベイ・メータにて監視する。

中央制御室待避室にとどまっている間にも，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）を用いることで，格納容器フィルタベント系作動状況をはじめとしたプラントの監視が可能な設計とする。また，中央制御室待避室内に通信連絡設備を設置し，緊急時対策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

：ＳＡ範囲

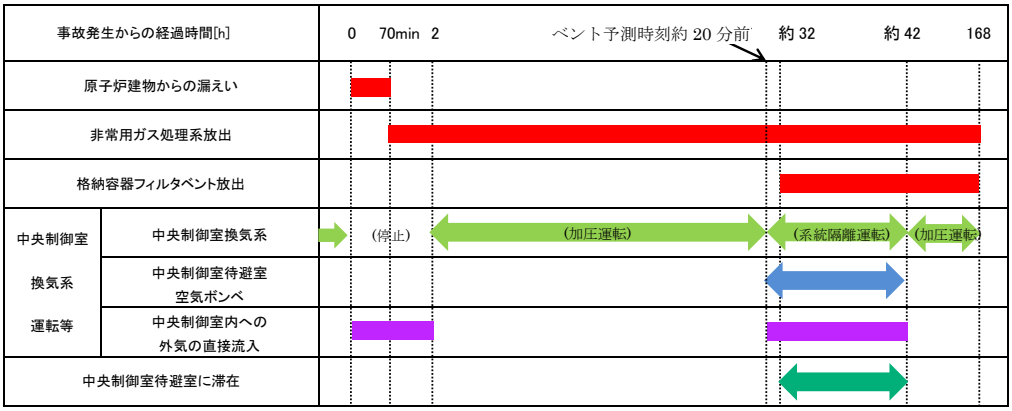
制御室制御盤エリアに居るとき同様，タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

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，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) 格納容器フィルタベント系作動後（待避解除）

運転員等は，格納容器フィルタベント系作動に伴うプルーム放出後は，中央制御室制御盤エリアの放射線量率を電離箱サーベイ・メータで確認した上で，緊急時対策本部との協議の上，中央制御室制御盤エリアでの対応を再開する。

：ＳＡ範囲



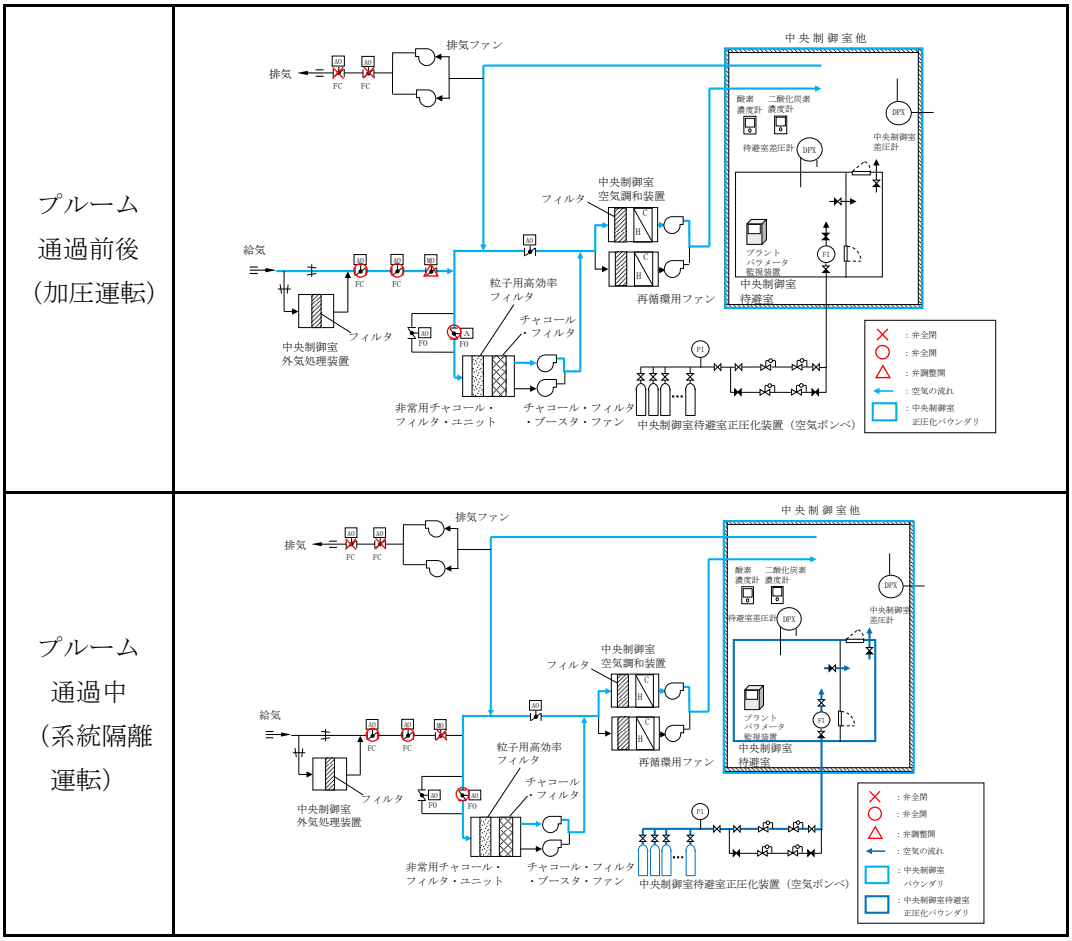


図 3.1－1　格納容器フィルタベント系作動と中央制御室及び中央制御室待避室正圧化装置の運用の概要

：ＳＡ範囲

3.2　配備する資機材の数量について

(1)　放射線防護資機材等

中央制御室に配備する放射線防護資機材等の内訳を表 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　放射線防護資機材

品名	保管数※	考え方
汚染防護服	210 着	10 名（１，２号炉運転員９名＋余裕，以下同様）×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
靴下	210 足	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
帽子	210 着	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
綿手袋	210 双	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
ゴム手袋	420 双	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）×２＝420
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	90 個	10 名×２交替×３日（除染による再使用を考慮）×1.5（余裕）＝90
電動ファン付き全面マスク	10 個	10 名
全面マスク	80 個	90－10＝80
チャコールフィルタ（以下内訳）	210 個	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）＝210
電動ファン付き全面マスク用	70 個	10 名×７日＝70
全面マスク用	140 個	210－70＝140
被水防護服	105 着	10 名×２交替×７日×1.5（余裕）×50％（年間降水日数を考慮）＝105
作業用長靴	10 足	10 名
セルフエアーセット	４台	初期対応用３台＋予備１台
酸素呼吸器	３台	インターフェイスシステム LOCA 等対応用２台＋予備１台

※予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

：ＳＡ範囲

・1.5 倍の妥当性の確認について

【中央制御室】

要員数９名は，運転員（中央制御室）５名と運転員（現場）４名で構成されている。このうち，運転員（中央制御室）は，中央制御室内を正圧化することにより，防護具類を着用する必要がない。ただし，運転員は２交替を考慮し，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。

９名×１回×２交替×７日＋４名×１回×２交替×７日
＝182 着＜210 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。

：ＳＡ範囲

表 3.2－2　放射線計測器

品名		配備台数※6
		中央制御室
個人線量計	電子式線量計	10 台※1
	ガラスバッジ	10 個※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
可搬式エリア放射線モニタ		３台※4
ダストサンプラ		２台※5

※１：10 名（１，２号炉運転員９名＋余裕）
※２：中央制御室内外モニタリング用１台＋チェンジングエリア用１台＋予備１台
※３：中央制御室内外モニタリング用１台＋予備１台
※４：中央制御室内用１台＋チェンジングエリア用１台＋予備１台（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十条第一項に該当する事象又は原子力災害対策特別措置法第十五条第一項に該当する事象））
※５：室内のモニタリング用１台＋予備１台
※６：今後，訓練等で見直しを行う。

(2)　飲食料等

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

表 3.2－3　飲食料等

品名	配備数※4
	中央制御室
飲食料 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	 210 食※1 140 本※2
簡易トイレ	１式
安定よう素剤	160 錠※3

※１：10 名（１，２号炉運転員９名＋余裕，以下同様）×７日×３食
※２：10 名×７日×２本
※３：10 名×８錠（初日２錠＋２日目以降１錠／日×６日）×２交替
※４：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

：ＳＡ範囲

3.3　チェンジングエリアについて

(1)　チェンジングエリアの基本的な考え方

チェンジングエリアの設営にあたっては,「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 59 条第 1 項(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。

：ＳＡ範囲

(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，サーベイエリア及び除染エリアからなり，要員の被ばく低減の観点からタービン建物内，かつ中央制御室正圧化バウンダリに隣接した場所に設営する。概要は，表 3.3－1 のとおり。

表 3.3－1　チェンジングエリアの概要

項目		理由
設営場所	タービン建物２階 運転員控室前通路	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	パネル取付ユニット方式	設営の容易さ及び迅速化の観点から，パネル取付ユニット方式を採用する。
手順着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第十条第一項に該当する事象又は原子力災害対策特別措置法第十五条第一項に該当する事象が発生した後，緊急時対策本部が，事象進展の状況，参集済みの要員数及び緊急時対策要員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	緊急時対策要員	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている緊急時対策要員が設営を行う。

：ＳＡ範囲

(3)　チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

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

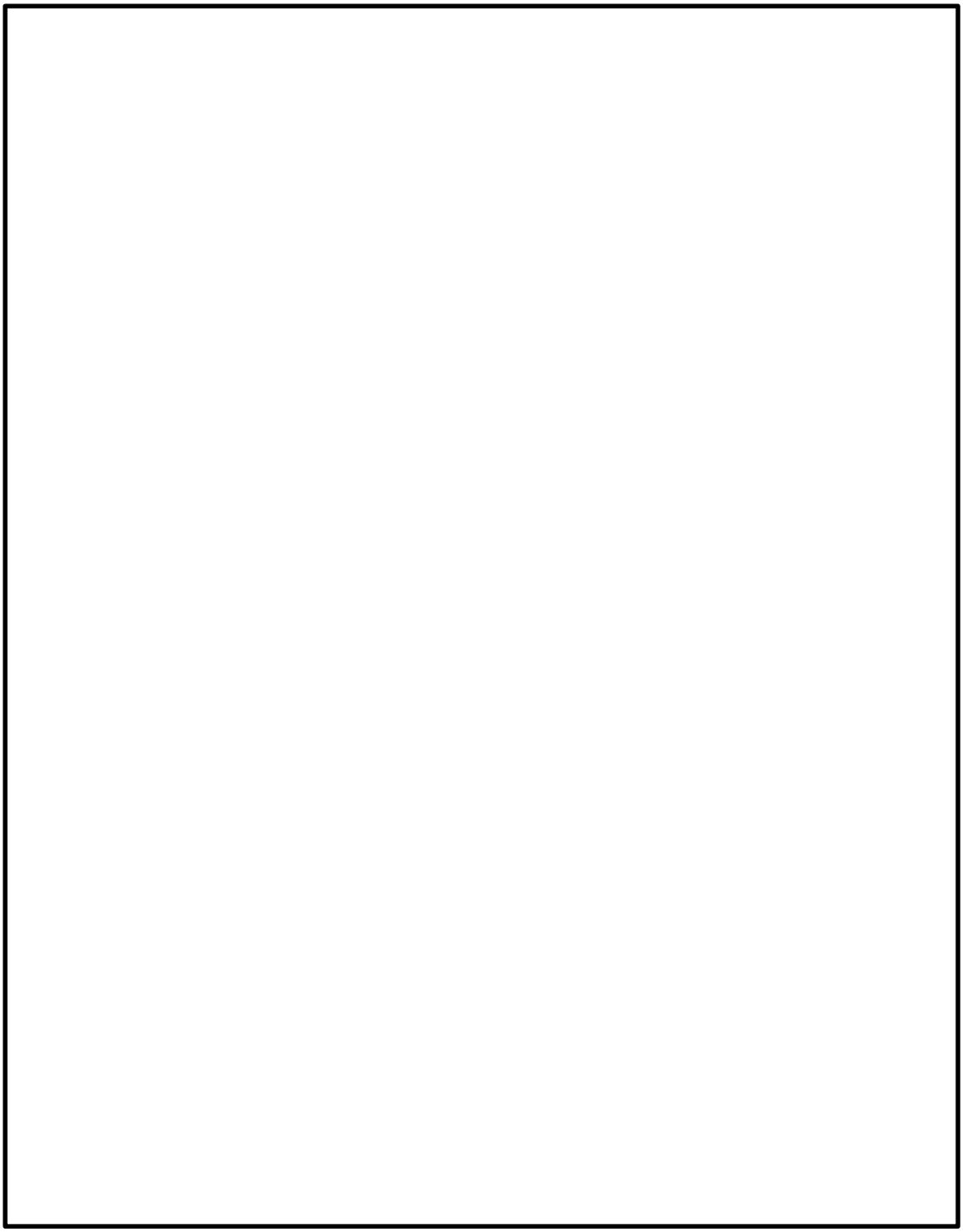


図 3.3－1　チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4)　チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a．考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 3.3－2 の設営フローに従い，図 3.3－3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員２名で，２時間以内を想定する。チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，原子力防災組織の緊急時対策要員の放射線管理班員２名をチェンジングエリアの設営に割り当て行う。設営の着手は，当直副長が，原子力災害対策特別措置法第十条第一項に該当する事象又は原子力災害対策特別措置法第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生したと判断した後，事象進展の状況，参集済みの要員数及び放射線管理班が実施する作業の優先順位を考慮して判断し，速やかに実施する。

①チェンジングエリア用資機材の移動，設置
（チェンジングエリア用照明の設置）

↓

②床，壁等の養生を実施

↓

③装備回収箱，バリア，粘着マット等の設置

↓

④除染用資機材，可搬式空気浄化装置，ＧＭ汚染サーベイ・メータの配備

図 3.3－2　チェンジングエリア設営フロー

：ＳＡ範囲

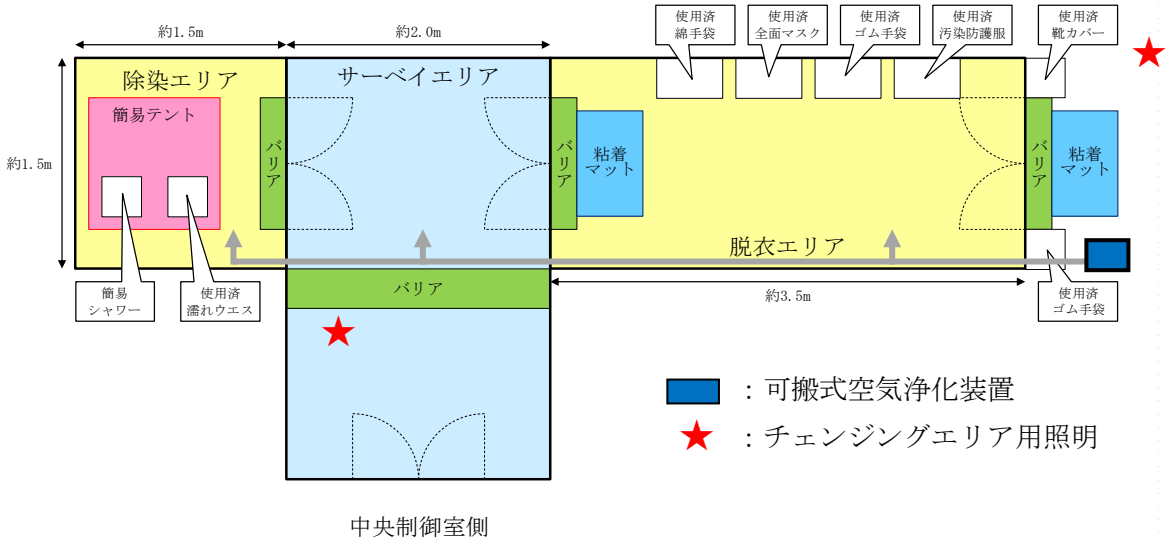


図 3.3－3　中央制御室チェンジングエリア

：ＳＡ範囲

ｂ．チェンジングエリア用資機材

チェンジングエリア用資機材については，運用開始後のチェンジングエリアの補修や汚染によるシート張替え等も考慮して，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※1	根拠
チェンジングエリア区画資材	1式	チェンジングエリアの設営に必要な数量
養生シート	2巻※2	
バリア	4個※3	
粘着マット	4枚※4	
装備回収箱	6個※5	
ヘルメット掛け	1式	
ポリ袋	200枚※6	
テープ	12巻※7	
ウエス	1箱※8	
ウェットティッシュ	5個※9	
はさみ	1個	
マジック	2本	
簡易テント	1台※10	
簡易シャワー	1台	
簡易タンク	1台	
トレイ	1個	
バケツ	2個	
可搬式空気浄化装置	1台	
チェンジングエリア用照明	2個	

※1　今後，訓練等で見直しを行う。

※2　約 35m^2（床，壁の養生面積）×3（エリア全面張替え1回分＋補修張替え等）
÷90m^2／巻×1.5 倍≒2巻（養生シート損傷，汚染時等）

※3　4個（各エリア間設置箇所数）

※4　2枚(設置箇所数)×2（汚染時の交換用）＝4枚

※5　6個（設置箇所数）

※6　6枚（設置箇所）×3枚／日（1日交換回数）×7日×1.5 倍＝189 枚→200 枚

※7　約 80m（養生エリアの外周距離）×3（エリア全面張替え1回分＋補修張替え等）
÷30m／巻×1.5 倍＝12 巻（養生シート損傷，汚染時等）

※8　1,200 枚／箱（除染等）

※9　120 枚／個（除染等）

※10　960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

：ＳＡ範囲

(5)　チェンジングエリアの運用（出入管理，脱衣，汚染検査，除染，着衣，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。

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。

・脱衣エリア入口で，安全靴，ヘルメット，被水防護服及びゴム手袋外側を脱衣する。
・脱衣エリアで汚染防護服，ゴム手袋内側，マスク，帽子，靴下及び綿手袋を脱衣する。

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

c．汚染検査

チェンジングエリアにおける汚染検査手順は以下のとおり。

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

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

：ＳＡ範囲

d．除染

チェンジングエリアにおける除染手順は以下のとおり。

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

e．着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

・中央制御室内で，綿手袋，靴下，帽子，汚染防護服，マスク，ゴム手袋内側及びゴム手袋外側等を着衣する。
・脱衣エリア出口でヘルメット，安全靴等を着用する。
・放射線管理班員は，要員の作業に応じて，被水防護服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。

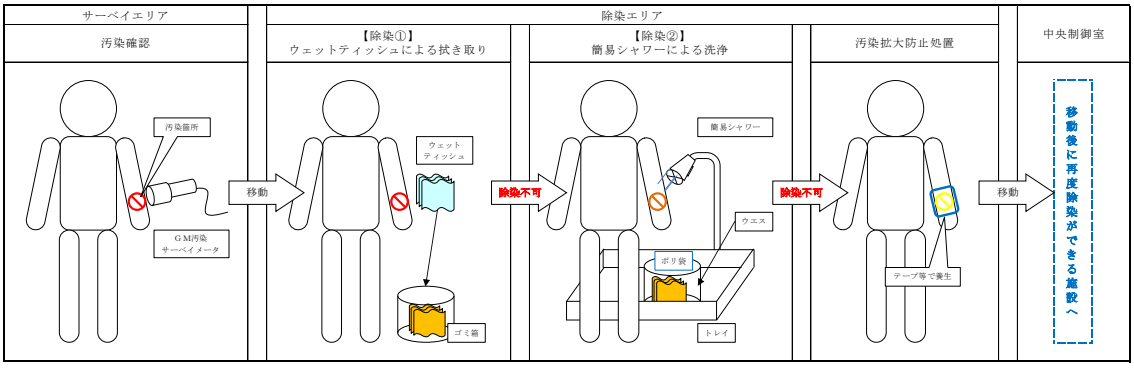


図 3.3－4 除染及び汚染水処理イメージ図

：ＳＡ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とどめておくとチェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大へつながる要因となることから，適宜チェンジングエリア外に持ち出し，チェンジングエリア内の線量当量率の上昇及び汚染拡大防止を図る。

h．チェンジングエリアの維持管理

放射線管理班員は，床･壁等の養生の確認を実施し，養生シート等に損傷が生じている場合は，補修を行う。

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

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には，表面汚染密度，線量当量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し，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．可搬式空気浄化装置

チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため，可搬式空気浄化装置を１台設置する。可搬式空気浄化装置は，放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し，放射性物質の流入を防止する。可搬式空気浄化装置による送気が正常に行われていることの確認は，可搬式空気浄化装置に取り付ける吹き流しの動きを目視により行う。

可搬式空気浄化装置の仕様等を図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式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，可搬式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，可搬式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。

：ＳＡ範囲

	○外形寸法：約 500(D)×約 360(W)×約 1,350(H)mm ○最大風量：13m³/min ○重　　量：約 60kg（フィルタ除く。） ○フィルタ：微粒子フィルタ 　　よう素フィルタ
	微粒子フィルタ 　微粒子フィルタのろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がろ材を通過する際に，微粒子が捕集される。 よう素フィルタ 　よう素フィルタのろ材は，活性炭素繊維であり，よう素を含んだ空気がフィルタを通過する際に，よう素が活性炭素繊維を通ることにより吸着・除去される。

図 3.3－5　可搬式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，区画資材により区画する。チェンジングエリアの外観は，図3.3－6のとおりであり，チェンジングエリア区画資材の仕様は表3.3－3のとおりである。

チェンジングエリア内面は，汚染の除去の容易さの観点から，必要に応じて養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮している。

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

また，チェンジングエリア区画資材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　チェンジングエリアの外観

：ＳＡ範囲

表 3.3－3　チェンジングエリア区画資材の仕様

サイズ（設営時）	幅 1.5m×奥行 3.5m×高さ 2.0m 程度（脱衣エリア）
	幅 2.0m×奥行 3.0m×高さ 2.0m 程度（サーベイエリア）
	幅 1.5m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度（除染エリア）
サイズ（保管時）	幅 1.0m×奥行 1.5m×高さ 2.0m 程度
本体重量	約 200kg（総重量）
材質	軽量アルミフレーム，中空ポリカーボネートボード

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タービン建物内に設営し，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，可搬式空気浄化装置を１台設置する。

可搬式空気浄化装置は，放射性物質を取り除いた外気をチェンジングエリア内に供給することで正圧化し，放射性物質の流入を防止する。

図3.3－7のように脱衣エリア及び除染エリアの空気がサーベイエリアへ流入しないよう，可搬式空気浄化装置から各エリアに供給する風量を調整し，チェンジングエリア内に空気の流れをつくることで，中央制御室内に汚染を持ち込まないよう管理する。

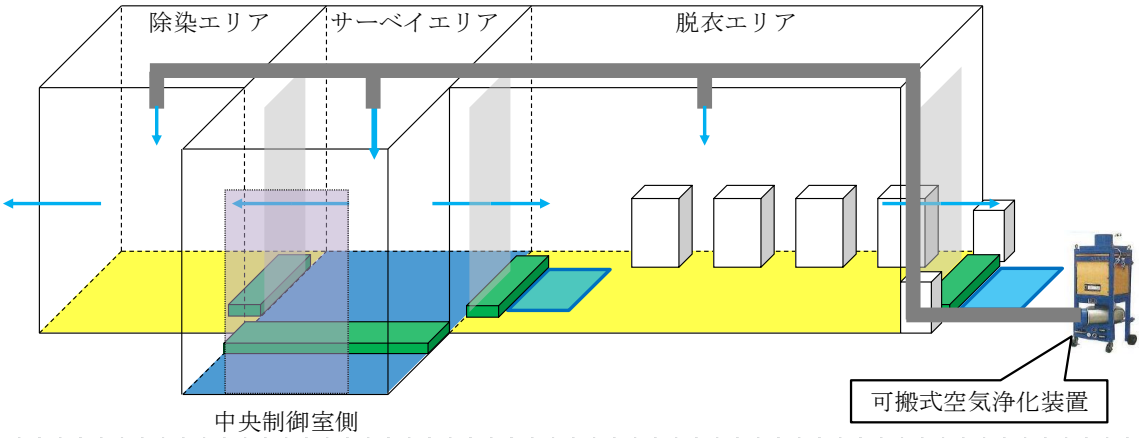


図 3.3－7　チェンジングエリアの空気の流れ

：ＳＡ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を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，脱衣エリアでは一人ずつ脱衣を行う運用とすることで，脱衣する要員同士の接触を防止する。なお，中央制御室から退室する要員は，防護具を着用しているため，中央制御室に入室しようとする要員と接触したとしても，汚染が身体に付着することはない。

：ＳＡ範囲

(7)　汚染の管理基準

表3.3－4のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

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

表 3.3－4　汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準※1	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※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※3	原子力災害対策指針における OIL4 に準拠
		13,000cpm※4	原子力災害対策指針における OIL4【１ヶ月後の値】に準拠

※１：計測器の仕様や構成により係数率が異なる場合は，計測器毎の数値を確認しておく。また，測定する場所のバックグラウンドに留意する必要がある。

※２：４Bq/cm^2 相当。

※３：120Bq/cm^2 相当。バックグラウンドが高い状況下に適用。バックグラウンドの影響が相対的に小さくなる数値のうち，最低の水準（バックグラウンドのノイズに信号が埋まらないレベルとして３倍程度の余裕を見込む水準）として設定（13,000×３≒40,000cpm）。

※４：40Bq/cm^2 相当（放射性よう素の吸入により小児の甲状腺等価線量が 100mSv に相当する内部被ばくをもたらすと想定される体表面密度）。

：ＳＡ範囲

(8)　中央制御室におけるマスク着用の要否について

中央制御室内は，中央制御室換気系により正圧化することで希ガス以外の放射性物質の流入防止対策は行っているが，表3.3－5のとおりよう素の一部を除去しきれないため，全面マスク等の着用が必要となる。

表3.3－5　中央制御室換気系のフィルタ除去効率

種類	総合除去効率（%）
粒子用高効率フィルタ	99.9（0.3μm粒子※1）
チャコール・フィルタ	95（相対湿度70%以下※2）

※1：日本工業規格 JIS Z 4812-1975「放射性エーロゾル用高性能エアフィルタ HEPA Filters for Radioactive Aerosols」に基づき設定

※2：非常用チャコール・フィルタ・ユニット入口の空気条件に基づき設定

(9)　チェンジングエリア用照明

チェンジングエリア設営場所付近の全照明が消灯した場合に使用するチェンジングエリア用照明は，チェンジングエリアの設営，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために表3.3－6に示す数量及び仕様とする。

表3.3－6　チェンジングエリア用照明

外観図	保管場所	数量	仕様
チェンジングエリア用照明 	中央制御室 前通路	2個 （予備1個）	電源：交流100V 点灯可能時間：4.5時間 （蓄電池）

：ＳＡ範囲

(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２組を想定し，同時に４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４名の要員が来た場合，全ての要員が中央制御室に入りきるまで16分（脱衣２分，汚染検査２分×４人）であり，全ての要員が汚染している場合でも除染が完了し中央制御室に入りきるまで36分（脱衣２分，汚染検査２分，除染３分，汚染検査２分×４人）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物内に設営しており，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。

(11)　放射線管理班の緊急時対応のケーススタディ

放射線管理班は，中央制御室チェンジングエリアの設営以外に，緊急時対策所の可搬式エリア放射線モニタの設置（20分以内），可搬式モニタリング・ポストの設置（最大６時間30分以内），可搬式気象観測装置の設置（３時間10分以内），緊急時対策所チェンジングエリアの設営（20分以内）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，放射線管理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。

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，夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で，原災法該当事象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放射線管理班２名で，中央制御室チェンジングエリアの設営を優先し，次に可搬式モニタリング・ポスト等の設置を行うことになる。

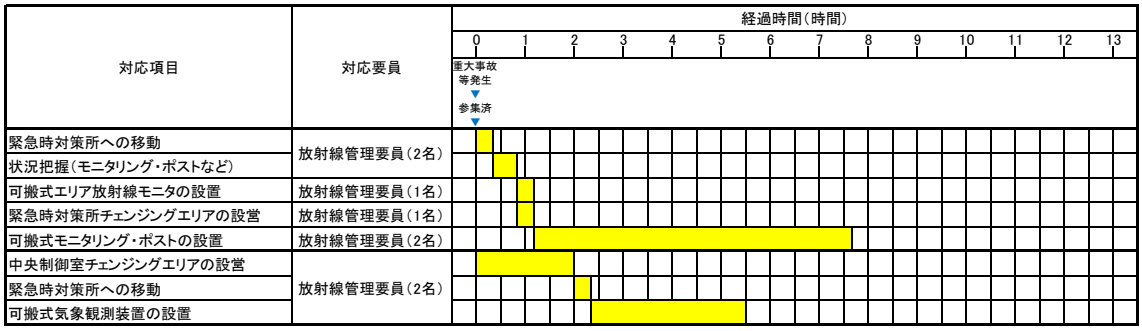
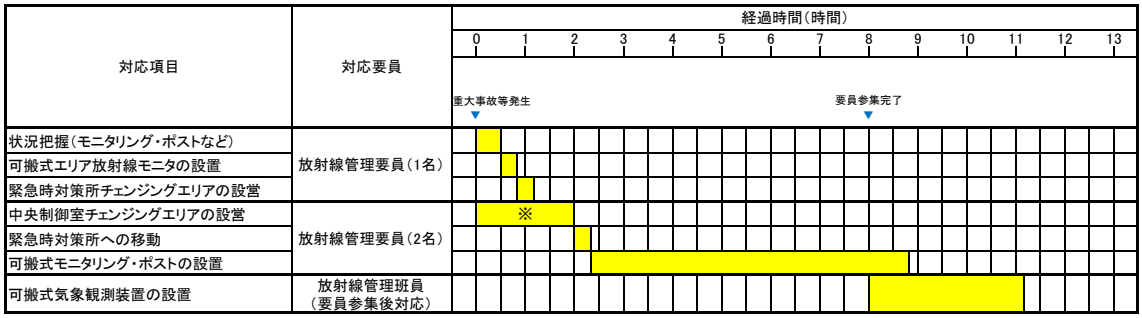


図 3.3－8　平日の勤務時間帯に事故が発生した場合（ケース①）

：ＳＡ範囲



※可搬式モニタリング・ポストの設置の前に，放射線管理班長の判断により中央制御室チェンジングエリアの設営を優先する。

図 3.3－9　夜間及び休日昼間（平日の勤務時間帯以外）に
事故が発生した場合（ケース②）

(12)　チェンジングエリア設営前の汚染の持ち込み防止について

チェンジングエリアの運用開始までに，事象発生から２時間程度要するため，チェンジングエリアの運用開始までは，下記の対応により中央制御室への過度な汚染の持ち込みを防止する。

- 運転員は，自ら汚染検査を実施し，必要に応じ除染（ウェットティッシュによる拭き取り）を行った上で，中央制御室に入室する。
- 放射線管理班員は，チェンジングエリアの運用開始に必要な脱衣エリア，サーベイエリア及び除染エリアを設営後，運転員の再検査を実施し，必要に応じ除染（ウェットティッシュでの拭き取り又は簡易シャワーによる水洗）を行う。また，中央制御室内の環境測定を行う。
- なお，仮に中央制御室に汚染が持ち込まれた場合でも，中央制御室換気系により中央制御室内を浄化することで，中央制御室の居住性を確保する。

詳細な手順は「(5)　チェンジングエリアの運用」に従う。

：ＳＡ範囲

3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響

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

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

中央制御室における主な対応を以下に示す。

○地震

中央制御室の制御盤エリア付近で被災した場合，運転員は制御盤への誤接触，自身の転倒を防止するため，制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また，地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう，中央制御室は耐震Ｓクラスの制御室建物４階に設置するとともに，制御盤は必要な耐震性を有する設計としている。

○津波

基準津波の最高水位は施設護岸及び防波壁で EL11.9ｍである。中央制御室を設置している制御室建物は敷地高さ EL15ｍに施設されており，また，中央制御室は制御室建物４階（EL16.9ｍ）に設置している。このことにより，中央制御室及びアクセスルートは基準津波の影響を受けない設計としている。

○火災

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

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

○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している。

：ＤＢ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）

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を 確保するための設計方針
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，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類で定めることとし，中央制御室の機能を維持する。（詳細については，設置許可基準規則第８条「火災による損傷の防止」に関する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設計とする。 火災が発生したとしても，「運転員が火災状況を確認し，粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内規定類に定めることとし，消火水による溢水の影響がない設計とする。 蒸気配管破断が発生した場合も，漏えいした蒸気の影響がない設計とする。（詳細については，設置許可基準規則第９条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照）
地震	余震	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合，制御盤から離れて操作器への誤接触を防止するとともに，制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内規定類に定める。
竜巻・風（台風）	外部電源喪失（全交流動力電源喪失含む）	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※1，蓄電池からの給電により点灯する非常用直流照明も備え，機能が喪失しない設計とする。（詳細については，設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照） ※１　ディーゼル発電機は各自然現象に対して健全性が確保される設計とする。 地震：設計基準地震動に対して，耐震Ｓクラス設計とする。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧力による荷重，気圧差による荷重，飛来物による衝撃荷重）に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。 風（台風）：設計基準の風速による風圧に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。 積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して，避雷針や保安器等による防護で健全性を確保する。 森林火災：防火帯の内側に設置することにより延焼を防止し，熱影響に対して健全性を確保する。また，ばい煙に対してもフィルタにより健全性を確保する。図3.4-1に運転モード毎の中央制御室換気系の系統概要図を示す。 火山：設計基準の火山灰の堆積荷重に対して，外殻その他による防護で健全性を確保する。また，給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性を確保する。
積雪		
落雷		
外部火災 （森林火災）		
火山		
外部火災 （森林火災）	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内環境への影響	中央制御室換気系について，中央制御室給排気隔離弁を閉止し，系統隔離運転を行うことで外気を遮断することから，中央制御室内環境への影響はない。 （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（火山）」に関する適合状況説明資料を参照）
火山	降下火砕物による中央制御室内環境への影響	

：ＤＢ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）

起因事象	同時にもたらされる 中央制御室の環境条件	中央制御室での操作性（操作の容易性）を 確保するための設計方針
凍結	低温による中央制御室内への影響	中央制御室換気系により環境温度が維持されるため，中央制御室内環境への影響はない。 （詳細については，設置許可基準規則第６条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」に関する適合状況説明資料を参照）

：ＤＢ範囲

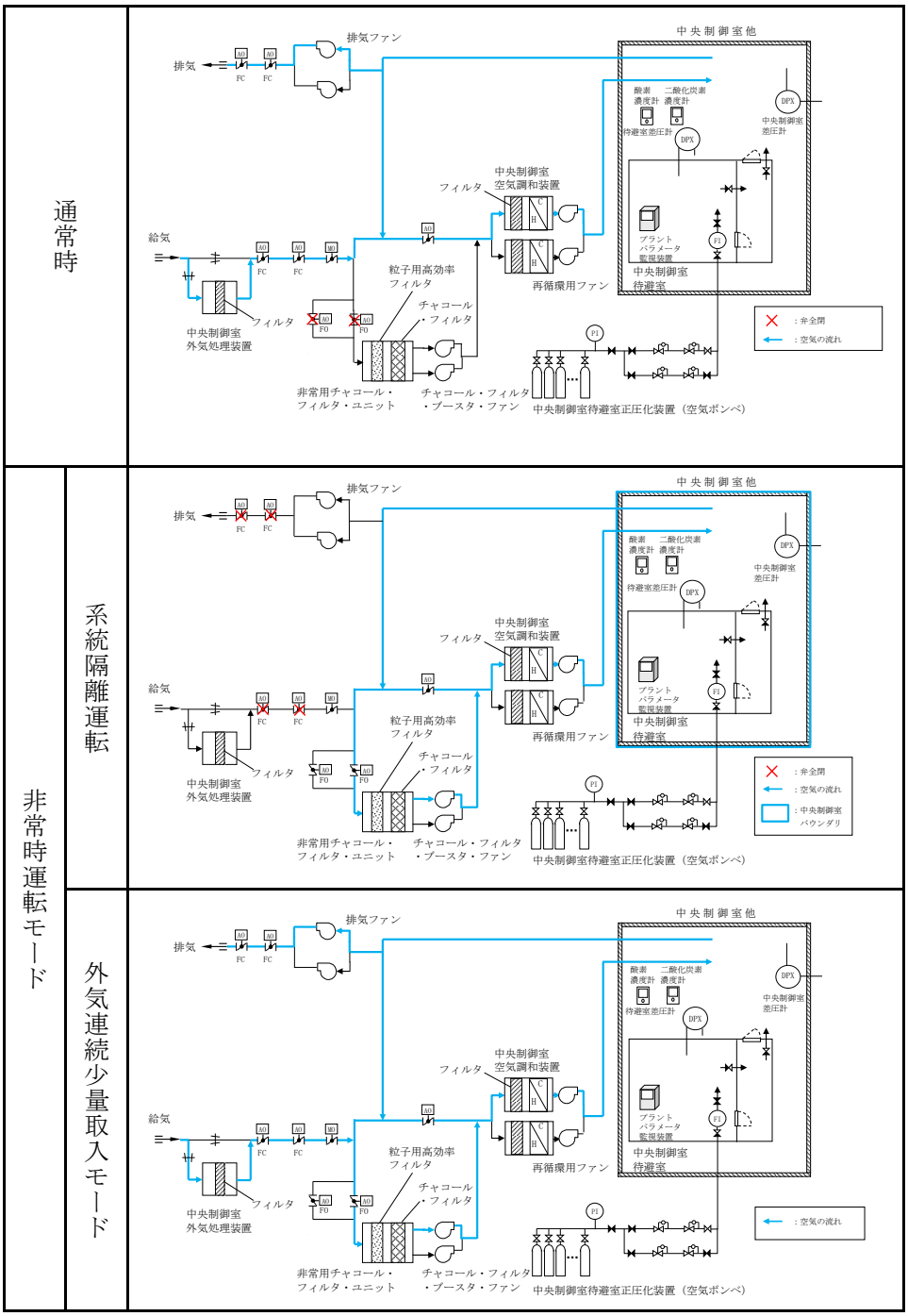


図 3.4－1　運転モード毎の中央制御室換気系　系統概要図

：ＤＢ範囲

【補足１】系統隔離運転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」第 38 条第５項二に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」として，中央制御室換気系は，中央制御室給排気隔離弁を閉操作することにより外気から遮断し，系統隔離運転とすることができる。

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

2.　評価

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

(1)　酸素濃度

「空気調和・衛生工学便覧　空気調和設備編」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　９名

・中央制御室バウンダリ容積　17,150m^3

・空気流入率　0.01 回/h

(2017 年 8 月 2 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.082+0.003 回/h を基に保守的に設定)

・初期酸素濃度　20.95％（標準大気の酸素濃度）

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

・１人当たりの酸素消費量は，呼気の酸素濃度を 16.4％として 65.52L/h とする。

・許容酸素濃度は 18％以上（労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則から）

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　系統隔離時の酸素濃度（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%	20.87%	20.84%	20.73%	20.67%	20.60%

：ＤＢ範囲

(2)　二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧　空気調和設備編」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　９名

・中央制御室バウンダリ容積　17,150m^3

・空気流入率　0.01 回/h

（2017 年 8 月 2 日に実施した中央制御室空気流入率測定試験結果 0.082+0.003 回/h を基に保守的に設定）

・初期二酸化炭素濃度　0.03%（標準大気の二酸化炭素濃度）

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

・許容二酸化炭素濃度は 0.5%以下（JEAC4622-2009 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 時間系統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　系統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%	0.09%	0.11%	0.18%	0.23%	0.28%

：ＤＢ範囲

【補足２】加圧運転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」第38条第５項二に規定する「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，中央制御室換気系の中央制御室排気隔離弁を閉操作及び中央制御室給気隔離弁を開操作し，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン及び再循環用ファンにより外気を浄化した空気によって中央制御室バウンダリを正圧化する設計としている。

重大事故が発生時において，加圧運転を実施し中央制御室バウンダリを正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

加圧運転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 空気調和設備編」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　９名

・中央制御室バウンダリ容積：17,150m^3

・換気量：[　　]m^3/h

（中央制御室換気系の設計風量 17,500m^3 より保守的に，中央制御室内を外気より＋20Pa 以上で正圧化する必要風量[　　]m^3/h と設定）

・初期酸素濃度：20.95％（空気調和・衛生工学便覧から）

・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，24L/min とする。

・１人当りの酸素消費量は呼気の酸素濃度を 16.4％として，65.52L/h とする。

・許容酸素濃度は 18％（労働安全衛生法酸素欠乏症等防止規則から）

[　　]：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b．評価結果

上記評価条件から求めた酸素濃度は表１の通りであり，168時間加圧運転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　隔離運転時の酸素（加圧運転時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
酸素濃度	20.94%	20.94%	20.94%	20.94%	20.94%

(2)　二酸化炭素濃度

「空気調和・衛生工学便覧 空気調和設備編」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　９名

・中央制御室バウンダリ容積　:17,150m^3

・換気量：[redacted] m^3/h

（中央制御室換気系の設計風量 17,500m^3 より保守的に，中央制御室内を外気より＋20Pa 以上で正圧化する必要風量[redacted] m^3/h と設定）

・初期二酸化炭素濃度：0.03%（空気調和・衛生工学便覧から）

・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 0.046m^3/h とする。

・許容二酸化炭素濃度は 0.5%以下（JEAC4622-2009 から）

b．評価結果

上記評価条件から求めた二酸化炭素濃度は表２の通りであり，168 時間加圧運転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　隔離運転時の二酸化炭素濃度（加圧運転時）

時間	12 時間	24 時間	36 時間	96 時間	168 時間
二酸化炭素濃度	0.033%	0.033%	0.033%	0.033%	0.033%

：ＳＡ範囲

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【補足３】系統隔離運転から加圧運転への切替え操作のうち，中央制御室給気隔離弁を現場にて全開操作する必要性について（重大事故時）

１．概要

ＳＡ時の中央制御室換気系の運用にあたっては，給気隔離弁を全開状態に維持する必要があるが，換気系隔離信号の発生により給気隔離弁が自動で全閉し系統構成を阻害することがないよう，現場にて手動ハンドルにより中央制御室給気隔離弁を強制的に全開状態にとしたうえで，中央制御室外気取入調節弁を中央制御室から手動操作し，調整開にして加圧運転へ，また，全閉にして系統隔離運転へ切り替えることが可能な設計としている。

２．中央制御室給気隔離弁及び中央制御室外気取入調節弁の設計及び運用について

（１）中央制御室給気隔離弁（図１の①）

中央制御室給気隔離弁は空気作動式で通常時全開（フェイルクローズ設計）としており，放射線異常高等の換気系隔離信号が発生した場合，自動で全閉し，通常運転（外気取入運転）から系統隔離運転に切り替わる設計としている。

駆動源喪失が想定されるＳＡ時は，フェイルクローズ設計のため給気隔離弁は全閉となっており，中央制御室からの開操作ができず，系統構成を系統隔離運転から加圧運転へ切り替えるためには，現場にて給気隔離弁を全開操作する必要がある。駆動部に設けている手動ハンドルによる給気隔離弁の強制開操作は，中央制御室からの動作信号，自動隔離信号あるいは駆動源喪失による動作よりも優先されるため，確実に当該弁の全開状態を維持し，加圧運転を継続することが可能である。

（２）中央制御室外気取入調節弁（図１の②）

中央制御室外気取入調節弁は，電気作動式で通常時全開としており，中央制御室からの手動操作により開閉可能な設計としている。

中央制御室外気取入調節弁は，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計としているため，SA 時に，中央制御室からの手動操作により，流量調整のため調整開にして加圧運転へ，又は，全閉にして系統隔離運転へ切り替えることが可能である。

：ＳＡ範囲

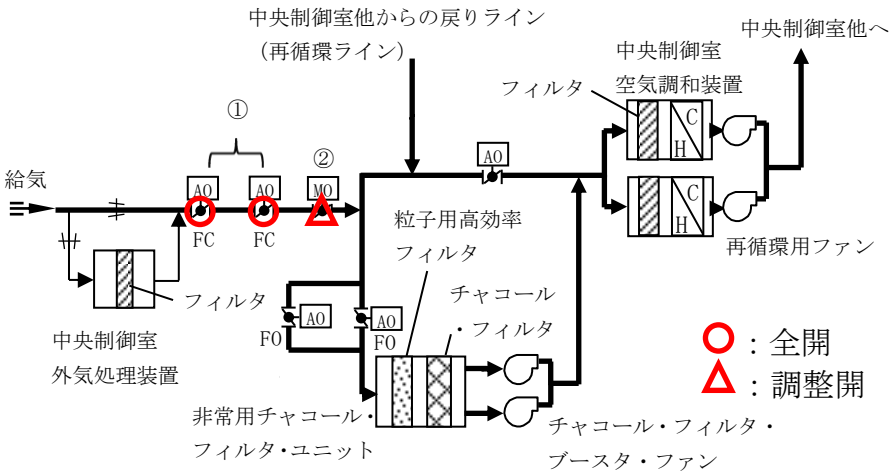


図１　中央制御室換気系（給気ライン）加圧運転時の系統概要図

：ＳＡ範囲

3.5　中央制御室待避室で確認できるパラメータ

表 3.5－1　中央制御室待避室で確認できるパラメータ（１／６）

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭ（平均値）
	平均出力領域計装　ＣＨ１
	平均出力領域計装　ＣＨ２
	平均出力領域計装　ＣＨ３
	平均出力領域計装　ＣＨ４
	平均出力領域計装　ＣＨ５
	平均出力領域計装　ＣＨ６
	中性子源領域計装　ＣＨ21
	中性子源領域計装　ＣＨ22
	中性子源領域計装　ＣＨ23
	中性子源領域計装　ＣＨ24
	ＩＲＭレベル　ＣＨ11
	ＩＲＭレベル　ＣＨ12
	ＩＲＭレベル　ＣＨ13
	ＩＲＭレベル　ＣＨ14
	ＩＲＭレベル　ＣＨ15
	ＩＲＭレベル　ＣＨ16
	ＩＲＭレベル　ＣＨ17
	ＩＲＭレベル　ＣＨ18
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力
	Ａ－原子炉圧力
	Ｂ－原子炉圧力
	原子炉圧力（ＳＡ）
	原子炉水位（広帯域）
	Ａ－原子炉水位（広帯域）
	Ｂ－原子炉水位（広帯域）
	原子炉水位（燃料域）
	Ａ－原子炉水位（燃料域）
	Ｂ－原子炉水位（燃料域）
	原子炉水位（狭帯域）
	原子炉水位（ＳＡ）
	Ａ　ＳＲ弁　開
	Ｂ　ＳＲ弁　開
	Ｃ　ＳＲ弁　開
	Ｄ　ＳＲ弁　開
	Ｅ　ＳＲ弁　開
	Ｆ　ＳＲ弁　開
	Ｇ　ＳＲ弁　開
	Ｈ　ＳＲ弁　開
	Ｊ　ＳＲ弁　開
	Ｋ　ＳＲ弁　開
	Ｌ　ＳＲ弁　開
	Ｍ　ＳＲ弁　開

：ＳＡ範囲

表 3.5－1　中央制御室待避室で確認できるパラメータ（２／６）

目的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	高圧炉心スプレイポンプ出口流量
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力
	高圧原子炉代替注水流量
	Ａ－残留熱除去ポンプ出口流量
	Ｂ－残留熱除去ポンプ出口流量
	Ｃ－残留熱除去ポンプ出口流量
	Ａ－残留熱除去ポンプ出口圧力
	Ｂ－残留熱除去ポンプ出口圧力
	Ｃ－残留熱除去ポンプ出口圧力
	残留熱代替除去系原子炉注水流量
	Ａ－残留熱除去系熱交換器入口温度
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器入口温度
	Ａ－残留熱除去系熱交換器出口温度
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器出口温度
	Ａ－残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	Ｂ－残留熱除去系熱交換器冷却水流量
	6.9KV 系統電圧（Ａ）
	6.9KV 系統電圧（Ｂ）
	6.9KV 系統電圧（Ｃ）
	6.9KV 系統電圧（Ｄ）
	6.9KV 系統電圧（ＨＰＣＳ）
	Ａ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉
	Ｂ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉
	Ａ－原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	Ｂ－原子炉圧力容器温度（ＳＡ）
	Ａ－低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	Ｂ－低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力
	Ａ－低圧原子炉代替注水流量
	Ｂ－低圧原子炉代替注水流量
	Ａ－低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
	Ｂ－低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）
	低圧原子炉代替注水槽水位
	ＨＰＣＳ－Ｄ／Ｇ受電しゃ断器閉
	緊急用Ｍ／Ｃ電圧
	ＳＡ－Ｌ／Ｃ電圧
	Ａ－再循環ポンプ入口温度
	Ｂ－再循環ポンプ入口温度
原子炉格納容器内の状態確認	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）
	Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）
	Ａ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）
	Ｂ－格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）

：ＳＡ範囲

表 3.5－1　中央制御室待避室で確認できるパラメータ（３／６）

目的	対象パラメータ
原子炉格納容器内の状態確認	ドライウェル圧力（広域）
	Ａ－ドライウェル圧力（ＳＡ）
	Ｂ－ドライウェル圧力（ＳＡ）
	Ａ－サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	Ｂ－サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）
	サプレッション・プール水位
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）
	Ａ－サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
	Ｂ－サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）
	サプレッション・プール水温度（ＭＡＸ）
	Ａ－サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
	Ｂ－サプレッション・プール水温度（ＳＡ）
	Ａ－格納容器水素濃度
	Ｂ－格納容器水素濃度
	格納容器水素濃度（ＳＡ）
	Ａ－格納容器酸素濃度
	Ｂ－格納容器酸素濃度
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）
	Ａ－ＣＡＭＳドライウェル選択
	Ｂ－ＣＡＭＳドライウェル選択
	ドライウェル温度（トップヘッド部）
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（上部）
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（上部）
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（中部）
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（中部）
	Ａ－ドライウェル温度（ＳＡ）（下部）
	Ｂ－ドライウェル温度（ＳＡ）（下部）
	ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋0.1m）
	ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋1.2m）
	Ａ－ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋2.4m）
	Ｂ－ペデスタル水位（コリウムシールド上表面　＋2.4m）
	代替注水流量（常設）
	Ａ－格納容器代替スプレイ流量
	Ｂ－格納容器代替スプレイ流量
	Ａ－ペデスタル代替注水流量
	Ｂ－ペデスタル代替注水流量
	Ａ－ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
	Ｂ－ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
	Ａ－ペデスタル温度（ＳＡ）
	Ｂ－ペデスタル温度（ＳＡ）
	Ａ－ペデスタル水温度（ＳＡ）
	Ｂ－ペデスタル水温度（ＳＡ）
	Ａ－残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	Ｂ－残留熱代替除去ポンプ出口圧力
	ドライウェル水位（格納容器底面　－３ｍ）
	ドライウェル水位（格納容器底面　－１ｍ）
	ドライウェル水位（格納容器底面　＋１ｍ）

：ＳＡ範囲

表 3.5－1　中央制御室待避室で確認できるパラメータ（４／６）

目的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	排気筒高レンジモニタ
	排気筒低レンジモニタ（Ａｃｈ）
	排気筒低レンジモニタ（Ｂｃｈ）
	主蒸気管放射線異常高トリップＡ１
	主蒸気管放射線異常高トリップＢ１
	主蒸気管放射線異常高トリップＡ２
	主蒸気管放射線異常高トリップＢ２
	格納容器内側隔離
	格納容器外側隔離
	Ａ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ｂ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ｃ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ｄ－主蒸気内側隔離弁全閉
	Ａ－主蒸気外側隔離弁全閉
	Ｂ－主蒸気外側隔離弁全閉
	Ｃ－主蒸気外側隔離弁全閉
	Ｄ－主蒸気外側隔離弁全閉
環境の状態確認	Ａ-ＳＧＴ自動起動
	Ｂ-ＳＧＴ自動起動
	ＳＧＴＳ高レンジモニタ
	ＳＧＴＳ低レンジモニタ（Ａｃｈ）
	ＳＧＴＳ低レンジモニタ（Ｂｃｈ）
	Ａ－原子炉建物外気差圧
	Ｂ－原子炉建物外気差圧
	Ｃ－原子炉建物外気差圧
	Ｄ－原子炉建物外気差圧
	放水路水モニタ
	モニタリング・ポスト＃１Ｈ※
	モニタリング・ポスト＃２Ｈ※
	モニタリング・ポスト＃３Ｈ※
	モニタリング・ポスト＃４Ｈ※
	モニタリング・ポスト＃５Ｈ※
	モニタリング・ポスト＃６Ｈ※
	モニタリング・ポスト＃１Ｌ※
	モニタリング・ポスト＃２Ｌ※
	モニタリング・ポスト＃３Ｌ※
	モニタリング・ポスト＃４Ｌ※
	モニタリング・ポスト＃５Ｌ※
	モニタリング・ポスト＃６Ｌ※
	風向（28.5ｍ－Ｕ）
	風向（130Ｍ－Ｄ，10 分間平均風向）
	風速（28.5ｍ－Ｕ）
	風速（130Ｍ－Ｄ，10 分間平均風速）
	大気安定度（10 分間平均）

※　データ監視装置（モニタリング・ポスト用）で確認できるパラメータ

：ＳＡ範囲

表 3.5－1　中央制御室待避室で確認できるパラメータ（５／６）

目的	対象パラメータ
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等確認	Ａ－ＡＤＳ作動
	Ｂ－ＡＤＳ作動
	ＲＣＩＣポンプ作動
	ＨＰＣＳポンプ作動
	Ａ－ＲＨＲポンプ作動
	Ｂ－ＲＨＲポンプ作動
	Ｃ－ＲＨＲポンプ作動
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－４Ａ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－４Ｂ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ａ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ｂ　全閉
	ＲＨＲ　ＭＶ２２２－５Ｃ　全閉
	全制御棒全挿入
	Ａ－給水流量
	Ｂ－給水流量
	ＬＰＣＳポンプ作動
	モードＳＷ運転
燃料プールの状態確認	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋6710 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋5800 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋4500 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端＋2000 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端レベル）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ） （使用済燃料貯蔵ラック上端－1000 ㎜）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）（燃料プール温度）
	燃料プール水位（ＳＡ）
	燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）（ＳＡ）
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）（ＳＡ）

：ＳＡ範囲

表 3.5－1　中央制御室待避室で確認できるパラメータ（６／６）

目的	対象パラメータ
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	第１ベントフィルタ出口水素濃度
	Ａ－第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	Ｂ－第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ）
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（低レンジ）
	Ａ－スクラバ容器圧力
	Ｂ－スクラバ容器圧力
	Ｃ－スクラバ容器圧力
	Ｄ－スクラバ容器圧力
	Ａ１－スクラバ容器水位
	Ａ２－スクラバ容器水位
	Ｂ１－スクラバ容器水位
	Ｂ２－スクラバ容器水位
	Ｃ１－スクラバ容器水位
	Ｃ２－スクラバ容器水位
	Ｄ１－スクラバ容器水位
	Ｄ２－スクラバ容器水位
	Ａ－スクラバ容器温度
	Ｂ－スクラバ容器温度
	Ｃ－スクラバ容器温度
	Ｄ－スクラバ容器温度
水素爆発による原子炉建物の損傷防止確認	Ａ－原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	Ｂ－原子炉建物水素濃度（燃料取替階）
	原子炉建物水素濃度（非常用ガス処理系吸込口）
	原子炉建物水素濃度（所員用エアロック室）
	原子炉建物水素濃度（ＳＲＶ補修室）
	原子炉建物水素濃度（ＣＲＤ補修室）
	原子炉建物水素濃度（トーラス室）
	Ｄ－静的触媒式水素処理装置入口温度
	Ｄ－静的触媒式水素処理装置出口温度
	Ｓ－静的触媒式水素処理装置入口温度
	Ｓ－静的触媒式水素処理装置出口温度

：ＳＡ範囲

3.6　中央制御室待避室の収容性

(1)　中央制御室待避室に待避する要員数の考え方

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，重大事故等時の格納容器ベント実施時に，運転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「５名」としている。

内訳を表 3.6－1 に示す。

表 3.6－1　中央制御室待避室収容人数設計内訳

当 直 長	１名
当直副長	１名
運転員（中央制御室）	１名
運転員（現場）	２名
合計	５名

なお，運転員が中央制御室待避室に待避している間は，運転員による運転操作を実施する必要はなく，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によるプラントパラメータの監視及び衛星電話設備（固定型），無線通信設備（固定型）又は有線式通信設備による連絡を行うこととしており表 3.6－1 の要員数に包含される。

また，重大事故等の事故シーケンス毎の運転員の対応要員数を評価した。

評価条件として，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」（以下，「大ＬＯＣＡ」とする）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，対応要員数が変わらないため「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」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溶融燃料−冷却材相互作用（ＦＣＩ）」及び「溶融炉心・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）（残留熱代替除去系を使用する場合）」で実施する残留熱代替除去系を使用した対応と同じであり，停止中の「反応度の誤投入」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。

事故シーケンス毎における運転員の対応要員数を表3.6－2に示す。また，図 3.6－1，2 にて中央制御室待避室を使用する事故シーケンスの作業時間抜粋を示す。

：ＳＡ範囲

表 3.6－2　各事故シーケンスにおける運転員の対応人数

事故シーケンス	対応要員数			
	当直長	当直副長	運転員	合計
高圧・低圧注水機能喪失	1名	1名	3名	5名
高圧注水・減圧機能喪失	1名	1名	3名	5名
全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	1名	1名	5名	7名
崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	1名	1名	5名	7名
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失）	1名	1名	3名	5名
原子炉停止機能喪失	1名	1名	4名	6名
ＬＯＣＡ時注水機能喪失	1名	1名	3名	5名
格納容器バイパス（ｲﾝﾀｰﾌｪｲｽｼｽﾃﾑＬＯＣＡ）	1名	1名	3名	5名
大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去系を使用する場合）	1名	1名	5名	7名
大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去系を使用しない場合）	1名	1名	5名 （2名）※	7名 （2名）※
想定事故１	1名	1名	1名	3名
想定事故２	1名	1名	3名	5名
停止中崩壊熱除去機能喪失	1名	1名	3名	5名
停止中全交流動力電源喪失	1名	1名	3名	5名
停止中原子炉冷却材の流出	1名	1名	3名	5名

※（ ）内の数値はベント実施前までに，緊急時対策所へ移動する人員数

：ＳＡ範囲

(2)　中央制御室待避室内の必要スペースの考え方

中央制御室待避室内で行う作業は，プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）によるプラントパラメータの監視，衛星電話設備（固定型）又は無線通信設備（固定型）による通信連絡のみであり，広い作業スペースは不要であることから，以下の条件を考慮して中央制御室待避室の必要寸法を検討する。

- 運転員5名が着席して待機するために必要なスペース
- プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室），ＬＥＤ照明（ランタンタイプ），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び有線式通信設備の専用接続端子を配置するためのスペース
- 待避室内圧力調整用の配管・弁の設置及び操作スペース

運転員が椅子に座った姿勢で待機するために必要なスペースを1名当たり 500mm×1,200mm とすると，中央制御室待避室の必要寸法は 3,000mm×1,200mm となる。

(3)　中央制御室待避室の居住性向上

中央制御室待避室の必要寸法として 3,000mm×1,200mm を設定するが，中央制御室待避室の居住性を向上させるため，以下を実施する。

- 外部との通信手段の確保（衛星電話設備（固定型）／無線通信設備（固定型）／有線式通信設備）
- 十分な照度の確保（ＬＥＤ照明（ランタンタイプ））
- 天井高を高く設定することで，室内空間を広くする（2,000mm）

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

(4)　中央制御室待避室のレイアウト

これまでの検討結果を反映した中央制御室待避室のレイアウト図は図 2.4－15 に示している。また，中央制御室待避室の寸法は，6,000mm×2,000mm と必要十分なスペースを確保する設計とする。

：ＳＡ範囲

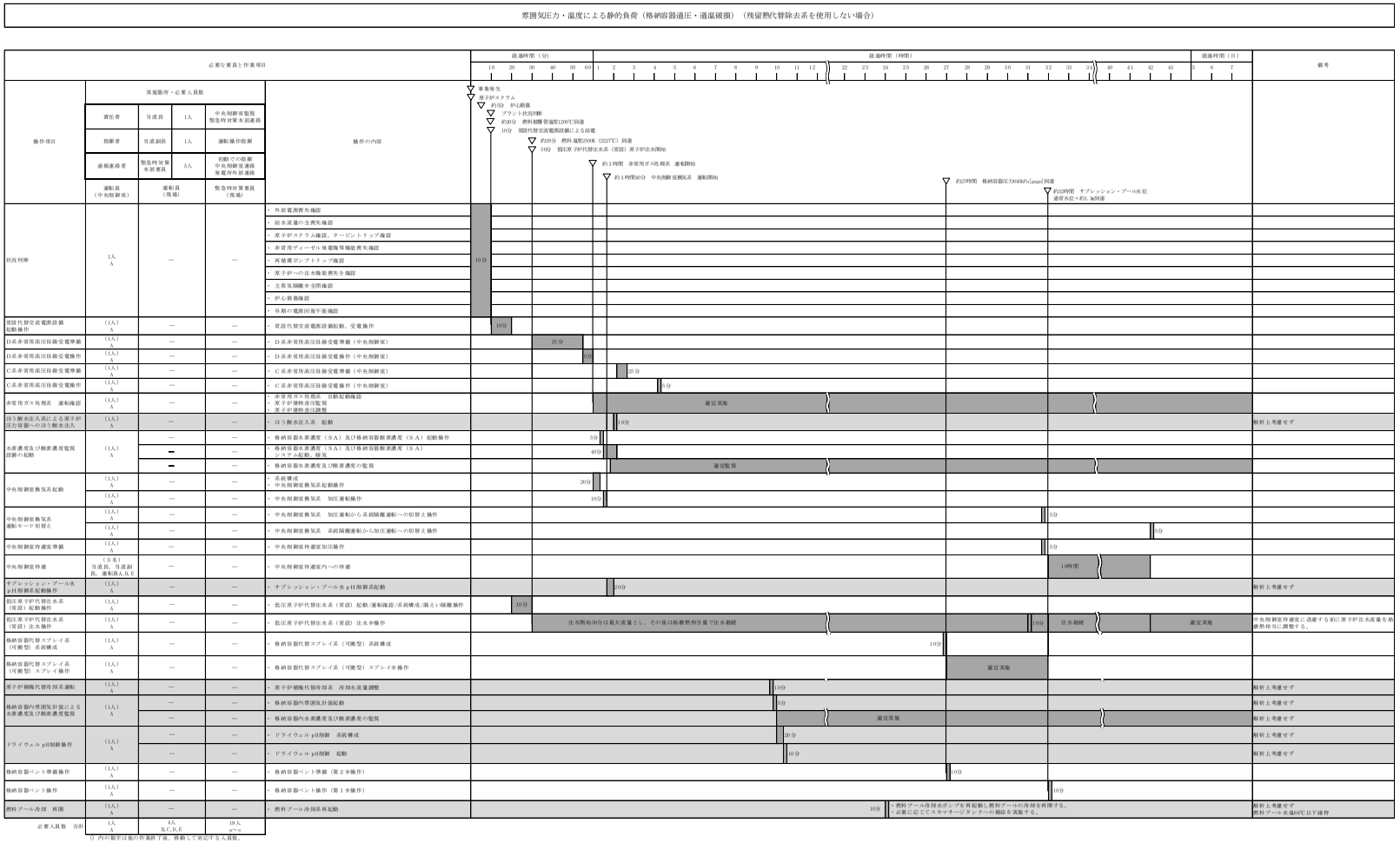


図 3.6－1　「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シーケンス
（中央制御室運転員）

：ＳＡ範囲

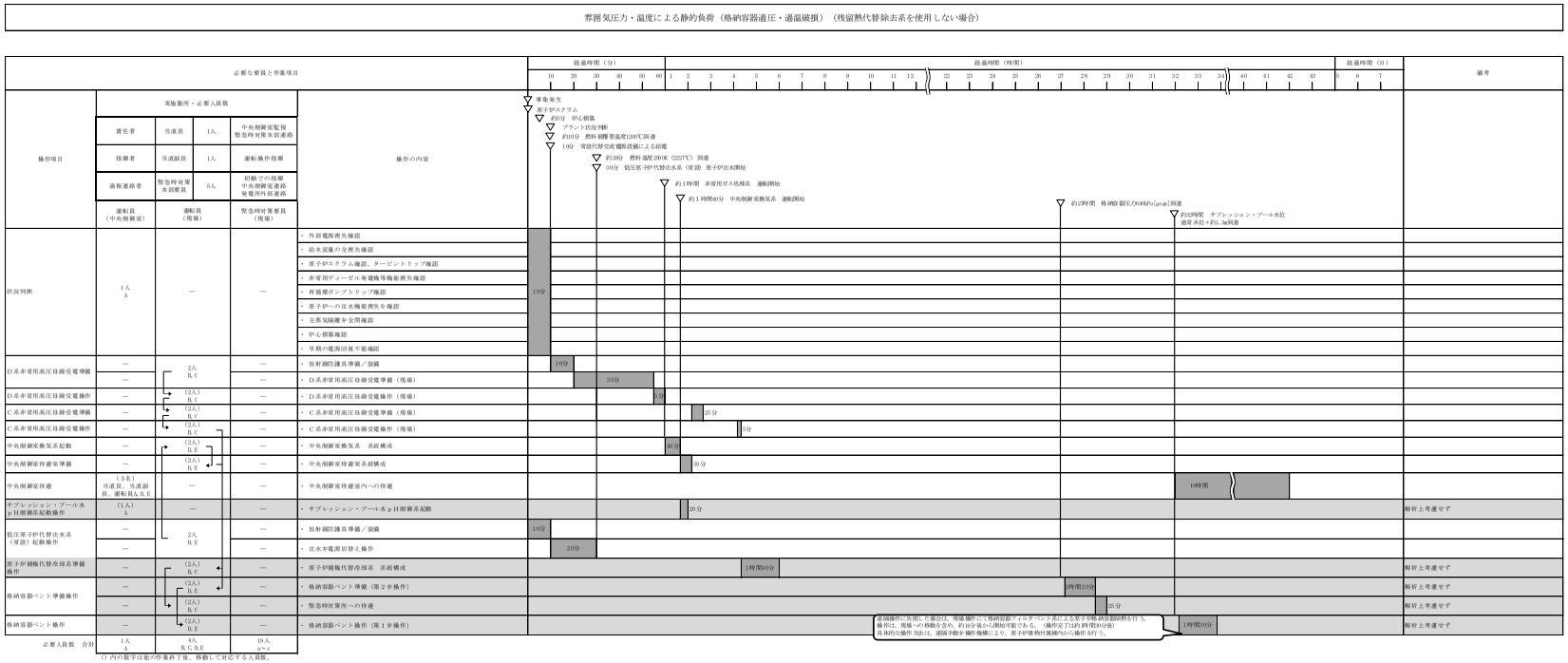


図 3.6－2　「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能＋全交流動力電源喪失」シーケンス
（現場運転員）

：ＳＡ範囲

3.7　申請前号炉の中央制御室の居住性評価について

島根原子力発電所２号炉において，炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器ベント実施時における運転終了号炉（１号炉）の運転員は，自号炉の中央制御室から緊急時対策所に移動し１号炉の監視業務等を行う設計としていることから，１号炉に関しては，２号炉の運転員の被ばく評価結果（補足説明資料 59-11 参照）に包絡されるため，申請前号炉の中央制御室の居住性評価の対象外とした。

59 - 11

原子炉制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

目　次

中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について
1.　　評価事象
2.　　大気中への放出量の評価
3.　　大気拡散の評価
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
4.1　中央制御室内での被ばく
4.1.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）
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）
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）
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）
4.2　入退域時の被ばく
4.2.1 原子炉建物内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）
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）
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）
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）
5.　　評価結果まとめ

添付資料　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

1 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表
2 事象選定の考え方について
3 核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について
4 放射性物質の大気放出過程について
5 格納容器等への無機よう素の沈着効果について
6 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間について
7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について
9 地表面への沈着速度の設定について
10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について
11 有機よう素の乾性沈着速度について
12 マスクによる防護係数について
13 原子炉建物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
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
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
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
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
18 格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について
19 空気流入率試験結果について
20 フィルタの除去性能について
21 原子炉格納容器漏えい率の設定について
22 実効放出継続時間の設定について
23 待避時間の設定根拠について
24 プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて
25 審査ガイド※1への適合状況

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

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 設置許可基準規則第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，残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合で最大約35mSv，格納容器ベントを実施して事象収束に成功した場合で最大約51mSv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. 評価事象

島根原子力発電所２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残留熱代替除去系を整備する。しかしながら，被ばく評価においては，残留熱代替除去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フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施した場合を評価対象とする。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.　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，格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量及び格納容器から原子炉建物への漏えい量は,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能量を表１及び表２に示す。

表１　大気中への放出放射能量（７日間積算値）
（残留熱代替除去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）	放出放射能量[Bq]（gross 値）
		原子炉建物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 1.6×10^{19}	約 8.8×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 2.7×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 2.8×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.7×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.8×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.0×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.7×10^{10}

表２　大気中への放出放射能量（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	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
	格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物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 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 5.5×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 4.4×10^{9}	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 3.8×10^{9}	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 8.4×10^{8}	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.3×10^{8}	約 3.4×10^{11}
La 類	約 1.2×10^{8}	約 9.1×10^{10}

3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は,大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べて整理し,累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては,島根原子力発電所敷地内において観測した2009年1月～2009年12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]
格納容器フィルタベント系排気管（地上50m）	中央制御室中心	NNE,NE,ENE,E,ESE,SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	2号R/B原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物（地上0m）	中央制御室中心	NNE,NE,ENE,E,ESE,SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	2号R/B原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
非常用ガス処理系排気管（地上110m）	中央制御室中心	NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系吸気口	NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	2号R/B原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSE,S,SSW	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

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（４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に示す。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，格納容器ベントの影響が最大となるよう，ベントの１時間前に直交代を行うものと想定した。

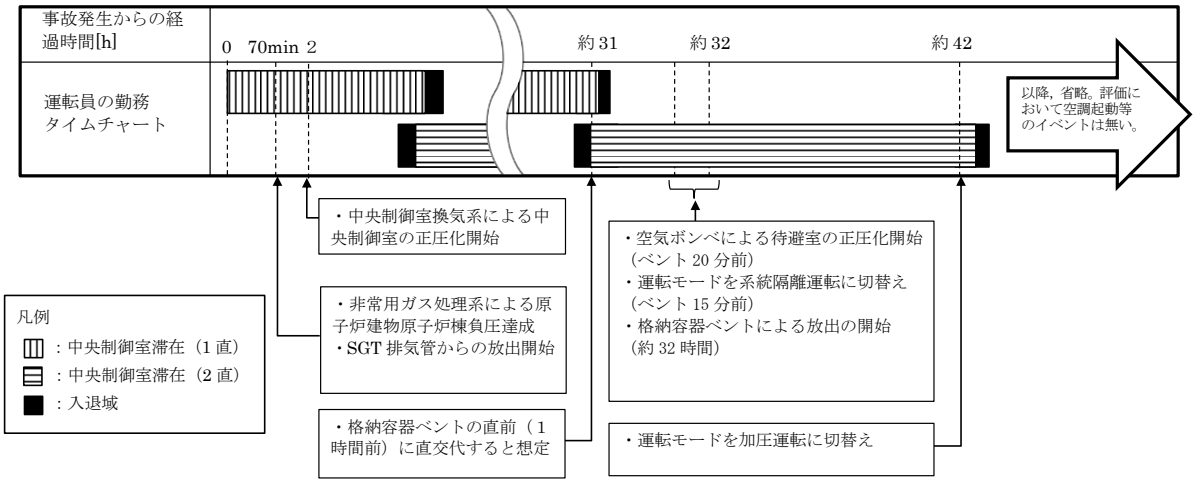
被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図１及び図２に示す。また，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表９に,被ばく評価に係る中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）の概略図を図３に示す。

表４　直交替サイクル

	中央制御室の滞在時間
１直	8:00～21:15
２直	21:00～8:15
日勤班	－

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	入退域回数
A 班	１直	１直		２直	２直			７回
B 班		２直	２直				１直	７回
C 班	２直				１直	１直		６回
D 班			１直	１直		２直	２直	８回
E 班								０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

4.1　中央制御室内での被ばく

4.1.1　原子炉建物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物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，原子炉建物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。なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものを用いて評価した。

原子炉建物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。

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，大気拡散効果と建物によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものを用いて評価した。

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物によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）分だけ薄くしたものを用いて評価した。

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)　中央制御室換気系による中央制御室の正圧化及び系統隔離運転

中央制御室換気系の運転モードについて以下の状態を想定した。

1)加圧運転

炉心損傷判断後，中央制御室バウンダリを正圧化することで，非常用チャコール・フィルタ・ユニットを経由しない外気の流入を防止する効果を考慮

した。中央制御室換気系により供給する外気に対しては，非常用チャコール・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，中央制御室換気系による中央制御室の正圧化期間については，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２時間の起動遅れ時間及び系統隔離運転期間を除く期間について実施するものとして評価した。

中央制御室換気系の起動遅れの期間においては，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)系統隔離運転

格納容器ベントを実施する場合には，放射性物質の中央制御室内への取り込みを抑制するため，格納容器ベントの 15 分前から中央制御室待避室から退出するまでの期間，外気の取入れを遮断し，非常用チャコール・フィルタ・ユニットを通した系統隔離運転を行うものとして評価した。

系統隔離運転中の中央制御室へのチャコールフィルタを通らない空気の流入量は，空気流入率試験結果を踏まえて，保守的に換気率換算で 0.5 回／h として評価した。

(2)　中央制御室待避室空気ボンベによる中央制御室待避室の正圧化

格納容器ベントを実施した場合の評価では，中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ボンベにより正圧化することで，外気の流入を防止する効果を考慮した。ボンベによる正圧化の期間は，ベントの 15 分前からベントの 10 時間後までとして評価した。

(3)マスクの考慮

制御室滞在時には，マスクを５時間着用（PF50），１時間外すことを繰り返すものとして評価した。

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，緊急時対策所から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は２号原子炉建物原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし，入退域ごとに評価点に 15 分間滞在するとして評価した。

4.2.1 原子炉建物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物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「4.1.1 原子炉建物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。

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「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。

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「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。

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。

5. 評価結果のまとめ

残留熱代替除去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，格納容器ベントを実施した場合の評価結果を表 6－2－1 及び表 6－2－2 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 7－2－2 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8－2－2に示す。

評価の結果，７日間での実効線量は格納容器ベントを実施した場合で最大約 51mSv 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
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（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
A班	約 12	約８		約８	約７			約 35
B班		約８	約８				約９※３	約 25
C班	約８				約８	約７		約 23
D班			約８	約８		約７	約４※３	約 27

※１　入退域時においてマスク（PF=50）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。５時間着用，１時間外すことを繰り返すものとして評価

※３　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（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理している。７日目２直（Ｄ班）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)に伴う被ばく線量を示している。

表６－１－２　各勤務サイクルでの被ばく線量
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	合計
A班	**約 271**	約 19		約 21	約 20			**約 331**
B班		約 20	約 22				約 23※1	約 66
C班	約 14				約 22	約 20		約 57
D班			約 23	約 24		約 18	約 11※1	約 77

※１　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（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理。７日目２直（Ｄ班）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）に伴う被ばく線量を示している。

表６－２－１　各勤務サイクルでの被ばく線量
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（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
A班	約 12	約９		約８	約６			約 35
B班		**約 34**	約 10				約７※３	**約 51**
C班	約８				約７	約６		約 22
D班			約 13	約９		約５	約４※３	約 32

※１　入退域時においてマスク（PF=50）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。５時間着用，１時間外すことを繰り返すものとして評価

※３　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（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理。７日目２直（Ｄ班）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）に伴う被ばく線量を示している。

表 6－2－2　各勤務サイクルでの被ばく線量
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

	１日	２日	３日	４日	５日	６日	７日	合計
A 班	約 271	約 21		約９	約７			約 309
B 班		約 44	約 14				約７※1	約 65
C 班	約 14				約８	約６		約 28
D 班			約 24	約 12		約５	約４※1	約 46

※１　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（Ｂ班）の被ばく線量に加えて整理。７日目２直（Ｄ班）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）に伴う被ばく線量を示している。

表 7－1－1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（A班）の合計）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 5.2×10^{-4}
	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 3.0×10^{-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 9.9×10^{-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^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.1×10^{1} 約 2.5×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.4×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物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 3.2×10^{-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}
	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 1.9×10^{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 3.6×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.0×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 35

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）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 5.2×10^{-4}
	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 3.0×10^{-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 9.9×10^{-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 2.9×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 2.9×10^{2} 約 2.5×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.9×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物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 3.2×10^{-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}
	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 1.9×10^{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 1.8×10^{1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.8×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 331

表 7－2－1　評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（Ｂ班）の合計）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 8.4×10^{-5}
	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 4.0×10^{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 8.6×10^{-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 2.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 1.4×10^{0} 約 2.1×10^{1}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物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^{-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^{-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 2.3×10^{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	約 1.7×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.4×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 51

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）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		2号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 3.5×10^{-4}
	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 2.6×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 9.1×10^{-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 2.8×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 2.7×10^{2} 約 1.9×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.8×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物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 1.9×10^{-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^{-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 2.3×10^{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	約 7.3×10^{0}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.1×10^{1}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 309

表８－１－１　評価結果の内訳（Ａ班の１日目）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 3.6×10^{-4}
	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 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-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 7.6×10^{0}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 5.9×10^{0} 約 1.7×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 8.1×10^{0}
入退域時	⑤原子炉建物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^{-2}
	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^{-2}
	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 3.4×10^{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	約 2.2×10^{-2}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.5×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 12

表８－１－２　評価結果の内訳（Ａ班の１日目）
（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 3.6×10^{-4}
	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 1.5×10^{-1}
	③地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{-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 2.7×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 2.6×10^{2} 約 1.7×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物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^{-2}
	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^{-2}
	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 3.4×10^{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	約 1.1×10^{0}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 4.6×10^{0}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 271

表 8－2－1　評価結果の内訳（Ｂ班の２日目）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 6.7×10^{-5}
	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 4.0×10^{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 3.1×10^{-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 2.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 8.5×10^{-1} 約 2.1×10^{1}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.6×10^{1}
入退域時	⑤原子炉建物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 1.3×10^{-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 8.8×10^{-2}
	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 7.9×10^{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	約 1.2×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 8.2×10^{0}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 34

表 8－2－2　評価結果の内訳（A班の１日目）
（格納容器ベントを実施して事象を収束する場合）
（マスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		２号炉
中央制御室滞在時	①原子炉建物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 2.4×10^{-4}
	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}
	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 2.0×10^{-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 2.7×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	約 2.6×10^{2} 約 1.6×10^{0}
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.7×10^{2}
入退域時	⑤原子炉建物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^{-2}
	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^{-2}
	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 3.9×10^{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	約 8.9×10^{-1}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 4.8×10^{0}
合計(①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 271

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			２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			2436MW
	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
	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			島根原子力発電所における１年間の気象データ （2009 年 1 月～2009 年 12 月）（地上約 20m）
	実効放出継続時間			【格納容器フィルタベント系排気管】　１時間 【原子炉建物】　１時間 【非常用ガス処理系排気管】　３０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			【格納容器フィルタベント系排気管】　地上 50m 【原子炉建物】　地上　0m 【非常用ガス処理系排気管】　地上 110m
	着目方位	中央制御室滞在時	評価点：中央制御室中心	【格納容器フィルタベント系排気管】　６方位 【原子炉建物】　６方位 【非常用ガス処理系排気管】　９方位
			評価点：中央制御室換気系吸気口	【格納容器フィルタベント系排気管】　７方位 【原子炉建物】　７方位 【非常用ガス処理系排気管】　９方位
		入退域時		【格納容器フィルタベント系排気管】　９方位 【原子炉建物】　９方位 【非常用ガス処理系排気管】　３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
格納容器外への放出	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５分後から漏えい）
	格納容器から原子炉建物への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	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0.5%/日 １Pd～　：2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積
	格納容器から原子炉建物への漏えい率（無機よう素）	漏えい率を格納容器圧力に応じ設定。 【漏えい率】 0.9Pd以下：0.5%/日 0.9Pd～　：1.3%/日
	原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：５％ 無機よう素　：91% 有機よう素　：４％
	格納容器内ｐＨ 制御の効果	未考慮
	格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス：１ 粒子状放射性物質：10 無機よう素：１ 有機よう素：１
	格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮
	格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・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
	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：５
	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 9.0×10^{-1}　Ba 類：約 5.4×10^{-7} よう素類：約 3.3×10^{-2}　Ru 類：約 6.8×10^{-8} Cs 類：約 6.8×10^{-6}　La 類：約 5.4×10^{-9} Te 類：約 1.4×10^{-6}　Ce 類：約 1.4×10^{-8}

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
格納容器外への放出	格納容器から 原子炉建物への流入割合	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 4.2×10^{-3}　Ba 類：約 3.4×10^{-7} よう素類：約 2.8×10^{-4}　Ru 類：約 4.2×10^{-8} Cs 類：約 4.2×10^{-6}　La 類：約 3.4×10^{-9} Te 類：約 8.5×10^{-7}　Ce 類：約 8.5×10^{-9}
		残留熱代替除去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 2.7×10^{-2}　Ba 類：約 2.6×10^{-7} よう素類：約 1.3×10^{-3}　Ru 類：約 3.3×10^{-8} Cs 類：約 3.3×10^{-6}　La 類：約 2.6×10^{-9} Te 類：約 6.5×10^{-7}　Ce 類：約 6.5×10^{-9}
環境への放出	格納容器ベント開始時間	事故発生から約 32 時間後
	格納容器フィルタベント系の除去係数	有機よう素：50 無機よう素：100 粒子状放射性物質：1000
	原子炉建物からの漏えい開始時刻	事故発生直後
	非常用ガス処理系起動時間	事故発生から 60 分後
	非常用ガス処理系換気量	$4400m^3/h$
	原子炉建物 負圧達成時間	事故発生から 70 分後
	原子炉建物の換気率	・事故発生から 70 分後～168 時間後：1 回/日で屋外に放出（非常用ガス処理系による放出） ・事故発生から 70 分後までの期間：無限大[回/日]（原子炉建物からの漏えい）
	非常用ガス処理系のフィルタ装置の除去効果	未考慮

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	中央制御室換気系 （風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【再循環フィルタ流量】 事故発生から 0～2 時間後　：0m^3/h 事故発生から 2～168 時間後：32000m^3/h 【外気取込流量】 事故発生から 0～2 時間後　：0m^3/h 事故発生から 2～約 32 時間後：17500m^3/h 事故発生から約 32～約 42 時間後：0m^3/h 事故発生から約 42～168 時間後：17500m^3/h 【チャコールフィルタ除去効率】 希ガス，粒子状放射性物質：0% 無機よう素，有機よう素：95% 【高性能粒子フィルタ除去効率】 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】2 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 0～2 時間後：0.5 回/h 事故発生から 2～約 32 時間後：0 回/h 事故発生から約 32～約 42 時間後：0.5 回/h 事故発生から約 42～168 時間後：0 回/h
	中央制御室待避室空気ボンベの 空気供給量	事故発生から 0～約 32 時間後：0m^3/h 事故発生から約 32～約 42 時間後：11m^3/h 事故発生から約 42～168 時間後：0m^3/h
	中央制御室待避室バウンダリ体積	30m^3
	マスクの防護係数	入退域時　　：50 中央制御室滞在時：50（５時間着用，１時間外すことを繰り返す）
	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	【原子炉建物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
	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

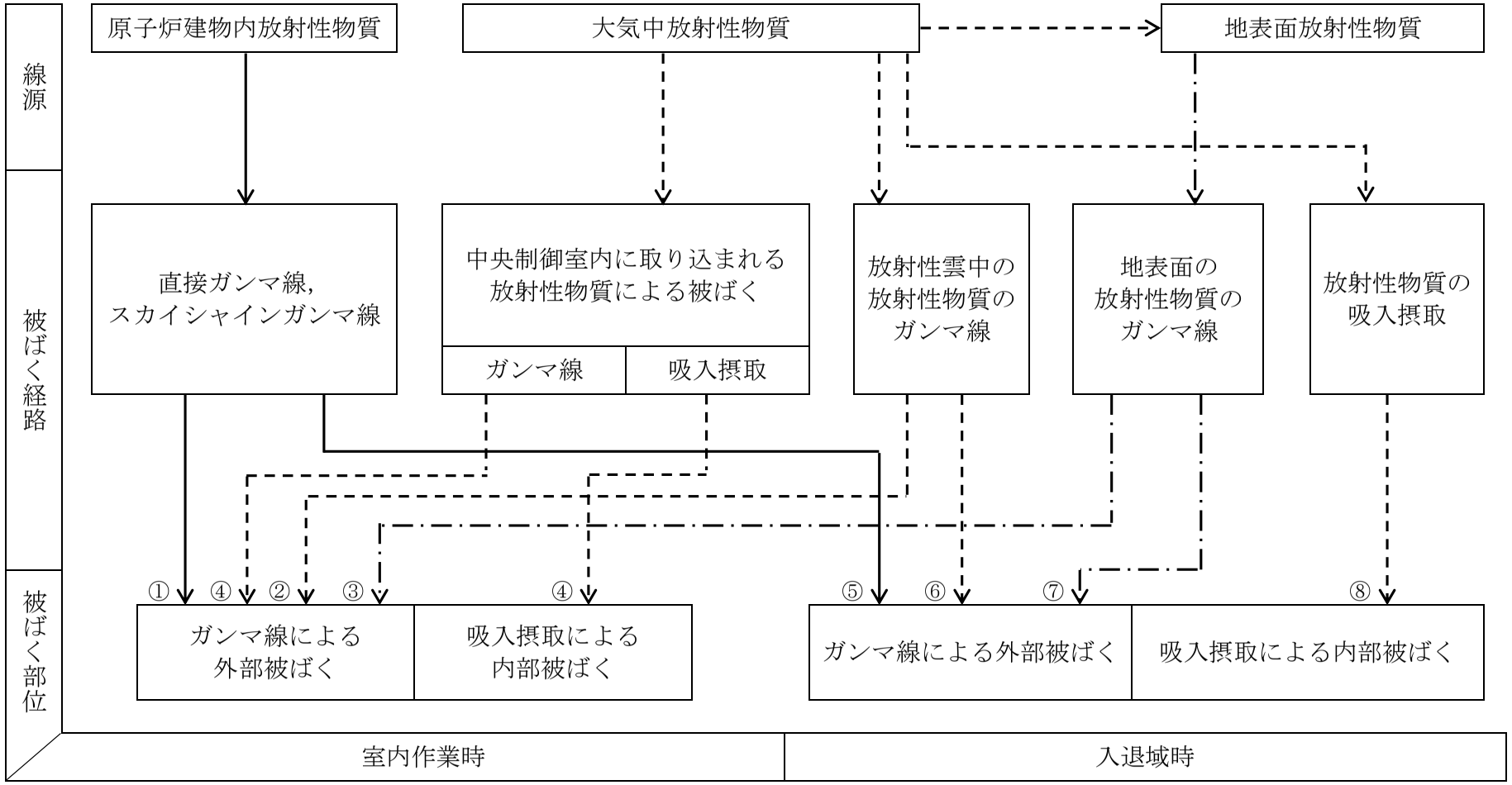


図１　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

室内作業時	①原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②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 （グランドシャインによる外部被ばく）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく （吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域時	⑤原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ばく （直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	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 （グランドシャインによる外部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく （吸入摂取による内部被ばく）

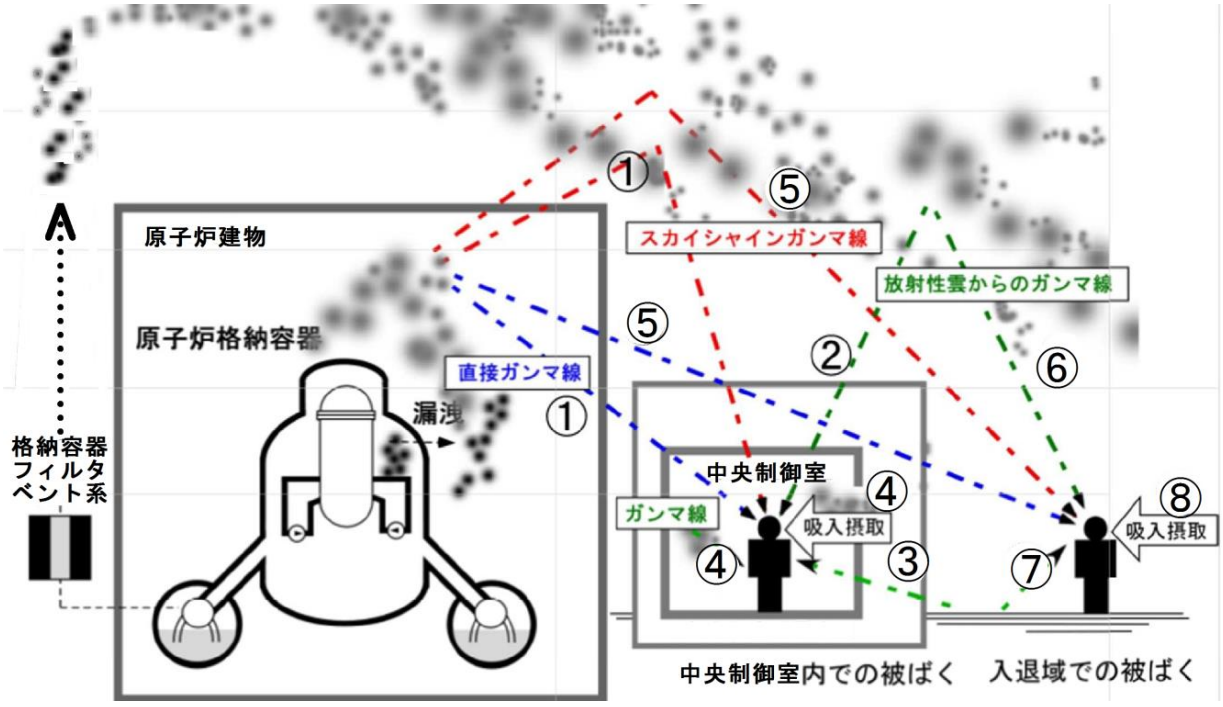


図２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の
被ばく経路イメージ図

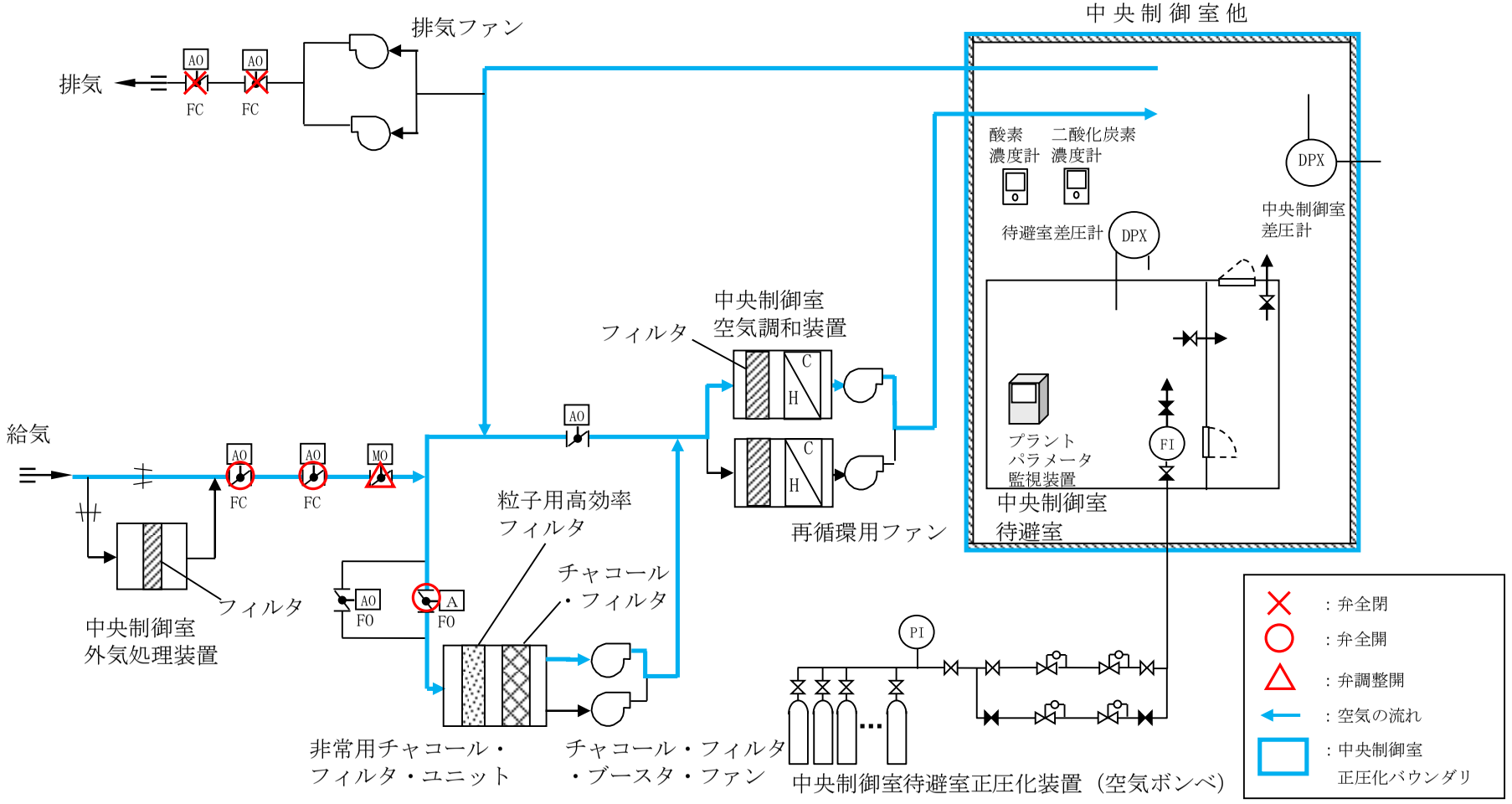


図３（１／２）　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過前及びプルーム通過後））

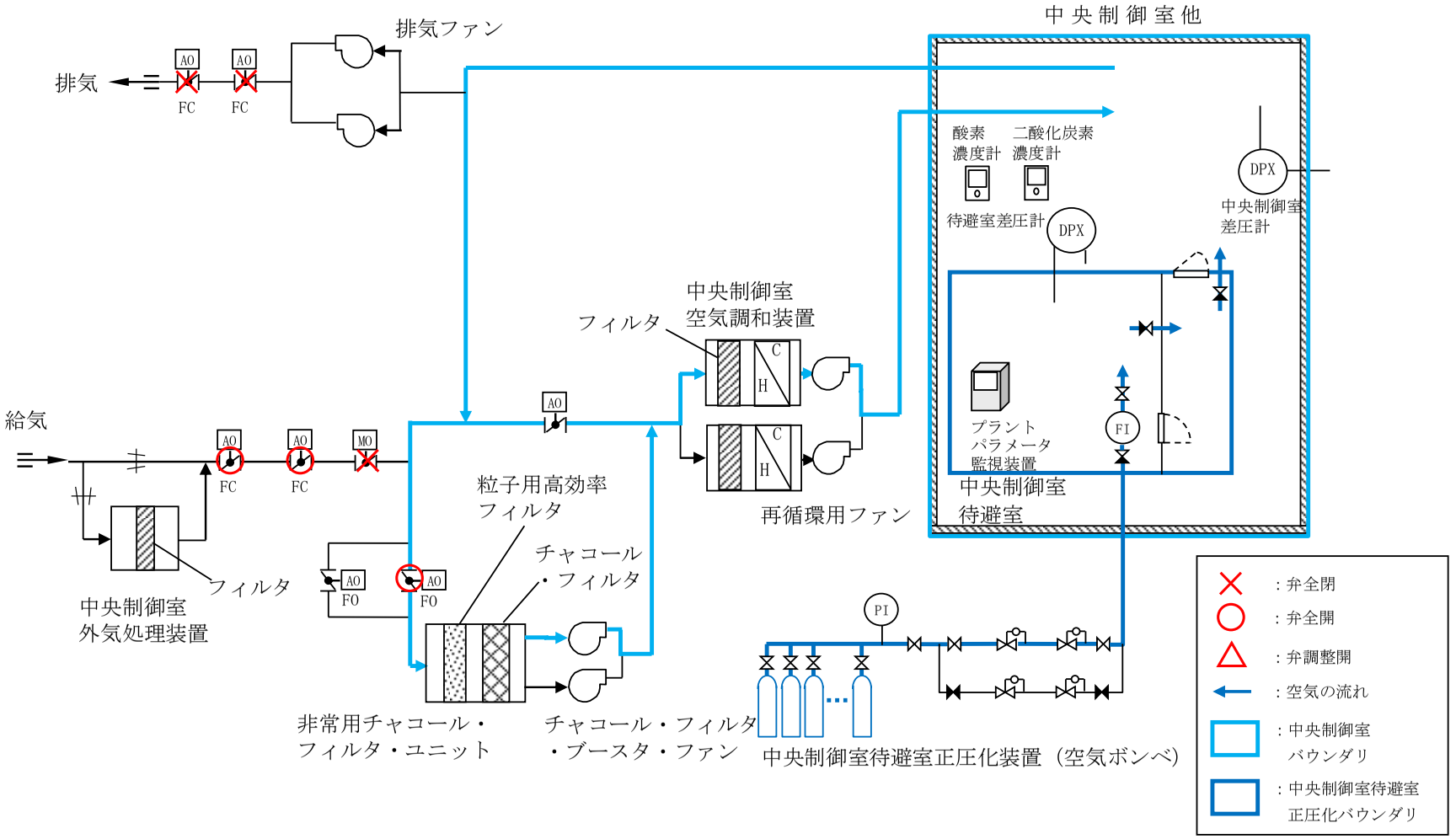


図３（２／２）　中央制御室換気系及び中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）概略系統図
（非常時運転モード（加圧運転（プルーム通過中））

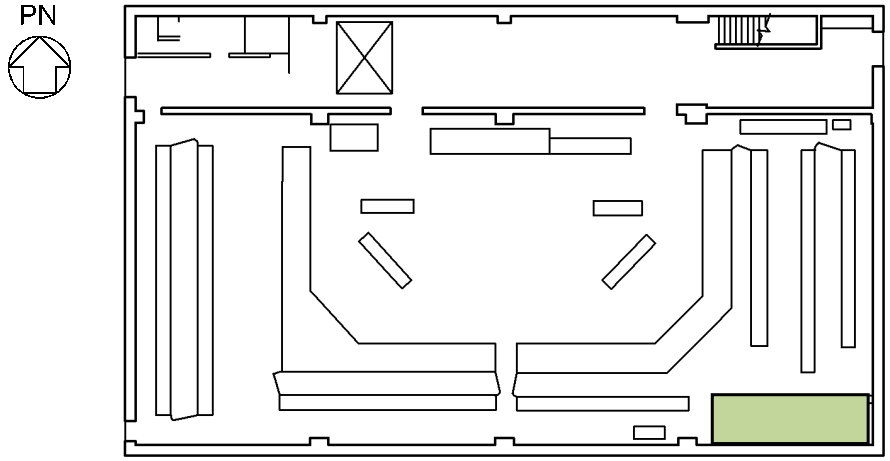


図４　中央制御室待避室の設置場所

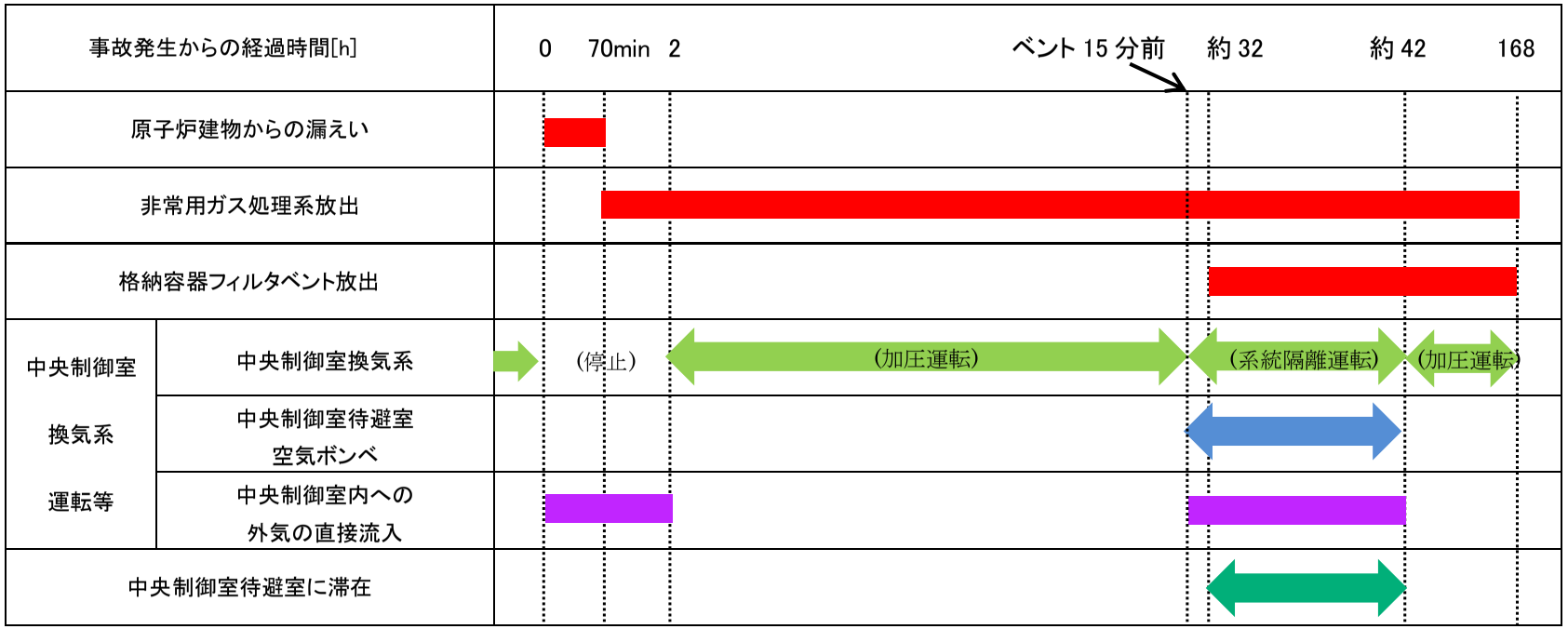


図５　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

添付資料 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件

表１－1 大気中への放出放射能量評価条件（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	２号炉	運転号炉を想定	―
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 2,18 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	2,436MW	定格熱出力	―
運転時間	1 サイクル:10,000h（約 416 日） 2 サイクル：20,000h 3 サイクル：30,000h 4 サイクル：40,000h 5 サイクル：50,000h	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して，燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	―
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229（200 体） 2 サイクル：0.229（200 体） 3 サイクル：0.229（200 体） 4 サイクル：0.229（200 体） 5 サイクル：0.084（72 体）	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定（ABWR の値を用いて，炉内内蔵量を計算し，熱出力 3,926MW で規格化）	―

表１－１ 大気中への放出放射能量評価条件（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	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５分後から漏えい） 格納容器ベント： 事故発生から約 32 時間後 原子炉建物原子炉棟からの漏えい： 事故発生直後 非常用ガス処理系による放出： 事故発生から 70 分後	原子炉格納容器漏えい： ＭＡＡＰ解析に基づく 格納容器ベント： ＭＡＡＰ解析に基づく 原子炉建物原子炉棟からの漏えい：原子炉建物原子炉棟の負圧が達成されるまでの時刻 非常用ガス処理系による放出： 原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間を参照 （添付資料　6 参照）	4.3(4)ａ．放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は 4.1(2)ａ で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器内 pH 制御の効果	未考慮	格納容器内 pH 制御設備は，重大事故等対処設備と位置付けていないため考慮しない	―
原子炉圧力容器から格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	格納容器内 pH 制御の効果に期待しないため，R.G.1.195 に基づき設定	4.3(1)a．原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建物への漏えい率（希ガス，エアロゾル及び有機よう素）	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 0.5%/日， 1Pd～　：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積	格納容器の設計漏えい率（0.5%/日）及び，ＡＥＣ式に基づき設定	4.3(3)e．原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建物への漏えい率（無機よう素）	漏えい率を格納容器圧力に応じ設定。 【漏えい率】 0.9Pd以下：0.5%/日 0.9Pd～　：1.3%/日	格納容器の設計漏えい率及びＡＥＣの式に基づき設定（格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3%／日の漏えい率を設定）	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。

表 1－1 大気中への放出放射能量評価条件（３／５）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
格納容器の漏えい孔における捕集効果	希ガス：１ 粒子状物質：10 無機よう素：１ 有機よう素：１	粒子状物質に対して，格納容器の漏えい孔における捕集効果を考慮※1	―
格納容器内での粒子状放射性物質の除去効果	・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。
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	―
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）	CSE 実験に基づき設定 （添付資料　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：5	ＮＵＲＥＧ-0800 Standard Review Plan6.5.5 に に基づき設定	―
格納容器フィルタベント系での除去係数	希ガス：１ 有機よう素：50 無機よう素：100 粒子状放射性物質：1,000	設計値	―

※１　「原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」 東北電力株式会社，東京電力ﾎｰﾙﾃﾞｨﾝｸﾞｽ株式会社，中部電力株式会社，北陸電力株式会社，中国電力株式会社，日本原子力発電株式会社，電源開発株式会社，　2019 年 12 月

表 1－1 大気中への放出放射能量評価条件（４／５）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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 9.0×10^{-1} よう素類：約 3.3×10^{-2} Cs 類：約 6.8×10^{-6} Te 類：約 1.4×10^{-6} Ba 類：約 5.4×10^{-7} Ru 類：約 6.8×10^{-8} La 類：約 5.4×10^{-9} Ce 類：約 1.4×10^{-8}	ＭＡＡＰ解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見に基づき設定（ 添付資料　３参照） よう素類については，よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定
格納容器から原子炉建物への流入割合	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 4.2×10^{-3} よう素類：約 2.8×10^{-4} Cs 類：約 4.2×10^{-6} Te 類：約 8.5×10^{-7} Ba 類：約 3.4×10^{-7} Ru 類：約 4.2×10^{-8} La 類：約 3.4×10^{-9} Ce 類：約 8.5×10^{-9} 残留熱代替除去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 2.7×10^{-2} よう素類：約 1.3×10^{-3} Cs 類：約 3.3×10^{-6} Te 類：約 6.5×10^{-7} Ba 類：約 2.6×10^{-7} Ru 類：約 3.3×10^{-8} La 類：約 2.6×10^{-9} Ce 類：約 6.5×10^{-9}	同上	同上

表 1－1 大気中への放出放射能量評価条件（５／５）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
原子炉建物原子炉棟の換気率	・原子炉建物原子炉棟負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建物原子炉棟負圧維持期間：非常用ガス処理系の定格風量 4,400m^3/h による換気率１回/日により屋外に放出	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物原子炉棟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 60 分後	運用を基に設定	―
非常用ガス処理系排気ファン風量	4,400m^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	―
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間	事故発生から 70 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物原子炉棟の設計気密度を基に評価し設定（添付資料　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１－２　大気中への放出放射能量（７日間積算値）
（残留熱代替除去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）	放出放射能量[Bq]（gross 値）
		原子炉建物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 1.6×10^{19}	約 8.8×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 2.7×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 2.8×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.7×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.8×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 3.0×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.7×10^{10}

表１－３　大気中への放出放射能量（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）	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
		格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建物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 1.6×10^{19}	約 5.1×10^{18}	約 2.3×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.2×10^{15}	約 1.9×10^{15}
Cs 類	約 8.3×10^{17}	約 5.5×10^{9}	約 3.4×10^{12}
Te 類	約 5.9×10^{18}	約 4.4×10^{9}	約 3.2×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{18}	約 3.8×10^{9}	約 3.1×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 8.4×10^{8}	約 5.5×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 5.3×10^{8}	約 3.4×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 1.2×10^{8}	約 9.1×10^{10}

表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	島根原子力発電所における１年間の気象データ(2009年１月～2009年12月)（地上約20m）	建物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20m）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　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	【格納容器フィルタベント系排気管】 １時間 【原子炉建物中心】 １時間 【非常用ガス処理系排気管】 ３０時間	格納容器フィルタベント系排気管及び原子炉建物からの放出については保守的に１時間と設定。非常用ガス処理系排気管からの放出は，気象指針に従い，全放出量を最大放出量で除した値を保守的に丸めた値とする。	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	【格納容器フィルタベント系排気管】 地上50m 【原子炉建物中心】 地上 0m 【非常用ガス処理系排気管】 地上110m	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設定 （添付資料　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。
建物巻き込み	全放出源：考慮する	放出源から近距離の建物の影響を受けるため，建物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 生じる代表建物	２号炉原子炉建物 及び ２号炉タービン建物	巻き込みの影響が最も大きい建物として設定	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 中央制御室換気系給気口 【入退域時】 ２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2(2)b.3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

表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	中央制御室滞在時	・評価点：中央制御室中心 【格納容器フィルタベント系排気管】 ６方位 (NNE,NE,ENE,E,ESE,SE) 【原子炉建物中心】 ６方位 (NNE,NE,ENE,E,ESE,SE) 【非常用ガス処理系排気管】 ９方位 (NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付資料　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。
		・評価点：中央制御室換気系給気口 【格納容器フィルタベント系排気管】 ７方位 (NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE) 【原子炉建物中心】 ７方位 (NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE) 【非常用ガス処理系排気管】 ９方位 (NNE,NE,ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW)		
	入退域時	【格納容器圧力逃がし装置配管】 ９方位 (SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE,NE) 【原子炉建物中心】 ９方位 (SSW,SW,WSW,W,WNW,NW,NNW,N,NNE) 【非常用ガス処理系排気管】 ３方位 (SSE,S,SSW)		

表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
建物投影面積	２号炉原子炉建物： 2,600m^2 （原子炉建物，格納容器フィルタベント系放出時） ２号炉タービン建物： 2,100m^2 （非常用ガス処理系排気管放出時）	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ので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。
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１－５　相対濃度（χ／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]
格納容器フィルタベント系排気管 （地上 50m）	中央制御室 中心	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系 給気口	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物中心 （地上 0m）	中央制御室 中心	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系 給気口	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
非常用ガス処理系排気管 （地上 110m）	中央制御室 中心	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系 給気口	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

表 1－6　原子炉建物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	原子炉建物内線源強度分布	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，事故後直交代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	原子炉建物遮蔽厚さ	図 1-1 のとおり （評価点高さ） 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線： 中央制御室天井面高さ	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定 なお，遮蔽の厚さは遮蔽モデル上の厚さから許容される施工誤差（マイナス側）だけ薄くした値を適用する	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			
	評価点		中心点より線源となる建物に近い壁側を選定	－
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		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物内の積算線源強度（１／２）（残留熱代替除去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)						
	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
0.01	5.6×10^{18}	2.1×10^{19}	4.2×10^{19}	6.2×10^{19}	8.0×10^{19}	9.5×10^{19}	1.1×10^{20}
0.02	6.2×10^{18}	2.4×10^{19}	4.7×10^{19}	6.9×10^{19}	8.9×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}
0.03	7.2×10^{18}	2.7×10^{19}	5.2×10^{19}	7.5×10^{19}	9.4×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}
0.045	1.0×10^{20}	4.8×10^{20}	1.0×10^{21}	1.5×10^{21}	2.0×10^{21}	2.4×10^{21}	2.7×10^{21}
0.06	3.5×10^{17}	1.0×10^{18}	1.7×10^{18}	2.2×10^{18}	2.7×10^{18}	3.1×10^{18}	3.4×10^{18}
0.07	2.3×10^{17}	6.8×10^{17}	1.1×10^{18}	1.5×10^{18}	1.8×10^{18}	2.1×10^{18}	2.3×10^{18}
0.075	1.5×10^{19}	7.0×10^{19}	1.5×10^{20}	2.3×10^{20}	3.0×10^{20}	3.6×10^{20}	4.1×10^{20}
0.1	7.3×10^{19}	3.5×10^{20}	7.4×10^{20}	1.1×10^{21}	1.5×10^{21}	1.8×10^{21}	2.0×10^{21}
0.15	2.7×10^{17}	6.8×10^{17}	1.0×10^{18}	1.3×10^{18}	1.6×10^{18}	1.8×10^{18}	2.0×10^{18}
0.2	3.7×10^{19}	9.0×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}	1.2×10^{20}
0.3	7.4×10^{19}	1.8×10^{20}	2.2×10^{20}	2.3×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}	2.4×10^{20}
0.4	5.8×10^{18}	1.9×10^{19}	3.5×10^{19}	5.2×10^{19}	6.8×10^{19}	8.1×10^{19}	9.4×10^{19}
0.45	2.9×10^{18}	9.4×10^{18}	1.8×10^{19}	2.6×10^{19}	3.4×10^{19}	4.1×10^{19}	4.7×10^{19}
0.51	9.0×10^{18}	2.5×10^{19}	4.0×10^{19}	5.3×10^{19}	6.3×10^{19}	7.1×10^{19}	7.7×10^{19}
0.512	3.0×10^{17}	8.2×10^{17}	1.3×10^{18}	1.8×10^{18}	2.1×10^{18}	2.4×10^{18}	2.6×10^{18}
0.6	1.3×10^{19}	3.6×10^{19}	5.9×10^{19}	7.8×10^{19}	9.3×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}
0.7	1.5×10^{19}	4.1×10^{19}	6.7×10^{19}	8.8×10^{19}	1.1×10^{20}	1.2×10^{20}	1.3×10^{20}
0.8	4.8×10^{18}	1.5×10^{19}	2.6×10^{19}	3.7×10^{19}	4.5×10^{19}	5.2×10^{19}	5.7×10^{19}
1.0	9.5×10^{18}	3.0×10^{19}	5.3×10^{19}	7.3×10^{19}	9.0×10^{19}	1.0×10^{20}	1.1×10^{20}
1.33	4.3×10^{18}	9.3×10^{18}	1.4×10^{19}	1.9×10^{19}	2.2×10^{19}	2.5×10^{19}	2.7×10^{19}
1.34	1.3×10^{17}	2.8×10^{17}	4.4×10^{17}	5.7×10^{17}	6.8×10^{17}	7.6×10^{17}	8.3×10^{17}
1.5	2.1×10^{18}	4.5×10^{18}	7.0×10^{18}	9.2×10^{18}	1.1×10^{19}	1.2×10^{19}	1.3×10^{19}
1.66	6.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.1×10^{18}	1.3×10^{18}	1.5×10^{18}	1.6×10^{18}	1.7×10^{18}
2.0	1.3×10^{18}	1.9×10^{18}	2.4×10^{18}	2.8×10^{18}	3.1×10^{18}	3.4×10^{18}	3.6×10^{18}
2.5	3.4×10^{18}	4.0×10^{18}	4.5×10^{18}	5.0×10^{18}	5.4×10^{18}	5.7×10^{18}	6.0×10^{18}
3.0	1.3×10^{17}	1.4×10^{17}	1.5×10^{17}	1.6×10^{17}	1.7×10^{17}	1.8×10^{17}	1.9×10^{17}
3.5	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}
4.0	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}	1.7×10^{15}
4.5	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
5.0	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
5.5	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
6.0	5.4×10^{4}	7.9×10^{4}	8.8×10^{4}	9.1×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}	9.3×10^{4}
6.5	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
7.0	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
7.5	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
8.0	6.3×10^{3}	9.1×10^{3}	1.0×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}	1.1×10^{4}
10.0	1.9×10^{3}	2.8×10^{3}	3.1×10^{3}	3.2×10^{3}	3.3×10^{3}	3.3×10^{3}	3.3×10^{3}
12.0	9.6×10^{2}	1.4×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}	1.6×10^{3}
14.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}

表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物内の積算線源強度（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)						
	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
0.01	5.5×10^{18}	1.9×10^{19}	2.5×10^{19}	2.6×10^{19}	2.7×10^{19}	2.7×10^{19}	2.7×10^{19}
0.02	6.2×10^{18}	2.1×10^{19}	2.7×10^{19}	2.9×10^{19}	3.0×10^{19}	3.0×10^{19}	3.0×10^{19}
0.03	7.1×10^{18}	2.5×10^{19}	3.1×10^{19}	3.3×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}
0.045	1.0×10^{20}	4.2×10^{20}	5.6×10^{20}	6.0×10^{20}	6.1×10^{20}	6.2×10^{20}	6.2×10^{20}
0.06	3.5×10^{17}	9.8×10^{17}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}	1.2×10^{18}
0.07	2.3×10^{17}	6.6×10^{17}	7.7×10^{17}	8.1×10^{17}	8.2×10^{17}	8.2×10^{17}	8.2×10^{17}
0.075	1.4×10^{19}	6.1×10^{19}	8.1×10^{19}	8.8×10^{19}	9.0×10^{19}	9.1×10^{19}	9.1×10^{19}
0.1	7.1×10^{19}	3.1×10^{20}	4.1×10^{20}	4.4×10^{20}	4.5×10^{20}	4.5×10^{20}	4.5×10^{20}
0.15	2.8×10^{17}	6.8×10^{17}	7.9×10^{17}	8.2×10^{17}	8.3×10^{17}	8.4×10^{17}	8.4×10^{17}
0.2	3.6×10^{19}	8.6×10^{19}	9.1×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}	9.2×10^{19}
0.3	7.2×10^{19}	1.7×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}	1.8×10^{20}
0.4	6.4×10^{18}	2.0×10^{19}	2.6×10^{19}	2.7×10^{19}	2.8×10^{19}	2.8×10^{19}	2.8×10^{19}
0.45	3.2×10^{18}	1.0×10^{19}	1.3×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}
0.51	9.7×10^{18}	2.7×10^{19}	3.2×10^{19}	3.3×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}	3.4×10^{19}
0.512	3.2×10^{17}	8.9×10^{17}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}
0.6	1.4×10^{19}	3.9×10^{19}	4.7×10^{19}	4.9×10^{19}	4.9×10^{19}	5.0×10^{19}	5.0×10^{19}
0.7	1.6×10^{19}	4.4×10^{19}	5.3×10^{19}	5.5×10^{19}	5.6×10^{19}	5.6×10^{19}	5.6×10^{19}
0.8	5.3×10^{18}	1.6×10^{19}	2.0×10^{19}	2.1×10^{19}	2.1×10^{19}	2.2×10^{19}	2.2×10^{19}
1.0	1.1×10^{19}	3.2×10^{19}	4.0×10^{19}	4.2×10^{19}	4.3×10^{19}	4.3×10^{19}	4.3×10^{19}
1.33	4.6×10^{18}	1.0×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}	1.3×10^{19}
1.34	1.4×10^{17}	3.1×10^{17}	3.6×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}	3.8×10^{17}
1.5	2.2×10^{18}	5.0×10^{18}	5.8×10^{18}	6.0×10^{18}	6.1×10^{18}	6.1×10^{18}	6.1×10^{18}
1.66	6.4×10^{17}	9.6×10^{17}	1.0×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}	1.1×10^{18}
2.0	1.4×10^{18}	2.0×10^{18}	2.2×10^{18}	2.2×10^{18}	2.3×10^{18}	2.3×10^{18}	2.3×10^{18}
2.5	3.4×10^{18}	4.0×10^{18}	4.2×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}	4.3×10^{18}
3.0	1.3×10^{17}	1.4×10^{17}	1.4×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}
3.5	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}
4.0	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}	1.6×10^{15}
4.5	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
5.0	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
5.5	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
6.0	5.6×10^{4}	8.5×10^{4}	9.9×10^{4}	1.1×10^{5}	1.2×10^{5}	1.2×10^{5}	1.3×10^{5}
6.5	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
7.0	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
7.5	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
8.0	6.4×10^{3}	9.8×10^{3}	1.1×10^{4}	1.3×10^{4}	1.3×10^{4}	1.4×10^{4}	1.5×10^{4}
10.0	2.0×10^{3}	3.0×10^{3}	3.5×10^{3}	3.9×10^{3}	4.1×10^{3}	4.4×10^{3}	4.6×10^{3}
12.0	9.8×10^{2}	1.5×10^{3}	1.8×10^{3}	1.9×10^{3}	2.1×10^{3}	2.2×10^{3}	2.3×10^{3}
14.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}	0.0×10^{0}

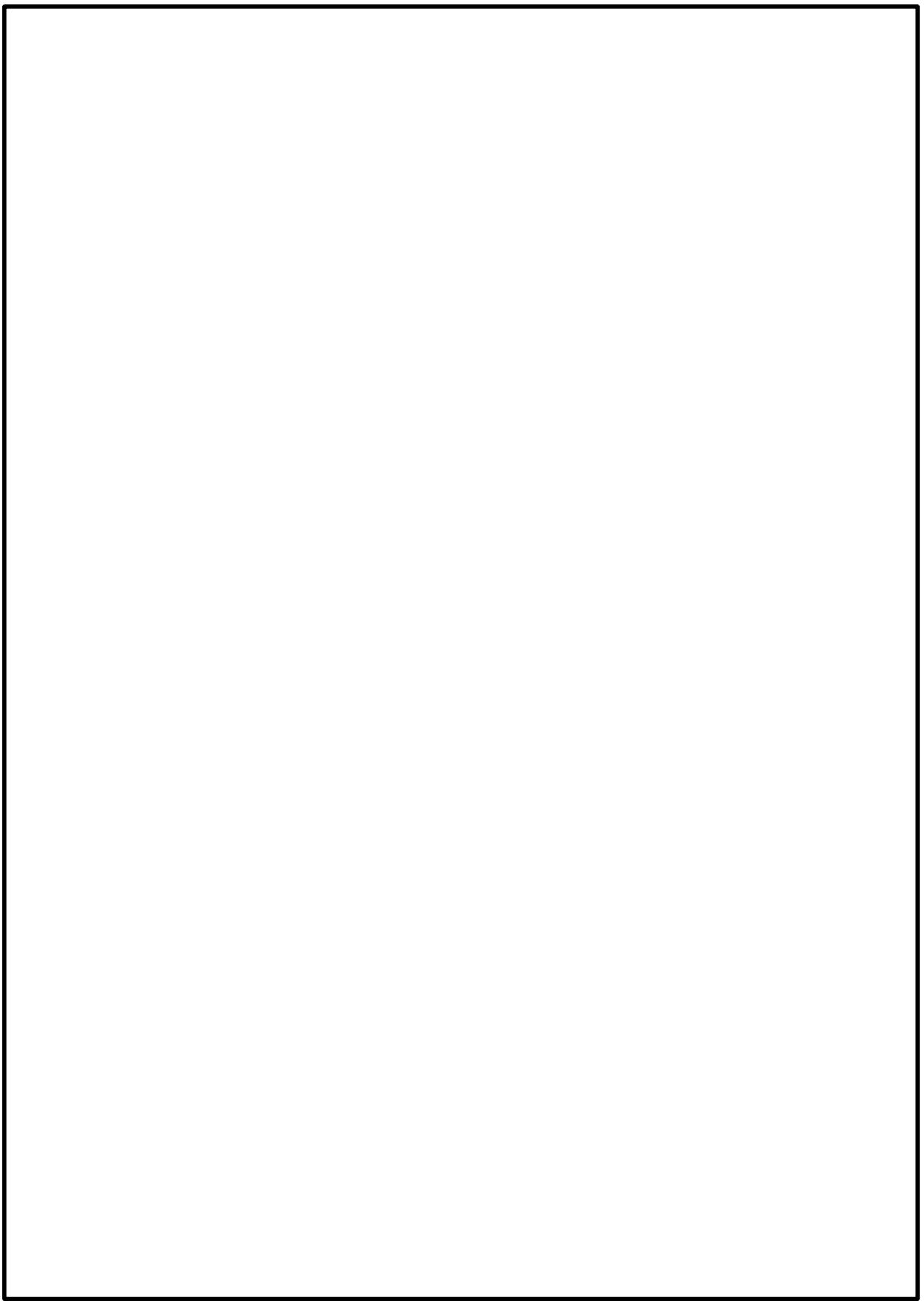


図 1－1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（１／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

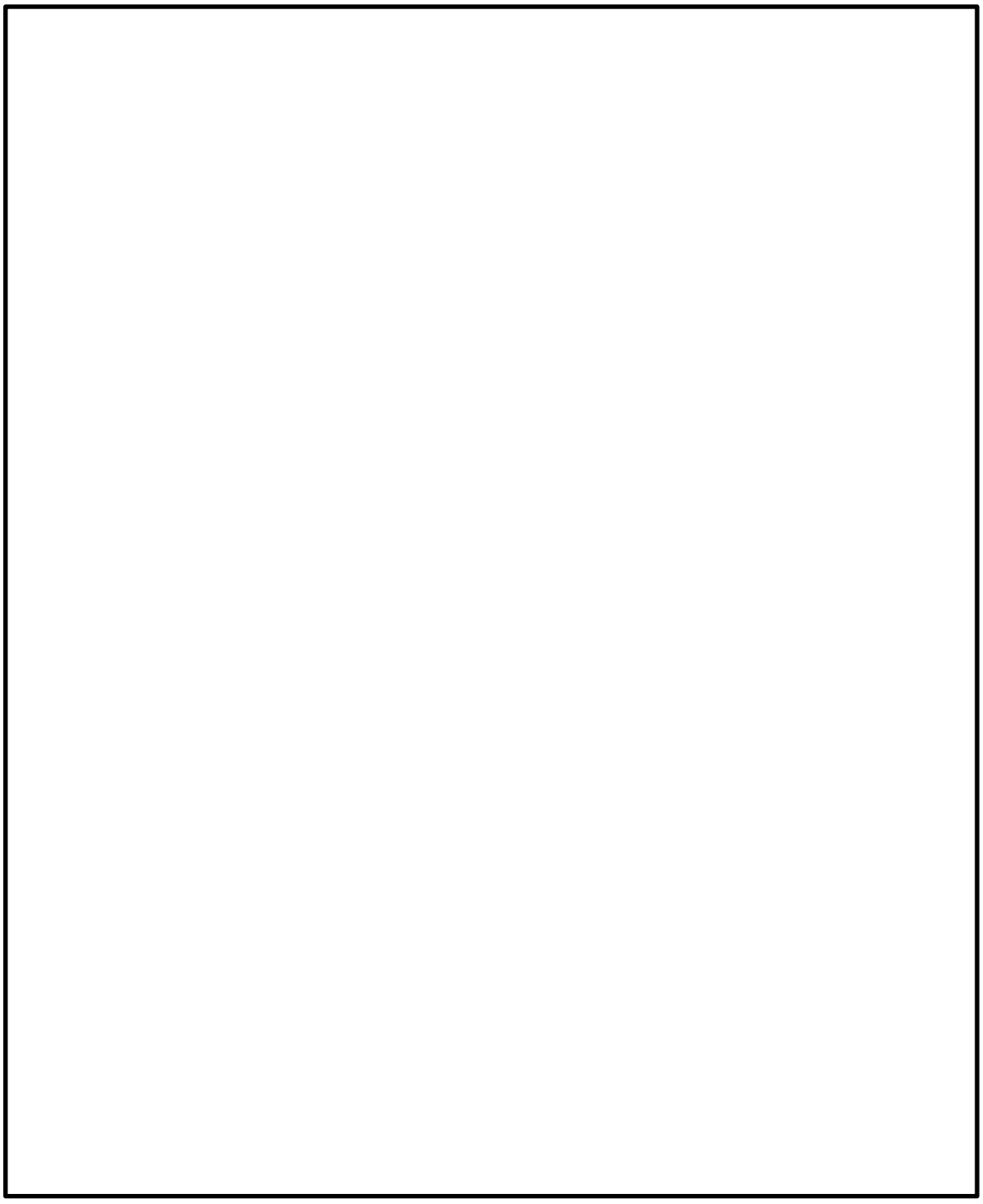


図１－１　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（２／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

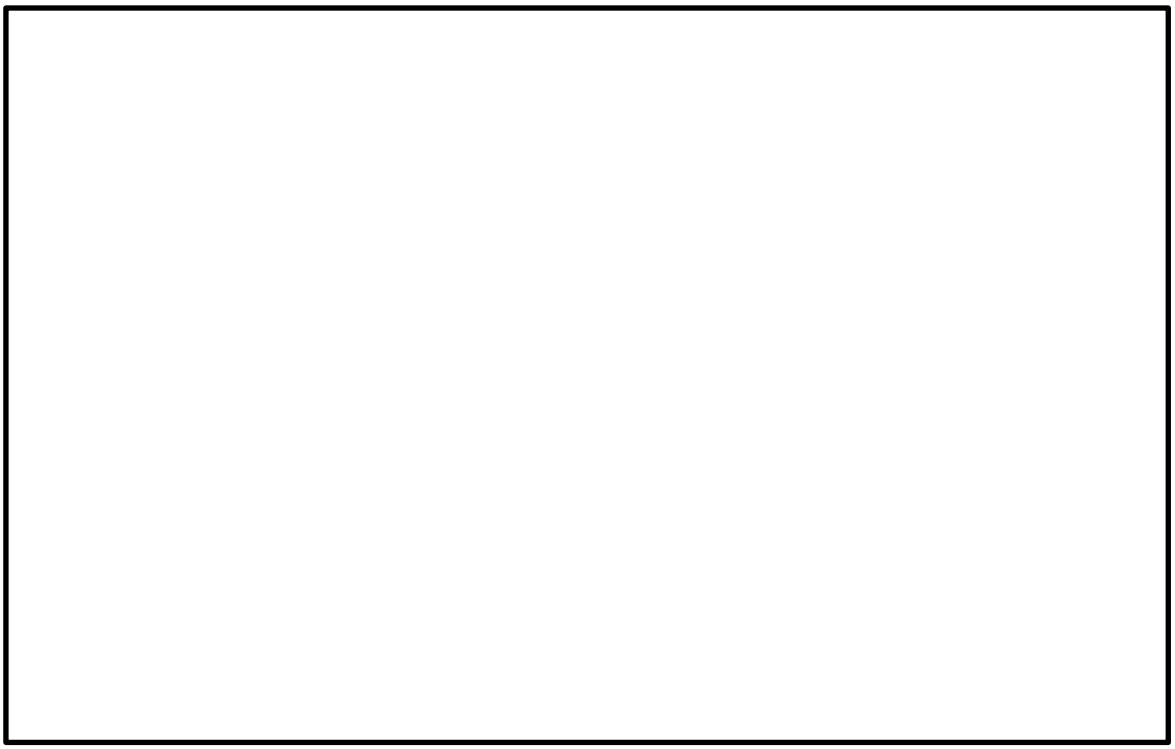


図１－１　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（３／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

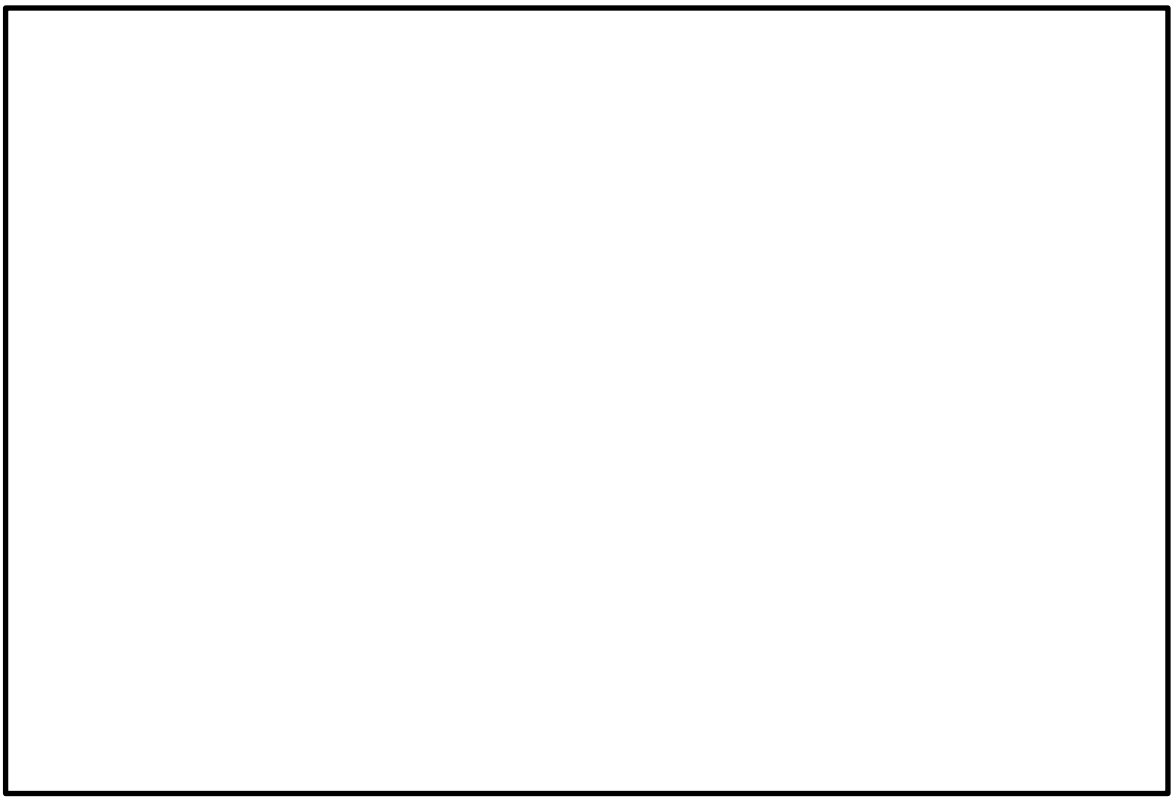


図 1－1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（４／４）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表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
中央制御室換気系（再循環用ファン，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン）の風量	【外気取込量】 事故発生から ０～２時間後：０m^3/h ２～約 32 時間後：17,500m^3/h 約 32～約 42 時間後：0m^3/h 約 42～168 時間後：17,500m^3/h 【再循環フィルタ流量】 事故発生から ０～２時間後：０m^3/h ２～168 時間後：32,000m^3/h	運用を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気系の起動遅れ時間	２時間	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。

表 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
中央制御室換気系フィルタユニット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。
中央制御室換気系フィルタユニットのチャコールフィルタの除去効率	希ガス　　：０％ 無機よう素：95% 有機よう素：95% 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 ０～２時間後：0.5回/h ２～約 32 時間後：０回/h 約 32～約 42 時間後：0.5 回/h 約 42～168 時間後：０回/h	中央制御室換気系により中央制御室バウンダリを正圧化していない期間は，空気流入率測定試験結果（約0.1回/h，添付資料　19 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。 正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 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：17,150m^3 中央制御室待避室：30m^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	中央制御室内容積：2,440m^3 中央制御室待避室：30m^3	同上	4.2(3)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からのガンマ線による外部被ばくは、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する
マスクの防護係数	入退域時：50 中央制御室滞在時：50（５時間着用，１時間外すことを繰り返す）	性能上期待できる値（添付資料　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。 中央制御室滞在時のマスク着用時間については，休憩，水分補給等を考慮しマスクを外す期間を考慮した。	3.第 74 条１ b)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.第 74 条 1 b)③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
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， ・２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口に 15 分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	－

表 1-9　中央制御室内待避室設備条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
待避室遮蔽	遮蔽厚：鉛 0.5cm 相当	中央制御室内に流入した放射性物質からのガンマ線による被ばくを十分に低減できる設計。	—
鉛密度	11.3g／cm^3	鉛密度は 11.3g／cm^3以上で施工	—
待避室加圧開始時間	事象発生から約 32 時間後（ベント開始 15 分前）	格納容器フィルタベント系により放出される放射性物質からの被ばくを防護するために待避室に待避すると想定	—
待避室加圧時間	ベント開始 15 分前から 10 時間 15 分	中央制御室内に流入した放射性物質からの影響を十分に防護できる時間として設定	—
空気流入率	ボンベ加圧時：0 回／h	待避室への待避時は待避室内を空気ボンベにより加圧し，外部からの空気流入がないと想定	—

表1－10　線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131：2.0×10^{-8}Sv/Bq I-132：3.1×10^{-10}Sv/Bq I-133：4.0×10^{-9}Sv/Bq I-134：1.5×10^{-10}Sv/Bq I-135：9.2×10^{-10}Sv/Bq Cs-134：2.0×10^{-8}Sv/Bq Cs-136：2.8×10^{-9}Sv/Bq Cs-137：3.9×10^{-8}Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71及び ICRP Publication72に基づく	－
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　9,10,11 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　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。
島根原子力発電所２号炉においては，重大事故等時の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお，島根原子力発電所２号炉においては，重大事故等が発生したと想定する場合，第一に残留熱代替除去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残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器フィルタベント系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，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。30 分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで，原子炉圧力容器破損は回避される。

ｃ．その後，原子炉圧力容器への注水及び格納容器へのスプレイを実施するが，事象発生から約 32 時間後にサプレッション・プール水位が通常水位＋1.3m に到達し，格納容器フィルタベント系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 53 事象から，地域性等を考慮して 11 事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り・土石流，火山の影響，生物学的事象，森林火災,）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 2-1 のとおりグループ別に分類する。

表 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（「添付資料　18 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，２号炉において想定事故シナリオが発生したと想定する

場合，第一に残留熱代替除去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残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗することも考慮し，当該号炉において格納容器フィルタベント系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。

3　核分裂生成物の格納容器外への放出割合の設定について

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 時間経過時点）を表 3－3 に示す。ただし，以下に示すとおり，表 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 3－3 によると，高揮発性核種（ＣｓＩやＣｓＯＨ）のベントラインからの放出割合（10^{-6}オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が大きい（10^{-4}オーダー）という結果となっている。

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

表 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（セシウムやよう素）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 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（セシウムやよう素）であり，多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。

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ニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034，2013 年 12 月）」

表 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，炉心が再冠水し溶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溶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からも，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，低温の溶融燃料表面付近ではなく，溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，ＭＡＡＰ 解析が保守的な結果を与える場合がある。
・Ｍｏの放出量評価について，ＮＵＲＥＧ-1465 よりもＭＡＡＰコードの方が放出量を多く評価する。

なお，高揮発性核種（セシウムやよう素）については炉心溶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「冷却材喪失（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 の想定の比較は表 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3－6に示す。

表 3－1　ＭＡＡＰ解析事象進展とＮＵＲＥＧ-1465 の想定の比較

	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５分～約 28 分※1	約 28 分～約 3.2 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 1,000K)～炉心溶融開始(燃料被覆管温度 2,500K)
※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，格納容器からベントラインへの放出割合，格納容器から原子炉建物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。

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

$F_{CS}(T)$　：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 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 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	I	
TeO_2，Te_2	Te	
SrO	Sr	
MoO_2	Mo，Ru，Tc	
CsOH	Cs，Rb	
BaO	Ba	
La_2O_3	La，Pr，Nd，Sm，Y，Zr，Nb	
CeO_2	Ce，Np，Pu	
Sb	Sb	
UO_2	UO_2	

※　表中に示すＴｅ$_2$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Ｔｅ$_2$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．格納容器からベントラインへの放出割合

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 3－7 及び表 3－8 にＮＵＲＥＧ-1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{noblegas}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{cs}} \times \frac{F_{Cs}(168h)}{F_{noblegas}(168h)}$$

$F_i(T)$：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループ放出割合

$F_{noblegas}(T)$：時刻 T における希ガスグループの放出割

γ_i：$NUREG-1465$ における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

γ_{cs}：$NUREG-1465$ における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

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

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

され，格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

b. 格納容器から原子炉建物への漏えい割合

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 核種グループ放出割合

γ_i：NUREG − 1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの格納容器への放出割合

γ_{cs}：NUREG − 1465 における Cs に相当する核種グループの格納容器への放出割合

※２　中・低揮発性の核種グループは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，格納容器の気相部からの除去が進んだ後は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，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 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 ベントラインへの流入割合 （事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO_2	約 2.5×10^{-8}
SrO	約 2.4×10^{-4}
MoO_2	約 7.1×10^{-6}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 1.7×10^{-4}
La_2O_3	約 3.3×10^{-5}
CeO_2	約 3.3×10^{-5}
Sb	約 3.8×10^{-6}
Te_2	0
UO_2	0
Cs※1	約 6.8×10^{-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	^{129}I	^{85}Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水，気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合　計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のＩ濃度測定値と多量のデブリ（おもに地階水沈殿物）のため，ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって，ここに保持されたＩのインベントリーはCsと同等であると考える。

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

表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※２

（単位：Bq/kg・乾土）

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

※２：福島第一原子力発電所構内における土壌中の放射性物質の核種分析の結果について（続報）別紙２（東京電力ＨＰ参照）

表 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 ベントラインへの流入割合 （事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO_2	約 1.4×10^{-6}
SrO	約 5.4×10^{-7}
MoO_2	約 6.8×10^{-8}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 5.4×10^{-7}
La_2O_3	約 5.4×10^{-9}
CeO_2	約 1.4×10^{-8}
Sb	約 1.4×10^{-6}
Te_2	0※２
UO_2	0※２
Cs※１	約 6.8×10^{-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「Te_2グループ」及び「UO_2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 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_2O_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 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。

ＣｓＩ の初期重量[kg] ＝ MI ＋ MI/WI×WCs
ＣｓＩ 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MI/WI×WCs
セシウム元素初期重量[kg]：MCs　　よう素元素初期重量[kg]：MI
セシウム原子量[-]：WCs　　よう素原子量[-]：WI

(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。

ＣｓＯＨ 初期重量中のセシウム重量[kg] ＝ MCs － CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]
＝ MCs － MI/WI×WCs

(3)セシウムの放出量

ＭＡＡＰ 解析によりＣｓＩ とＣｓＯＨ の格納容器外への放出割合を評価

セシウムの放出重量[kg] ＝ MI/WI×WCs × X ＋ (MCs － MI/WI×WCs) ×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

セシウムの放出割合 ＝ セシウムの放出量 / セシウム元素初期重量
＝ MI/WI×WCs/MCs × X ＋ (1 － MI/WI×WCs/MCs) ×Y
＝ Y ＋ MI/MCs×WCs/WI (X － Y)

以上

4 放射性物質の大気放出過程について

格納容器からサプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質は，格納容器フィルタベント系を経由し大気中に放出される。

また，格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質は，原子炉建物から非常用ガス処理系を経由して，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 4－1 から図 4－4 に示し，大気中への放出トレンドを図 4－5 から図 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)格納容器からサプレッション・チェンバの排気ラインに流入した放射性物質

$$q_{PCV\rightarrow 大気}(t) = q_{PCV\rightarrow FCVS}(t) \times \frac{1}{DF}$$

$q_{PCV\rightarrow 大気}(t)$　：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]

$q_{PCV\rightarrow FCVS}(t)$　：時刻 t における単位時間当たりの流入割合[1/s]（格納容器からサプレッション･チェンバの排気ライン）

DF　：格納容器フィルタベント系の除去係数[−]※1

※1　除去係数は添付資料 1 を参照

(2)格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質

①事故発生から原子炉建物原子炉棟の負圧達成まで
（事故発生 70 分後※1まで）

$$q_{R/B\rightarrow 大気}(t) = q_{PCV\rightarrow R/B}(t) \qquad (t < T_1)^{※2}$$

$q_{R/B\rightarrow 大気}(t)$　:時刻 t における単位時間当たりの原子炉建物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物への漏えい割合[1/s]

T_1　：原子炉建物原子炉棟の負担達成時間(事故発生 70 分後)[s]

※1　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物の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 6 を参照）

※2　この期間では原子炉建物原子炉棟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物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，原子炉建物原子炉棟の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

②原子炉建物原子炉棟負圧達成から非常用ガス処理系の停止まで

格納容器ベントを実施する場合：

事故発生 70 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）※1

残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功する場合：

事故発生 70 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）

$$q_{R/B\rightarrow 大気}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \qquad (T_1 \leqq t)^{※2}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{※3} = \int_0^{T_1} q_{PCV\rightarrow R/B}(t)\, dt$$

$q_{R/B\rightarrow 大気}(t)$	：時刻ｔにおける単位時間当たりの原子炉建物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物への漏えい割合[1/s]
$Q_{R/B}(t)$	：時刻ｔにおける原子炉建物内での存在割合[-]
λ	：原子炉建物原子炉棟の換気率[1/s]（非常用ガス処理系の定格風量と原子炉建物原子炉棟空間容積から算出※4）
T_1	：原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間（事故発生 70 分後）[s]

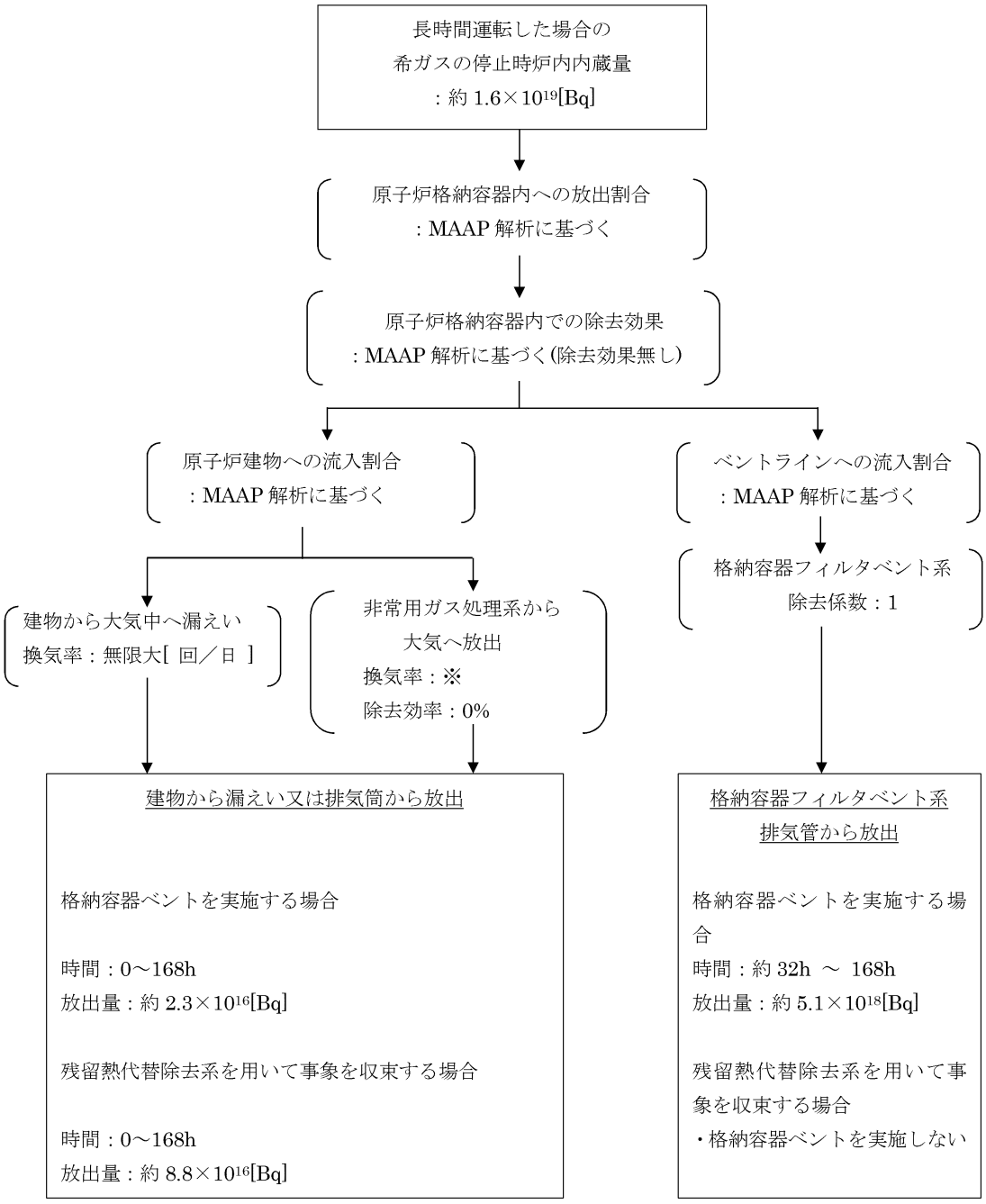
※１　格納容器ベント操作後も非常用ガス処理系は停止しないものとして評価した。

※２　この期間では原子炉建物原子炉棟の負圧が維持されているため，放射性物質は原子炉建物から大気中に直接放出されず，非常用ガス処理系を経由して大気中へ放出される。

※３　原子炉建物原子炉棟の負圧達成時間（T_1）における，停止時炉内内蔵量に対する原子炉建物内での存在割合は，保守的に時刻T_1までに格納容器から原子炉建物に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建物内に存在するものとして評価した。

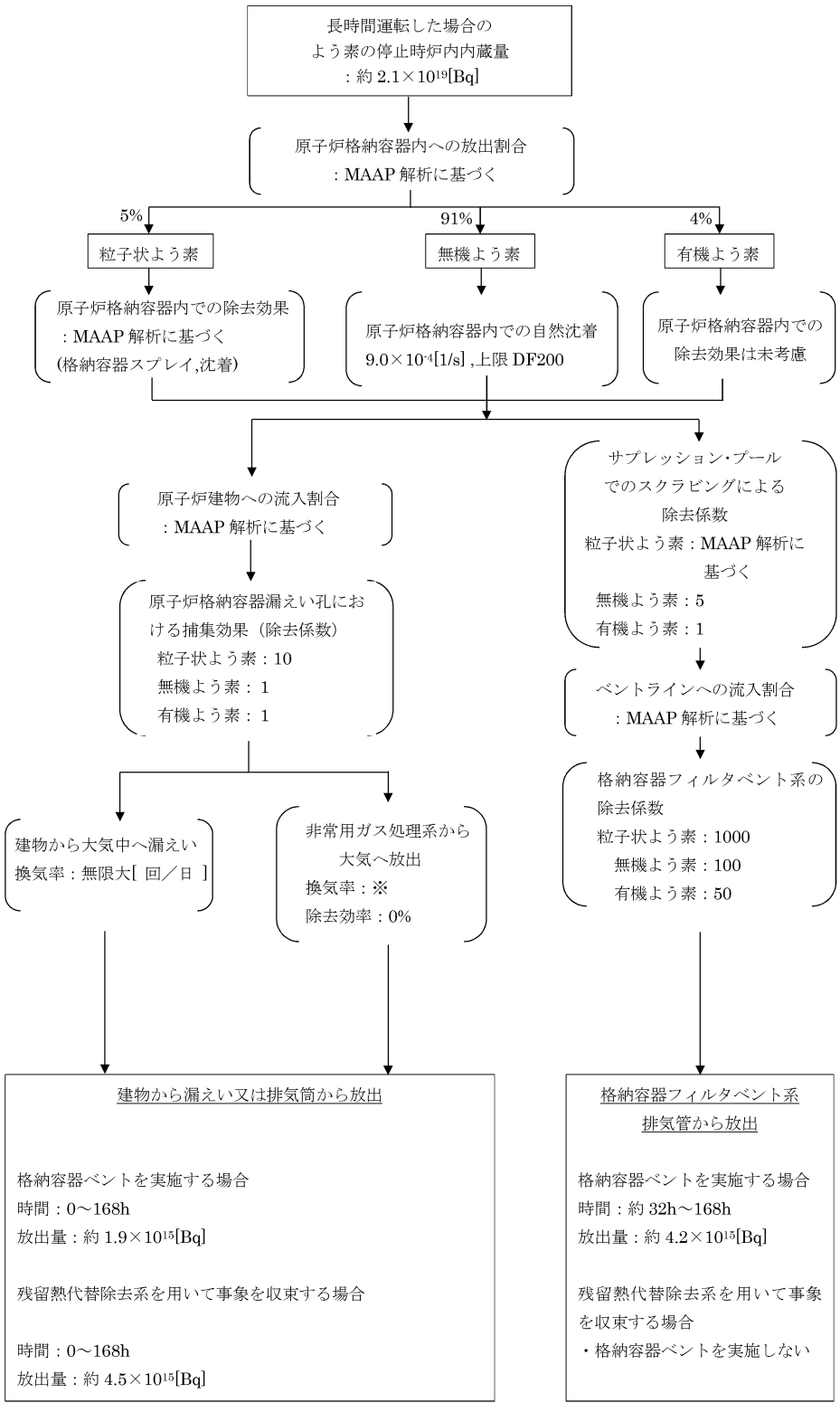
※４　原子炉建物原子炉棟（[redacted]）の換気率[1/s]は，非常用ガス処理系の定格風量（4,400[m^3/h]）による換気率（１[回/日]）を採用した。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



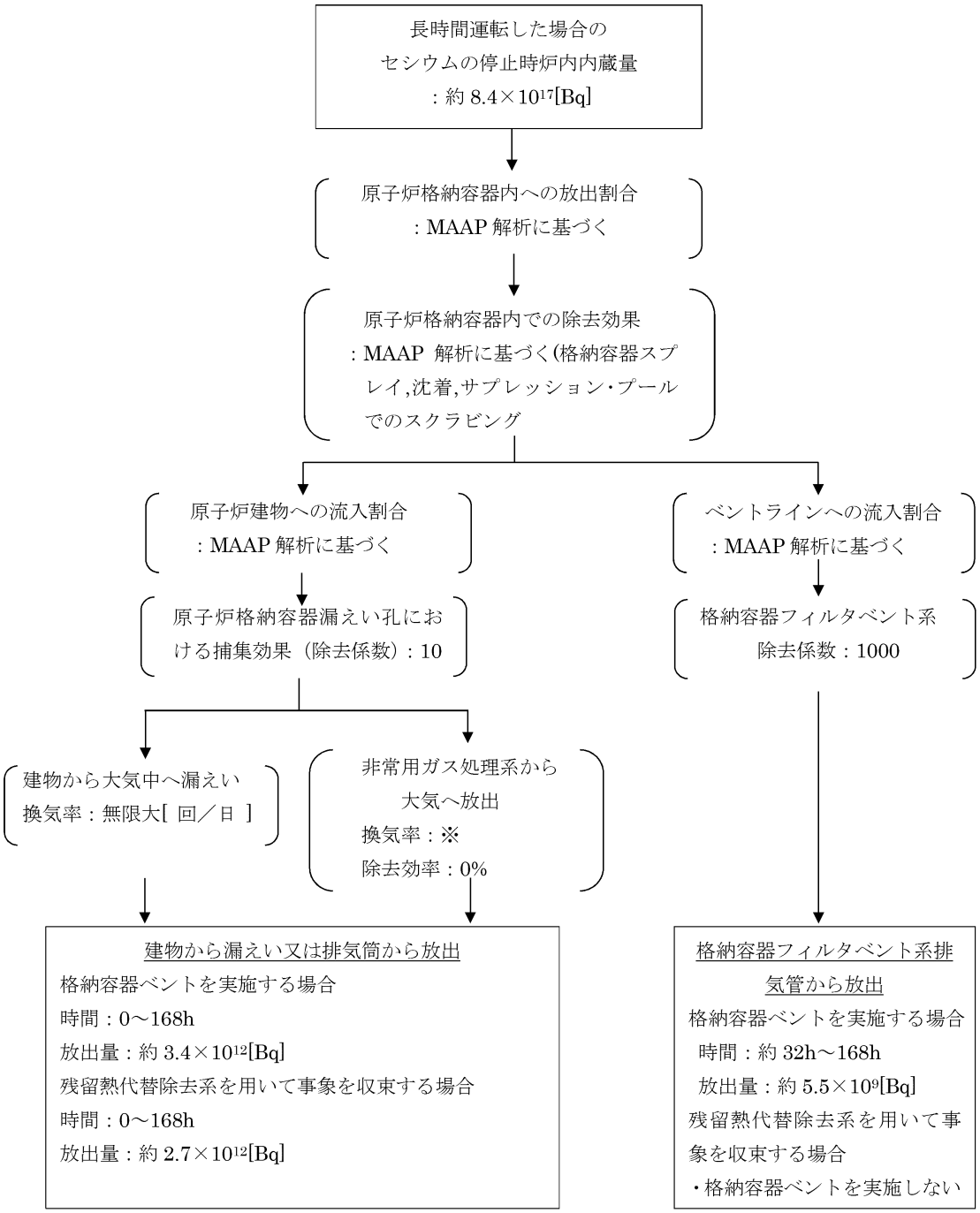
※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率１回／日により屋外に放出

図 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



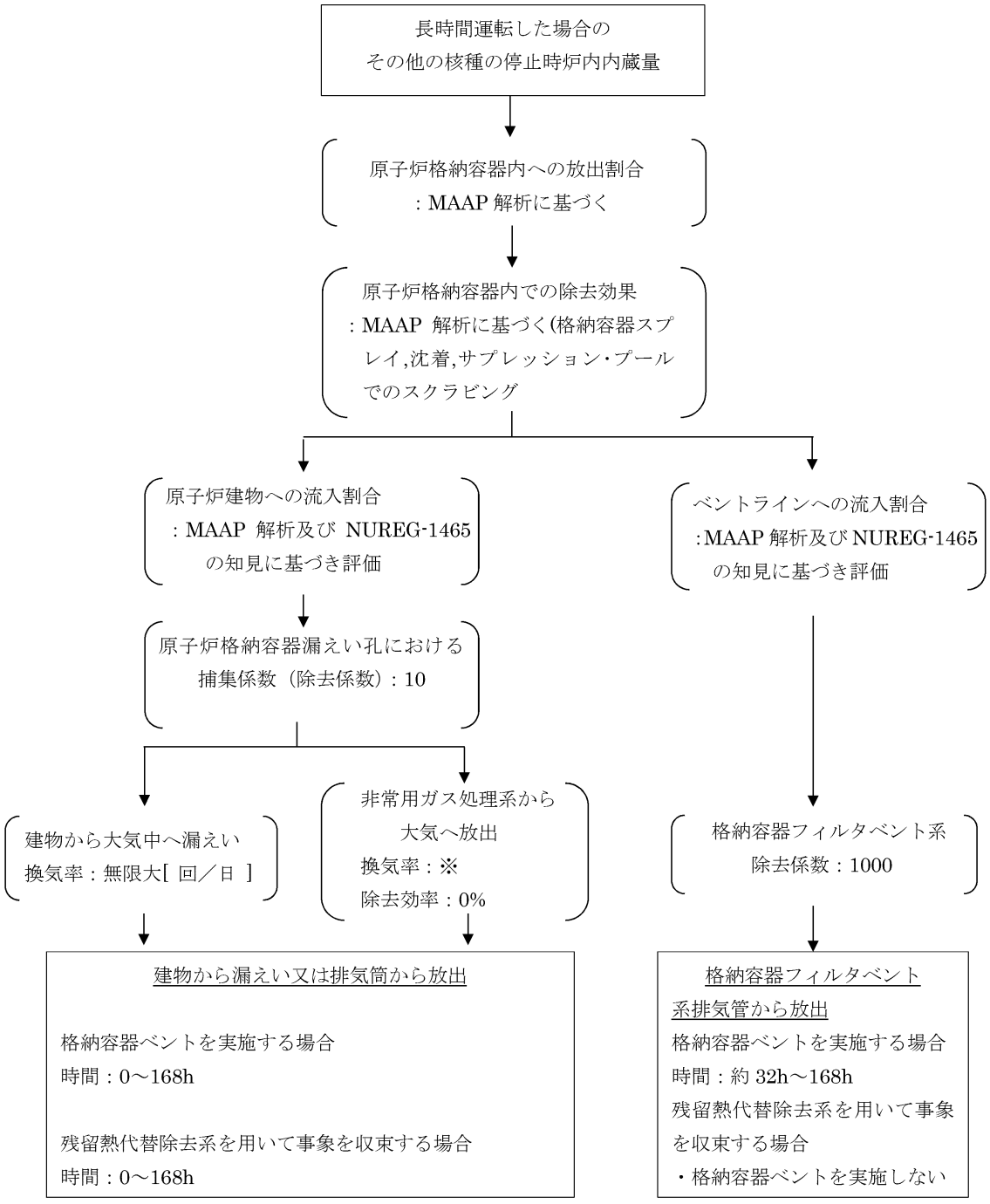
※非常用ガス処理系の定格風量 4400m[3]/h による換気率１回／日により屋外に放出

図 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



※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率 1[回／日]により屋外に放出

図 4－3　重大事故等時のセシウムの大気放出過程



※非常用ガス処理系の定格風量 4400m³/h による換気率１回／日により屋外に放出

図 4－4　重大事故等時のその他核種の大気放出過程

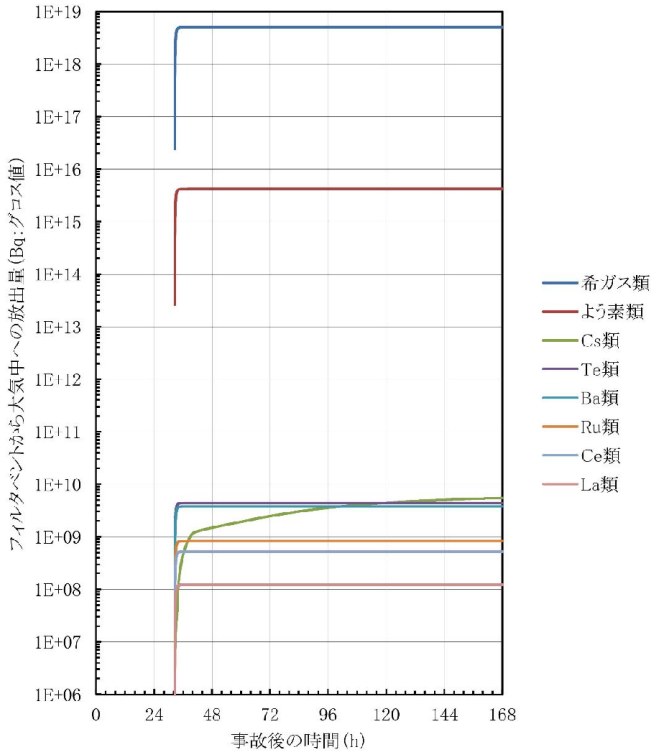


図 4－5　格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

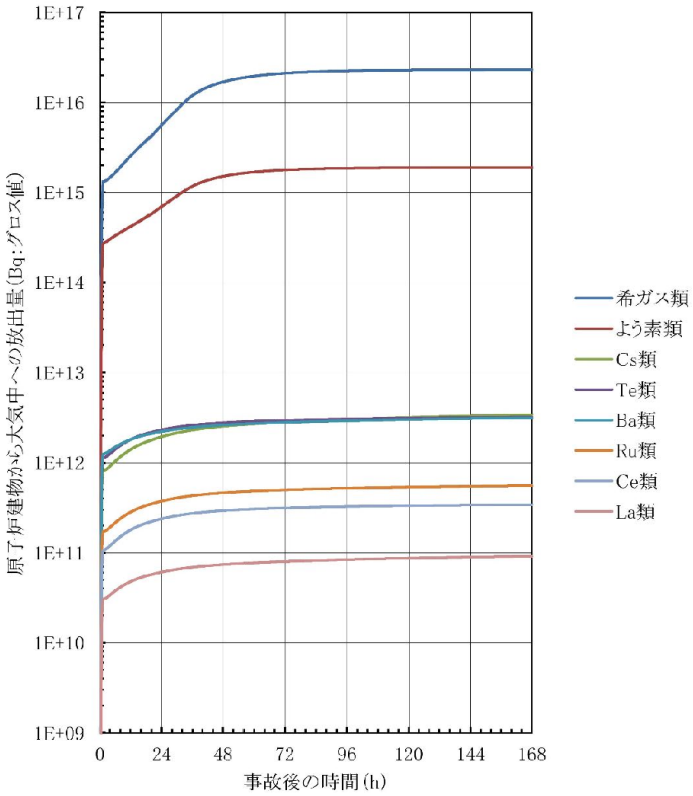


図 4－6　格納容器ベント実施時の原子炉建物経由の放出トレンド

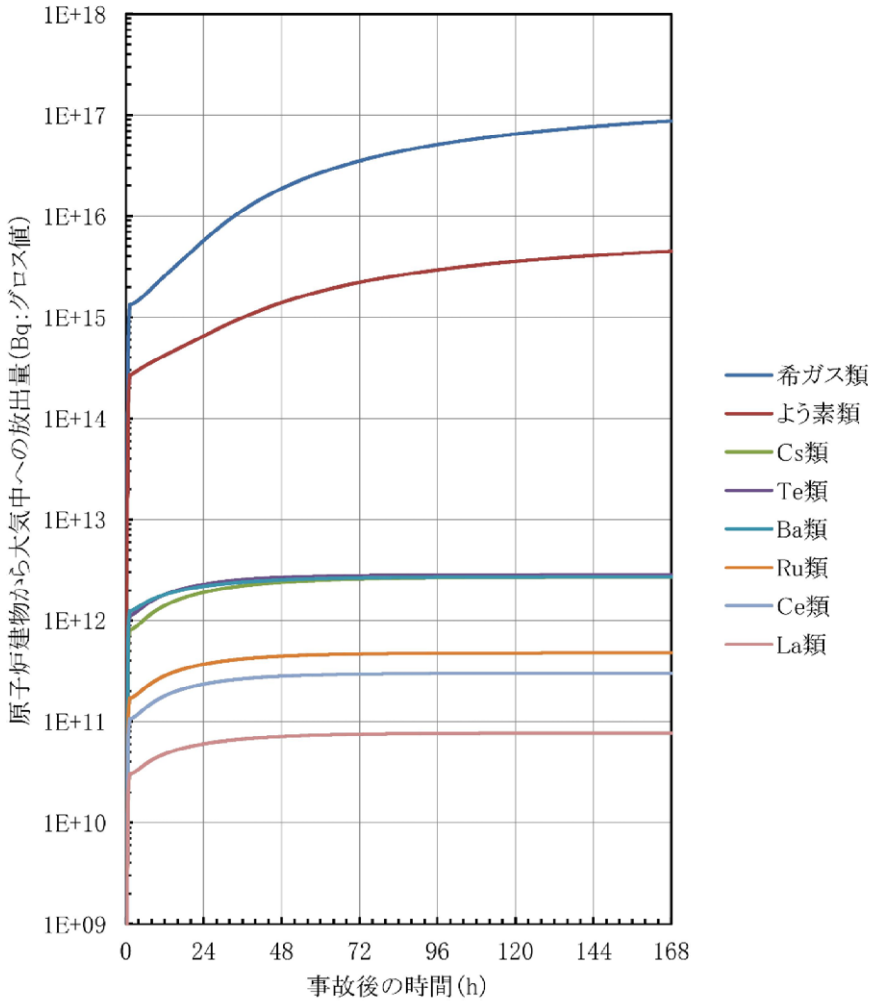


図 4－7　残留熱代替除去系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建物の放出トレンド

5　格納容器等への無機よう素の沈着効果について

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。

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$[\mu g/m^3]$
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。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot \ln\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$$

ＮＵＰＥＣ 報告書では,Nuclear Technology“Removal of Iodine and Particles by Spraysin 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 $10^5\ \mu g/m^3$ であったものが，時刻 30 分で $1.995\times10^4\ \mu g/m^3$ 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 $9.0\times10^{-4}[1/s]$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（$9.0\times10^{-4}[1/s]$）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 記載の格納容器内における無機よう素の時間変化を図５－１に示す。

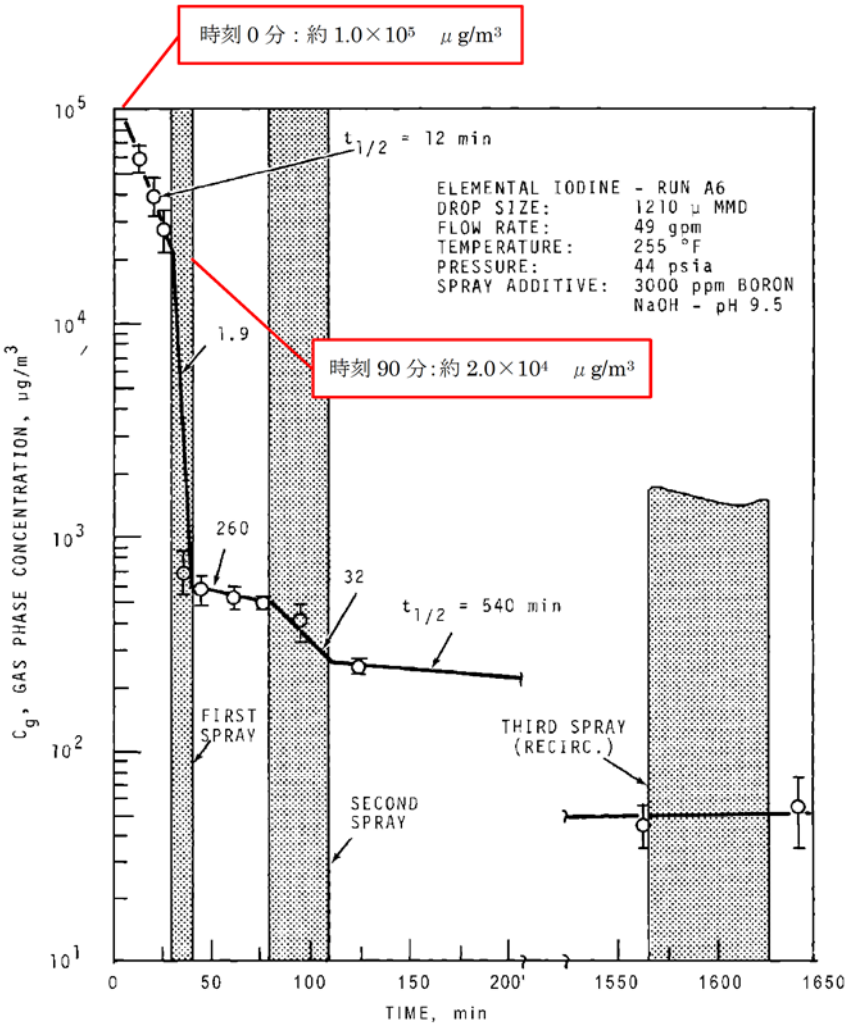


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 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「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」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，スプレイ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，実験条件は島根２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格納容器内の条件と概ね同等である。

表１　ＣＳＥ実験条件と島根２号炉の比較

	ＣＳＥ実験の Run No.			島根２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 0.23[2]
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下[2]
スプレイの 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回目のスプレイ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「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」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。

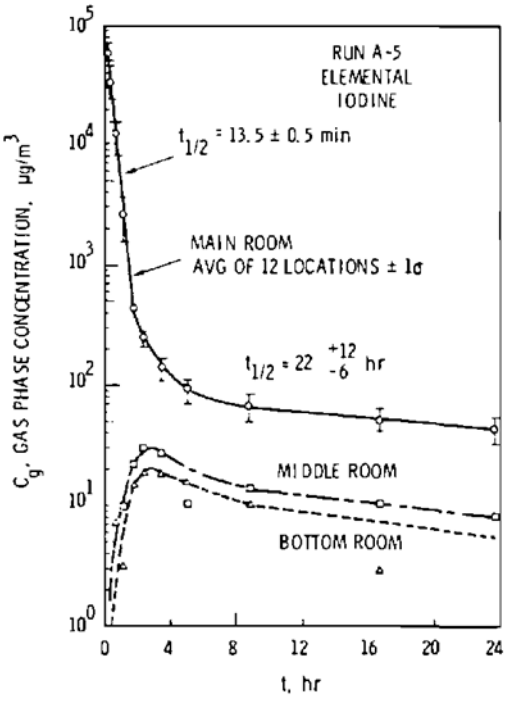


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

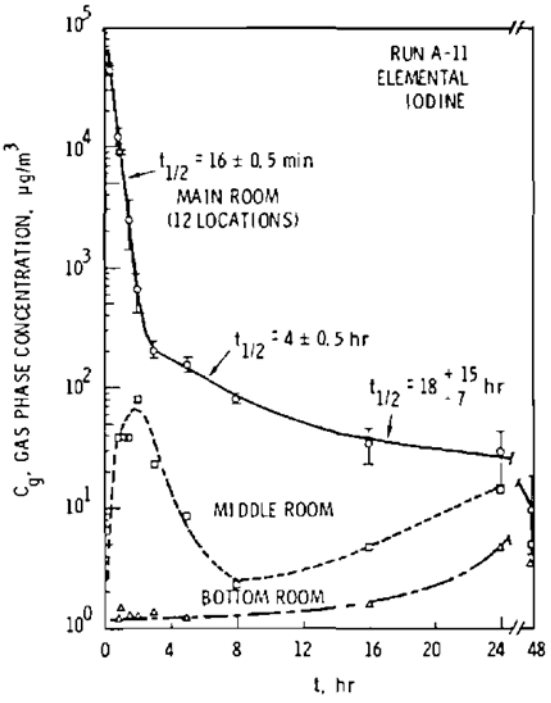


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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島根２号炉の比表面積について表２に示す。ＣＳＥ実験と島根２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実験と島根２号炉の比表面積の比較

	ＣＳＥ実験体系	島根２号炉
体積（m^3）	約 600	約 13,000
内面積（m^2）	約 570	約 12,000
比表面積（1/m）	約 0.9	約 0.9

6　原子炉建物原子炉棟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物原子炉棟の負圧達成時間 70 分（=非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分＋排気ファン起動から原子炉建物原子炉棟負圧達成時間 10 分）は，表 6－1 に示すとおり設定している。なお，排気ファン起動から負圧達成までの時間については，格納容器から原子炉建物原子炉棟への漏えい量，原子炉建物原子炉棟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 6－1　原子炉建物原子炉棟負圧達成時間について

		2 号炉
原子炉建物原子炉棟容積[m^3]		
非常用ガス処理系排気ファン流量[m^3/h]		4,400
原子炉建物原子炉棟負圧達成時間	事象発生～SGTS 排気ファン起動	60 分
	SGTS 排気ファン起動～負圧達成	＜約 10 分
		＜約 70 分
評価において使用する原子炉建物原子炉棟負圧達成時間		70 分

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

（別紙）

原子炉建物原子炉棟負圧達成時間の算出について

２号炉原子炉建物原子炉棟を非常用ガス処理系排気ファン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

原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデルを図１に示す。

原子炉建物原子炉棟圧力は，非常用ガス処理系排気ファンによる排気と，原子炉建物インリーク及び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。

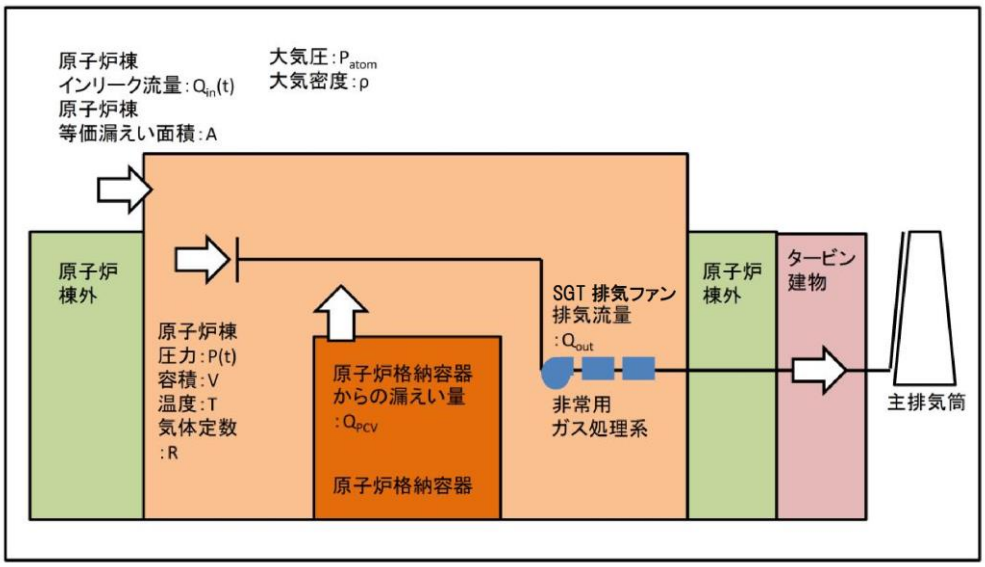


図１　原子炉建物原子炉棟の圧力評価モデル

２.評価式

原子炉建物原子炉棟の圧力変化率は，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。

$$\frac{dp}{dt} = \frac{RT}{V}\frac{dn}{dt} \quad \cdot \quad \cdot \quad \cdot (1)$$

したがって，原子炉建物原子炉棟の圧力（p(t)）は次式に従う。

$$\begin{aligned} & p(t+\Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V}\frac{dn}{dt} \\ \Leftrightarrow\ & p(t+\Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{RT}{V}\left\{\frac{p(t)}{RT}\left(-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)\right)\right\} \\ \Leftrightarrow\ & p(t+\Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V}\left(-Q_{out} + Q_{in}(t) + Q_{PCV}(t)\right) \quad \cdots (2) \end{aligned}$$

Q_{out}：非常用ガス処理系排気ファン流量$[m^3/s]$

$Q_{in}(t)$：原子炉建物原子炉棟インリーク流量$[m^3/s]$

$Q_{PCV}(t)$：格納容器からの漏えい流量$[m^3/s]$

原子炉建物原子炉棟インリーク流量 Qin(t)は大気圧と原子炉建物原子炉棟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。

$$Q_{in}(t) = A\sqrt{\frac{2\left(P_{atom} - P(t)\right)}{\rho}} \cdot \quad \cdot \quad \cdot (3)$$

A：原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積[m^2]

原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積Aは，原子炉建物原子炉棟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，格納容器内のガスが原子炉建物原子炉棟に漏えいし，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。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)} \cdot \quad \cdot \quad \cdot (4)$$

γ_{PCV}：格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって，式(2)～(4)より，原子炉建物原子炉棟の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t + \Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{P(t)}{V}\left[-Q_{out} + A\sqrt{\frac{2\left(P_{atom} - P(t)\right)}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{P_{PCV}}{T_{pcv}} \times \frac{T}{P(t)}\right]$$

3. 評価条件

原子炉建物原子炉棟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 原子炉建物原子炉棟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
原子炉建物原子炉棟圧力	P(t)	Pa(abs)	-	事象発生後，原子炉建物原子炉棟は大気圧まで戻ると想定し，初期圧力には大気圧を設定
原子炉建物原子炉棟容積	V	m^3	[redacted]	設計値
原子炉建物原子炉棟温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建物原子炉棟等価漏えい面積	A	m^2	[redacted]	原子炉建物原子炉棟設計気密度に基づき，ベルヌーイ式より算出※1
非常用ガス処理系排気ファン流量	Q_{out}	m^3/s (m^3/h)	1.222 (4,400)	設計値（定格流量）
格納容器圧力	P_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10^3 (384)	格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
格納容器容積	V_{PCV}	m^3	12,600	設計値
格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建物と同じ温度を仮定
格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1　原子炉建物原子炉棟の設計気密度は，「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100%以下」である。ここでは保守的に100[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. 評価結果

原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化を図２に示す。

非常用ガス処理系排気ファン起動後，原子炉建物原子炉棟圧力は単調に低下し，約 250 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 250 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

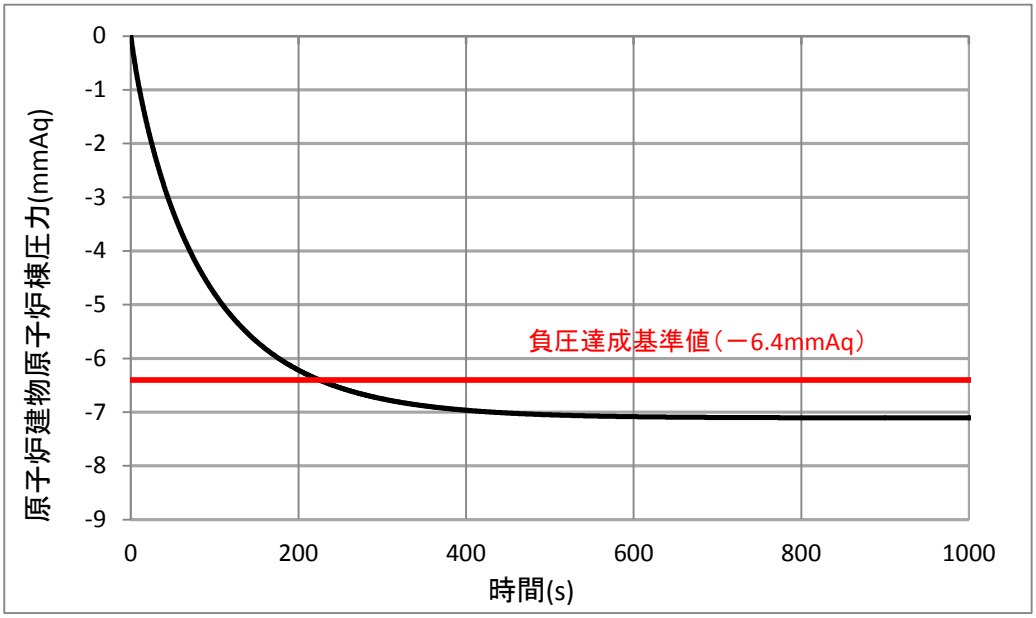


図 2 原子炉建物原子炉棟圧力の時間変化

7　被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

島根原子力発電所敷地内において観測した2009年１月から2009 年12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所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130ｍの観測データに加え，参考として標高28.5ｍ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：2008年１月～2008年12月，2010年１月～2018年12月

検定年：2009年１月～2009年12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130m及び標高28.5mの観測データについて，有意水準５％で棄却された項目は無かった（０項目）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。

検定結果を表7－1から表7－4に示す。

表 7－1　棄却検定表（風向）

観測場所：露場（標高 28.5m，地上高 20m）（%）

統計年 / 風向	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009 年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	0.59	0.64	0.85	3.05	0.66	1.23	0.86	0.70	0.93	2.06	1.16	0.53	3.04	-0.73	○
NNE	0.20	0.19	0.24	0.92	0.23	0.28	0.30	0.23	0.31	0.33	0.32	0.15	0.83	-0.19	○
NE	0.12	0.28	0.16	0.32	0.22	0.29	0.39	0.31	0.36	0.49	0.29	0.26	0.56	0.03	○
ENE	0.32	0.26	0.33	0.25	0.32	0.42	0.59	0.47	0.55	0.47	0.40	0.30	0.68	0.12	○
E	0.55	0.39	0.55	0.40	0.67	0.72	0.92	0.87	1.54	1.22	0.78	0.51	1.66	-0.09	○
ESE	1.78	1.34	1.39	1.14	2.71	3.31	2.77	3.17	4.00	2.95	2.46	1.71	4.78	0.14	○
SE	8.75	7.34	5.67	5.56	12.61	13.94	13.57	13.87	13.43	9.42	10.42	7.84	18.62	2.22	○
SSE	24.91	22.10	22.03	18.59	24.24	22.31	22.85	23.57	19.19	22.04	22.18	22.90	26.93	17.44	○
S	10.98	10.94	11.09	15.61	7.75	6.74	6.18	5.69	6.00	10.37	9.14	11.28	16.72	1.55	○
SSW	3.33	4.61	4.05	3.68	3.93	3.05	3.15	3.14	3.57	3.23	3.58	4.21	4.76	2.39	○
SW	1.90	2.43	2.31	1.81	1.45	1.42	1.18	1.55	1.65	1.97	1.77	1.91	2.71	0.82	○
WSW	1.18	1.67	1.60	1.22	1.45	1.19	1.35	1.47	1.60	1.46	1.42	1.19	1.85	0.99	○
W	3.99	3.98	3.53	2.81	4.72	3.29	3.79	3.69	3.85	2.55	3.62	3.65	5.09	2.15	○
WNW	10.85	14.17	13.11	10.55	13.77	12.01	12.04	11.77	15.33	13.70	12.73	12.20	16.37	9.09	○
NW	14.87	12.10	13.53	12.10	9.72	10.65	11.74	10.43	11.54	9.42	11.61	14.86	15.61	7.61	○
NNW	11.77	11.93	12.38	15.91	12.02	14.78	12.92	13.25	12.43	14.55	13.19	11.41	16.56	9.83	○
静穏	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○

表 7－2　棄却検定表（風速）

観測場所：露場（標高 28.5m，地上高 20m）（%）

統計年 / 風速階級 (m/s)	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009 年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	3.92	5.63	7.16	6.09	3.52	4.37	5.40	5.83	3.72	3.77	4.94	5.10	7.89	1.98	○
0.5～1.4	25.50	26.78	27.29	23.47	26.26	28.99	30.71	30.19	26.30	25.68	27.12	26.56	32.45	21.79	○
1.5～2.4	27.32	24.62	24.06	21.03	25.88	25.91	23.93	23.99	23.11	24.74	24.46	26.18	28.54	20.38	○
2.5～3.4	18.01	16.86	14.90	15.77	18.32	16.75	15.77	16.55	17.46	18.71	16.91	17.90	19.82	14.00	○
3.5～4.4	9.83	10.35	8.41	11.92	10.92	10.23	10.21	9.97	10.79	10.64	10.33	9.45	12.46	8.19	○
4.5～5.4	5.19	6.03	6.21	7.63	6.21	5.97	6.04	6.31	5.88	5.96	6.14	4.87	7.58	4.70	○
5.5～6.4	3.35	3.65	4.79	5.65	3.16	3.02	3.26	3.16	4.33	3.87	3.82	3.26	5.86	1.79	○
6.5～7.4	2.31	2.85	2.90	4.06	2.43	2.02	1.92	1.87	3.39	3.12	2.69	2.61	4.37	1.00	○
7.5～8.4	1.64	1.45	1.92	2.04	1.55	1.06	1.12	0.97	2.23	1.79	1.58	1.86	2.60	0.56	○
8.5～9.4	1.08	0.98	1.30	1.23	0.92	0.74	0.76	0.44	1.30	0.97	0.97	1.08	1.63	0.32	○
9.5～	1.87	0.80	1.07	1.12	0.83	0.95	0.89	0.72	1.50	0.75	1.05	1.15	1.92	0.18	○

表 7－3　棄却検定表（風向）

観測場所：管理事務所屋上（標高 130m，地上高 115m）（%）

統計年 / 風向	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009 年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
N	3.71	3.67	4.24	4.31	4.23	3.81	3.88	3.69	2.55	2.79	3.69	3.06	5.09	2.29	○
NNE	5.23	5.26	4.33	5.93	5.56	6.40	4.85	6.30	3.87	3.84	5.16	4.43	7.36	2.95	○
NE	8.33	7.79	6.55	7.39	6.30	9.66	7.73	9.56	7.61	7.07	7.80	10.14	10.47	5.13	○
ENE	7.06	5.85	6.15	5.63	4.31	7.02	6.24	7.25	5.95	5.85	6.13	7.58	8.18	4.08	○
E	3.70	2.90	4.22	4.21	3.39	3.69	5.61	4.69	4.98	4.64	4.20	3.86	6.13	2.28	○
ESE	3.66	3.56	3.53	4.00	3.49	4.97	5.39	4.21	4.54	4.90	4.23	3.68	5.86	2.59	○
SE	6.79	7.68	6.00	6.90	6.48	7.47	7.66	6.95	6.28	8.27	7.05	6.06	8.74	5.36	○
SSE	5.94	6.16	6.22	6.46	6.16	6.38	5.79	7.07	5.75	6.59	6.25	5.42	7.20	5.31	○
S	7.70	8.58	7.56	7.18	7.29	6.45	6.15	7.29	7.03	7.32	7.26	7.84	8.84	5.67	○
SSW	8.80	8.14	8.95	7.86	9.18	7.35	6.74	7.82	6.98	7.08	7.89	8.79	9.95	5.83	○
SW	8.52	8.40	8.20	7.55	9.71	7.31	6.95	6.64	8.72	7.67	7.97	8.21	10.16	5.78	○
WSW	5.16	5.87	5.86	4.58	6.71	4.99	5.19	4.84	5.43	4.96	5.36	5.95	6.86	3.86	○
W	5.67	6.59	6.68	6.17	7.58	6.85	6.38	6.26	7.22	7.14	6.65	6.27	8.00	5.31	○
WNW	7.42	8.39	7.06	7.95	7.69	5.60	6.46	6.17	9.38	8.56	7.47	6.67	10.24	4.69	○
NW	5.64	5.25	6.91	6.57	4.80	5.50	5.70	4.36	6.39	6.20	5.73	5.61	7.63	3.83	○
NNW	4.40	3.51	4.72	4.51	4.89	4.71	6.02	3.94	5.42	4.65	4.68	4.45	6.34	3.02	○
静穏	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○

表 7－4　棄却検定表（風速）

場所：管理事務所屋上（標高 130m，地上高 115m）（%）

統計年 / 風速階級 (m/s)	2008 年	2010 年	2011 年	2012 年	2013 年	2014 年	2015 年	2016 年	2017 年	2018 年	平均値	検定年 2009 年	棄却限界 上限	棄却限界 下限	判定 ○採択 ×棄却
0.0～0.4	2.29	2.42	2.84	2.81	2.24	1.85	3.25	2.94	1.91	2.51	2.51	1.98	3.59	1.43	○
0.5～1.4	10.14	10.25	12.21	11.14	8.71	9.51	12.61	11.83	8.51	10.88	10.58	11.05	13.93	7.23	○
1.5～2.4	15.09	15.55	16.29	15.56	14.07	15.83	17.98	16.05	13.25	14.77	15.44	15.38	18.50	12.38	○
2.5～3.4	18.98	16.78	17.20	18.15	17.48	17.13	18.01	17.00	15.83	15.84	17.24	17.85	19.58	14.90	○
3.5～4.4	17.35	16.72	15.81	16.83	18.09	16.26	15.79	16.54	17.38	16.26	16.70	17.08	18.45	14.96	○
4.5～5.4	13.28	12.72	12.33	12.94	13.58	13.06	11.16	13.37	14.51	14.68	13.16	13.62	15.58	10.75	○
5.5～6.4	9.22	9.44	8.46	8.71	9.18	9.14	7.67	8.48	9.17	9.16	8.86	9.01	10.13	7.60	○
6.5～7.4	5.51	5.74	5.44	5.40	5.74	6.25	5.00	5.37	6.35	5.38	5.62	5.24	6.60	4.63	○
7.5～8.4	3.23	4.21	3.65	3.22	3.97	3.62	2.94	3.19	4.12	3.77	3.59	3.03	4.62	2.56	○
8.5～9.4	1.49	2.95	2.06	2.17	2.49	2.52	2.27	2.25	2.94	2.72	2.39	2.18	3.43	1.34	○
9.5～	3.41	3.21	3.71	3.07	4.45	4.83	3.30	2.97	6.04	4.04	3.90	3.59	6.20	1.60	○

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 8－1 から図 8－9，評価結果を表 8－1 に示す。

着目方位の選定方法は，「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）」に従い，以下のとおり行う。

【解説 5.7】評価する方位

(1) 建屋影響を受けない場合の評価の方位の定義

建屋による影響が小さく評価点の濃度の拡がりのパラメータがσy，σz によって近似できる場合は，当該方位のみを計算してもよい。

(2) 建屋後流での巻き込みの影響を受ける場合の評価の方位の定義

建屋による巻き込みを考慮する場合には，当該方位に加えて評価点から巻き込みを考慮する建物を見込む方位を評価方位として計算する。

5.1.2 原子炉施設周辺の建屋影響による拡散

(1) 原子炉施設の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件

a) 中央制御室のように，事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では，建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては，建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

中央制御室の被ばく評価においては，放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について，以下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。

放出点から評価点までの距離は，保守的な評価となるように水平距離を用いる。

1) 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合

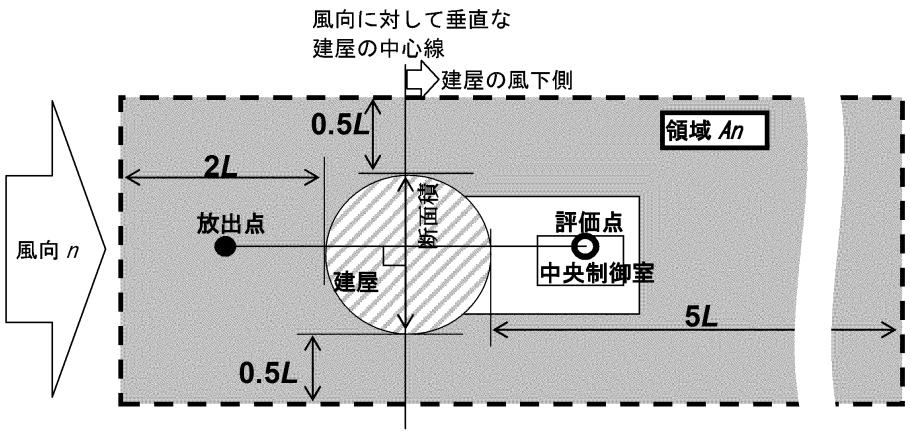
2) 放出点と評価点を結んだ直線と平行で放出点を風上とした風向 n について，放出点の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲(図 5.1 の領域 An)の中にある場合

3) 評価点が，巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合

上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には，建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする。

ただし，放出点と評価点が隣接するような場合の濃度予測には適用しない。

建屋の影響の有無の判断手順を，図 5.2 に示す。



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 5.1 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

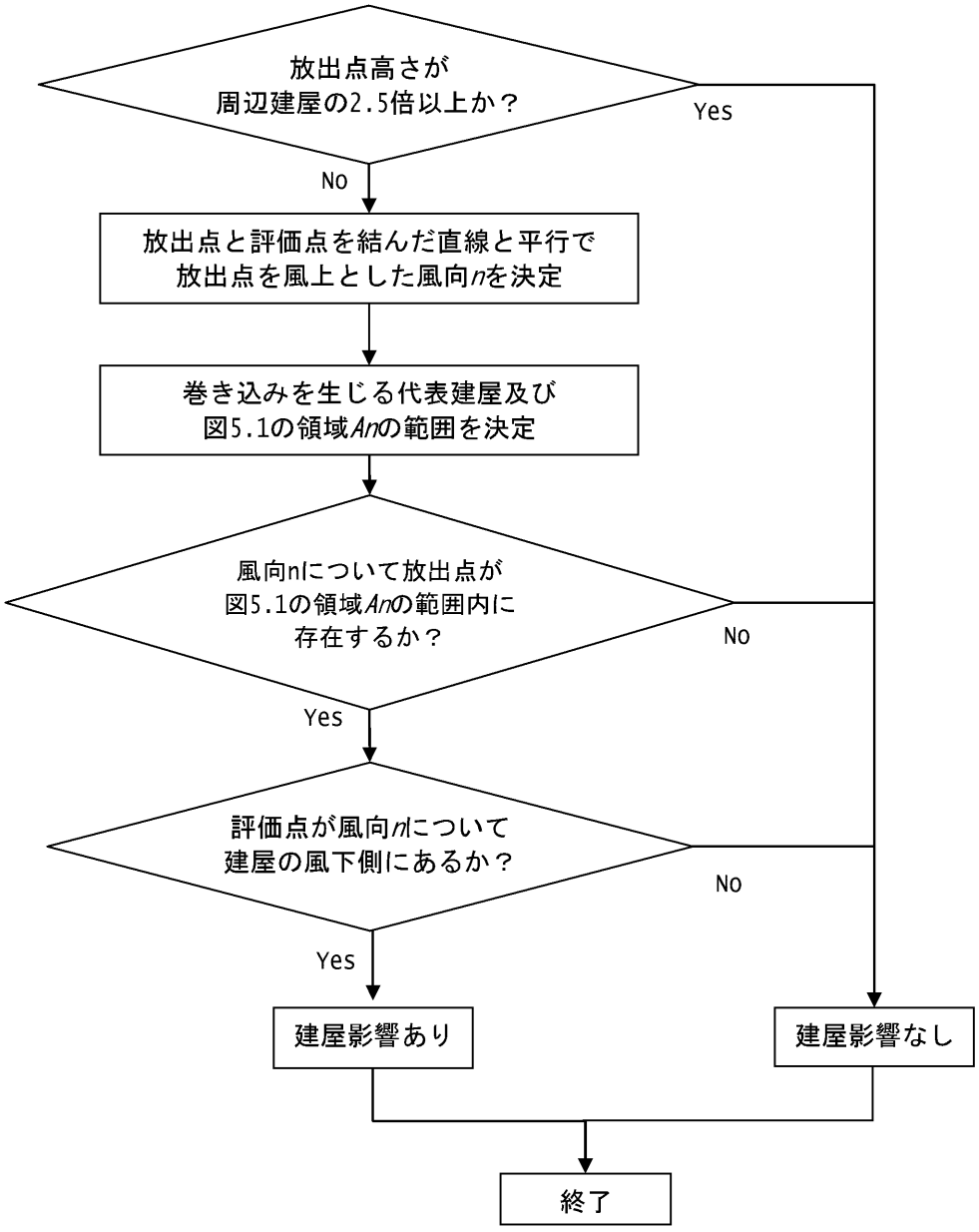


図 5.2 建屋影響の有無の判断手順

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８－2 から表８－4 に示す。



図８－1　着目方位
（放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室中心）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

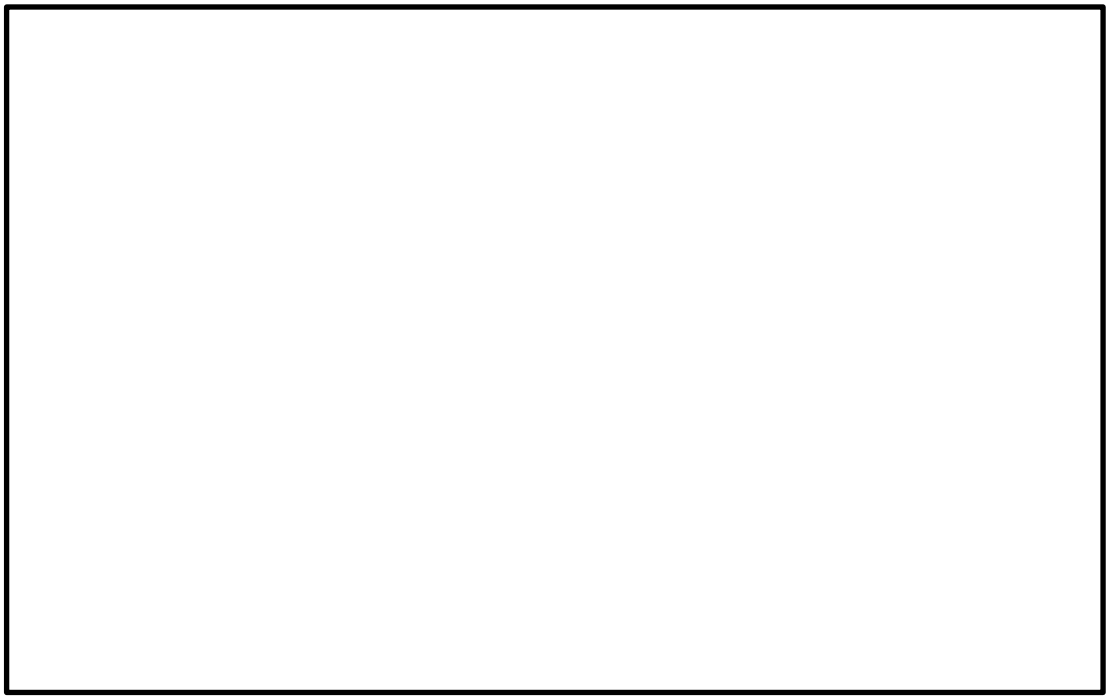


図 8－2　着目方位
（放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室換気系給気口）

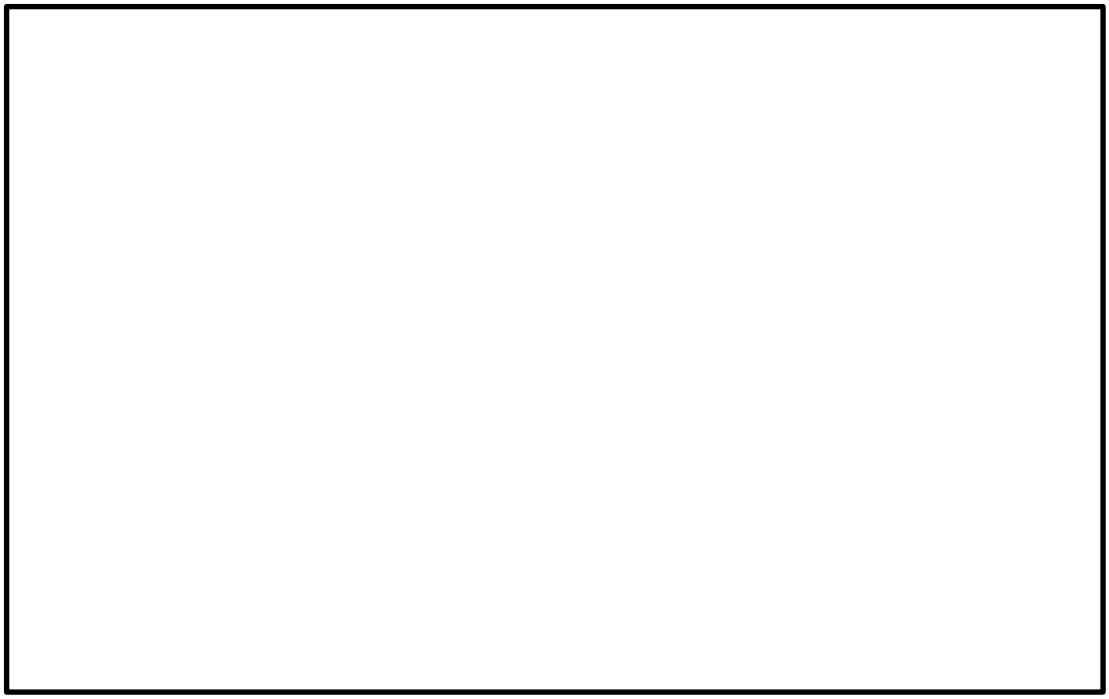


図 8－3　着目方位
（放出源：格納容器フィルタベント系排気管，評価点：２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 8－4　着目方位
（放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室中心）

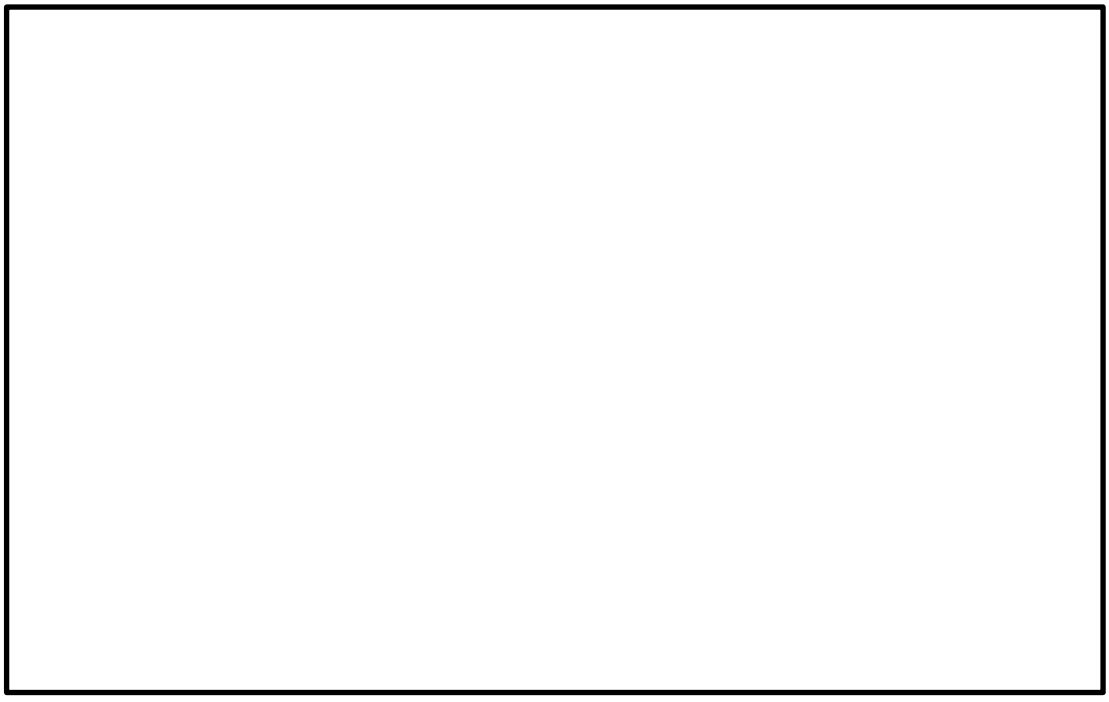


図 8－5　着目方位
（放出源：原子炉建物中心，評価点：中央制御室換気系給気口）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 8－6　着目方位
（放出源：原子炉建物中心，評価点：２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

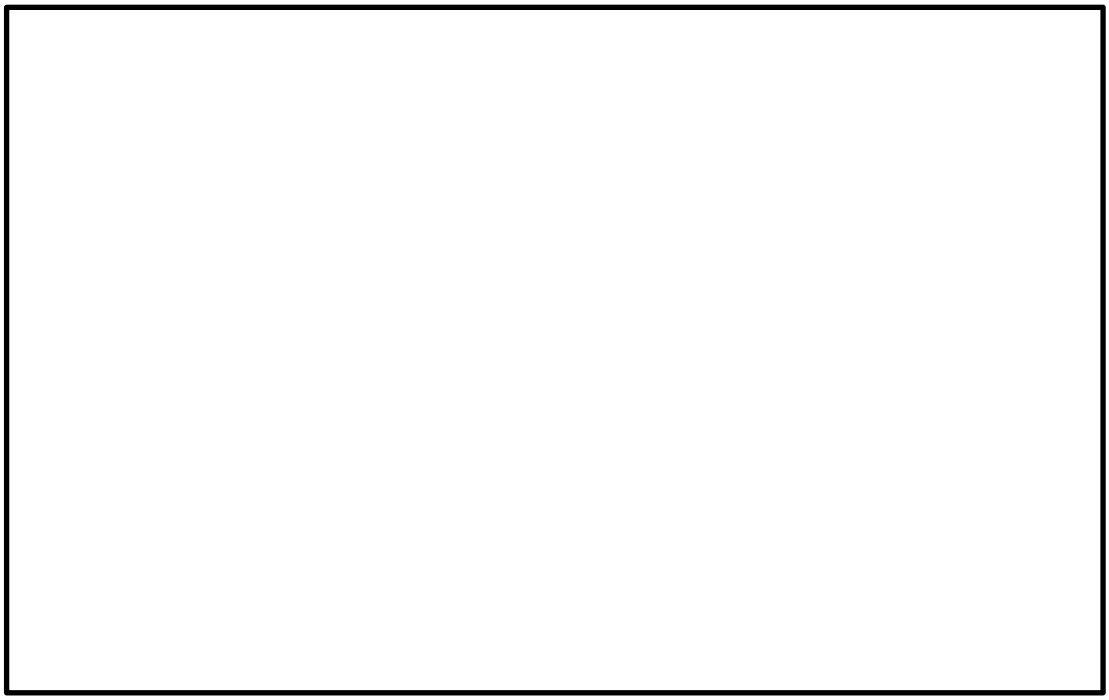


図 8－7　着目方位
（放出源：非常用ガス処理系排気管，評価点：中央制御室中心）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

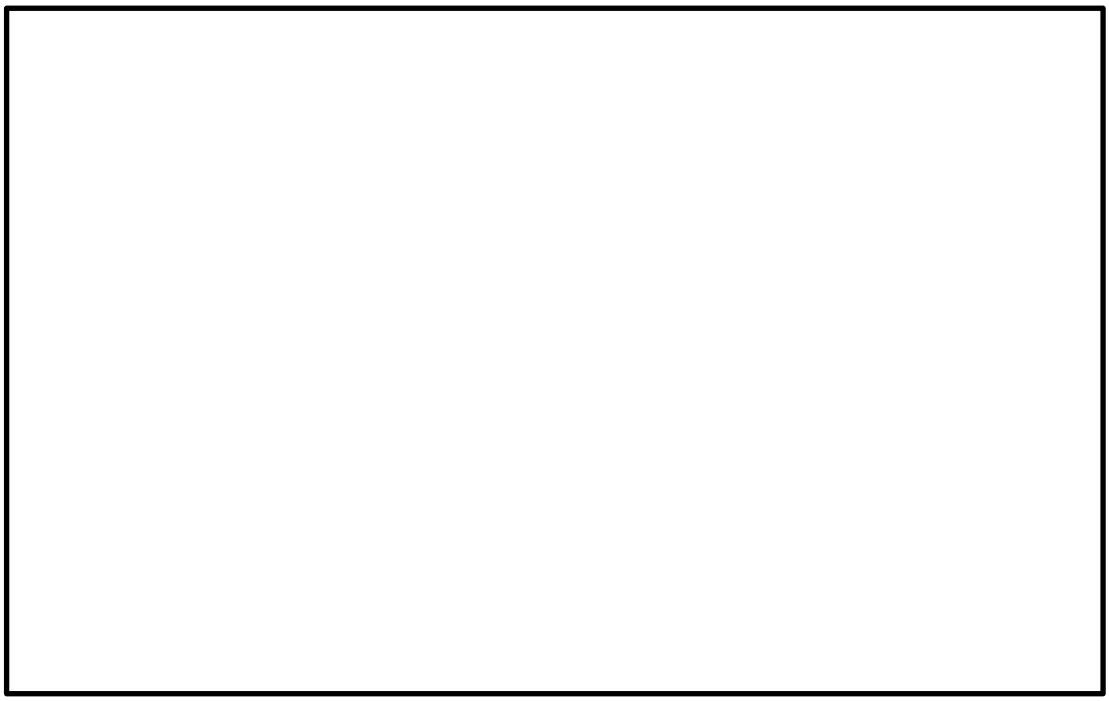


図 8－8　着目方位
（放出源：非常用ガス処理系排気管，評価点：中央制御室換気系給気口）

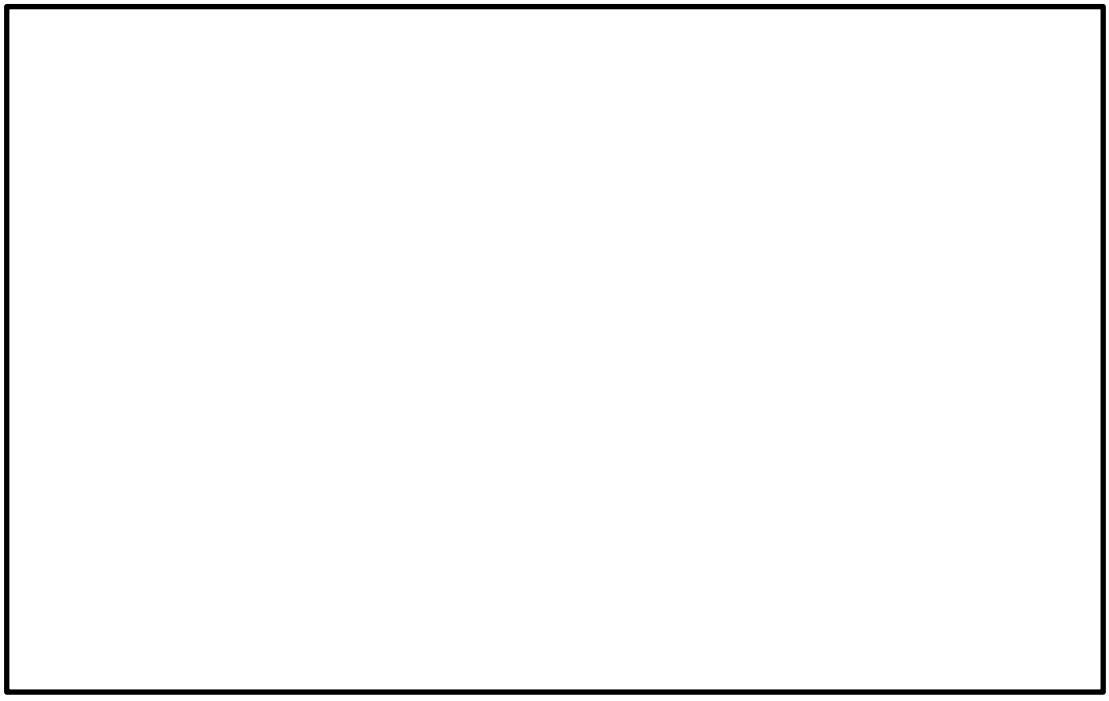


図 8－9　着目方位
（放出源：非常用ガス処理系排気管，評価点：２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 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※1	評価点	着目方位	相対濃度 [s/m^3]	相対線量 [Gy/Bq]
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	4.9×10^{-4}	5.1×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	5.9×10^{-4}	5.3×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE	7.5×10^{-4}	6.1×10^{-18}
原子炉建物中心（地上 0m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	1.1×10^{-3}	5.2×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE	1.2×10^{-3}	5.5×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N, NNE	1.6×10^{-3}	6.0×10^{-18}
非常用ガス処理系排気管（地上 110m）	中央制御室中心	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.8×10^{-4}	2.6×10^{-18}
	中央制御室換気系給気口	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	2.9×10^{-4}	2.7×10^{-18}
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	SSE, S, SSW※2	1.3×10^{-4}	1.1×10^{-18}

※１　放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

※２　図 8-9 のとおり，評価点が放出点から見て巻き込みを生じる建物の風上側にあるため，内規の【解説 5.7】(1)のとおり評価対象方位は評価点と放出点を結ぶ１方位のみの計算となるが，保守的に隣接２方位を加えた３方位を評価対象としている。

表 8－2　相対濃度及び相対線量の値（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	格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	4.9×10^{-4}	97.02	5.1×10^{-18}
		97.01	4.9×10^{-4}	97.01	5.1×10^{-18}
		97.00	4.9×10^{-4}	97.00	4.6×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建物中心	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	1.1×10^{-3}	97.02	5.1×10^{-18}
		97.01	1.1×10^{-3}	97.01	5.1×10^{-18}
		97.00	1.1×10^{-3}	97.00	4.8×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・
	非常用ガス処理系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.03	2.8×10^{-4}	97.03	2.5×10^{-18}
		97.02	2.8×10^{-4}	97.02	2.5×10^{-18}
		97.00	2.8×10^{-4}	97.00	2.5×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・

表 8－3　相対濃度及び相対線量の値（中央制御室換気系給気口）

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]
中央制御室換気系給気口	格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	5.8×10^{-4}	97.02	5.3×10^{-18}
		97.01	5.8×10^{-4}	97.01	5.3×10^{-18}
		97.00	5.8×10^{-4}	97.00	5.3×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建物中心	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	1.2×10^{-3}	97.02	5.5×10^{-18}
		97.01	1.2×10^{-3}	97.01	5.5×10^{-18}
		97.00	1.2×10^{-3}	97.00	5.3×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・
	非常用ガス処理系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.03	2.9×10^{-4}	97.03	2.6×10^{-18}
		97.02	2.9×10^{-4}	97.02	2.6×10^{-18}
		97.00	2.9×10^{-4}	97.00	2.6×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・

表８－４　相対濃度及び相対線量の値
（２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）

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]
２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	7.4×10^{-4}	97.02	6.1×10^{-18}
		97.01	7.4×10^{-4}	97.01	6.1×10^{-18}
		97.00	7.4×10^{-4}	97.00	6.1×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建物中心	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	1.5×10^{-3}	97.02	6.0×10^{-18}
		97.01	1.5×10^{-3}	97.01	6.0×10^{-18}
		97.00	1.5×10^{-3}	97.00	6.0×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・
	非常用ガス処理系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.03	1.3×10^{-4}	97.03	1.1×10^{-18}
		97.02	1.3×10^{-4}	97.02	1.1×10^{-18}
		97.00	1.3×10^{-4}	97.00	1.1×10^{-18}
		・・・	・・・	・・・	・・・

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 10，11 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って示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 3PSA 編）：2008」（社団法人 日本原子力学会）（以下「学会標準」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。

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$：時刻 i での乾性沈着率$[1/m^2]$
$\chi/Q(x,y,z)_i$　：時刻 i での相対濃度$[s/m^3]$
V_d　：沈着速度$[m/s]\left(0.003 \quad NUREG/CR-4551 \quad Vol.\ 2 \text{ より}\right)$

(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 χ/Q (x, y) は「学会標準」解説 4.11 より以下のように表される。

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

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$：時刻 i での湿性沈着率$[1/m^2]$
$\chi/Q(x,y,0)_i$：時刻 i での地表面高さでの相対濃度$[s/m^3]$

Λ_i　　：時刻 i でのウォッシュアウト係数$[1/s]$
$\left(= 9.5 \times 10^{-5} \times pr_i^{0.8}\right.$　学会標準より$\left.\right)$
Pr_i　　：時刻 i での降水強度$[mm/h]$
Σ_{zi}　　：時刻 i での建物影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅$[m]$
h　　：放出高さ$[m]$

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

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}} = \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}^2}\right]\right)_{97\%}}{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i\right)_{97\%}} \cdot \quad \cdot \quad \cdot ③$$

２．検討結果

表 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%値の比は約 1.0～1.4 倍程度となった。

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 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)
格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）	中央制御室中心	約 1.5×10^{-6}	約 1.9×10^{-6}	約 1.3
	中央制御室換気系給気口	約 1.7×10^{-6}	約 2.1×10^{-6}	約 1.2
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	約 2.2×10^{-6}	約 2.3×10^{-6}	約 1.0
２号炉原子炉建物中心（地上 0m）	中央制御室中心	約 3.2×10^{-6}	約 3.7×10^{-6}	約 1.2
	中央制御室換気系給気口	約 3.6×10^{-6}	約 4.3×10^{-6}	約 1.2
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	約 4.5×10^{-6}	約 4.6×10^{-6}	約 1.0
非常用ガス処理系排気管（地上 110m）	中央制御室中心	約 8.3×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.4
	中央制御室換気系給気口	約 8.7×10^{-7}	約 1.2×10^{-6}	約 1.4
	２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口	約 3.9×10^{-7}	約 4.8×10^{-7}	約 1.2

※　放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

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 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，建物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 0.5μm～5μm の粒径に対して検討されているが，格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾル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 0.1μm～5μm の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（図 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。

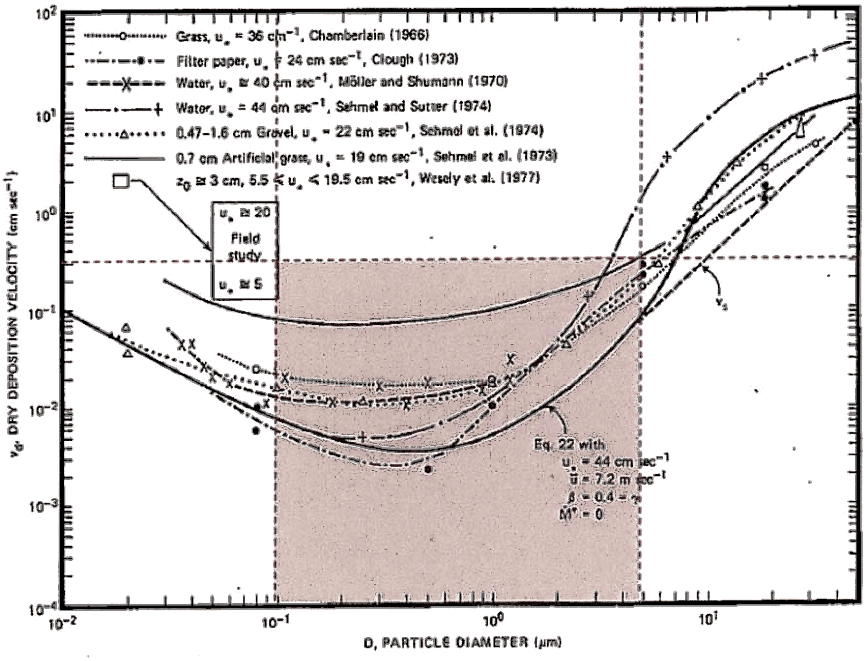


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[19–25] The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 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「0.1μm 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，「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 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（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，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，0.1μm 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，溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECL が実施した実験※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

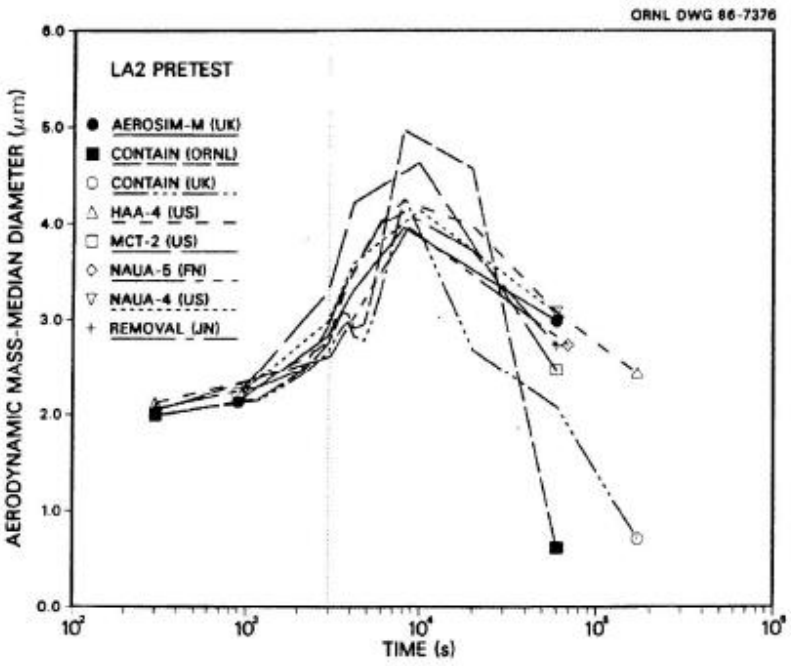


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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

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

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

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

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

$$\sigma_1 = \left\{ \begin{array}{ll} \sigma(w)\ (1-S) & for\ \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w)\ (1+S) & for\ \epsilon \geq 0.5 \end{array} \right\}$$

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1　Aerosols in the RCS

9.2.1.1 *AECL*

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

9.2.1.2 *PBF-SFD*

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

9.2.2　Aerosols in the containment

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
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

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，原子炉建物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

NRPB-322 ANNEX-A「2.2 Iodine」の抜粋

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_z 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.

12 マスクによる防護係数について

重大事故等時の居住性に係る被ばく評価において，以下の検討を踏まえ，全面マスクによる防護係数を 50 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 （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≧1.21×10^{3} と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.083%以下）

表 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℃ 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。

防護係数(PF)=100／{漏れ率（%）＋フィルタ透過率（%）}
=100／(0.01＋0.083)≒1075

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。

13 原子炉建物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，原子炉建物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，原子炉建物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。

(1)原子炉建物内の積算線源強度

格納容器から原子炉建物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)]

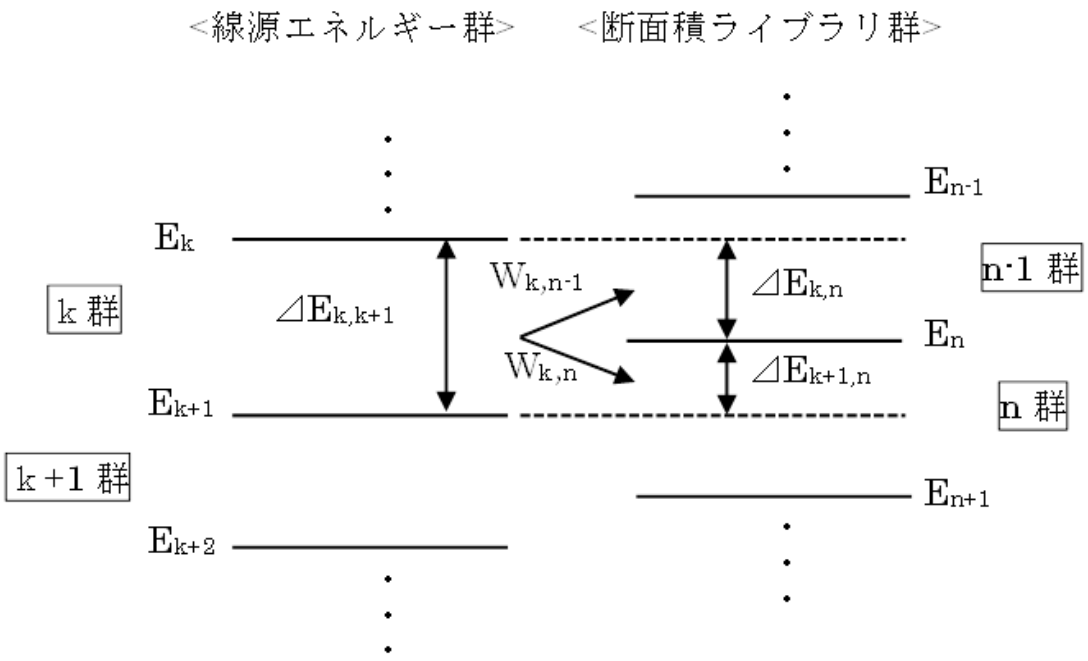
核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで，核種の原子炉建物内への漏えい率[Bq/s]は，添付資料 1 の表 1-1 に示すとおり，ＭＡＡＰ 解析結果及びＮＵＲＥＧ-1465 の知見に基づき評価した。また，よう素類については，よう素の化学形態に応じた格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。

$$Q_k = \int_0^T q_k(t) \cdot \frac{1}{\lambda_k} \cdot \left(1 - exp\left(-\lambda_k(T-t)\right)\right) dt$$

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 の原子炉建物への漏えい率[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，ベータ線放出核種の水中における制動放射を考慮したＯＲＩＧＥＮ２ライブラリ(gxh2obrm.lib)値を参照した。また，エネルギー群をＯＲＩＧＥＮ２のガンマ線ライブラリ群構造(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 13-1 参照）
以上の条件に基づき評価した原子炉建物内の積算線源強度は添付資料 1 の表 1-7 のとおり。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



E_k, E_{k+1}, E_{k+2}：線源エネルギー群それぞれの上限エネルギー
E_{n-1}, E_n, E_{n+1}：断面積ライブラリ群それぞれの上限エネルギー
$\Delta E_{k,k+1}, \Delta E_{k,n}, \Delta E_{k+1,n}$：それぞれの群間のエネルギーの差
$w_{k,n-1}$：線源エネルギーの k 群から断面積ライブラリの $n-1$ 群への補正係数
$w_{k,n}$：線源エネルギーの k 群から断面積ライブラリの n 群への補正係数
$w_{k,n-1}$：$\Delta E_{k,n}/\Delta E_{k,k+1}$
$w_{k,n}$：$\Delta E_{k+1,n}/\Delta E_{k,k+1}$

図 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１ の図 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，制御室建物の遮蔽及び原子炉建物の外壁のみを考慮した。なお，制御室建物の遮蔽及び２号炉原子炉建物の外壁の厚さのうち最も薄い遮蔽壁から，それぞれのマイナス側許容施工誤差を差し引いた値を使用した。評価点は中央制御室の中で線源となる原子炉建物に最も近い点とし，評価点高さは中央制御室の天井面とした。

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２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし，評価点高さは地面から２m 高さとした。

なお，直接ガンマ線の評価に当たっては，原子炉建物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と考えられることから，地上 1 階から原子炉建物屋上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，原子炉建物屋上階の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物屋上階の床面により十分に遮蔽されると考えられることから，原子炉建物最上階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 13－1 及び表 13－2 に示す。

表 13－1　評価結果（残留熱代替除去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
中央制御室滞在時	１日	4.2×10^{-4}	3.1×10^{-5}
	２日	5.2×10^{-4}	6.4×10^{-5}
	３日	6.1×10^{-4}	9.7×10^{-5}
	４日	6.9×10^{-4}	1.3×10^{-4}
	５日	7.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}
	６日	8.0×10^{-4}	1.7×10^{-4}
	７日	8.4×10^{-4}	1.8×10^{-4}
入退域時	１日	5.1×10^{-5}	3.8×10^{0}
	２日	6.0×10^{-5}	1.0×10^{1}
	３日	6.9×10^{-5}	1.5×10^{1}
	４日	7.6×10^{-5}	2.0×10^{1}
	５日	8.2×10^{-5}	2.3×10^{1}
	６日	8.7×10^{-5}	2.6×10^{1}
	７日	9.1×10^{-5}	2.8×10^{1}

表 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
中央制御室滞在時	1 日	4.2×10^{-4}	3.3×10^{-5}
	2 日	5.3×10^{-4}	6.8×10^{-5}
	3 日	5.6×10^{-4}	8.0×10^{-5}
	4 日	5.7×10^{-4}	8.3×10^{-5}
	5 日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
	6 日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
	7 日	5.7×10^{-4}	8.4×10^{-5}
入退域時	1 日	5.1×10^{-5}	4.0×10^{0}
	2 日	6.1×10^{-5}	1.0×10^{1}
	3 日	6.4×10^{-5}	1.2×10^{1}
	4 日	6.4×10^{-5}	1.2×10^{1}
	5 日	6.5×10^{-5}	1.3×10^{1}
	6 日	6.5×10^{-5}	1.3×10^{1}
	7 日	6.5×10^{-5}	1.3×10^{1}

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物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能量は添付資料 1 の表 1－2 の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料 1 の表 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，遮蔽壁厚さは，制御室建物外壁コンクリートの最小厚さ [redacted] からマイナス側の許容施工誤差 [redacted] を引いた値 [redacted] と設定した。評価モデルを図 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。

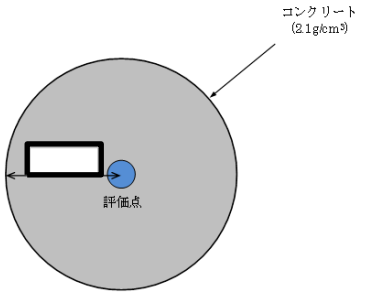


図 14－1　クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

(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，以下に示す式を用いて評価した。遮蔽体の減衰率$B_\gamma \cdot exp(-\mu_\gamma \cdot X)$の評価にはＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒを用いた。

【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】

$$H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t)dt$$

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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)
$p_{k\gamma}$　：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]

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）を使用した。

(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 14-1 及び表 14-2 に示す。

表 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
（残留熱代替除去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]
中央制御室滞在時	7 日	約 7.7×10^{-1}
入退域時	7 日	約 3.4×10^{1}

表 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]
中央制御室滞在時	7 日	約 4.4×10^{0}
入退域時	7 日	約 5.0×10^{3}

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物外壁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

(1)地表面の単位面積当たりの積算線源強度

入退域時における被ばく線量は，２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口と同じ濃度で，その周囲の地表面に一様に沈着しているものと仮定した。

ａ．地表沈着量

事故後，時刻ｔまでに大気中へ放出された放射性物質の地表沈着量は，次式により計算した。

$$C_k(t) = \int_0^t \left(V_g \cdot (\chi/Q) \cdot f \cdot q_k(t) - \lambda_k \cdot C_k(t)\right) \cdot dt$$

$C_k(t)$：核種 k の単位面積当たりの地表沈着量[Bq/m^2]

V_g：地表面への沈着速度[m/s]

(χ/Q)：相対濃度[s/m^3]

f：沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[−]

$q_k(t)$：時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]

λ_k：核種 k の崩壊定数[1/s]

ｂ．積算線源強度

地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m^2]は，核種ごとの単位面積当たりの地表沈着量[Bq/m^2]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗じ，評価期間（事故後 T_1 から T_2 まで）において積分することで評価した。

$$S_\gamma = \sum_K \int_{T_1}^{T_2} C_k \cdot s_{k\gamma} \cdot dt$$

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/m^2]

$s_{k\gamma}$：核種 k のエネルギーγの photon の放出率[photons/(Bq・s)]

T_1, T_2:任意の評価期間[s]

ｃ．その他評価条件

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 1 の表 1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は，２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口の値として表 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 9, 10, 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。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，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。

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 15-1 及び表 15-2 に示す。

表 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
（入退域時）
（残留熱代替除去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)
0.01	9.1×10^{12}
0.02	1.0×10^{13}
0.03	3.1×10^{13}
0.045	7.5×10^{12}
0.06	2.4×10^{12}
0.07	1.6×10^{12}
0.075	2.1×10^{12}
0.1	1.0×10^{13}
0.15	3.3×10^{12}
0.2	1.8×10^{13}
0.3	3.7×10^{13}
0.4	2.4×10^{14}
0.45	1.2×10^{14}
0.51	2.0×10^{14}
0.512	6.6×10^{12}
0.6	2.9×10^{14}
0.7	3.3×10^{14}
0.8	1.5×10^{14}
1.0	3.1×10^{14}
1.33	8.2×10^{13}
1.34	2.5×10^{12}
1.5	4.0×10^{13}
1.66	5.4×10^{12}
2.0	1.1×10^{13}
2.5	7.6×10^{12}
3.0	1.7×10^{11}
3.5	1.7×10^{7}
4.0	1.7×10^{7}
4.5	6.2×10^{0}
5.0	6.2×10^{0}
5.5	6.2×10^{0}
6.0	6.2×10^{0}
6.5	7.1×10^{-1}
7.0	7.1×10^{-1}
7.5	7.1×10^{-1}
8.0	7.1×10^{-1}
10.0	2.2×10^{-1}
12.0	1.1×10^{-1}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

表 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（入退域時）

（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）
0.01	1.2×10^{13}
0.02	1.3×10^{13}
0.03	3.8×10^{13}
0.045	9.3×10^{12}
0.06	3.0×10^{12}
0.07	2.0×10^{12}
0.075	2.7×10^{12}
0.1	1.3×10^{13}
0.15	4.1×10^{12}
0.2	2.3×10^{13}
0.3	4.6×10^{13}
0.4	3.0×10^{14}
0.45	1.5×10^{14}
0.51	2.6×10^{14}
0.512	8.5×10^{12}
0.6	3.8×10^{14}
0.7	4.3×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	4.0×10^{14}
1.33	1.0×10^{14}
1.34	3.1×10^{12}
1.5	5.0×10^{13}
1.66	6.3×10^{12}
2.0	1.3×10^{13}
2.5	9.8×10^{12}
3.0	2.2×10^{11}
3.5	1.7×10^{7}
4.0	1.7×10^{7}
4.5	6.4×10^{0}
5.0	6.4×10^{0}
5.5	6.4×10^{0}
6.0	6.4×10^{0}
6.5	7.3×10^{-1}
7.0	7.3×10^{-1}
7.5	7.3×10^{-1}
8.0	7.3×10^{-1}
10.0	2.2×10^{-1}
12.0	1.1×10^{-1}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

（２）評価体系

ａ．線源領域

２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口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評価点を中心とした 800m 四方の範囲とした。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 15-1 に示す。

ｂ．遮蔽及び評価点

入退域時の評価に当たっては，周囲の建物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２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口とし，評価点高さは地面から１ｍ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

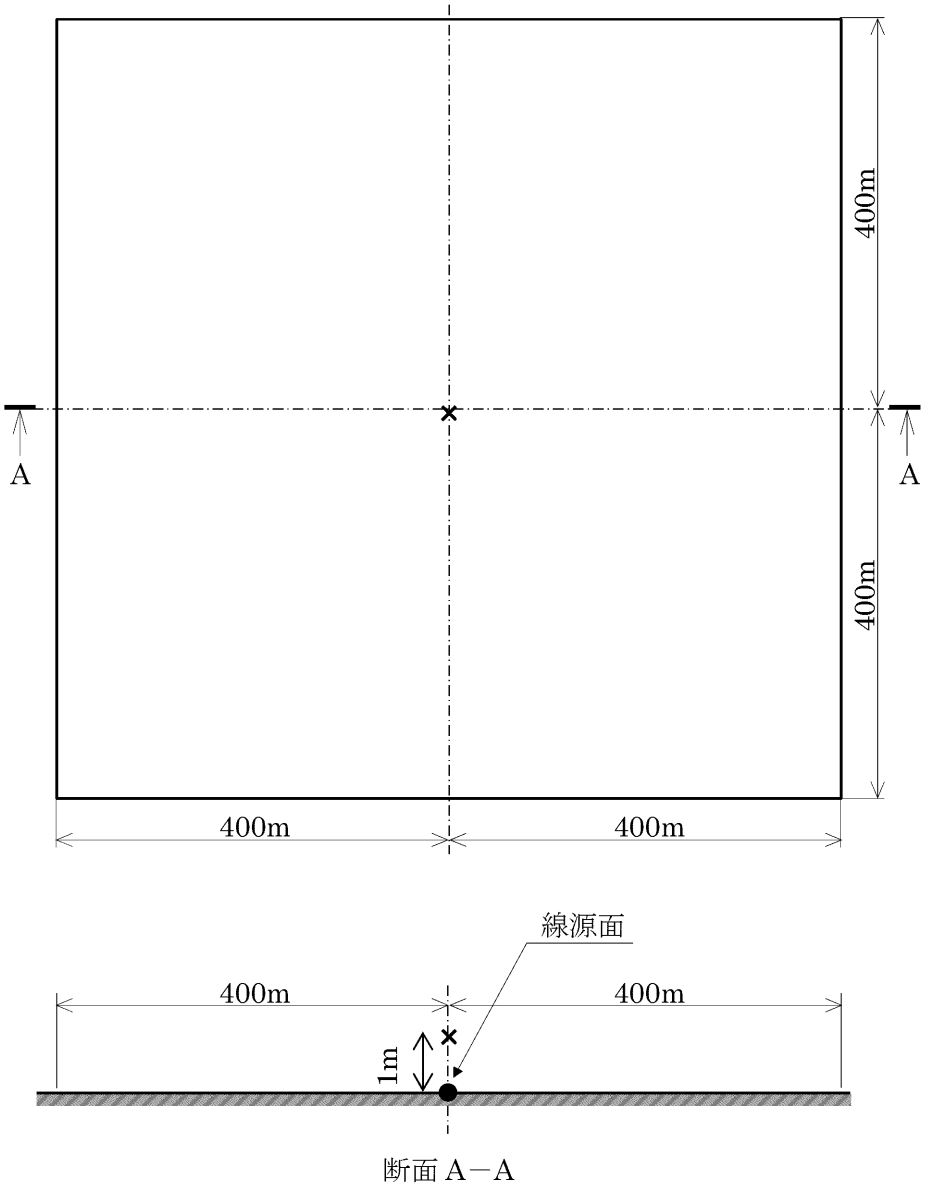


図 15－1　入退域時のグランドシャインガンマ線モデル（評価点及び線源領域）

２.中央制御室滞在時における評価方法

（１）線源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，制御室建物の屋上及び１号炉廃棄物処理建物屋上高さの地表面に一様に沈着しているものと仮定した。地表沈着量，積算線源強度の算出方法は入退域時と同様とした。

地表沈着量，積算線源強度の算出方法は入退域時と同様とした。

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 15-3 及び表 15-4 に示す。

表 15－3　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（中央制御室滞在時）
（残留熱代替除去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）
0.01	1.1×10^{13}
0.02	1.2×10^{13}
0.03	4.0×10^{13}
0.045	9.4×10^{12}
0.06	2.8×10^{12}
0.07	1.9×10^{12}
0.075	2.8×10^{12}
0.1	1.4×10^{13}
0.15	3.9×10^{12}
0.2	2.4×10^{13}
0.3	4.7×10^{13}
0.4	3.2×10^{14}
0.45	1.6×10^{14}
0.51	2.5×10^{14}
0.512	8.3×10^{12}
0.6	3.6×10^{14}
0.7	4.1×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	3.9×10^{14}
1.33	9.6×10^{13}
1.34	2.9×10^{12}
1.5	4.7×10^{13}
1.66	5.6×10^{12}
2.0	1.2×10^{13}
2.5	9.5×10^{12}
3.0	2.2×10^{11}
3.5	1.2×10^{7}
4.0	1.2×10^{7}
4.5	5.5×10^{0}
5.0	5.5×10^{0}
5.5	5.5×10^{0}
6.0	5.5×10^{0}
6.5	6.3×10^{-1}
7.0	6.3×10^{-1}
7.5	6.3×10^{-1}
8.0	6.3×10^{-1}
10.0	2.0×10^{-1}
12.0	9.7×10^{-2}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

表 15－4　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（中央制御室滞在時）

（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）
0.01	1.2×10^{13}
0.02	1.3×10^{13}
0.03	4.0×10^{13}
0.045	9.5×10^{12}
0.06	3.0×10^{12}
0.07	2.0×10^{12}
0.075	2.8×10^{12}
0.1	1.4×10^{13}
0.15	4.1×10^{12}
0.2	2.4×10^{13}
0.3	4.7×10^{13}
0.4	3.2×10^{14}
0.45	1.6×10^{14}
0.51	2.6×10^{14}
0.512	8.7×10^{12}
0.6	3.8×10^{14}
0.7	4.4×10^{14}
0.8	2.0×10^{14}
1.0	4.1×10^{14}
1.33	1.0×10^{14}
1.34	3.1×10^{12}
1.5	4.9×10^{13}
1.66	5.8×10^{12}
2.0	1.2×10^{13}
2.5	9.9×10^{12}
3.0	2.3×10^{11}
3.5	1.2×10^{7}
4.0	1.2×10^{7}
4.5	5.9×10^{0}
5.0	5.9×10^{0}
5.5	5.9×10^{0}
6.0	5.9×10^{0}
6.5	6.7×10^{-1}
7.0	6.7×10^{-1}
7.5	6.7×10^{-1}
8.0	6.7×10^{-1}
10.0	2.1×10^{-1}
12.0	1.0×10^{-1}
14.0	0.0×10^{0}
20.0	0.0×10^{0}
30.0	0.0×10^{0}
50.0	0.0×10^{0}

（２）評価体系

ａ．線源領域

制御室建物屋上の高さの周辺領域及び１号炉廃棄物処理建物屋上を線源領域とした。

制御室建物の周囲の建物のうち，制御室建物より高い建物については，保守的に放射性物質が制御室建物屋上高さの周辺領域に平坦に分布しているものとした。また，線源範囲の設定は以下のように分けた。

・制御室建物の屋上より高い位置に存在する線源は制御室建物の屋上高さ(EL22,050mm)で代表させた。

・制御室建物の屋上より低い位置に存在する線源は１号炉廃棄物処理建物屋上(EL20,150mm)で代表させた。

制御室建物屋上高さの線源領域範囲は線源領域からの影響がほぼ飽和する制御室建物の周囲 400m 以内とした。なお，この領域に含まれる地表面，海面及び斜面も平坦な制御室建物屋上面と同一面と仮定し，線源とした。線源の評価モデルを図 15-2 から図 15-4 に示す。

ｂ．遮蔽及び評価点

グランドシャインガンマ線の評価においては，制御室建物の外壁・天井のコンクリートのみを遮蔽として考慮した。制御室建物の評価モデルの断面図を図 15-3 に，平面図及び評価点を図 15-4 に示す。遮蔽の厚さは，中央制御室より高い位置から入射する放射線に対して中央制御室天井コンクリート [redacted]，中央制御室より低い位置から入射する放射線に対して中央制御室外壁コンクリート [redacted] の公称値からそれぞれマイナス側許容差 [redacted] を引いた値 [redacted] を設定した。

また，中央制御室遮蔽は鉄筋コンクリートであるが評価上，普通コンクリート（密度 2.1g/cm^3）とした。

中央制御室内の評価点は，制御室建物の屋上高さに設定した線源面からのグランドシャインガンマ線と制御室建物の屋上より低い線源面からのグラ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ンドシャインガンマ線の評価結果とした。

（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

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

３．評価結果

グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 15-5 及び表 15-6 に示す。

表 15－5　グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（残留熱代替除去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]
中央制御室滞在時	１号炉廃棄物処理建物（低階層）の沈着分	７日	3.3×10^{0}
	屋上沈着分	７日	6.0×10^{-3}
	合計	７日	3.3×10^{0}
入退域時	合計	７日	1.8×10^{3}

表 15－6　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]
中央制御室滞在時	１号炉廃棄物処理建物（低階層）の沈着分	７日	3.4×10^{0}
	制御室建物屋上沈着分	７日	6.3×10^{-3}
	合計	７日	3.5×10^{0}
入退域時	合計	７日	2.3×10^{3}

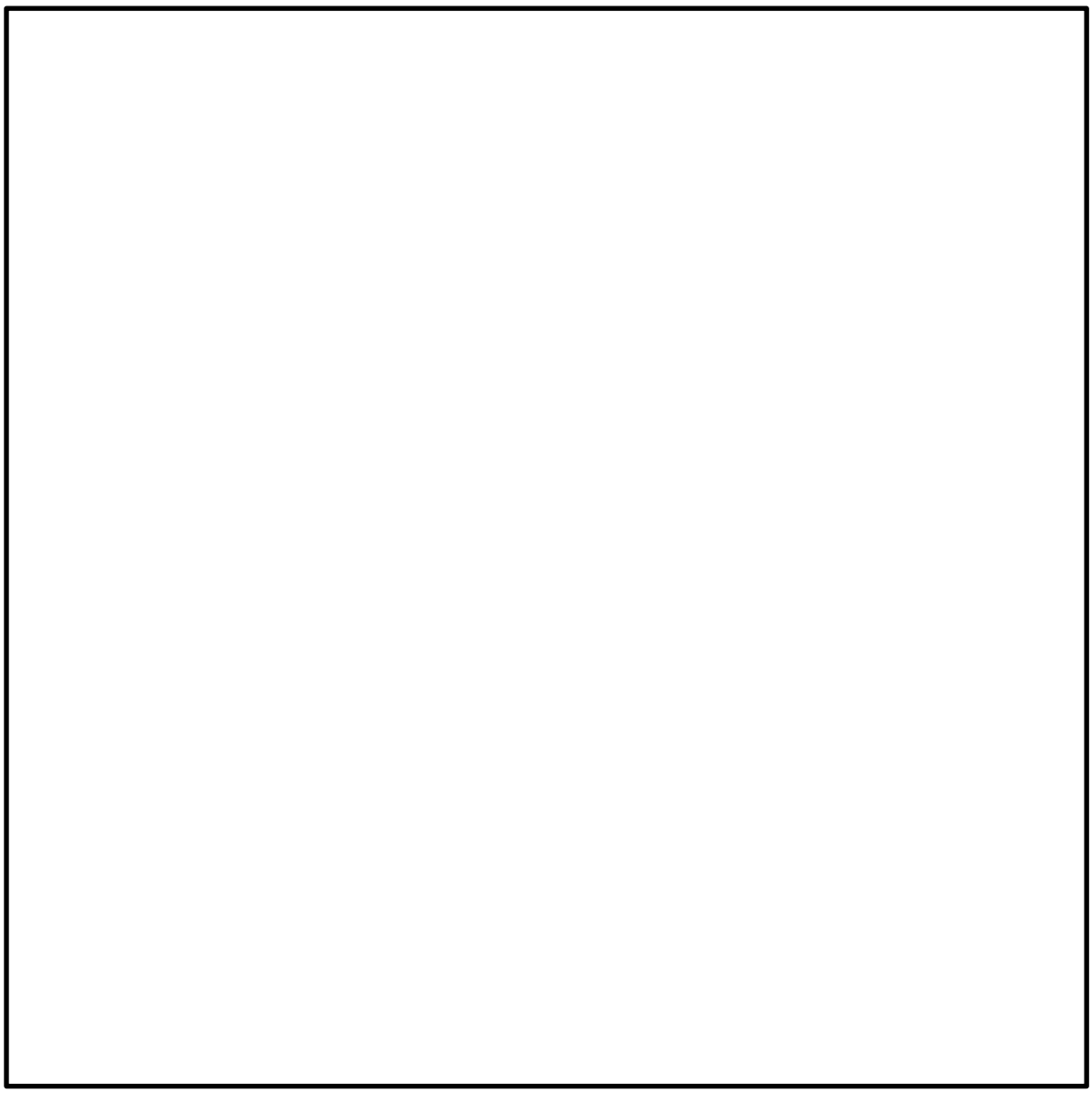


図 15－2　線源領域(網掛け範囲が線源とした領域)

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

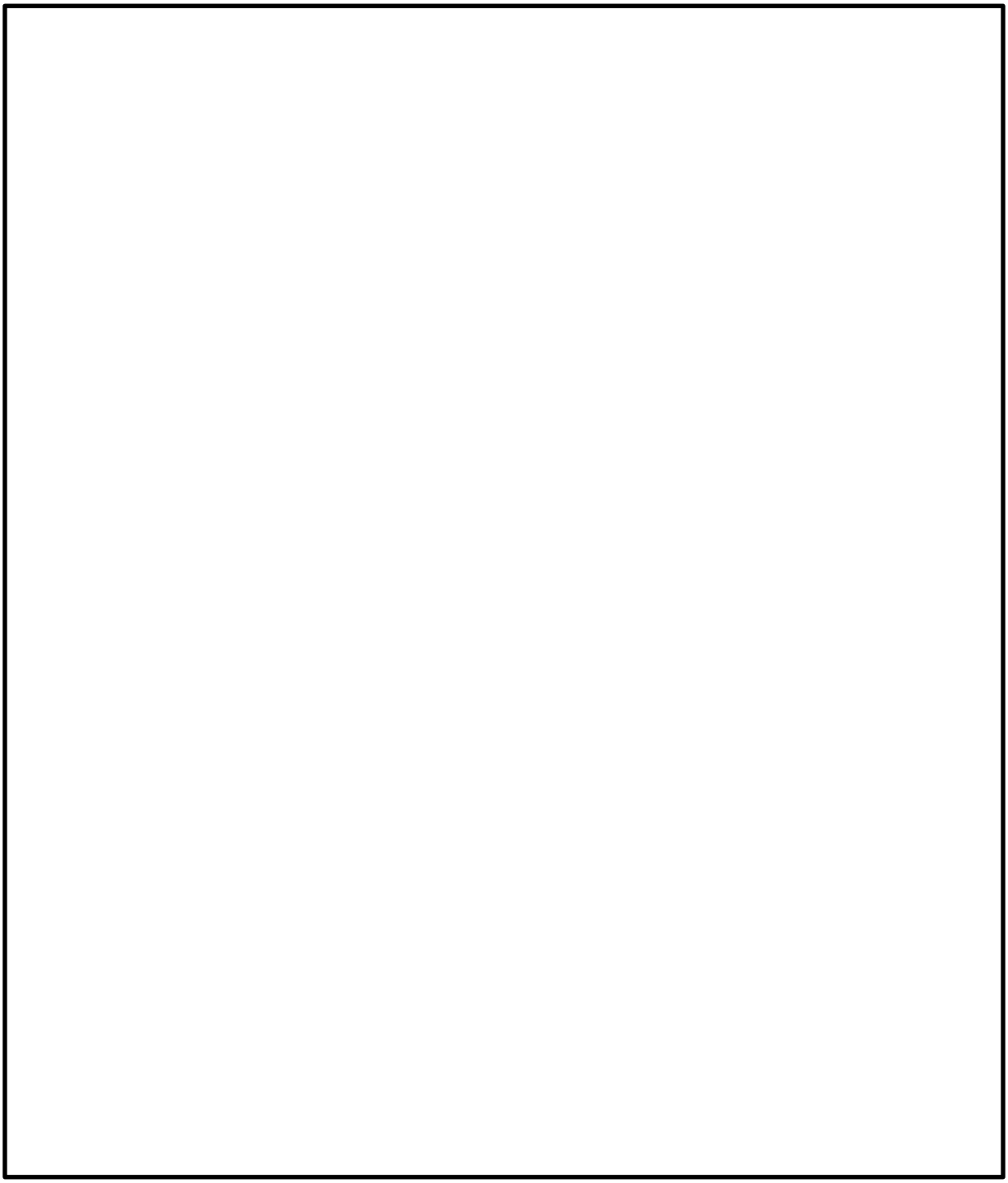


図 15－3　評価モデルの断面図及び評価点

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

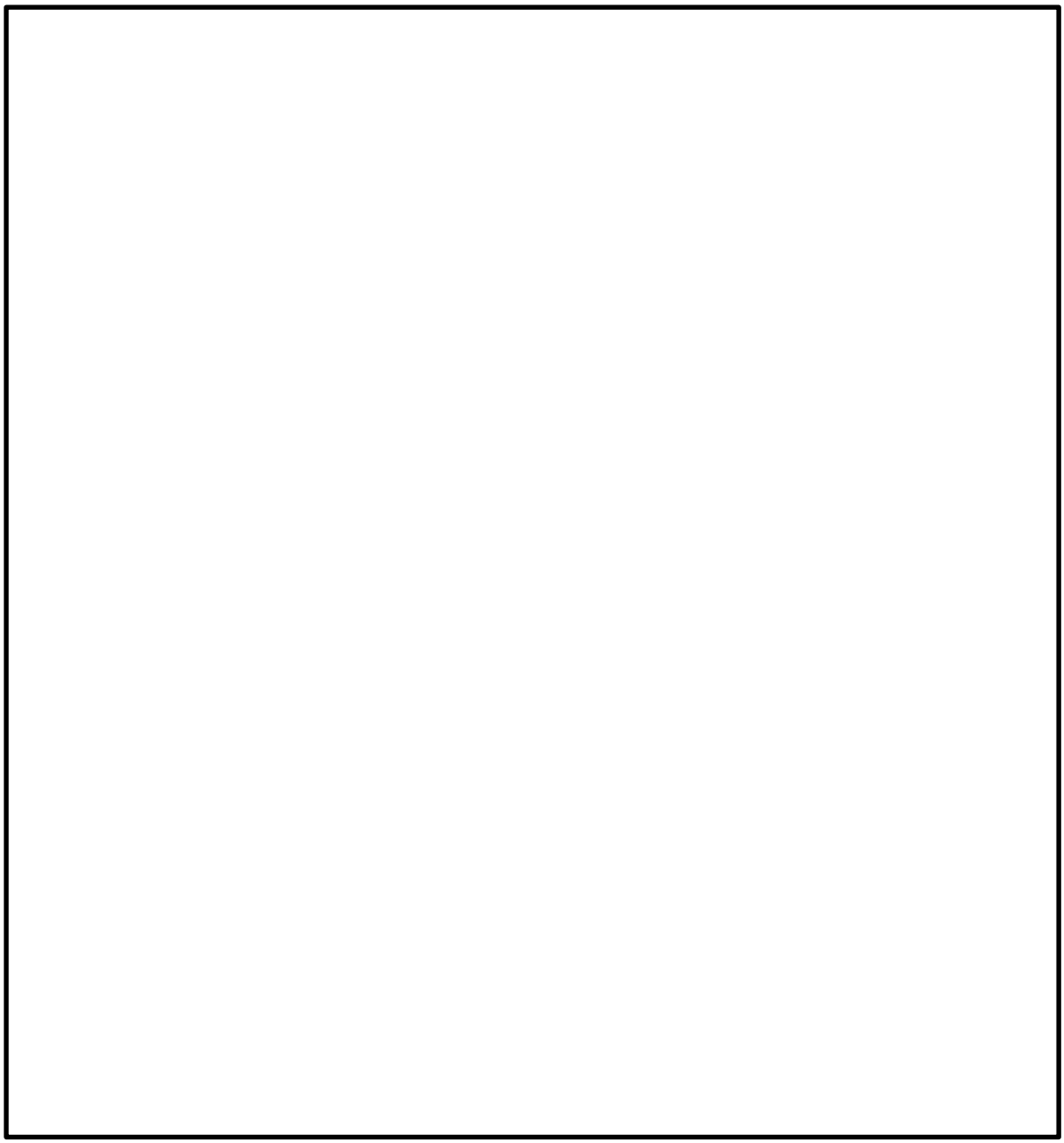


図 15－4　評価モデルの平面図及び評価点

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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，中央制御室換気系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，建物外壁による遮蔽と十分な離隔距離を確保できることから，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，中央制御室換気系の効果を考慮し，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，空気ボンベによる正圧化を実施していない期間については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。

【中央制御室待避室の正圧化を実施していない期間】

$$\mathrm{m_{0k}(t)} = \mathrm{m_{1k}(t)}$$

$$\mathrm{m_{1k}(t)} = \frac{\mathrm{M_{1k}(t)}}{\mathrm{V_1}}$$

$$\frac{\mathrm{dM_{1k}}(t)}{\mathrm{dt}} = -\lambda_{\mathrm{k}} \cdot \mathrm{M_{1k}(t)} - (G_1 + \alpha + G_F \cdot \frac{E_k}{100}) \cdot \frac{\mathrm{M_{1k}(t)}}{\mathrm{V_1}} \cdot + \left(1 - \frac{\mathrm{E_k}}{100}\right) \cdot \mathrm{G_1} \cdot \mathrm{S_k(t)} + \alpha \cdot \mathrm{S_k(t)}$$

$$\mathrm{S_k(t)} = (\chi/\mathrm{Q}) \cdot \mathrm{q_k(t)}$$

$m_{0k}(t)$：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$[Bq/m^3]$
$m_{1k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度$[Bq/m^3]$
$M_{1k}(t)$：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$[m^3]$
λ_k：核種 k の崩壊定数$[1/s]$
G_1：中央制御室換気系外気取込み風量$[m^3/s]$
G_F：再循環フィルタを通る流量$[m^3/s]$
E_k：中央制御室換気系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$[Bq/m^3]$
α：中央制御室バウンダリへの空気流入量$[m^3/s]$
（＝空気流入率×中央制御室バウンダリ内容積）
χ/Q：相対濃度$[s/m^3]$
$q_k(t)$：時刻 t における核種 k の放出率$[Bq/s]$

【中央制御室待避室の正圧化を実施する期間】

$$\mathrm{m_{0k}(t)} = \frac{\mathrm{M_{0k}(t)}}{\mathrm{V_0}}$$

$$\frac{\mathrm{dM_{0k}(t)}}{dt} = -\lambda_k \cdot \mathrm{M_{0k}(t)} - \frac{G_0}{\mathrm{V_0}} \cdot \mathrm{M_{0k}(t)}$$

$m_{0k}(t)$：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$[Bq/m^3]$
$M_{0k}(t)$：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$[m^3]$
λ_k：核種 k の崩壊定数$[1/s]$
G_O：空気ボンベの空気供給量$[m^3/s]$

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 1 の表 1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は表 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 16-1 から図 16-2 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	：吸入率(1.2/3600)※1[m^3/s]
H_∞	：吸入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/m^3]
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/m^3] （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 16－1 及び表 16－2 に示す。

表 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
（残留熱代替除去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]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 4.9×10^{0}
		7 日	内部被ばく（マスクなし）	約 3.7×10^{2}
			内部被ばく（マスクあり）	約 2.6×10^{1}

表 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]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 2.4×10^{1}
		7 日	内部被ばく（マスクなし）	約 2.9×10^{2}
			内部被ばく（マスクあり）	約 1.0×10^{1}
中央制御室待避室	中央制御室内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 2.0×10^{1}
	中央制御室待避室内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 1.6×10^{-2}
			内部被ばく（マスクなし）	約 2.1×10^{0}
			内部被ばく（マスクあり）	約 8.0×10^{-1}

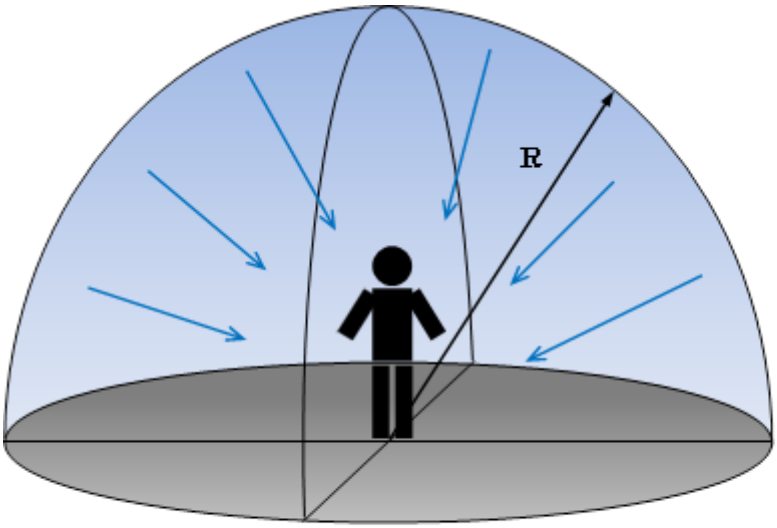


図 16－1　中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質による線源強度の評価モデル図

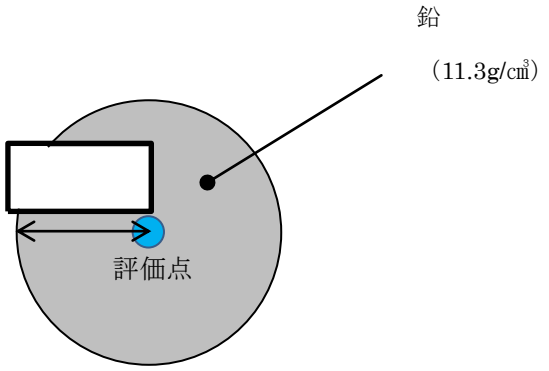


図 16－2　中央制御室待避室遮蔽モデル図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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1の表1-1に基づき評価した。また，相対濃度は表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。

$$H = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot (\chi/Q) \cdot Q(t)dt \cdot \frac{1}{PF}$$

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_∞	：吸入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17-1及び表17-2に示す。

表 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
(残留熱代替除去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
入退域時(２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口)	7 日※1	約 2.4×10^3

※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 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]
入退域時（２号炉原子炉補機冷却系熱交換器室入口）	7 日[※1]	約 9.3×10^{3}

※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

18　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　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，格納容器フィルタベント系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，残留熱代替除去系を用いることで格納容器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 １b）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18-1に示す。（以下，ＬＯＣＡ時注水機能喪失については「大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）」と記載する。）

表18-1のとおり，内部被ばくについては大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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（残留熱代替除去）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（残留熱代替除去）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 18－1　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
大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）	約 3.7×10^{2}	約 9.0×10^{0}	約 380
ＤＣＨ（残留熱代替除去）	約 2.9×10^{2}	約 1.3×10^{1}	約 300

※1　大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）：冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失（残留熱代替除去系を用いて事象を収束する場合）

※2　ＤＣＨ（残留熱代替除去）：ＤＣＨ（残留熱代替除去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（残留熱代替除去）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４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（残留熱代替除去）とＤＣＨ（残留熱代替除去）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。４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

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×（49時間/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×（８回×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（ＰＦ50）を着用するものとして評価する。評価結果を表 18-2 に示す。

表18-2のとおり，内部被ばく及び外部被ばくいずれについても大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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（残留熱代替除去）の方が厳しくなることを確認した。

表 18－2　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）	内部被ばく	外部被ばく	合計
大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）	約 1.1×10^{2}	約 2.4×10^{1}	約 130
ＤＣＨ（残留熱代替除去）	約 8.5×10^{1}	約 1.1×10^{1}	約 96

３．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，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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（残留熱代替除去）ではなく大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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，４直２交替体制における１班あたりの平均的な運転員の被ばく（マスク着用なし）において100mSv/７日間を下回ることを確認した。

（別紙）

大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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（残留熱代替除去）の方が被ばく線量が大きくなる。これは，表 18-1 に示すとおり大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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換気系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 18-1 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及び中央制御室換気系の効果を考慮しており，各設備の効果は非常用ガス処理系が事象発生の70分後，中央制御室換気系が事象発生の２時間後から期待している※1。これに対して，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）及びＤＣＨ（残留熱代替除去）の原子炉格納容器から原子炉建物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５分後（大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去））及び約１時間後（ＤＣＨ）となっており，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が早い。

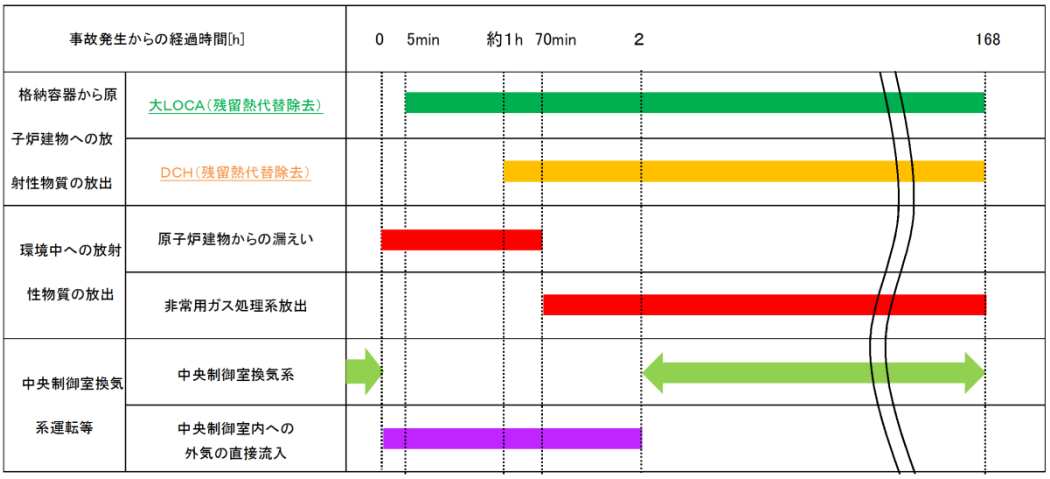
非常用ガス処理系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去），ＤＣＨ（残留熱代替除去）いずれのシナリオにおいても，非常用ガス処理系起動前に放射性物質の放出が開始しているが，ＤＣＨ（残留熱代替除去）に比べて，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方が非常用ガス処理系の効果に期待できない期間が長い。（図18-1 要因①）

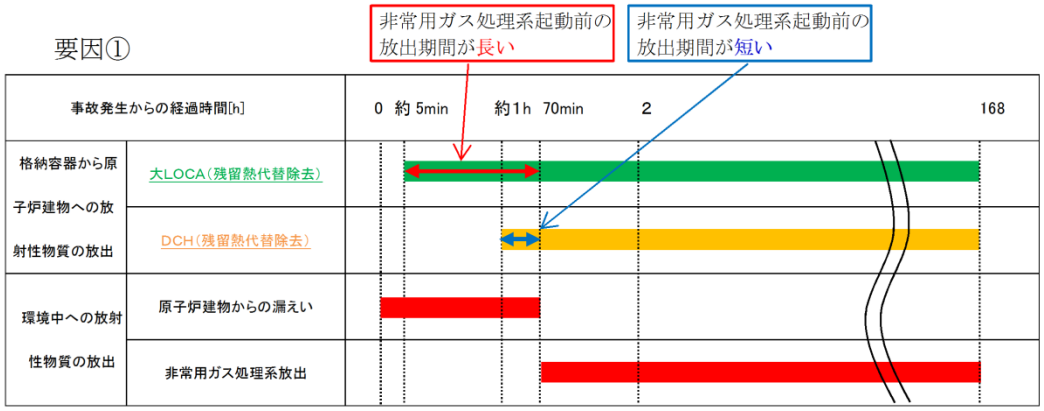
また，中央制御室換気系の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，各シナリオともに中央制御室換気系起動前に放出が開始している点では同じであるものの，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）の方がより早く放出が開始するため，中央制御室換気系の効果に期待できない時間が長い。（図18-1 要因②）

以上の要因により，大ＬＯＣＡ（残留熱代替除去）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　非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟の負圧を維持していない期間は，原子炉建物原子炉棟の換気率は無限大[回/日]と設定している。また，中央制御室換気系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（残留熱代替除去）の方が大きい結果となる。





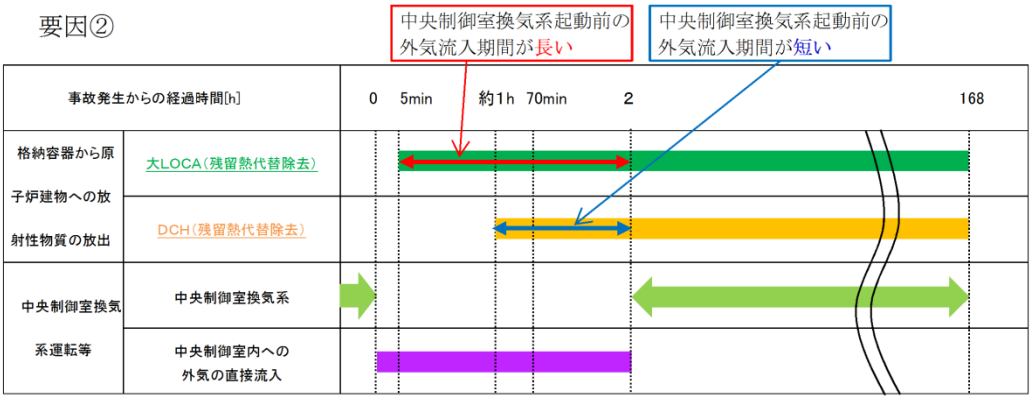


図 18－1　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

19　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，島根原子力発電所１号及び２号炉中央制御室について 2017 年 8 月に試験を実施した結果，空気流入率は最大で 0.082 回/h（+0.0030(95%信頼限界値)）である。試験結果の詳細を以下に示す。

表 19－1　空気流入率試験結果

<table>
<tr><td>項目</td><td colspan="4">内容</td></tr>
<tr><td>試験日程</td><td colspan="4">2017 年 8 月 1 日～2017 年 8 月 2 日（１，２号炉停止中）</td></tr>
<tr><td>試験実施箇所</td><td colspan="4">島根原子力発電所１／２号炉中央制御室</td></tr>
<tr><td rowspan="3">均一化の程度</td><td>系統</td><td colspan="3">トレーサガス濃度測定値の場所によるバラツキ：(測定値―平均値）／平均値（%）</td></tr>
<tr><td>Ａ系</td><td colspan="3">－6.4%～4.5%</td></tr>
<tr><td>Ｂ系</td><td colspan="3">－6.4%～4.5%</td></tr>
<tr><td>試験手法</td><td colspan="4">全サンプリングによる試験手法</td></tr>
<tr><td rowspan="6">適用条件</td><td colspan="2">内容</td><td>適用</td><td>備考</td></tr>
<tr><td colspan="2">トレーサガス濃度測定値のバラツキが平均値の±10%以内か。</td><td>○</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">決定係数R2が0.90以上であること。</td><td>○</td><td>均一化の目安を満足するが，全サンプリング点による試験手順を適用する</td></tr>
<tr><td colspan="2">①中央制御室の空気流入率が，別区画に比べて小さいこと。</td><td>―</td><td></td></tr>
<tr><td colspan="2">②特異点の除外が，１時点の全測定データ個数の 10%未満であること。</td><td>―</td><td>特異点の除外は無い</td></tr>
<tr><td colspan="2">③中央制御室以外の空気流入率が大きい区画に，立入規制等の管理的措置を各種マニュアル等に明記し，運転員へ周知すること。</td><td>―</td><td>中央制御室エンベロープ内を包含するリーク率で評価している。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">試験結果</td><td>系統</td><td colspan="2">空気流入率
（＋以下は 95%信頼限界値）</td><td>決定係数R^2</td></tr>
<tr><td>Ｂ系</td><td colspan="2">0.082 回/h（+0.0030）</td><td>0.93</td></tr>
<tr><td>Ａ系</td><td colspan="2">0.076 回/h（+0.012）</td><td>0.93</td></tr>
<tr><td>特記事項</td><td colspan="4">なし</td></tr>
</table>

20　フィルタの除去性能について

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

1. フィルタへの捕集量の評価条件

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

① よう素重量の評価において，安定核種として I-127 及び I-129 を考慮する。
② 表 20-1 に示す炉内蓄積量を評価に用いる。
③ チャコールフィルタの捕集量評価においては，よう素の化学組成を有機よう素 4%，無機よう素 96%とする。
④ 高性能粒子フィルタの捕集量評価においては，よう素の全量が粒子状よう素として設定する。
⑤ 中央制御室換気系のフィルタユニット（チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタ）における捕集量評価については，大気放出量評価における格納容器フィルタベント系の除染係数は考慮しない。また，フィルタの除去効率は 100%として評価する。（図 20-1～図 20-3 参照）
⑥ 評価期間中の中央制御室への外気の流入量は，加圧運転時で約１回／ｈ，系統隔離運転時のインリーク率が 0.5 回/ｈであるが，中央制御室内へのよう素及び粒子状物質の取り込み量を大きく評価するため，被ばく評価において系統隔離運転を行うものとして想定している期間についても，加圧運転を継続しているものとして重量評価を行う。

表 20-1　炉内蓄積量（安定各種含む）

核種グループ	炉内蓄積量（kg）
よう素類 （よう素）	約 1.8×10^{1} 約 6.9×10^{-1}
Cs 類	約 1.1×10^{2}
Sb 類	約 2.4×10^{-2}
Te 類	約 4.3×10^{-1}
Sr 類	約 5.0×10^{1}
Ba 類	約 1.6×10^{0}
Ru 類	約 1.4×10^{1}
Ce 類	約 5.9×10^{2}
La 類	約 2.1×10^{1}
合計	約 8.0×10^{2}

２．フィルタへの捕集量の評価結果

フィルタの捕集量評価結果は表 20-2 のとおりであり，フィルタの保持容量を十分に下回る。

表 20-2　中央制御室換気系フィルタユニットの捕集量

フィルタ種類	保持容量(g)	捕集量(g)
チャコールフィルタ	約 2.6×10^{3}	約 1.7×10^{-1}
高効率粒子フィルタ	約 1.3×10^{4}	約 3.2×10^{-3}

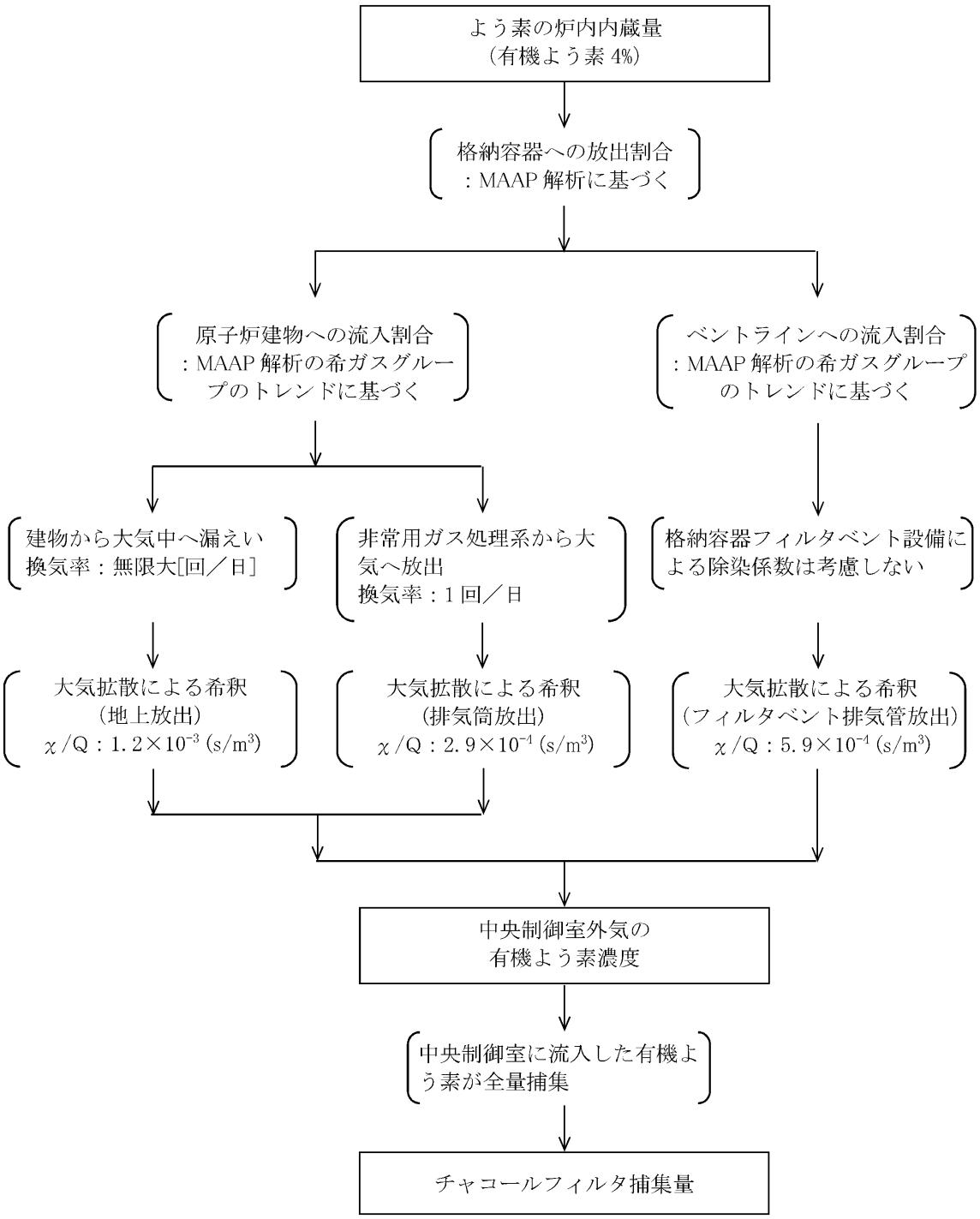


図 20-1　中央制御室換気系フィルタへの有機よう素捕集過程

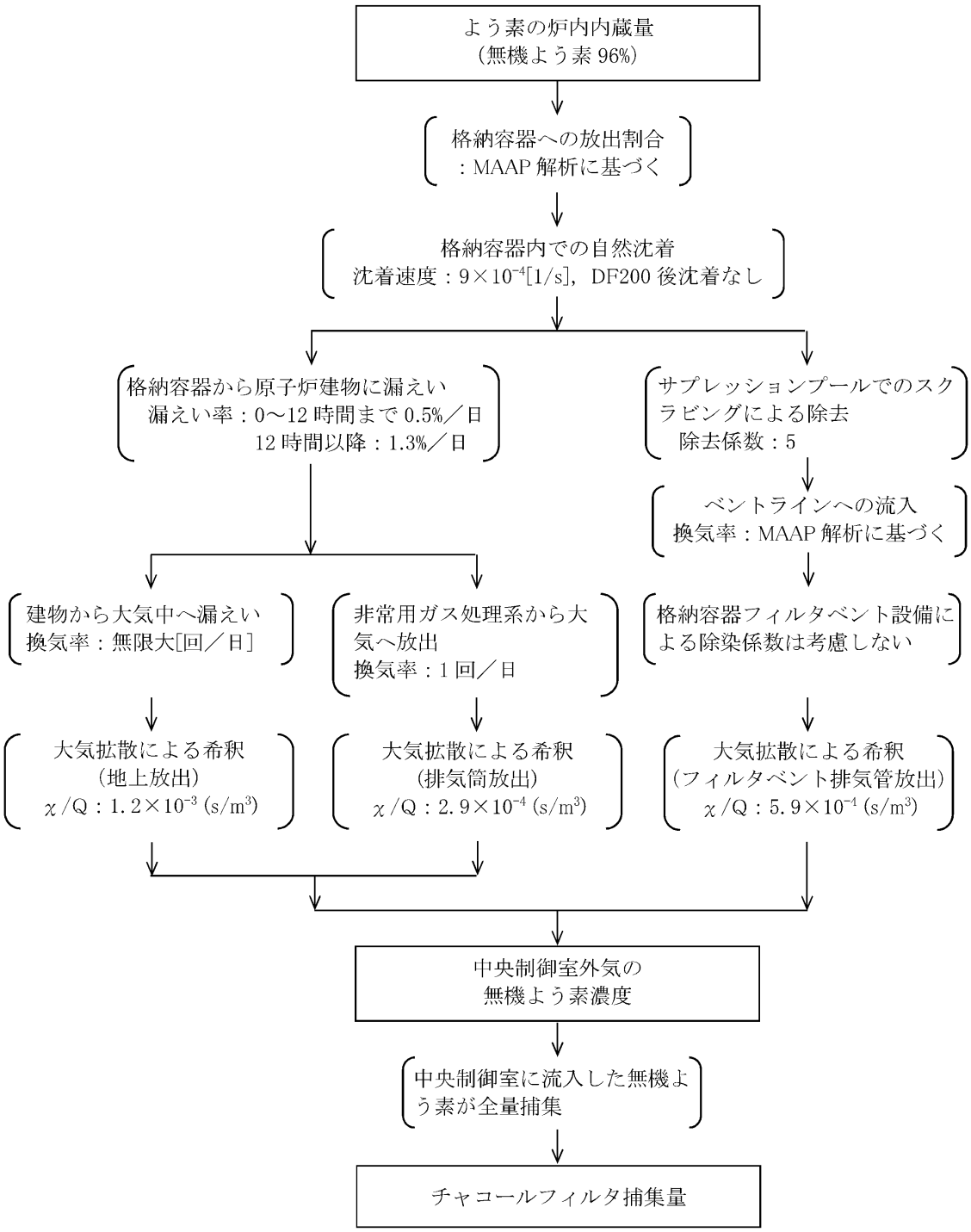


図 20-2 中央制御室換気系フィルタへの無機よう素の捕集過程

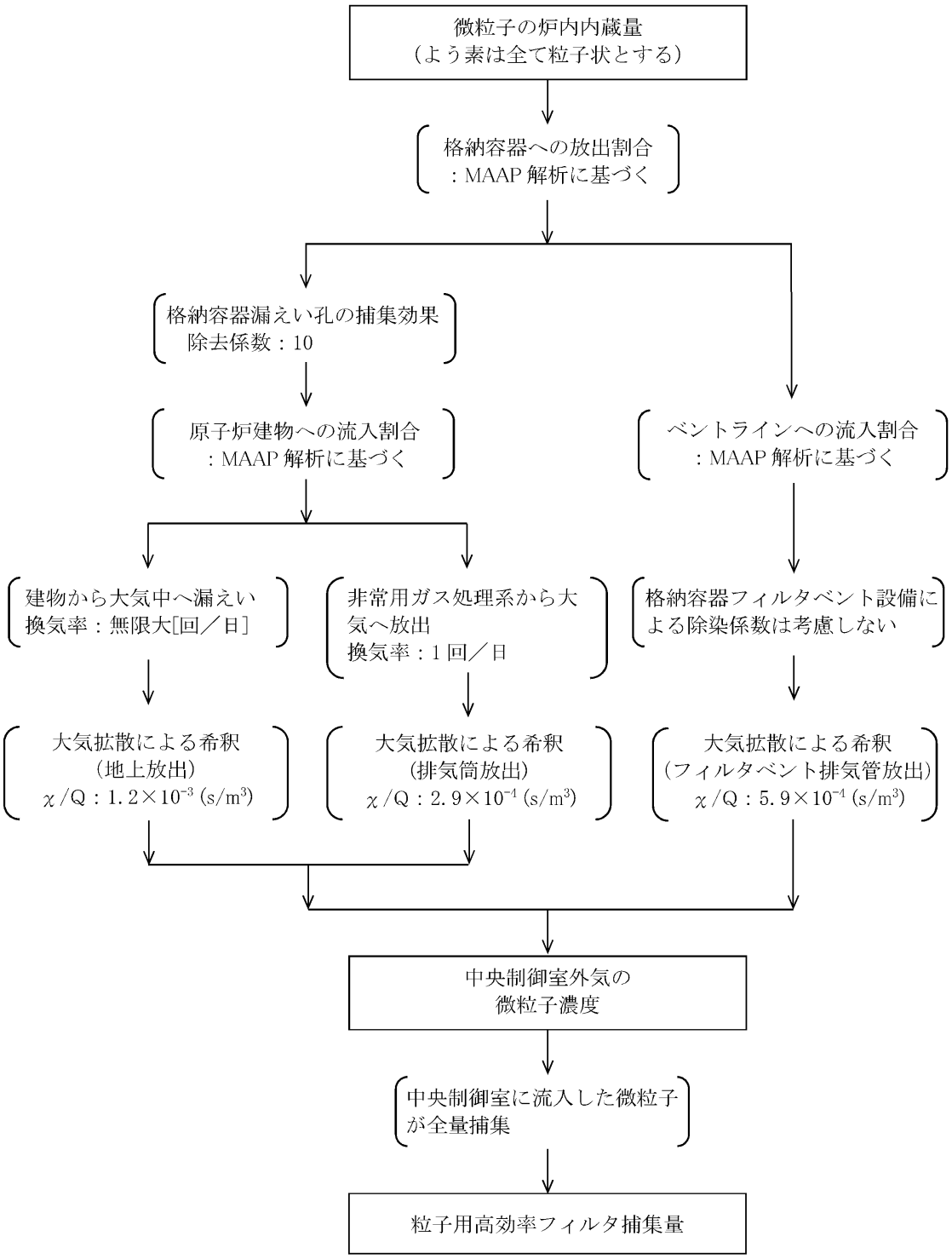


図 20-3 中央制御室換気系への粒子状物質の捕集過程

21　原子炉格納容器漏えい率の設定について

中央制御室の居住性に係わる被ばく評価及び有効性評価の環境へのＣｓ-137漏えい評価において，原子炉格納容器からの放射性物質等の漏えいは，ＭＡＡＰ内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて漏えい流量を評価している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の２種類を設定する。

１．格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合，設計漏えい率（0.9Pd で 0.5%/日）をもとに算出した等価漏えい面積（ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 $3.2\times10^{-6}m^2$）を設定し，ＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

２．格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合，853kPa[gage]で 1.3%/日となる等価漏えい面積（ドライウェル及びウェットウェルの総面積は約 $8.5\times10^{-6}m^2$）を設定し，１．と同様にＭＡＡＰ内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

853kPa[gage]での 1.3%/日の設定は以下のＡＥＣの評価式及びＧＥの評価式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。

○ＡＥＣの評価式※1

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P_t-P_a)\times R_t\times T_t}{(P_d-P_a)\times R_d\times T_d}}=1.28\%/日$$

L ： 事故時の格納容器漏えい率
L0 ： 設計漏えい率（圧力 Pd に対して（ここでは 0.9Pd））　【0.5%/日】
Pt ： 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】
Pd ： 設計圧力 【485.625kPa[abs]】
Pa ： 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】
Rt ： 事故時の気体定数 ※2 【523.7J/Kg･K】
Rd ： 空気の気体定数 【287J/Kg･K】
Tt ： 事故時の格納容器内温度 【473.15K】
Td ： 設計格納容器内温度 【293.15K】

○ＧＥの評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%/日$$

L ： 事故時の格納容器漏えい率
L0 ： 設計漏えい率（圧力 Pd に対して（ここでは 0.9Pd））　【0.5%/日】
Pt ： 事故時の格納容器内圧力 【954.325kPa[abs]】
Pd ： 設計圧力 【485.625kPa[abs]】
Pa ： 格納容器外の圧力 【101.325kPa[abs]】

※1 United States Atomic Energy Commission report ″reactor containment leakage testing and surveillance report USAEC technical safety guide Dec. 1996″

※2 事故時の気体定数は水素ガス(2.016)：窒素ガス(28.01)：水蒸気(18.02)のガス組成 34%：33%：33%より計算している。ＡＥＣの評価式は事故時の気体定数に依存し，水素ガス等のように気体定数が大きい気体の割合が大きい場合に漏えい率が高くなるため，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ガス発生量(約 1,000kg)を考慮して保守的に設定している。

３．無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(1) 無機よう素

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

漏えい率の設定に当たっては，図 21-1 のとおりＭＡＡＰ解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し，その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

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

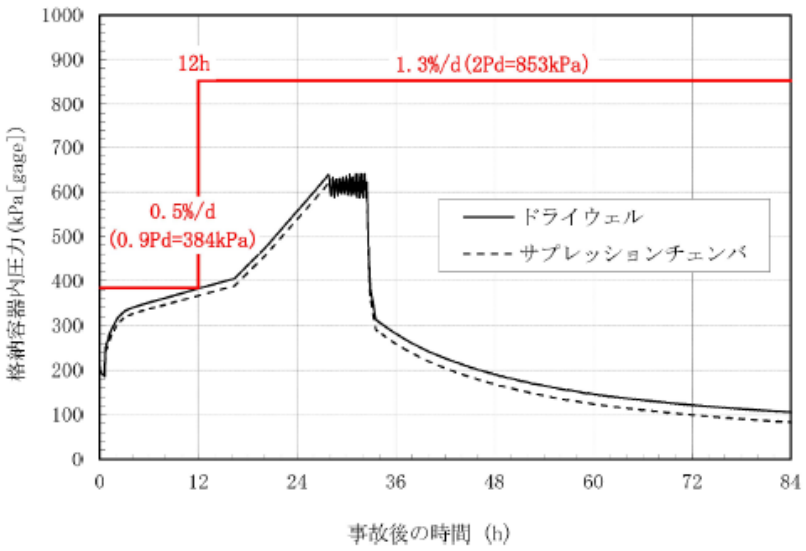


図 21-1　格納容器圧力と無機よう素漏えい率の時間変化

(2) 有機よう素

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

22　実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」※1に従い，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は，大気拡散評価で放出継続時間中の相対濃度を求めるために設定するものであり，被ばく評価においては，評価対象期間の放出率に相対濃度を乗じることにより大気拡散を考慮した放射性物質の地表空気中濃度の評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており，原子炉建物中心（地上０ｍ），非常用ガス処理系排気管（地上 110m）及び格納容器フィルタベント系排気管（地上 50m）のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を表 22－1 に示す。

原子炉建物中心からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度，格納容器フィルタベント系からの実効放出継続時間は 1 時間程度であり，非常用ガス処理系排気管からの放出の実効放出継続時間は 34 時間～36 時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速，風向などの気象データは，時間ごとのデータとして整理されており，実効放出継続時間として設定できる最小単位は 1 時間である。

また，実効放出継続時間を 2 時間以上で設定した場合，その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し，その期間の相対濃度の平均を単位時間当たりの相対濃度としている。なお，平均する期間に評価対象と異なる風向が含まれる場合は，当該時間の相対濃度を 0 として平均を計算する。このため，実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり相対濃度は小さい傾向となる。

このことから，中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建物中心及び格納容器フィルタベント系排気管からの放出における実効放出継続時間である 1 時間を適用し大気拡散評価を行った。

※1（気象指針解説抜粋）

（3）実効放出継続時間（T）は，想定事故の種類によって放出率に変化があるので，放出モードを考慮して適切に定めなければならないが，事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

表 22－1　実効放出継続時間の計算結果

	① 放出量(Bq)			② 最大放出率(Bq/h)			実効放出継続時間(h) (①÷②)		
	原子炉建物	SGT 排気管	フィルタベント	原子炉建物	SGT 排気管	フィルタベント	原子炉建物	SGT 排気管	フィルタベント
希ガス	1.3×10^{15}	2.2×10^{16}	5.1×10^{18}	1.0×10^{15}	6.3×10^{14}	3.6×10^{18}	約 1.3	約 34.3	約 1.4
希ガス以外	2.8×10^{14}	1.6×10^{15}	4.2×10^{15}	2.3×10^{14}	4.5×10^{13}	3.1×10^{15}	約 1.2	約 36.1	約 1.4

23　待避時間の設定根拠について

中央制御室では，フィルタベント実施時における放射性物質による運転員の被ばく低減のために中央制御室待避室に待避することとしており，中央制御室の居住性評価においては待避時間を 10 時間としている。

待避時間の設定については，運転員の実効線量が 100mSv/7 日間を超えないよう，余裕を考慮し，設備，運用等を整備している。また，継続的に作業可能な線量率として数 mSv/h となるよう，中央制御室の居住性評価においては，待避室外の空間線量率が数 mSv/h 以下になるまでは，待避室に待避することを想定して評価している。

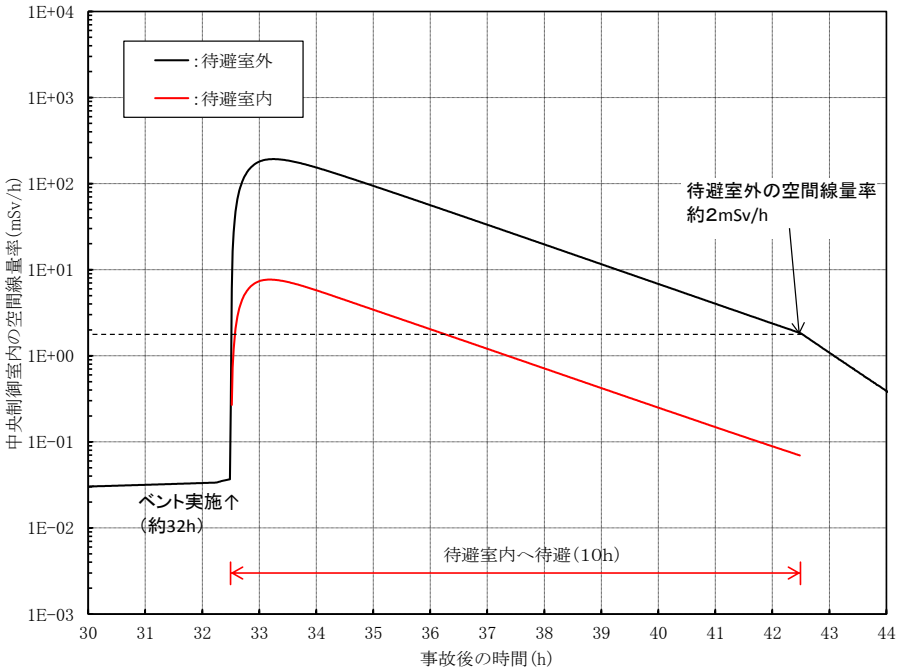


図 23-1　待避室内外の空間線量率

なお，実際には被ばく低減の観点から，さらに空間線量率が低減した段階で待避室から退出できるよう，加圧用空気ボンベの本数は 10 時間以上加圧ができる本数を設置することとしている。

24　プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて

島根２号炉では，炉心の著しい損傷発生後の中央制御室運転員の被ばくを低減するため，中央制御室換気系による中央制御室の正圧化を行う事としているが，格納容器ベント後の待避室に待避している期間の中央制御室換気系の運転モードについて検討を行い，同期間においては，中央制御室バウンダリを外気から隔離する系統隔離運転（以下,「再循環運転」という）を実施する運用とした。以下に，検討の経緯を示す。

１．プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードの変更について

令和２年６月３０日第８７０回審査会合以前においては,格納容器ベントに係るプルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて,加圧運転を継続する方針としていたが，当該会合における指摘事項を踏まえて再検討を行い，当該期間については再循環運転を行うように運用変更する。

２．方針の変更前の検討内容

方針の変更前の検討内容は以下のとおり。

2.1　プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードに関するケーススタディ

格納容器ベントに伴うプルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて,加圧運転から再循環運転への切替※を想定して空気流入率をパラメータにケーススタディを行い，加圧運転を継続するケースと比較した結果，表 24-1 に示すとおり，プルーム通過中に再循環運転とした場合，現実的な換気率の範囲においては，加圧運転を継続するケースより線量が増加する結果となった。

また,参考として加圧運転を継続する場合と同程度の線量となるときの空気流入率について評価した結果，0.06 回/h であり，空気流入率試験結果（約 0.1 回/h）を下回る結果となった。

※ 切替操作を考慮し，ベント開始 15 分前に切替を実施するものとして評価

表 24-1 各ケースにおけるベント時滞在班の被ばく線量
（室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく）

	プルーム通過中のＭＣＲ運転モード	換気率（回/ｈ）	ベント時滞在班 取込み被ばく線量(mSv)
加圧運転継続ケース	加圧運転	約１※2	約 22 （うち外部被ばく 約 21）
ケース１	再循環運転※1	0.5※3	約 26 （うち外部被ばく 約 25）
ケース２	再循環運転※1	0.1※4	約 29 （うち外部被ばく 約 28）
ケース３	再循環運転※1	0.06※5	約 22 （うち外部被ばく 約 21）

※１ ベント開始 15 分前からベント開始８時間後までの期間，再循環運転を実施するものとして評価。その他の期間は加圧運転継続ケースと同様

※２ 加圧運転における外気取込及び空気流出量（17,500m³/h）と中央制御室バウンダリ容積（17,150m³）から設定

※３ ＤＢＡ時の評価において空気流入率試験結果を踏まえ保守的に設定している空気流入率（ＳＡ時の評価において換気空調系が起動するまでの期間の空気流入率としても使用）

※４ 再循環運転時の空気流入率試験結果（約 0.082 回/h）より仮定した空気流入率

※５ 加圧運転継続ケースと同程度の結果となる空気流入率をパラメータスタディにより設定

2.2 プルーム通過時における中央制御室内の空間線量率

格納容器ベントに伴うプルーム通過時において，加圧運転を継続した場合と，再循環運転に切替えた場合における，中央制御室内（待避室外）の空間線量率について図 24-1 に示す。再循環運転時の空気流入率は表 24-1 で示した 0.5 回/h，0.1 回/h 及び 0.06 回/h についてそれぞれ示す。

図 24-1 のとおり，加圧運転を継続（換気率=約 1.0）した場合の空間線量率のピークと比較して，再循環運転を行った場合の線量率のピークは，換気率が小さいほどピークも低くなる。一方，各線量率の経時変化について傾きのパラメータとして，指数関数（EXP(-λt)）の指数λを比較すると，加圧運転を継続（換気率=約 1.0）した場合と比べて，空気流入率が小さいほど，減衰を示すパラメータλの値が小さくなる（線量率の低下が鈍くなる）ことが分かった。

これは，屋外のベントガス中の放射性物質の濃度が，ベント直後をピークに急激に下がるためであり，ベント後，制御室内の線量率は外気の取り込み（又は外気流入）の割合に応じて上昇し，おおむね１～２時間でピークを迎えた後は，外気の方が放射性物質濃度が低くなるため，より換気率の大きなケースにおいて制御室内の線量率の低下速度が速くなっていると考えられる。

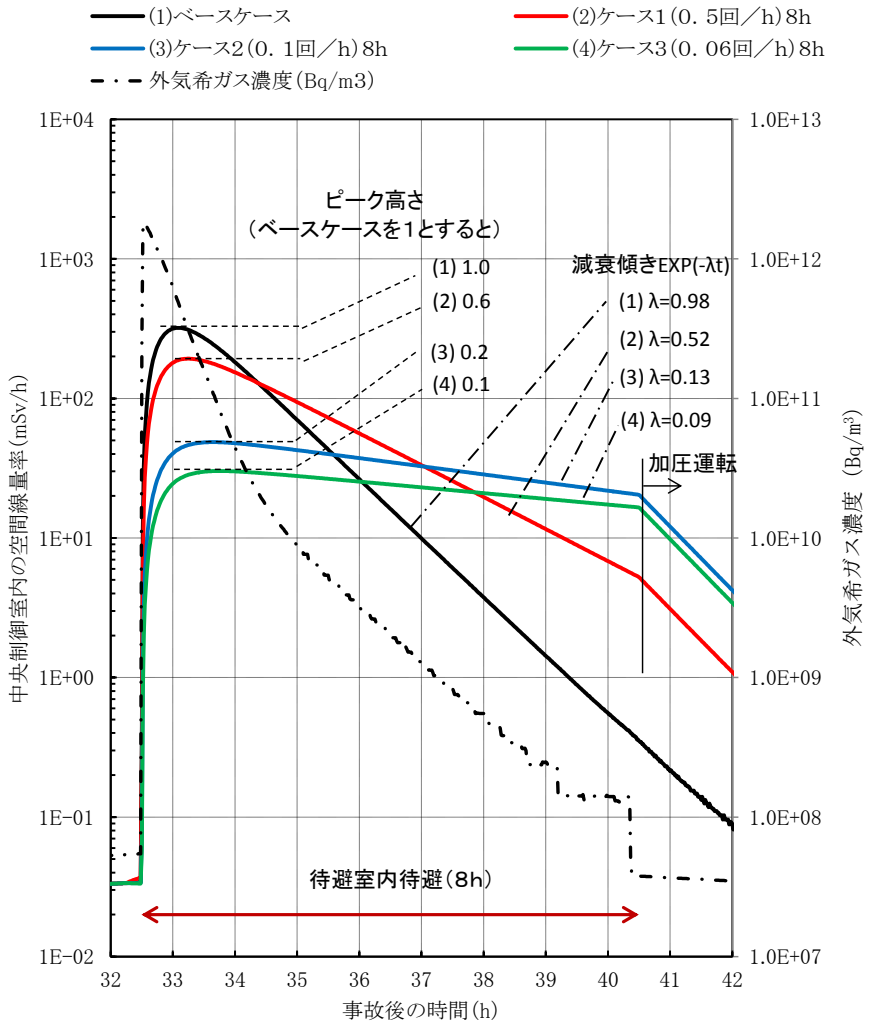


図 24-1　中央制御室内の空間線量率の推移

2.3 運転員の受ける線量率

プルーム通過中に加圧運転を継続する場合と，中央制御室待避室に待避している期間に再循環運転に切替を行う場合（ケース２）における制御室内に取込まれた希ガス等によって中央制御室運転員が受ける線量率について，図 24-2 に示す。なお，ケース２では，空気流入率試験の結果(0.082 回/h)を踏まえて設定した実力値に近い値として空気流入率 0.1 回/h を設定している。

図中青く塗った領域については，加圧運転を継続する場合に比べて，再循環運転に切り替えることによって，線量率が下がる期間を，赤く塗った領域は，逆に線量率が増加する期間を示している。

ケース２では，加圧運転を継続する場合と比べて，ベント直後の希ガス等の取り込みが少なくなることで，線量率のピークは低くなるものの，取り込まれた希ガス等の換気が十分に行われず，待避室からの退出後の中央制御室内の線量率が高止まりすることにより，取り込みの抑制による被ばくの低減分を換気不足による増加分が上回る結果となった。

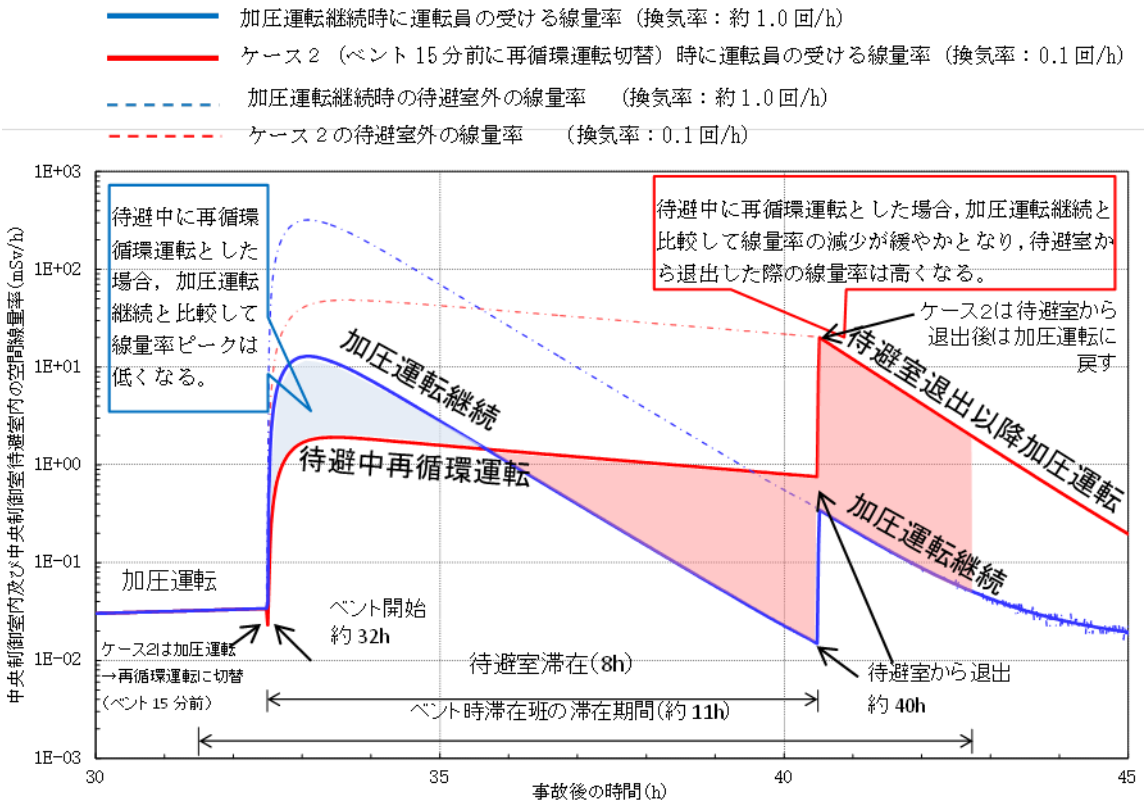


図 24-2　中央制御室内の空間線量率の推移

2.4 検討結果

プルーム通過中の中央制御室換気系の運転モードについて，空気流入率をパラメータにケーススタディを行った。その結果，空気流入率試験により確認した実態に近い空気流入率である 0.1 回/h を仮定した場合においても，実効線量は加圧運転を継続した場合に比べて増加した。

再循環運転において実効線量が増加する理由としては，再循環運転を行った場合の，希ガス等の取り込みが少なくなることによる低減分を，希ガスの排出が少なくなることによる増加分が上回ることによる。

３．現実に近い条件の下での評価

2.1～2.4 において検討を行った被ばく評価では，中央制御室内への放射性物質の取り込みに関して一部に非常に保守的な条件を設定していることから，中央制御室換気系運転モードの再循環運転と加圧運転について表 24-2 に示す現実に近い条件の下での評価を行い，再循環運転と加圧運転の評価結果の差について比較検討を行った。

表 24-2 中央制御室居住性評価　主要解析条件

	中央制御室換気系運転モード	ＳＧＴ起動までの原子炉建物原子炉棟換気率	ＳＧＴフィルタ除去性能	放出点と外気取入口の位置関係	インリーク評価地点
ＤＢ評価（第 26 条）	再循環運転	－	９９％	・ＳＧＴ排気管放出端（地上 110m）と外気取入口（地上 15m）を同じ高さ（地上 110m）に設定	中央制御室換気系外気取入口
ＳＡ評価（第 59 条）	加圧運転	無限大（全て外気放出）	考慮しない	・ＳＧＴ排気管放出端（地上 110m）と外気取入口（地上 15m）を同じ高さ（地上 110m）に設定 ・ＦＶ排気管放出端（地上 50m）と外気取入口（地上 15m）を同じ高さ（地上 50m）に設定	中央制御室換気系外気取入口（系統起動前）
現実に近い条件の評価	加圧運転 再循環運転	１回/d（SGT 起動時の設定と同じ）	９９％	・ＳＧＴ排気管放出端（地上 110m）と外気取入口（地上 15m）をそれぞれの高さに設定 ・ＦＶ排気管放出端（地上 50m）と外気取入口（地上 15m）をそれぞれの高さに設定	バウンダリ境界のうち放出点から最遠方 (※)

（※）建物内の中央制御室等へインリークする放射性物質の濃度は，外気の放射性物質濃度と比較してある程度低減されると考えられることから，現実に近い条件の評価の一例として，放出点から最遠方とした条件を設定。（放出点と評価点の位置関係については図 24-3 参照）

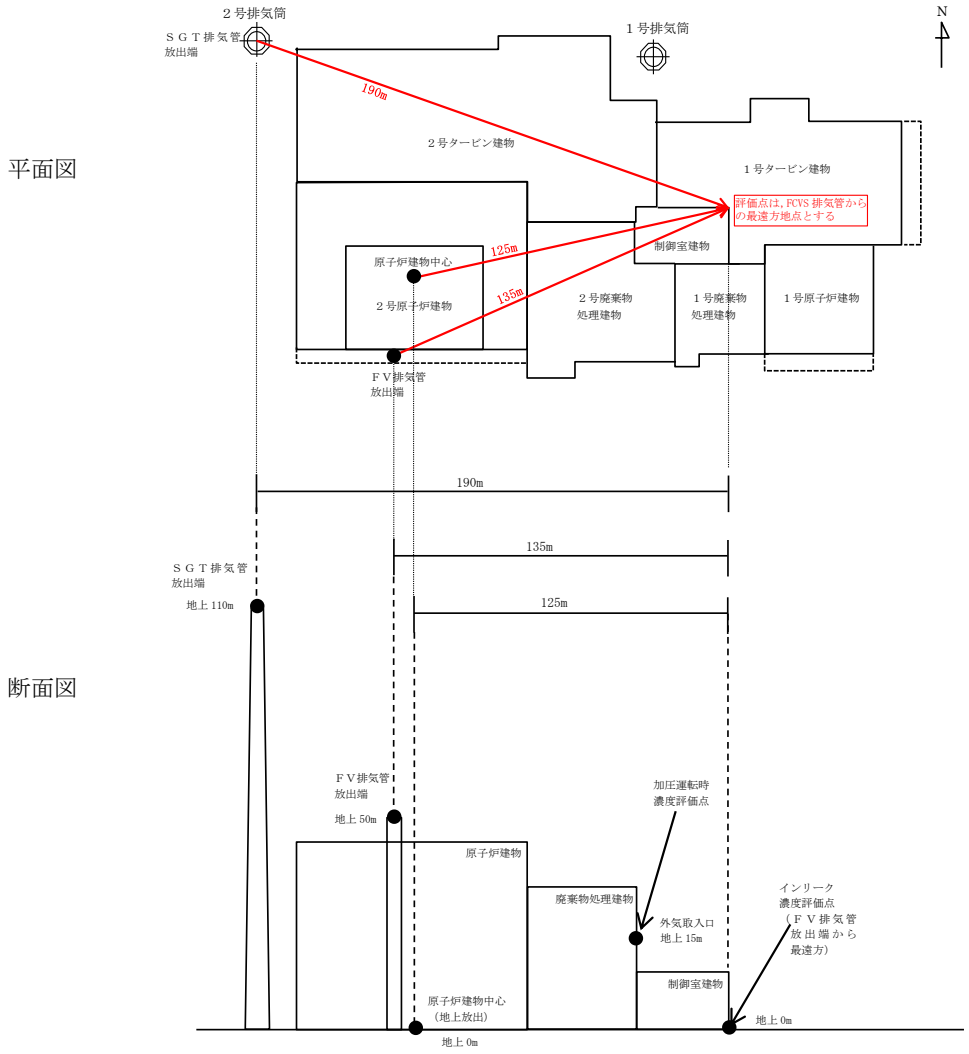


図 24-3　評価地点を放出源から再遠方地点とした場合の位置関係

3.1　格納容器フィルタベント系（ＦＣＶＳ）を使用して事象を収束する場合

希ガスの大規模な放出を伴う場合の中央制御室換気系運転モードの影響を確認するため，格納容器フィルタベント系を使用して事象を収束するケースを対象に，ＳＡ評価と現実に近い条件の評価において，加圧運転を継続する場合と中央制御室待避室に待避中に再循環運転に切替えた場合の中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく評価を行った。評価における中央制御室換気系の運転モードを図 24-4 に各運転モードで中央制御室での被ばくが最大となる班員の評価結果を図 24-5 に示す。

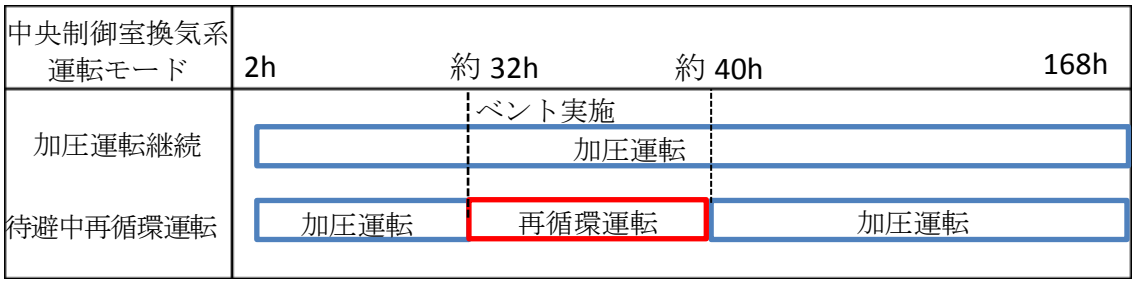


図 24-4　中央制御室換気系運転モード（ＦＣＶＳで収束）

図 24-5 のとおり，ＳＡ評価では，再循環運転に切り替える方が被ばくが多くなるが，現実に近い条件の評価の結果，再循環運転に切り替える方が被ばくが減少した。これは，加圧運転継続では希ガス濃度が比較的高い外気取込口から外気を取り込むため被ばくの減少が限定的であったのに対し，再循環運転では希ガス濃度が比較的低いバウンダリ境界のうち放出点から最遠方地点からのインリークを考慮したことにより被ばくが大きく減少したことによる。

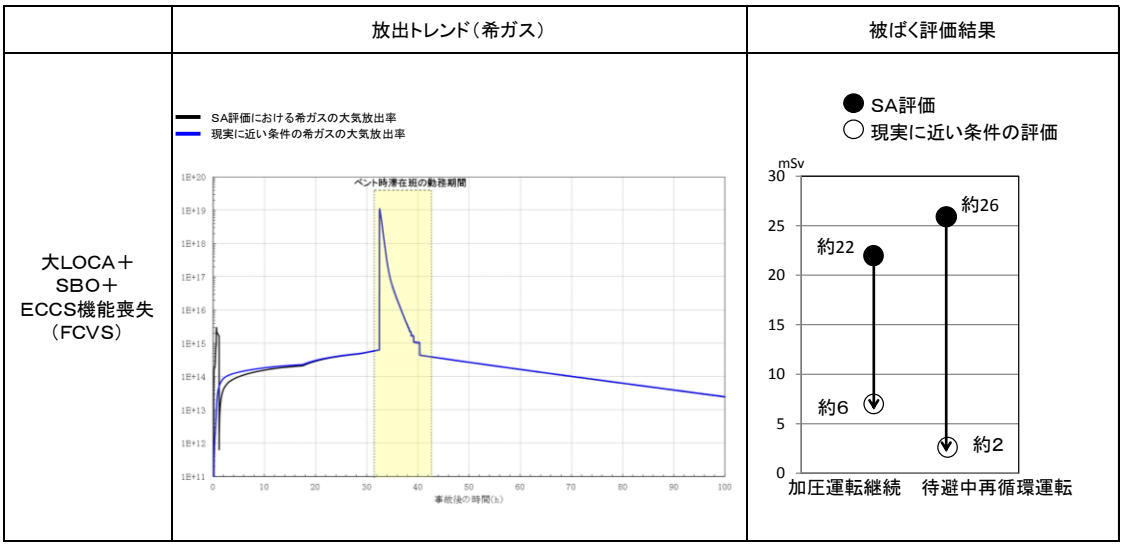


図 24-5　中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく（ＦＣＶＳを使用して事象を収束）

3.2　残留熱代替除去系（ＲＨＡＲ）を使用して事象を収束する場合

希ガスの大規模な放出が発生しない場合の運転モードの影響を確認するため，残留熱代替除去系を使用して事象を収束するケースを対象に，ＳＡ評価と現実に近い条件の評価において，加圧運転と再循環運転を行った場合の中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく評価を行った。評価における中央制御室換気系の運転モードを図 24-6 に，中央制御室での被ばくが最大となる班員 (※) の評価結果を図 24-7 に示す。

（※）ＳＡ評価の再循環運転時には，ＳＧＴからの放出率が高い期間が継続する約 72 時間から滞在する班の被ばくが多くなるが，現実に近い条件の評価ではＳＧＴ及び制御室換気系が起動前の事故直後に滞在する班の被ばくが多くなる。

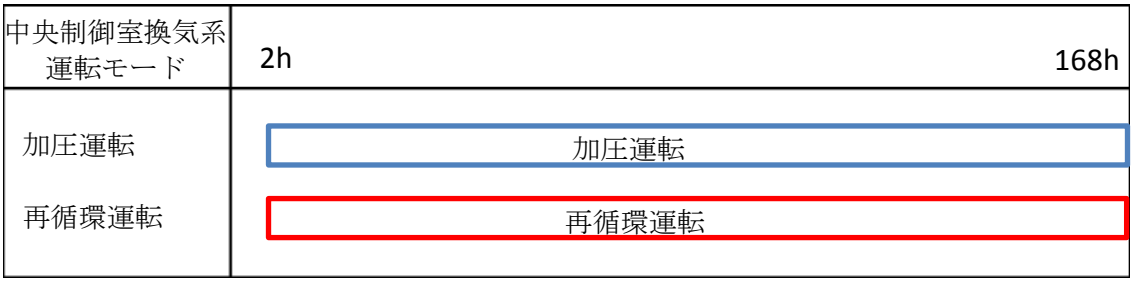


図 24-6　中央制御室換気系運転モード（ＲＨＡＲで収束）

図 24-7 のとおり，ＳＡ評価では，再循環運転の方が被ばくが多くなるが，現実に近い条件の評価の結果，加圧運転，再循環運転ともに 0.1mSv 以下となり，大きな差はなかった。これは，現実に近い条件の評価では，ＳＧＴ起動前の原子炉建物原子炉棟換気率，ＳＧＴ起動後のフィルタ除去性能及び排気管高さを考慮したことにより，加圧運転の外気取入口及び再循環運転のインリーク評価地点の放射性物質濃度がともに大きく低下したことによる。

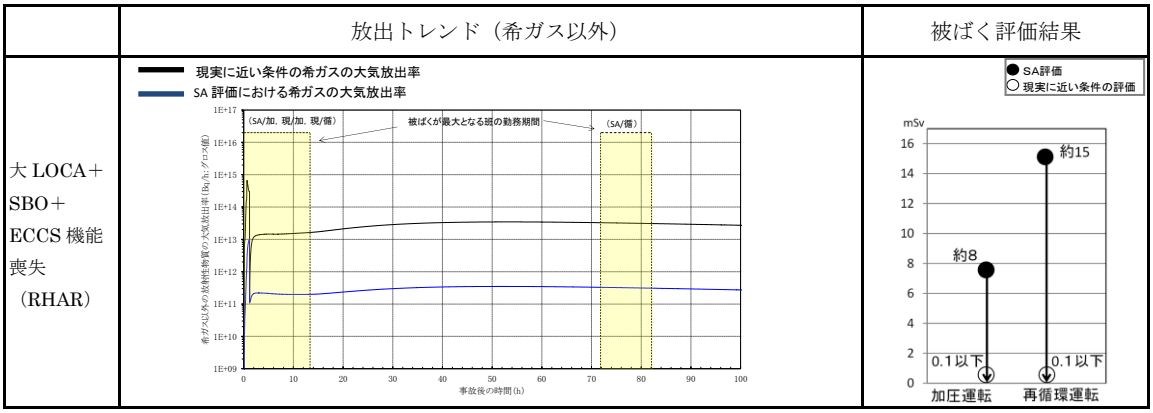


図 24-7　中央制御室内に取込まれた放射性物質による被ばく（ＲＨＡＲを使用して事象を収束）

3.3　中央制御室換気系運転モードの選択の考え方

格納容器フィルタベント系及び残留熱代替除去系使用時の評価結果を踏まえ，炉心損傷後は加圧運転を行うこととするが，フィルタベントを実施する場合には，加圧運転から再循環運転に切り替え，待避室を退出した後再び加圧運転を行うことに運転手順を変更する。中央制御室換気系運転モードの選択の考え方は以下のとおり。

- 現実に近い条件の評価の結果，加圧運転と再循環運転の差は小さくなるとともに，フィルタベント実施時には再循環運転が加圧運転の結果を下回っていることから，フィルタベント実施時に再循環運転に切替え，外気の取り込みを極力抑える。
- 待避室を退出後，再循環運転中に中央制御室バウンダリ内にインリークした放射性物質を早急に換気するため，加圧運転に再度切替える。

また，図 24-8 のとおり，加圧運転を継続する場合，待避室を退出した時点での線量率は約 0.4mSv/h であるが，再循環運転に切替える場合，８時間後に待避室を退出した時点での線量率は約５mSv/h となるため，待避室の待避時間を８時間から 10 時間に延長する。この結果，退出した時点での線量率は約２mSv/h に低減することから，運転員の被ばくは加圧運転を継続する場合と比較して約 0.4mSv 減少する。

なお，待避室の待避時間を８時間から 10 時間に変更するが，緊急時対策所での待避時間はもともと 10 時間であり，延長する期間には屋外作業を計画していないことから，影響はない。

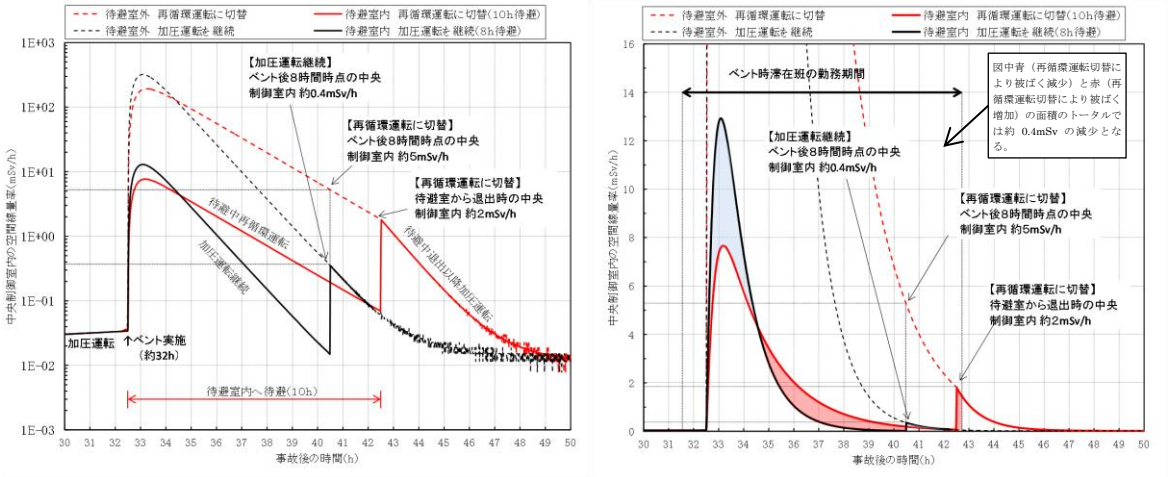


図 24-8　フィルタベント実施時の中央制御室内及び待避室内の線量率推移（対数グラフ及び線形グラフ）

3.4 7日間の被ばく評価結果（全被ばく経路合計）

フィルタベント実施時に再循環運転とし，待避室の滞在時間を10時間とした場合の7日間の被ばく評価結果(全被ばく経路合計)は表24-3に示すとおりであり，評価基準100mSvを満足している。

比較のため，加圧運転継続時の評価結果を表23-4に示す。

表24-3　各勤務サイクルでの被ばく線量
ベント実施時再循環運転（待避室滞在時間10時間）

（単位：mSv）

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約12	1直 約9		2直 約8	2直 約6			約35
B班		2直 **約34**	2直 約10				1直 約7	**約51**
C班	2直 約8				1直 約7	1直 約6		約22
D班			1直 約13	1直 約9		2直 約5	2直 約4	約32

表24-4　各勤務サイクルでの被ばく線量
ベント実施時 加圧運転（待避室滞在時間8時間）

（単位：mSv）

	1日	2日	3日	4日	5日	6日	7日	合計
A班	1直 約12	1直 約9		2直 約8	2直 約6			約35
B班		2直 **約34**	2直 約10				1直 約7	**約52**
C班	2直 約8				1直 約7	1直 約6		約22
D班			1直 約11	1直 約9		2直 約5	2直 約4	約30

（参考１）

中央制御室バウンダリと換気設備

島根２号炉の場合，中央制御室エンベロープ内に送風機やフィルタ等の中央制御室換気系設備を設置しているため，中央制御室エンベロープとそれ以外の換気設備による換気・空調される部屋との境界部分が中央制御室バウンダリとなる（バウンダリ概要図参照）。

中央制御室バウンダリは，主にコンクリート壁・床と，ダクトや扉から構成されており，貫通部としては配管やケーブルがあるが，これらについては定期的な点検を行うとともに，中央制御室空気流入率試験を実施することで，中央制御室換気系とあいまって要求される機能が維持されていることを確認する。

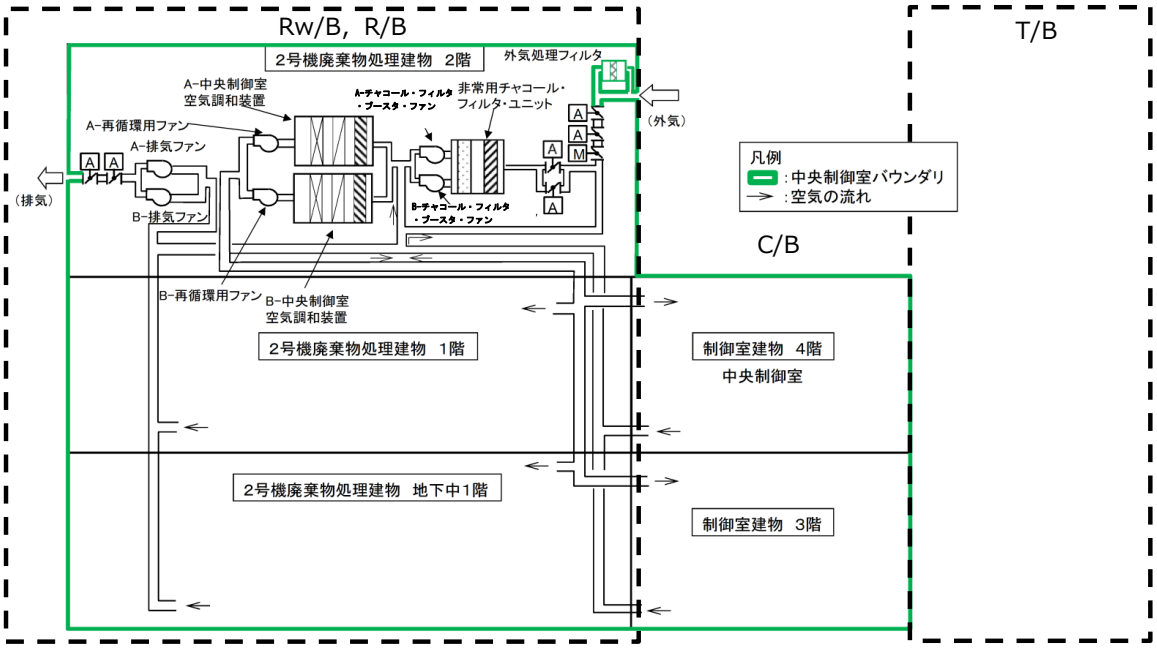


図１　中央制御室バウンダリ概要図

（参考２）

中央制御室内放射能濃度評価の方法

中央制御室内放射能濃度の評価モデルは図１のとおり。

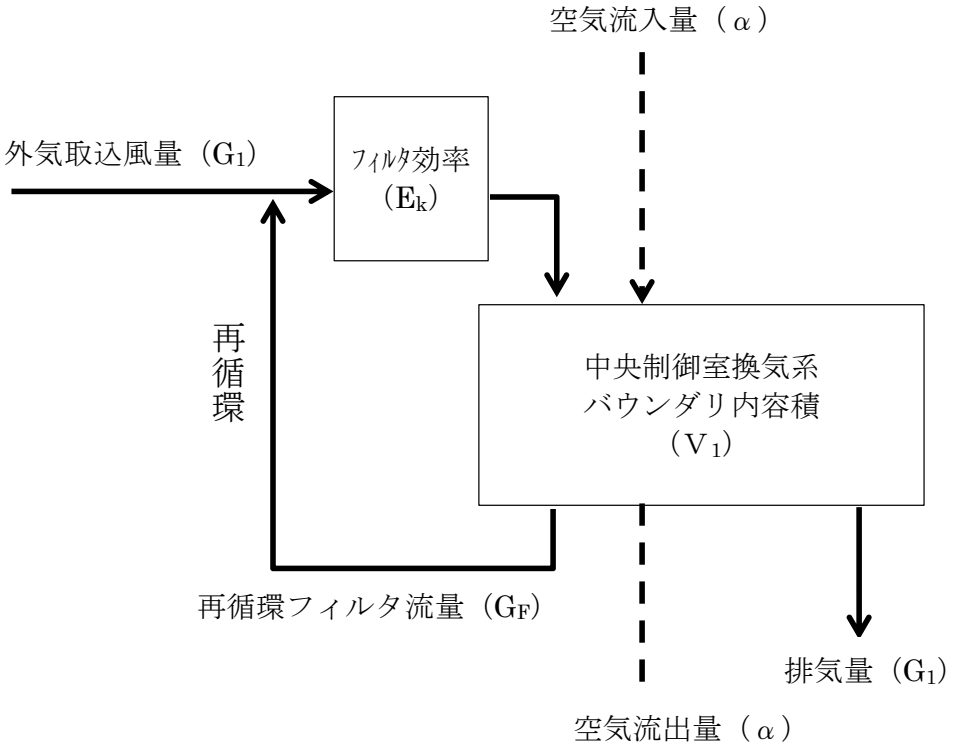


図１　中央制御室内放射能濃度評価モデル

中央制御室内の放射能濃度は，次式により評価する。

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + G_F \cdot \frac{E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} \cdot + \left(1 - \frac{E_k}{100}\right) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi/Q) \cdot q_k(t)$$

ここで,

$m_{1k}(t)$：時刻 t における核種 k の中央制御室内の放射能濃度$[Bq/m^3]$
$M_{1k}(t)$：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$[m^3]$
λ_k：核種 k の崩壊定数$[1/s]$
G_1：中央制御室換気系外気取込み風量$[m^3/s]$
G_F：再循環フィルタを通る流量$[m^3/s]$

E_k：中央制御室換気系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/m^3]
α：中央制御室バウンダリへの空気流入量[m^3/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/m^3]
$q_k(t)$：時刻 t における核種 k の放出率[Bq/s]

（参考３）

中央制御室待避室待避中における中央制御室換気系運転モード切替に関する検討

フィルタベント実施時に加圧運転から再循環運転に切り替えるとともに，待避時間を８時間から 10 時間に変更する。これにより，SA 評価及び現実的な条件での評価のいずれにおいても，合理的に被ばくを低減することができると考える。

また，フィルタベント実施時に加圧運転から再循環運転に切り替え，外気中の放射性物質濃度が低下するタイミングでの待避室からの遠隔操作やタイマーにより加圧運転へ再度切り替える運用について検討した結果，表１のとおり現実的でないと判断した。

表１　運転モード切替に関する検討内容

	実施内容	必要な設備対応	検討結果
待避室からの遠隔操作	待避室内に中央制御室外気取入調節弁操作盤を設置し，遠隔で全閉及び調整開操作を可能とする	①既設制御盤の改造 （操作権の切替スイッチ設置） ②ケーブル／電線管敷設 ③待避室内への制御盤の設置	・待避室は，運転員の待機及びパラメータ監視を行う事を前提としており，制御盤の設置はスペースが限られており困難。 ・設備対策による被ばく低減効果は，ＳＡ評価において数 mSv，現実的な条件においてはさらに小さくなることから，効果は限定的。
タイマーによる切り替え	タイマー設定後，予め設定した時間経過後に，中央制御室外気取入調節弁を予め設定した開度へ自動で調整開とする	①既設制御盤の改造 （タイマー設置） ②電動弁駆動部の改造 （中間開度への調整開を可能とするための改造）	・事象の不確定性により，タイマーの設定が困難。 ・設備対策による被ばく低減効果は，ＳＡ評価において数 mSv，現実的な条件においてはさらに小さくなることから，効果は限定的。

25　審査ガイドへの適合状況

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 （解釈より抜粋） 第７４条（原子炉制御室） １　第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ① 設置許可基準規則解釈第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④ 判断基準は、運転員の実効線量が７ 日間で100mSv を超えないこと。	１b）→ 審査ガイドどおり 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＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが，被ばく評価においては，残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し，格納容器フィルタベント系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。 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。 ③ 運転員の勤務形態（4 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。 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。

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
４．居住性に係る被ばく評価の標準評価手法	
４．１ 居住性に係る被ばく評価の手法及び範囲	４．１→審査ガイドどおり
① 居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。	最適評価手法を適用し，「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。
② 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。	実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。
③ 不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。	
（１）被ばく経路	
原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図１ に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図２ に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。	４．１（１）→審査ガイドどおり 中央制御室の居住性に係る被ばく経路は図１のとおり，①～⑧の経路に対して評価している。
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。	
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	４．１（１）①→審査ガイドどおり
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。	
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	原子炉建物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。
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	原子炉建物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。
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	４．１（１）②→審査ガイドどおり
大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	
一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン）	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物

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
二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）	によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばく（グランドシャイン）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物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。
③ 外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質による被ばく線量を、次の二つの被ばく経路を対象にして計算する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	４．１（１）③→審査ガイドどおり 中央制御室に取り込まれた放射性物質は，中央制御室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定して評価している。 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。
④ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での被ばく 原子炉建屋内の放射性物質から放射されるガンマ線による入退域での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。 一 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による外部被ばく 二 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく	４．１（１）④→審査ガイドどおり 原子炉建物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。 原子炉建物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。
⑤ 大気中へ放出された放射性物質による入退域での被ばく 大気中へ放出された放射性物質による被ばく線量を、次の三つの経路を対象に計算する。 一 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャイン） 二 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン） 三 放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	４．１（１）⑤→審査ガイドどおり 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。 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（グランドシャイン）を評価している。 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。

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
（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図３ に示す。 a.　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。 ・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、放射性物質の大気中への放出割合が東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等と仮定した事故に対して、放射性物質の大気中への放出割合及び炉心内蔵量から大気中への放射性物質放出量を計算する。 また、放射性物質の原子炉格納容器内への放出割合及び炉心内蔵量から原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。 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。 d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。 ・上記ｃ の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカ	４．１（２）→ 審査ガイドどおり 中央制御室居住性に係る被ばくは図３の手順に基づいて評価している。 ４．１（２）ａ．→ 審査ガイドどおり 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「冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」を選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に残留熱代替除去系により事象を収束するが，被ばく評価においては，残留熱代替除去系による格納容器除熱に失敗し，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する場合について想定した。原子炉格納容器から格納容器フィルタベント系への流入量，及び，原子炉格納容器から原子炉建物への漏えい量を，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。 ４．１（２）b. →審査ガイドどおり 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，島根原子力発電所敷地内において観測した 2009 年１月～2009 年 12 月の１年間における気象データを使用している。 ４．１（２）c. →審査ガイドどおり 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物内の線源強度を計算している。 ４．１（２）d. →審査ガイドどおり 前項ｃの結果を用いて，原子炉建物内の放射性物質からのガンマ線による被ば

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
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。 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。	く線量を計算している。 前項ａ及びｂの結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 前項ａ及びｂの結果を用いて，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。 ４．１（２）e．→審査ガイドどおり 前項ｄで計算した線量の合計値が，「判断基準は、運転員の実効線量が７日間で100mSvを超えないこと」を満足していることを確認している。
４．２ 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 （１）沈着・除去等 a．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。 b．空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）	４．２（１）a．→審査ガイドどおり 高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタの除去効率は，設計値を基に設定している。 フィルタ効率の設定に際しては，よう素類の性状を適切に考慮している。 ４．２（１）b．→審査ガイドどおり 中央制御室内を正圧化している間は，フィルタを介さない空気の流入は考慮しない。 中央制御室内を正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。
（２）大気拡散 a．放射性物質の大気拡散 ・放射性物質の空気中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。 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。	４．２（２）a．→審査ガイドどおり 放射性物質の空気中濃度は，ガウスプルームモデルを適用して計算している。 島根原子力発電所敷地内で観測した2009年1月から2009年12月の１年間の気象資料を大気拡散式に用いている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
・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。	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。
・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。	放出点(格納容器フィルタベント系排気口)から近距離の建物(原子炉建物)の影響を受けるため，建物による巻き込みを考慮し，建物の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。
・原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる場合の条件については、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。	一～三のすべての条件に該当するため，建物による巻き込みを考慮して評価している。
一 放出点の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合	各放出点の高さは建物の高さの 2.5 倍に満たない。
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	各放出点の位置は図 4 の領域 An の中にある。
三 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合 上記の三つの条件のうちの一つでも該当しない場合には、建屋の影響はないものとして大気拡散評価を行うものとする（参4）。	評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建物（原子炉建物）の風下側にある。
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。	建物による巻き込みを考慮し，図 5 に示されたように，建物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。
・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。	放射性物質の大気拡散については，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。
b. 建屋による巻き込みの評価条件	４．２（２）b. →審査ガイドどおり
・巻き込みを生じる代表建屋	
1）原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。	建物巻き込みによる拡散を考慮している。
2）巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補	巻き込みの影響が最も大きい建物として，原子炉建物中心放出時及び格納容

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
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。	器フィルタベント系排気管は原子炉建物，非常用ガス処理系放出時はタービン建物を代表建物としている。
・放射性物質濃度の評価点 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内には、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面から放射性物質が侵入するとする。	
i）事故時に外気取入を行う場合は、主に給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入 ii）事故時に外気の取入れを遮断する場合は、室内への直接流入	中央制御室は，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン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。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，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。 また，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンにより中央制御室を正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換気系給気口を選定し，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。
2）建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。	建屋による巻き込みの影響を考慮している。
i）評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii）評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	中央制御室は，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン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。外気取入時の放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，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。 また，チャコール・フィルタ・ブースタ・ファンにより中央制御室を正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換気系給気口を選定し，保守的に放出点

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
	と同じ高さにおける濃度を評価している。
3）代表面における評価点 i）建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。	評価点は中央制御室換気系給気口としている。 放射性物質濃度の評価点としては中央制御室換気系給気口を選定し，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。
ii）代表評価面を、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の屋上面とすることは適切な選定である。また、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が屋上面から離れている場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の側面を代表評価面として、それに対応する高さでの濃度を対で適用することも適切である。	
iii）屋上面を代表面とする場合は、評価点として原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を選定し、対応する風下距離から拡散パラメータを算出してもよい。 また$\sigma_y=0$ 及び$\sigma_z=0$ として、σ_{y0}、σ_{z0} の値を適用してもよい。	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。
・着目方位 1）原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく、図５ に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 評価対象とする方位は、放出された放射性物質が建屋の影響を受けて拡散すること及び建屋の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届くことの両方に該当する方位とする。 具体的には、全 16 方位について以下の三つの条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。	建物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，建物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。
ｉ）放出点が評価点の風上にあること	放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。

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
ⅱ）放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m_1の選定には、図6 のような方法を用いることができる。図6 の対象となる二つの風向の方位の範囲m_{1A}、m_{1B}のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図6 のハッチング部分)の内部にある場合は、風向の方位m_1は放出点が評価点の風上となる180°が対象となる。	放出点から放出された放射性物質が，建物の風下側に巻き込まれ評価点に達する複数の方位を対象としている。ただし，放出点が 0.5L の拡散領域の内部にある場合は，放出点が評価点の風上となる 180°を対象としている。
ⅲ）建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。この条件に該当する風向の方位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。 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。	図 7 に示す方法により，建物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。
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。	「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。
2）具体的には、図9 のとおり、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋表面において定めた評価点から、原子炉施設の代表建屋の水平断面を見込む範囲にあるすべての方位を定める。 幾何学的に建屋群を見込む範囲に対して、気象評価上の方位とのずれによって、評価すべき方位の数が増加することが考えられるが、この場合、幾何学的な見込み範囲に相当する適切な見込み方位の設定を行ってもよい。	
・建屋投影面積	
1）図 10 に示すとおり、風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。	原子炉建物又はタービン建物の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。
2）建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。	原子炉建物中心放出時及び格納容器フィルタベント系排気管放出時の着目方位については原子炉建物，非常用ガス処理系排気管放出時の着目方位についてはタービン建物の最小投影面積を用いている。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	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
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。	原子炉建物又はタービン建物の地表面から上側の投影面積を用いている。
c．相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。	４．２（２）c．→審査ガイドどおり 相対濃度は，毎時刻の気象項目（風向，風速，大気安定度）及び実効放出継続時間を基に，原子炉建物放出及び格納容器フィルタベント系排気管放出の場合は短時間放出の式を適用し，非常用ガス処理系排気管放出の場合は長時間放出の式を適用し，評価している。
・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線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。 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。
・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。	相対濃度及び相対線量の詳細は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。
d．地表面への沈着 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	４．２（２）d．→審査ガイドどおり 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。 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。
e．原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の放射性物質濃度 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 一 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り入れること（外気取入） 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）	４．２（２）e．→審査ガイドどおり 中央制御室は外気の取入れにより正圧化し，室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正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。
・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、	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

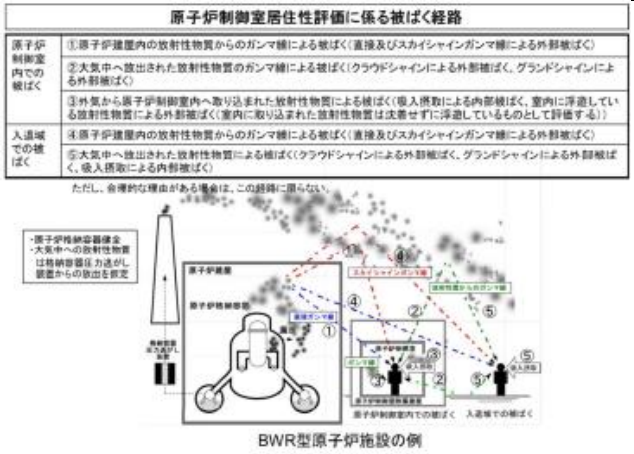
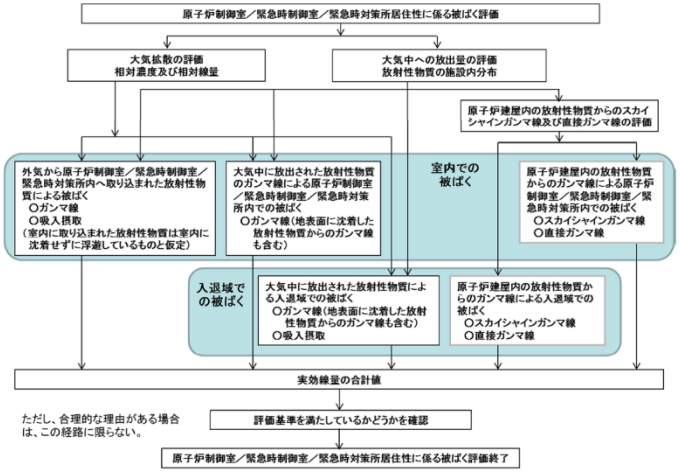
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	せず浮遊しているものと仮定している。
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／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。	中央制御室は外気の取り入れにより正圧化し，室内への直接流入を遮断できるとして評価している。中央制御室を正圧化していない間は，室内へ直接流入するとして評価している。 直接流入量の評価に当たっては，空気流入率及びバウンダリ容積を用いて計算している。
（３）線量評価 a. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（クラウドシャイン）	４．２（３）a. →審査ガイドどおり
・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	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物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。
・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。	中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。
b. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン）	４．２（３）b. →審査ガイドどおり
・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	中央制御室におけるグラ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物によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。
・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。	中央制御室内の運転員については建物による遮蔽効果を考慮している。
c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく	４．２（３）c. →審査ガイドどおり
・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放	中央制御室における内部被ばく線量については，空気中濃度，呼吸率及び内

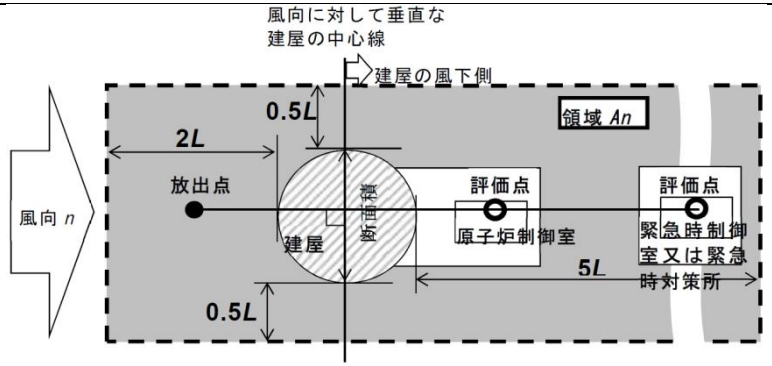
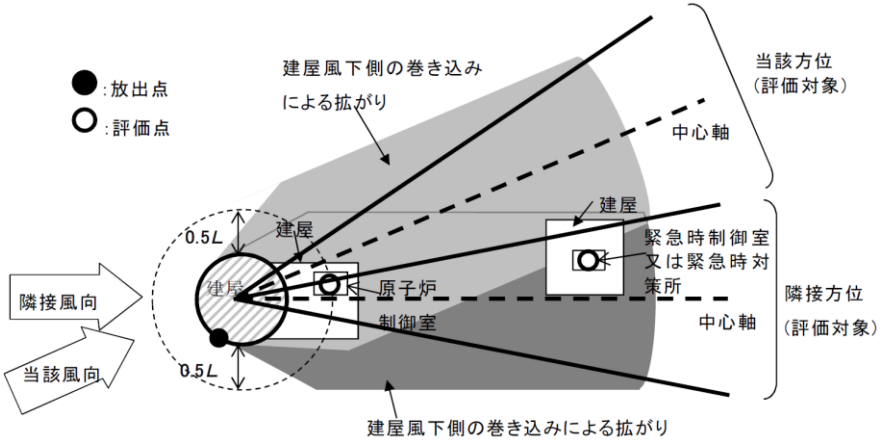
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内でマスク着用を考慮する。その場合は、マスク着用を考慮しない場合の評価結果も提出を求める。	部被ばく換算係数から計算している。 中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。 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。
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 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、c 項の内部被ばく同様、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	４．２（３）d. →審査ガイドどおり 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，空気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。 中央制御室では室内での放射性物質は沈着せずに浮遊しているものと仮定している。
e.　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（クラウドシャイン） ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	４．２（３）e. →審査ガイドどおり 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。
f. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく（グランドシャイン） ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。	４．２（３）f. →審査ガイドどおり 入退域でのグランドシャイン線量については，地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。
g. 放射性物質の吸入摂取による入退域での内部被ばく ・放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、入退域での空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・入退域での放射線防護による被ばく低減効果を考慮してもよい。	４．２（３）g. →審査ガイドどおり 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。 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。
h. 被ばく線量の重ね合わせ	４．２（３）h.→審査ガイドどおり

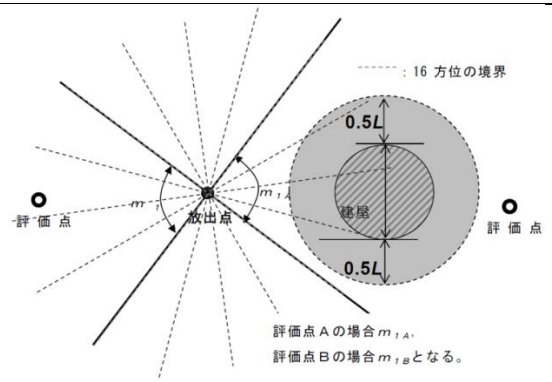
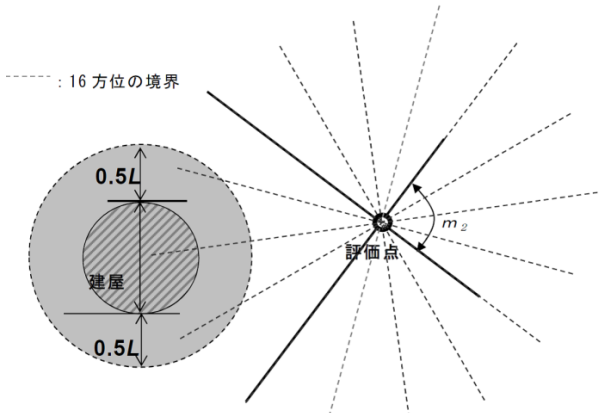
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。	複数の原子炉施設の設置変更許可申請を実施していない為考慮しない。
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	
（１）ソースターム	４．３（１）→審査ガイドの趣旨に基づき設定
a．原子炉格納容器内への放出割合	４．３（１）a．→審査ガイドどおり
・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。	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。
・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及びLa 類を考慮する。	希ガス類，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。
・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。	よう素の性状については，Ｒ．Ｇ．1.195 を参照している。
b．原子炉格納容器内への放出率	４．３（１）b．→審査ガイドどおり
・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。	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。
（２）非常用電源	４．３（２）→審査ガイドどおり
非常用電源の作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 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。	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。
（３）沈着・除去等	
a．非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）	４．３（３）a．→審査ガイドどおり
非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）の作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	非常用ガス処理系の作動時間については，事故発生から 70 分後（非常用ガス処理系排気ファン起動 60 分+非常用ガス処理系排気ファン起動から原子炉建物負圧達成時間 10 分）として評価している。
b．非常用ガス処理系（BWR）又はアニュラス空気浄化設備（PWR）フィルタ効率	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。

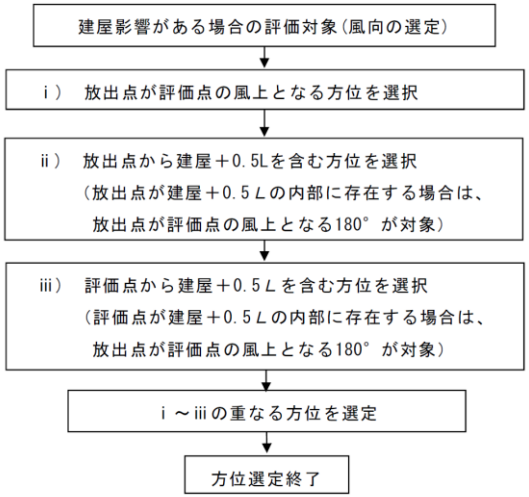
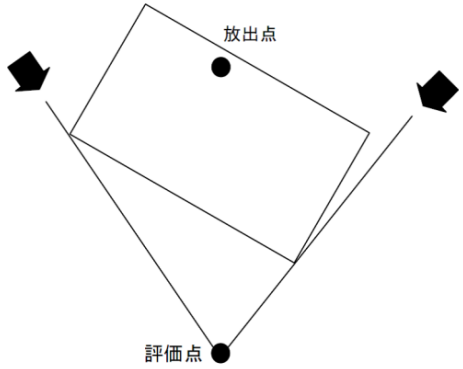
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	
c．原子炉格納容器スプレイ 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。	４．３（３）c．→審査ガイドどおり 格納容器スプレイの作動については，4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定している。
d．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。	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沈着による除去係数は，ＣＳＥ実験に基づき，9.0×10^{-4}[1/s]（上限ＤＦ＝200）と設定している。 無機よう素のサプレッション・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５と設定している。
e．原子炉格納容器漏えい率 原子炉格納容器漏えい率は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。	４．３（３）e．→審査ガイドどおり ４．１（２）a で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。
f．原子炉制御室の非常用換気空調設備 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。	４．３（３）f．→審査ガイドどおり 中央制御室換気系の起動時間については，全交流動力電源喪失を想定した遅れを２時間として評価した。
（４）大気拡散 a．放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1（2）a 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。	４．３（４）a．→審査ガイドどおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は，４．１（２）a.で選定した事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原子炉建物中心放出時又は格納容器フィルタベント系排気管放出時の場合を 1 時間，非常用ガス処理系排気管放出時の場合を 30 時間としている。
b．放出源高さ 放出源高さは、4.1（2）a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。	４．３（４）b．→審査ガイドの趣旨に基づき設定 放出源高さは，放出源ごとに設定している。 放出エネルギーによる影響は考慮していない。
（５）線量評価	

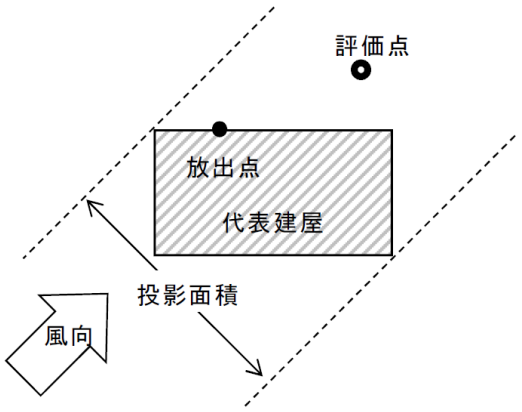
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性に係る被ばく評価の審査ガイドへの適合状況
a. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定する。この原子炉建屋内の放射性物質をスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源とする。 ・原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。 ・原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。 b. 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記ａ と同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記ａ と同様の条件で計算する。	４．３（５）a. →審査ガイドどおり 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物内に放出された放射性物質を設定し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 原子炉建物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。 原子炉建物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，原子炉建物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。 ４．３（５）b. →審査ガイドどおり 原子炉建物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。

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
 BWR型原子炉施設の例 図１　原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路  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１→審査ガイドどおり 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 5 建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	図４→審査ガイドどおり 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

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 8　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順  図 9　評価対象方位の設定	図８→審査ガイドどおり 図９→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 10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方	図 10　審査ガイドどおり

59-12

非常用ガス処理系に流入する水素濃度について

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「ＳＧＴ」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）から原子炉建物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から原子炉建物への漏えい量W_{pcv}[m^3/s]を評価する。

$$W_{pcv} = \Theta_{2F} \times V_{pcv} \frac{\gamma}{100 \cdot 24} \frac{P_{pcv}}{T_{pcv}} \frac{T_{sgt}}{P_{sgt}}$$

・ＳＧＴ起動前は，ＰＣＶから漏えいしたガスは全て原子炉建物２階にとどまるものと仮定し，次式により原子炉建物２階の水素濃度α_{h_rb}[%]を評価する。

$$\alpha_{h_2F} = \Theta_{2F} \times \alpha_{h_pcv} \frac{\frac{P_{pcv}V_{pcv}}{T_{pcv}}}{\frac{P_{2F}V_{2F}}{T_{2F}}} \frac{\gamma}{100 \cdot 24} \cdot X$$

・ＳＧＴ起動後は，ＰＣＶから原子炉建物に漏えいした気体は全て直接ＳＧＴに流入するものとし，ＳＧＴの吸込流量が合計で4,400㎥/h（定格流量）となるように原子炉建物２階からの流入量を設定する。ＰＣＶ内と原子炉建物２階内の水素濃度から，次式によりＳＧＴに流入する水素濃度α_{h_sgt}[%]を評価する。

$$\alpha_{h_sgt} = \frac{W_{pcv} \cdot \alpha_{h_PCV} + (W_{sgt} - W_{pcv}) \cdot \alpha_{h_2F}}{W_{sgt}}$$

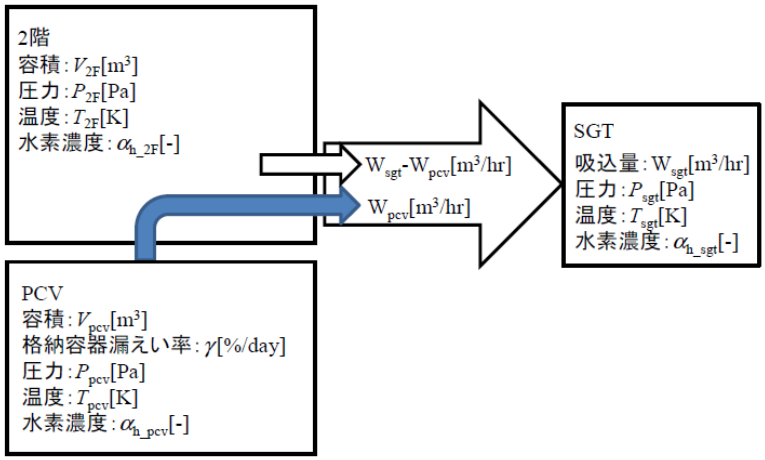


図 59-12-1 評価モデル

表 59－12－1　評価に用いた条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
逃がし安全弁搬出ハッチの周長割合	Θ_{2F}	[redacted]	－	－
ＰＣＶ容積	V_{pcv}	12,600	m^3	設計値
ＰＣＶ内圧力	P_{pcv}	954.504	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	1.3	%/day	上記の圧力・温度に基づく漏えい率に余裕をみた値
原子炉建物２階体積	V_{rb}	3,902.7	m^3	低減率 0.85 として算出した容積
原子炉建物２階圧力	P_{rb}	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建物２階温度	T_{rb}	339.15	K	重大事故等時に想定している温度
ＰＣＶ内水素濃度	α_{h_pcv}	17	%	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 1,000kg)
ＳＧＴ吸込流量	W_{sgt}	4,400	m^3/h	設計値（定格流量）
ＳＧＴ内圧力	P_{sgt}	101.325	kPa[abs]	大気圧
ＳＧＴ内温度	T_{sgt}	339.15	K	原子炉建物２階空気を吸い込むため同温を想定
ＳＧＴ起動時刻	X	1	h	想定起動時刻

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

３．評価結果

ＳＧＴ起動前はＰＣＶからの漏えいにより原子炉建物２階の水素濃度が上昇するが，ＳＧＴ起動直前における２階の水素濃度は0.02%程度となった。その値をもとにＳＧＴに流入する水素濃度を評価した結果，約0.03%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)　ＳＧＴ起動時刻

ＳＧＴ起動時刻の感度評価として，70分後に起動した場合を想定する。ＳＧＴ起動時刻はＳＧＴ起動前までに原子炉建物２階に溜まる水素量に影響するが，70分に後ろ倒しした場合でも原子炉建物２階のＳＧＴ吸込口に流入する水素濃度は0.04%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2,500kg)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2,500kg/1,000kg=2.5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469kg)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2,969kg/1,000kg≒３倍となる。その他の条件は同一と仮定し，ＳＧＴ起動時点の原子炉建物２階の水素濃度は小さいことを踏まえると，ＳＧＴに流入する水素濃度はベースケースと比べて３倍となり，0.03×３=約0.09%となる。

(3)　蒸気濃度

蒸気濃度の感度評価として，原子炉建物２階の湿度が100%の状況を想定すると，原子炉建物２階の温度が66℃，湿度100％の時の蒸気濃度は約26%となる。ＳＧＴ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/(1-0.26)=1.36倍となり，0.03×1.36=約0.041%となる。

(4)　ＳＧＴ吸込流量

ＳＧＴ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，ＳＧＴ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，0.03×1.1=約0.033%となる。

(5)　ＰＣＶ漏えい率

ＰＣＶ漏えい率の感度解析として，２倍（2.6%/day）となった場合を想定すると，ＳＧＴ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，0.03×２=約0.06%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。さらに，(2)～(5)の結果と組み合わせたとしても，0.03%×3×1.36×1.1×2=約0.27%となり，水素濃度が４％を下回るため，燃焼に至らないことを確認した。

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

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，原子炉建物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る。

① 非常用ガス処理系は，排気ファン，前置ガス処理装置，後置ガス処理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気ファン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，原子炉建物内の水素を含む気体を排出し，原子炉建物内の水素濃度を可燃限界未満とすることで，原子炉建物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物への漏えい率を 1.3%/day とし,原子炉建物内の静的触媒式水素処理装置（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物内の水素濃度を評価した結果，水素濃度は 0.02vol%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 60 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物への漏えい率を 1.3%/day とし,原子炉建物内の静的触媒式水素処理装置（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物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 0.03vol%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，原子炉建物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，原子炉建物内の水素濃度が，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

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置について

1.ブローアウトパネルに係る設計方針

(1)　ブローアウトパネル閉止装置

中央制御室の居住性確保のために原子炉建物原子炉棟の気密バウンダリを形成する必要がある場合，原子炉建物原子炉棟内に設置する各開口部に対応するブローアウトパネル閉止装置を速やかに閉止し，原子炉建物の気密性が確保できる設計とする。

気密性の高いＪＩＳ等級（Ａ４等級）の気密性を有するダンパを用いることで，閉止時には原子炉建物原子炉棟の負圧を確保する。また，遠隔及び手動による閉止機能を設置することにより，万一，電源がない状態でも閉止機能を維持する設計とする。なお，閉止機能は，以下のとおりである。詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

・遠隔閉止：電動駆動方式（ＳＡ電源負荷）

・手動閉止：駆動部に設置するハンドルを操作することで閉止

ブローアウトパネル閉止装置の概要図を図59－14－1に示す。

※1　Ａ４等級：ＪＩＳ Ａ1561に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの

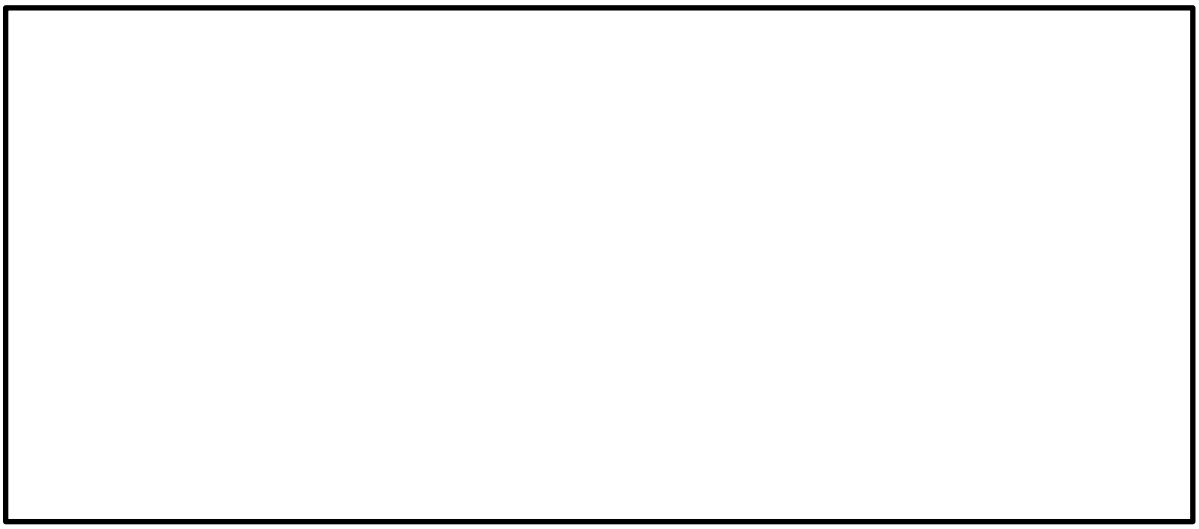


図 59－14－1　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル　概要図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2)　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示

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

ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示の概要を図59－14－2に示す。



図59－14－2　ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示　概要図

【参考】原子炉建屋気密性確保の成立性について

ブローアウトパネル閉止装置には，ＪＩＳ Ａ1516「建具の気密性試験方法」の気密性等級線Ａ４等級を満足するダンパを設置することにより，原子炉建物原子炉棟の気密性を確保する。なお，以下に示すように，Ａ４等級を満足するダンパの許容漏えい量と非常用ガス処理系の排気容量から，原子炉建物原子炉棟気密性が確保できることを以下に確認した。なお，詳細は，今後の詳細設計にて決定する。

- ◆ 設計上の気密要求である圧力差 63Pa［gage］において，Ａ４等級ドア1m^2当たりの通気量は，12.6m^3/h
- ◆ ブローアウトパネル閉止装置の開口面積合計は，約32m^2
- ◆ ブローアウトパネルが全て開放し，当該パネル全てを再閉止した後の1h当たりの通気量は，約403.2m^3/h
- ◆ ＳＧＴの排風機の容量は，4,400m^3/hであり，上記の通気量を大きく上まわる。（十分に負圧達成が可能）

気密等級線図（Ａ４等級）を図59－14－3に示す。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

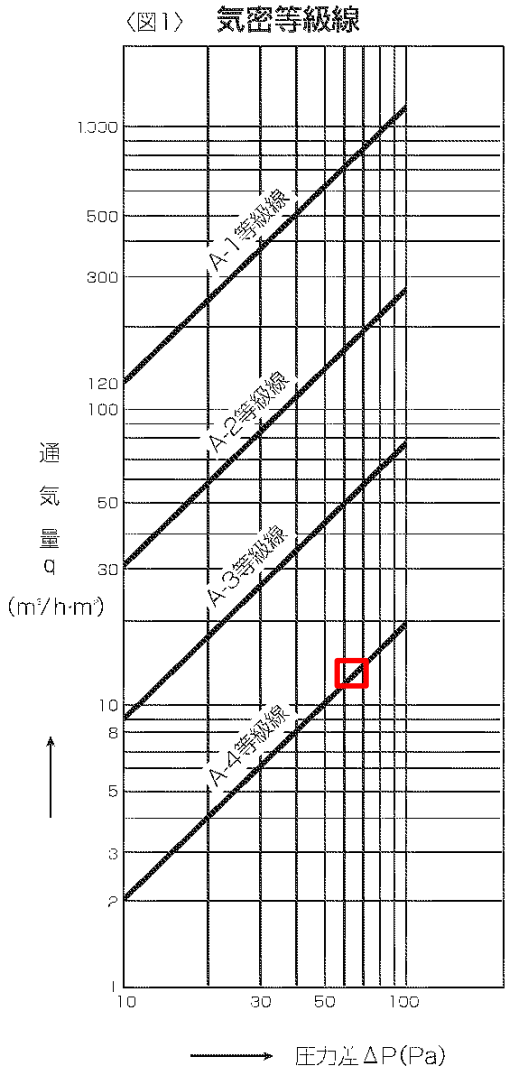


図 59－14－3　気密等級線図（Ａ４等級）

２．ブローアウトパネル関連設備の要求機能について

（１）ブローアウトパネル関連設備の要求機能について

ブローアウトパネル関連設備（原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下,「オペフロＢＯＰ」という。），主蒸気管トンネル室ブローアウトパネル（以下,「ＭＳトンネル室ＢＯＰ」という。），原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置（以下,「オペフロＢＯＰ閉止装置」という。）について，要求事項を整理する。

（２）オペフロＢＯＰの要求事項

ａ．開放機能

オペフロＢＯＰは，主蒸気配管破断(以下,「ＭＳＬＢＡ」という。）を想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建物及び原子炉格納容器等を防護するため，放出蒸気を建物外に放出することを目的に設置されている。このため，オペフロＢＯＰには，建物の内外差圧により自動的に開放する機能が必要である。

設計基準対象施設であるオペフロＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより開放機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。また，設計竜巻により開放機能を損なわないようにする必要があるが，設計竜巻は，その発生頻度が非常に小さく，設計基準事故との重畳は，判断基準の目安となる 10^{-7}回/年を下回り十分小さいこと，プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しないことから，安全上支障のない期間に補修が可能な設計とすることで安全機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備であるオペフロＢＯＰは，格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）（以下,「ＩＳＬＯＣＡ」という。）の発生を想定した場合の発生箇所を隔離するための操作等の活動ができるよう，所定の時間内に原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるため，確実に開放する必要がある。

ＩＳＬＯＣＡ発生時においては，原子炉格納容器外かつ原子炉建物原子炉棟内で低圧設計配管が破断することを想定しているため，原子炉建物原子炉棟内で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生し，原子炉建物原子炉棟内の圧力が急上昇することとなる。このため，外気との差圧(設計圧力 5.95kPa 以下)により,燃料取替階に設置したオペフロＢＯＰが自動的に開放し，原子炉建物原子炉棟内を減圧する設計とする。

また，ＩＳＬＯＣＡ発生時においては，基本的に中央制御室で隔離弁を閉操作するが，万が一，中央制御室から操作できない場合には，現場

で隔離弁を操作することとしている。なお，開放したオペフロＢＯＰの開口面(全面)を経由して外気と熱交換が行われることにより原子炉建物原子炉棟内でも人力でＩＳＬＯＣＡ発生箇所を隔離するための隔離弁が操作可能となる。重大事故等対処設備であるオペフロＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより開放機能を損なわないようにする必要があるため,基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。

ｂ．二次格納施設のバウンダリ機能

オペフロＢＯＰは，上記（１）の開放機能を満足させるため，原子炉建物原子炉棟外壁に設置しており，原子炉建物原子炉棟の壁の一部であることから,二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。

このため，設計基準対象施設であるオペフロＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて,基準地震動Ｓｓにより二次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが，その一方で，地震動により開放しないように設計する場合，本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この２つの要求機能を考慮した結果，二次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては，オペフロＢＯＰの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編(ＪＥＡＧ4601・補－1984)によれば，基準地震動$Ｓ_2$(Ｓｓ相当)と運転状態Ⅳ(設計基準事故)の組合せは不要であるが，基準地震動$Ｓ_1$（Ｓｄ相当)と運転状態Ⅳ(設計基準事故)の荷重の組合せは必要とされているため，オペフロＢＯＰは二次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため，長期にわたり事象が継続した場合も考慮し，弾性設計用地震動Ｓｄで開放しない設計とする。設計竜巻については，その最大気圧低下量がオペフロＢＯＰ開放の設計差圧より大きく，設計竜巻の気圧差により開放の可能性を否定できないが，設計竜巻の発生頻度は非常に小さく，設計基準事故との重畳は，判断基準の目安となる10^{-7}回/年を下回り十分小さいこと，プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しない。このため，万が一，地震や竜巻により開放し，安全上支障のない期間に復旧できず，二次格納施設としてのバウンダリ機能が維持できない場合には，安全な状態に移行(運転中は冷温停止へ移行,停止中は炉心変更の停止又は原子炉建物原子炉棟内で照射された燃料に係る作業の停止)することを保安規定に定める。

（３）ＭＳトンネル室ＢＯＰの要求事項

ａ．開放機能

ＭＳトンネル室ＢＯＰは，ＭＳＬＢＡを想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建物及び原子炉格納容器等を防護するため，放出蒸気を建物外に放出することを目的に設置している。このため，主蒸気系トンネル室(以下，「ＭＳトンネル室」という。)内外の差圧(設計圧力9.81kPa 以下)により自動的に開放する機能が必要である。

設計基準対象施設であるＭＳトンネル室ＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより開放機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性(建物躯体の健全性)を確保する設計とする。

ｂ．二次格納施設のバウンダリ機能

ＭＳトンネル室ＢＯＰは，上記(1)の開放機能を満足させるため，原子炉建物原子炉棟のＭＳトンネル室に設置しており，原子炉建物原子炉棟の壁の一部となるＭＳトンネル室ＢＯＰについては，二次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。

このため，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備であるＭＳトンネル室ＢＯＰは，待機状態(閉状態)にて，基準地震動Ｓｓにより二次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが，その一方で，地震動により開放しないように設計する場合，本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この２つの要求機能を考慮した結果，二次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては，ＭＳトンネル室ＢＯＰの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編(ＪＥＡＧ4601・補－1984)によれば，基準地震動$Ｓ_2$(Ｓｓ相当)と運転状態Ⅳ(設計基準事故)の組合せは不要であるが，基準地震動$Ｓ_1$(Ｓｄ相当)と運転状態Ⅳ(設計基準事故)の荷重の組合せは必要とされているため，ＭＳトンネル室ＢＯＰは二次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため，長期にわたり事象が継続した場合も考慮し，弾性設計用地震動Ｓｄで開放しない設計とする。

（４）オペフロＢＯＰ閉止装置の要求事項

ａ．閉止機能

設置許可基準規則第 59 条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）の解釈では,「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとすること。」が要求されている。

島根原子力発電所２号炉のオペフロＢＯＰは，構造上，開放した場合には，容易に再閉止操作を行うことが困難であるため，設置許可基準規

則第 59 条要求に適合させるためにオペフロＢＯＰ閉止装置を設置する。

このため，重大事故等対処設備であるオペフロＢＯＰ閉止装置は，待機状態(開状態)にて，基準地震動Ｓｓにより閉止機能を損なわないようにする必要があるため，基準地震動Ｓｓに対する耐震健全性を確保することが必要である。

なお，オペフロＢＯＰ閉止装置は現場において人力による操作が可能な設計とする。

ｂ．二次格納施設のバウンダリ機能

オペフロＢＯＰ閉止装置は，オペフロＢＯＰに代わって原子炉建物原子炉棟の壁の一部となることから，二次格納施設のバウンダリとしての機能(原子炉建物原子炉棟の気密性能確保)が必要である。

オペフロＢＯＰは弾性設計用地震動Ｓｄを超える地震動で開放すること，設置許可基準規則第 59 条では，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないことが要求されていることを踏まえ，オペフロＢＯＰ閉止装置は地震動に対する頑健性を有するように基準地震動Ｓｓでも機能を維持する設計とする。

一方，オペフロＢＯＰ閉止装置の閉機能維持が必要な状況とは，基準地震動Ｓｓにより開放し，更に重大事故に至った場合である。設置許可基準規則第 59 条(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)では，7 日間で 100mSv を超えないことが要求されており，7 日間で想定する地震動は，設置許可基準規則第 39 条(地震による損傷の防止)で整理するＳＡ発生後の最大荷重の組合せの考え方を踏まえると，オペフロＢＯＰ閉止装置が閉状態で組合せるべき地震動は弾性設計用地震動Ｓｄであるが，長期の閉止機能維持を考慮して基準地震動Ｓｓとする。

（５）ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性検討

ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性の検討結果を表 59-14-1 に，ブローアウトパネル関連設備の開閉状態を表 59-14-2 に，ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理を表 59-14-3 に示す。

表 59-14-1　ブローアウトパネルの開放要因及び閉止の必要性検討

開放箇所	開放要因		開放可能性	閉止の必要性検討※	閉止の要否
オペフロ ＢＯＰ	自然現象	地震	有 （Ｓｄを超える地震動で開放）	Ｓｓ相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は 3.3×10^{-7}／炉年であり，地震によるオペフロＢＯＰの開放が考えられることから閉止する設計とする。	要
		竜巻	有 （設計竜巻の差圧以下で開放）	外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度（約 10^{-4}／年）及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率（7.8×10^{-7}）が極めて低いことから，開放しても原子炉制御室の居住性を確保するためにオペフロＢＯＰの閉止が必要となる可能性は極めて低い。	否
		上記以外	無	津波及び地滑り・土石流に対し，影響を受けない場所に設置している。 風（台風）については，荷重として作用するものの開放には至らない。 積雪，火山の影響に対し，荷重を受けにくい構造である。 凍結，降水，落雷，生物学的事象，森林火災は，荷重として作用する事象ではない。	否
	運転時の異常な過渡事象		無	建物内圧力が上昇しない	否
	設計基準事故	主蒸気管破断	有 （設計で考慮）	主蒸気管破断については，レベル１ＰＳＡ学会標準に基づき，発生頻度，プラントの影響等の観点から，リスク評価上の重要性は低いと考え，炉心損傷へ至る可能性のある評価対象から除外する。	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否
	重大事故等	ＩＳＬＯＣＡ	有 （設計で考慮）	ＩＳＬＯＣＡの炉心損傷頻度(3.3×10^{-9}／炉年)は十分低いことから,原子炉制御室の居住性を確保するためにオペフロＢＯＰの閉止が必要となる可能性は極めて低い。	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否
ＭＳトンネル室 ＢＯＰ	自然現象	地震	無	Ｓｓ機能維持であるため開放しない	否
		上記以外	無	建物内に設置されているため影響は受けない	否
	運転時の異常な過渡事象		無	建物内圧力が上昇しない	否
	設計基準事故	主蒸気管破断	有 （設計で考慮）	主蒸気管破断については，レベル１ＰＳＡ学会標準に基づき，発生頻度，プラントの影響等の観点から，リスク評価上の重要性は低いと考え，炉心損傷へ至る可能性のある評価対象から除外する。	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否
	重大事故等	ＩＳＬＯＣＡ	無	ＩＳＬＯＣＡ時の流路にならない	否
		上記以外	無	建物内圧力が上昇しない	否

※閉止必要性検討にあたっては,「原子力発電所耐震設計技術指針　重要度分類・許容応力編(ＪＥＡＧ4601・補－1984)」のスクリーニング基準である 10^{-7}／炉年を参考にした。

表 59-14-2　ブローアウトパネル関連設備の開閉状態

オペフロＢＯＰ	閉	開	開	開
ＭＳトンネル室ＢＯＰ	閉	閉	開	閉
オペフロＢＯＰ閉止装置	開	開	開	閉
自然現象	通常運転時及び右記以外の自然現象	地震，竜巻	－	－
運転時の異常な過渡事象	運転時の異常な過渡事象	－	－	－
設計基準事故	右記以外の設計基準事故	－	主蒸気管破断	－
重大事故等時	右記以外の重大事故等時	格納容器バイパス	－	59 条※1

※１:設置許可基準規則第 59 条に係る中央制御室の運転員の被ばく評価において，オペフロＢＯＰが開放している状態で炉心の著しい損傷が発生した場合にはオペフロＢＯＰ閉止装置により閉止することを踏まえ，この状態を設置許可基準規則第 59 条における状態として想定した。

表 59-14-3　ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理

ブローアウトパネル関連設備	要求機能	設計基準対象施設			重大事故等対処設備		
		地震	竜巻（差圧）	竜巻（飛来物）	地震	竜巻（差圧）	竜巻（飛来物）
オペフロ BOP	開放機能（ＭＳＬＢＡ）（９条）	○（Ｓｓ）	○ プラント停止にて対応	○ 竜巻防護ネットで防護	－	－	－
	開放機能（ＩＳＬＯＣＡ）（46 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	－	－
	バウンダリ機能（建屋気密性）（26 条，32 条）	○（Ｓｄ）	○ プラント停止にて対応	○ 竜巻防護ネットで防護	－	－	－
ＭＳトンネル室ＢＯＰ	開放機能（ＭＳＬＢＡ）（９条）	○（Ｓｓ）	－	－	－	－	－
	バウンダリ機能（建屋気密性）（26 条，32 条，59 条）	○（Ｓｄ）	－	－	○＊1（Ｓｄ）	－	－
オペフロＢＯＰ閉止装置（ＳＡ緩和設備）	閉止機能（59 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	○（影響なし）	－＊2
	バウンダリ機能（閉止後）（59 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	－＊3	－＊3
	バウンダリ機能（閉止時）（59 条）	－	－	－	○（Ｓｓ）	－＊3	－＊3

凡例：　○：考慮要，－：考慮不要

注記

＊１：Ｓｓでも閉維持が可能な設計とする

＊２：オペフロＢＯＰ閉止装置は，ＳＡ緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要

＊３：ＳＡ後の閉止状態での設計竜巻は，事象の重ね合わせの頻度から組合せ不要

３．オペフロＢＯＰ及びオペフロＢＯＰ閉止装置の要求機能に対する基本設計方針（適合方針）及び設計状況について

（１）オペフロＢＯＰ

オペフロＢＯＰの基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項を以下の表 59-14-4 に示す。

表 59-14-4 オペフロＢＯＰの基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項

要求機能	基本設計方針 （適合方針）	設計状況及び詳細設計における確認事項
開放機能	・建物の内外差圧（6.9.kPa 以下）で，自動的かつ確実に開放可能な設計とする。	・詳細設計において，開放時の抵抗力（止め板の耐力）が開放設定圧力 6.9kPa より小さいことを確認する。 ・詳細設計において，開放試験により確認する。
	・主蒸気管破断時に原子炉建物や原子炉格納容器等を防護できること，及びＩＳＬＯＣＡ発生時に所定の時間内に原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度を低下することが可能な開口面積を有する設計とする。	・主蒸気管破断を想定した場合の建物内圧力解析を実施し，建物内圧力が原子炉格納容器の最高使用外圧を下回ることから十分な開口面積を有すること確認している。 ・オペフロＢＯＰ閉止装置を設置した場合でも，重大事故等時の有効性評価（ＩＳＬＯＣＡ）において，ＩＳＬＯＣＡ発生時の建物内の圧力及び温度の評価を実施しており，所定の時間で原子炉建物原子炉棟内での操作等の活動ができる圧力及び温度に低下させ，ＩＳＬＯＣＡ発生箇所を隔離できることを確認していることから十分な開口面積を有することを確認している。
	・開放したことが確認できるよう，中央制御室にて，開閉状態が確認可能な設計とする。	・オペフロＢＯＰに対し監視設備を設置することで，パネルの開閉状態を検知可能な設計とする。なお，監視設備は常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	・待機状態（閉状態）において，基準地震動 Ss により開放機能を損なわないよう，基準地震動 Ss に対する耐震健全性（建物躯体の健全性）を確保する設計とする。	・原子炉建物躯体については基準地震動 Ss に対して原子炉建物全体の耐震性を確認することにより開放機能を損なわない設計とする。
二次格納施設のバウンダリ機能	・弾性設計用地震動 Sd で開放しない設計。	・詳細設計において，開放試験により確認する。

（２）オペフロＢＯＰ閉止装置

オペフロＢＯＰ閉止装置の基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項を以下の表 59-14-5 に示す。

表 59-14-5 オペフロＢＯＰ閉止装置の基本設計方針（適合方針）に対する設計状況及び詳細設計における確認事項

要求機能	基本設計方針 （適合方針）	設計状況及び詳細設計における確認事項
閉止機能	・閉止状態において，非常用ガス処理系運転時に原子炉建物原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な設計とする。	・気密性の高い JIS 等級（A4 等級※1）に合致するをダンパ設置することにより，閉止状態において，非常用ガス処理系運転時に原子炉建物原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保可能な見込みである。 （※１：A4 等級：JIS A4706 に規定される気密性等級線に合致する気密性能を有するもの。） ・A4 等級の扉の許容漏えい量と非常用ガス処理系の排気容量から，原子炉建物原子炉棟の気密性が確保できることを計算により確認している。(閉止装置の開口面積と A4 等級規定の通気量より１時間当たりの閉止装置全体の通気量を算出し，非常用ガス処理系の排気容量と比較。) ・詳細設計において，加振試験後の気密試験※2による気密性能の確認を行う。 （※２：JIS A 1516「建具の気密性試験方法」に準じた試験方法とすることで計画中）
	・中央制御室にて，開閉状態が確認可能な設計とする。	・ダンパの回転軸に対しリミットスイッチを取り付けることで，閉止装置の開閉状態を検知可能な設計とする。なお，リミットスイッチは常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	・中央制御室からの遠隔操作により閉止可能な設計とする。	・ダンパ駆動用モータについて，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電可能な電動駆動方式とすることで，中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作可能な設計とする。操作は運転員１名により５分以内で実施可能な設計とする。
	・現場において人力により閉止可能な設計とする。	・現場において，ダンパ駆動用ハンドルを操作することにより，人力によるダンパの閉止操作を実施可能な設計とする。 ・人力による操作は，時間的制限はないが，操作は閉止装置１個あたり運転員２名により約１時間で閉止可能な設計とする。
	・基準地震動 Ss に対して閉止機能が維持可能な設計とする。	・基準地震動Ｓｓに対して閉止機能を維持できる設計とする。 ・詳細設計において，加振試験により確認する。
建物気密の維持機能	・オペフロＢＯＰ閉止装置の閉止後の閉止状態において，非常用ガス処理系により原子炉建物原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保し閉止状態を維持できること。	・閉止状態を保持可能な設計とする。 ・基準地震動Ｓｓに対して閉止状態を保持し，気密性を維持できる設計とする。 ・詳細設計において，加振試験により確認する。
	・基準地震動 Ss により機能が損なわれるおそれのないこと。	

なお，詳細設計における確認事項については，工事計画認可申請の審査時に説明する。

４．オペフロＢＯＰ閉止装置を閉止する事象について

設置許可基準規則第 59 条の規則及び解釈に規定される想定事象及び設備を下記に示す

【想定事象】

①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。）（規則第１項）

【設備】

②原子炉格納容器から漏えいした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を設置すること（解釈第２項ｄ））

③中央制御室の居住性を確保するために原子炉棟に設置されたＢＯＰを閉止する必要がある場合は容易かつ確実に閉止操作ができること（解釈第２項ｅ））

炉心の著しい損傷が発生した場合においても，運転員が中央制御室にとどまるための条件として「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」ことが規定されているが，オペフロＢＯＰ閉止装置は本条件に関わらず閉止する判断基準とすることから，想定事象を包絡する条件で二次格納施設バウンダリは形成されることとなる。オペフロＢＯＰ閉止装置の閉止判断基準について,設置許可基準規則第 59 条及びその解釈との関係性を整理し，それら判断基準の設定の考え方を表 59-14-6 に示す。

表 59-14-6 オペフロＢＯＰ閉止装置の閉止判断基準の設定の考え方

閉止判断基準 （以下の条件がすべて成立した場合に閉止）	設定の考え方 （設置許可基準規則第 59 条及びその解釈との関係）
炉心損傷を当直副長が判断した場合	規則第１項より，炉心損傷時に中央制御室の運転員の被ばく低減を目的とし，条件として設定する。
非常用ガス処理系が運転中又は起動操作が必要な場合	解釈第２項ｄ）より，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ことを目的として非常用ガス処理系が必要であることから，条件として設定する。
オペフロＢＯＰが開放している場合	解釈第２項ｅ）より，二次格納施設バウンダリを確保する必要があることから，条件として設定する。
原子炉冷却材圧力バウンダリが破損した状況においては，漏えい箇所の隔離又は原子炉圧力容器の減圧が完了している場合	規則第 59 条に直接的な要求はないが，二次格納施設バウンダリを形成することに伴い，原子炉圧力容器内で保有する冷却材のエネルギーがオペフロＢＯＰ閉止装置等の設備へ悪影響を及ぼさないようにする必要があることから，条件として設定する。

60 条　監視測定設備

目次

60-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表
60-2　単線結線図
60-3　配置図
60-4　試験及び検査
60-5　容量設定根拠
60-6　保管場所図
60-7　アクセスルート図
60-8　監視測定設備について

60-1

ＳＡ設備基準適合性一覧表

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条：監視測定設備					可搬式モニタリング・ポスト	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-1　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 接続作業	Ｂｃ Ｂｄ Ｂｇ
			関連資料		60-3-1　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		60-4-1　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-1　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-1　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-1　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は１セット 10 台，故障時及び保守点検時のバックアップとして２台の合計 12 台を配備）	C
			関連資料		60-5-1　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-1　配置図	
		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		60-3-1　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-1　配置図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備なし）	Ｂｂ
			関連資料		60-6-1　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-1　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象（代替対象 DB 設備あり） （モニタリング・ポストと位置的分散）	B
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条：監視測定設備					放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他建物内 屋外	C 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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		60-4-2　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-2　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は１セット２台，故障時及び保守点検時のバックアップとして１台の合計３台を配備）	C
			関連資料		60-5-2　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-3-2　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-6-2　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-2　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象（代替対象 DB 設備あり） （放射能観測車と位置的分散）	B
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条： 監視測定設備					放射能測定装置 （ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ）	類型化 区分
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	その他建物内 屋外	C 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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		60-4-3　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-2　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は１セット２台，故障時及び保守点検時のバックアップとして１台の合計３台を配備）	C
			関連資料		60-5-3　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-3-2　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-6-2　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-2　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象（代替対象 DB 設備あり） （放射能観測車と位置的分散）	B
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条： 監視測定設備					放射能測定装置 （GM汚染サーベイ・メータ）	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他建物内 屋外	C 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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		60-4-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-2　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は１セット２台，故障時及び保守点検時のバックアップとして１台の合計３台を配備）	C
			関連資料		60-5-4　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-3-2　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-6-2　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-2　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象（代替対象 DB 設備あり） （放射能観測車と位置的分散）	B
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条： 監視測定設備					放射能測定装置 （α・β線サーベイ・メータ）	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他建物内 屋外	C 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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		60-4-5　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-2　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は１セット１台，故障時及び保守点検時のバックアップとして１台の合計２台を配備）	C
			関連資料		60-5-5　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-3-2　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-6-2　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-2　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象外（代替対象 DB 設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条： 監視測定設備					放射能測定装置 （電離箱サーベイ・メータ）	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他建物内 屋外	C 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
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		60-4-6　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-2　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-2　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-2　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針の測定上限値を満足する容量 配備数は１セット２台，故障時及び保守点検時のバックアップとして１台の合計３台を配備）	C
			関連資料		60-5-6　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-3-2　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-2　配置図	
		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		60-6-2　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-2　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象外（代替対象 DB 設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条： 監視測定設備					小型船舶	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-3　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	Ｂｃ Ｂｄ
			関連資料		60-3-3　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		60-4-7　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-3　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-3　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-3　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （海上モニタリングが可能な容量 配備数は１セット１台，故障時及び保守点検時の バックアップとして１台の合計２台を配備）	C
			関連資料		60-5-7　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-3　配置図	
		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		60-3-3　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-3　配置図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備なし）	Ｂｂ
			関連資料		60-6-3　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-2　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象外（代替対象 DB 設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

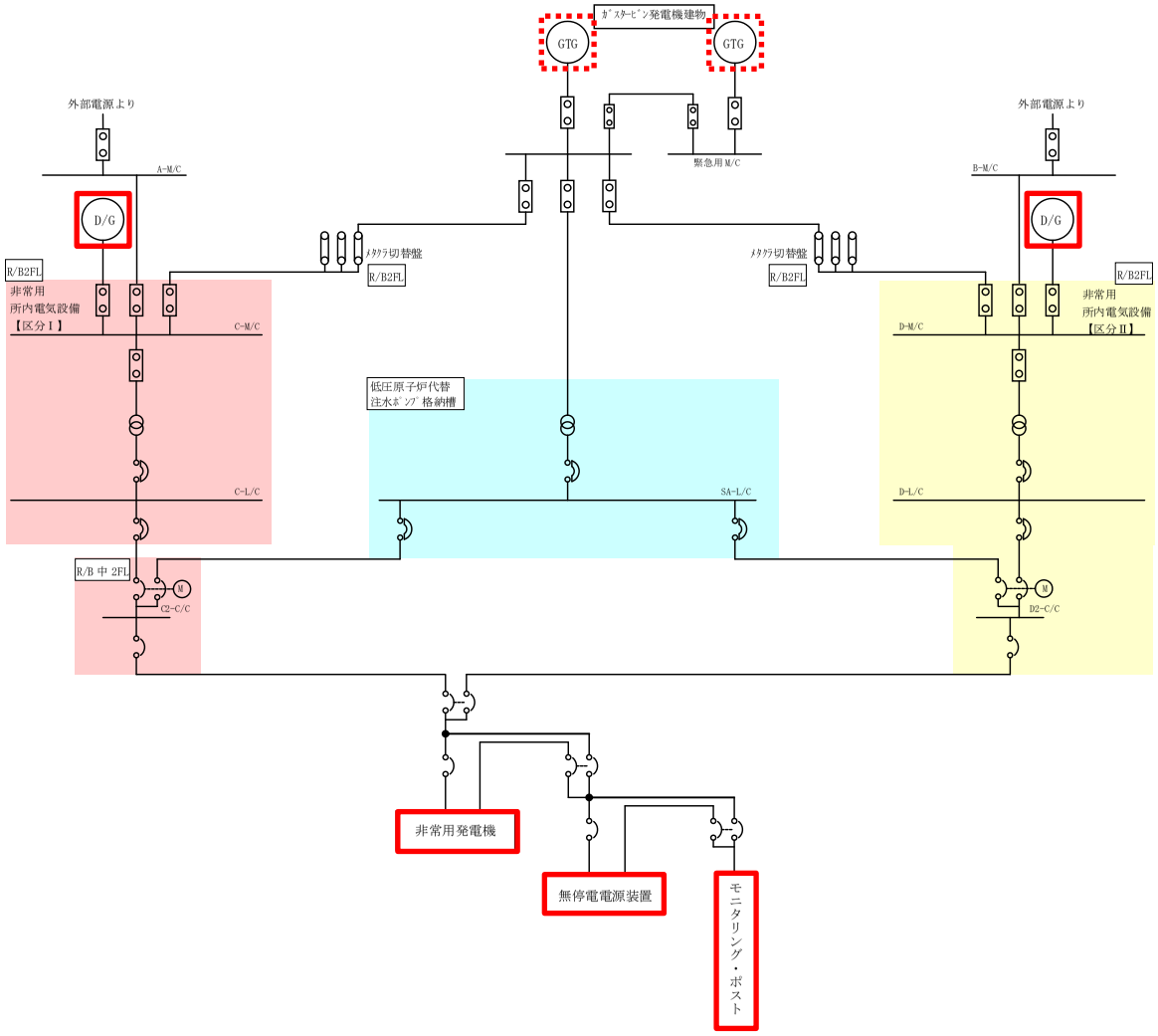
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 60 条： 監視測定設備					可搬式気象観測装置	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				周辺機器等からの影響	（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）	—
				関連資料	60-3-4　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置 操作スイッチ操作 接続作業	Ｂｃ Ｂｄ Ｂｇ
			関連資料		60-3-4　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		60-4-8　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		60-3-4　配置図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	60-3-4　配置図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		60-3-4　配置図	
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量		その他設備 （発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針の 通常観測項目等を測定可能な容量 配備数は１セット１台，故障時及び保守点検時の バックアップとして１台の合計２台を配備）	C
			関連資料		60-5-8　容量設定根拠	
		第2号	可搬型 SA の接続性		（常設設備と接続せず使用）	—
			関連資料		60-3-4　配置図	
		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		60-3-4　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		60-3-4　配置図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備なし）	Ｂｂ
			関連資料		60-6-4　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		60-7-3　アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止・緩和以外－対象（代替対象 DB 設備あり） （気象観測設備と位置的分散）	B
				サポート系要因	対象外（サポートなし）	対象外
				関連資料	—	

60-2
単線結線図

モニタリング・ポスト　単線結線図

（モニタリング・ポスト No. 1～No. 6 について同様）



【凡例】

- GTG　ガスタービン発電機
- D/G　非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 接続装置
- M　電動切替装置
- メカニカルインターロック

M/C：メタルクラッド開閉装置

L/C：ロードセンタ

C/C：コントロールセンタ

区分Ⅰ

区分Ⅱ

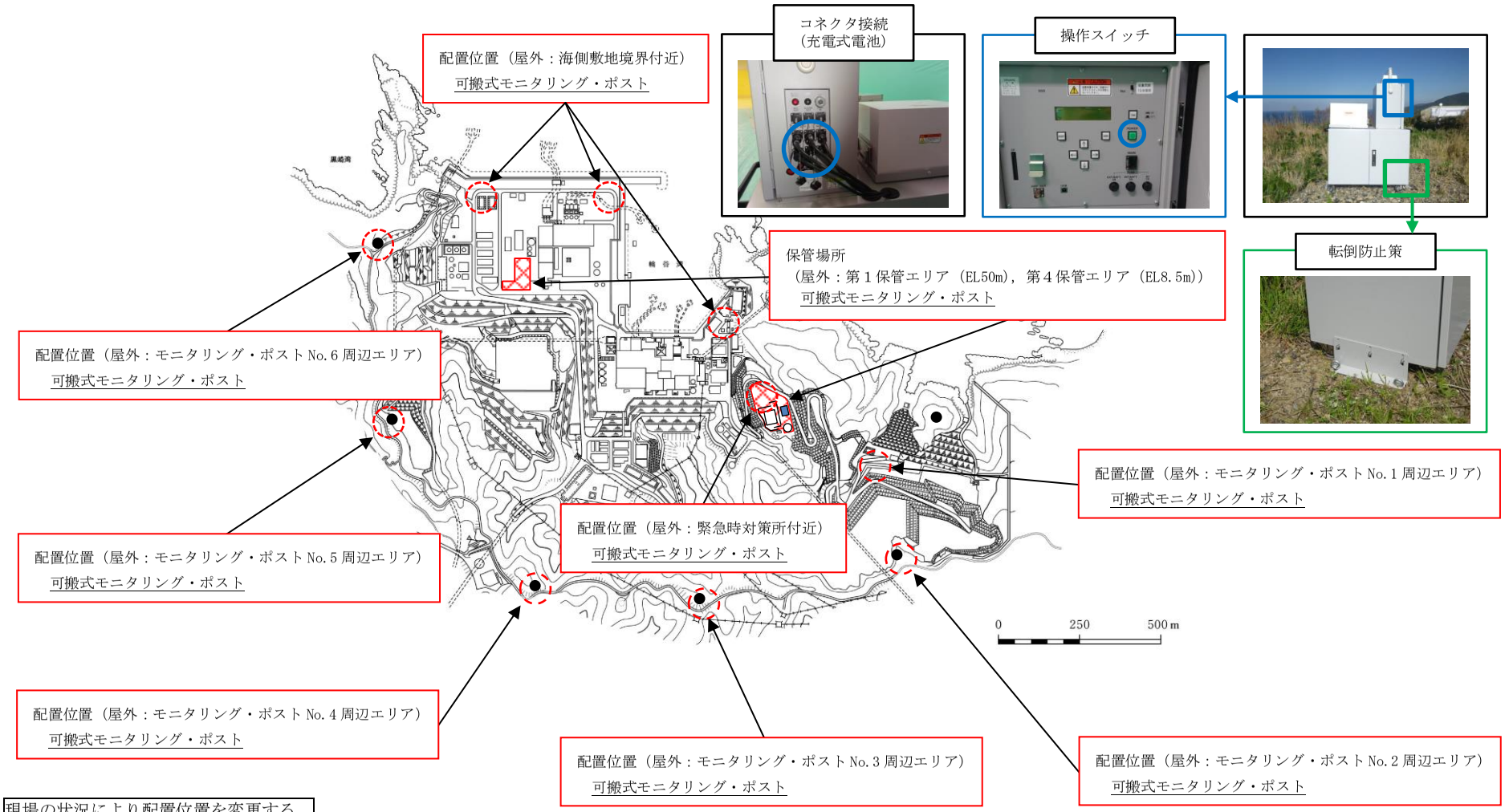
ＳＡ

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備

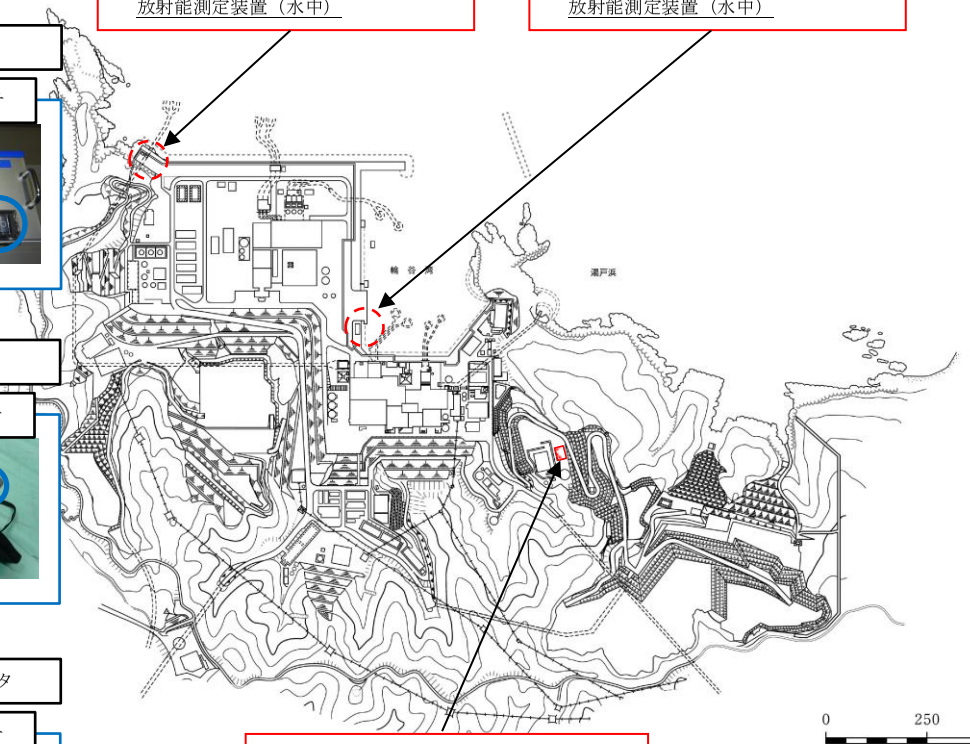
60-3
配置図

可搬型重大事故等対処設備　配置位置
放射線量の測定（可搬式モニタリング・ポスト）



現場の状況により配置位置を変更する。

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



使用場所（屋外：２号炉放水口エリア）
放射能測定装置（水中）

使用場所（屋外：２号炉取水口エリア）
放射能測定装置（水中）

可搬式ダスト・よう素サンプラ



操作スイッチ



電離箱サーベイ・メータ



操作スイッチ



ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ



操作スイッチ



保管場所（屋内：緊急時対策所（EL50m）
放射能測定装置

使用場所（屋外：周辺監視区域境界付近，緊急時対策所付近，２号炉周辺等）
放射能測定装置

現場の状況により使用場所を変更する。

α・β線サーベイ・メータ



操作スイッチ



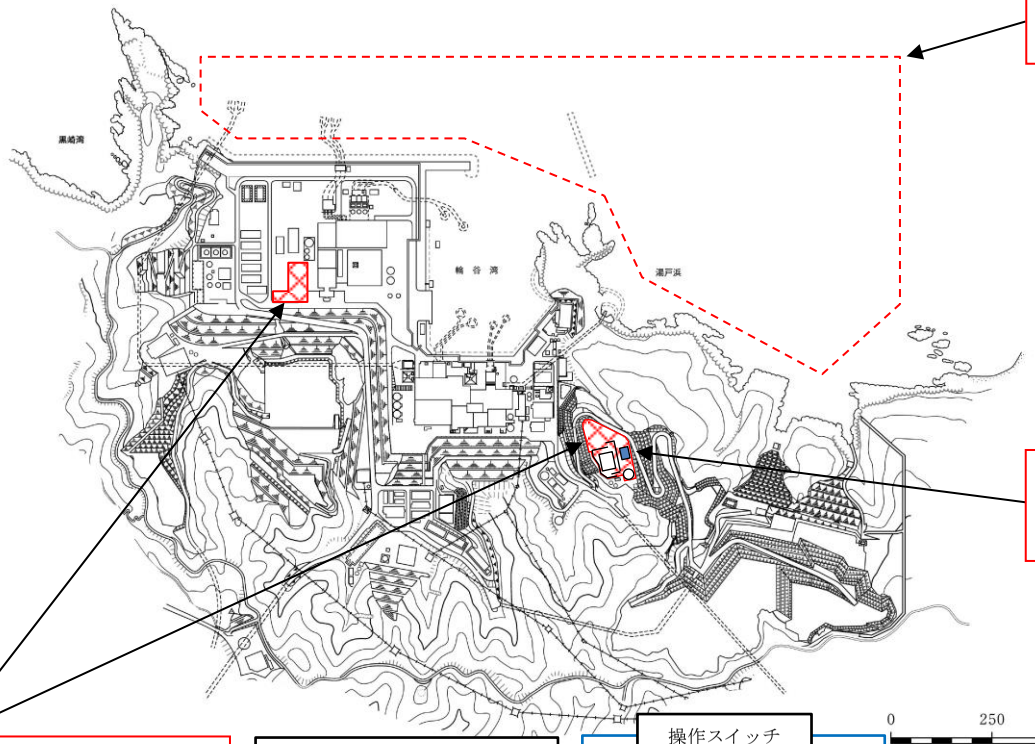
GM汚染サーベイ・メータ



操作スイッチ



可搬型重大事故等対処設備　使用場所
海上モニタリング（放射能測定装置，小型船舶）



使用場所（屋外：周辺海域）
放射能測定装置（海上モニタリング），小型船舶

保管場所
（屋内：緊急時対策所（EL50m））
放射能測定装置

保管場所
（屋外：第１保管エリア（EL50m），第４保管エリア（EL8.5m））
小型船舶

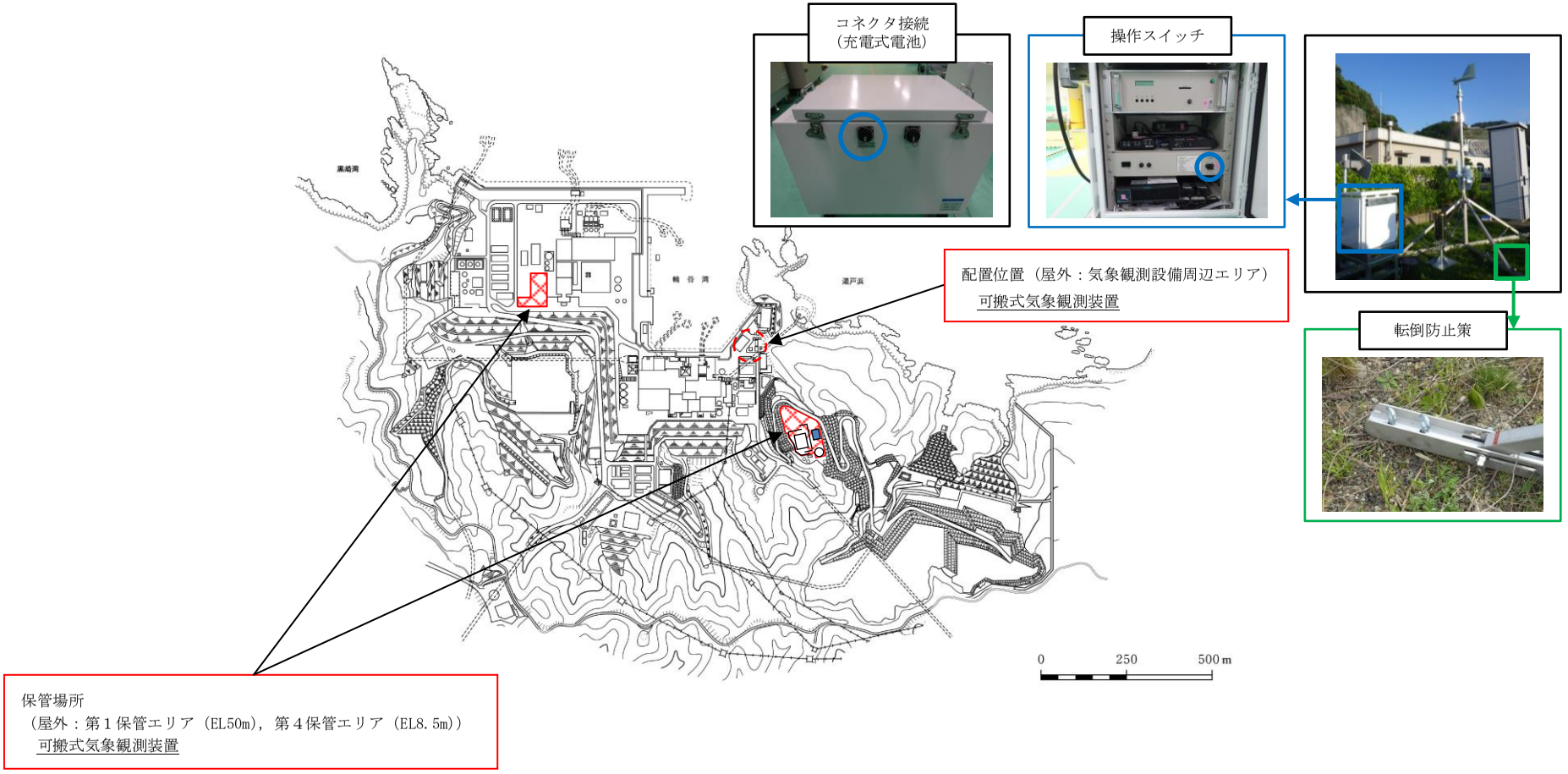


操作スイッチ



現場の状況により使用場所を変更する。

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



現場の状況により配置位置を変更する。

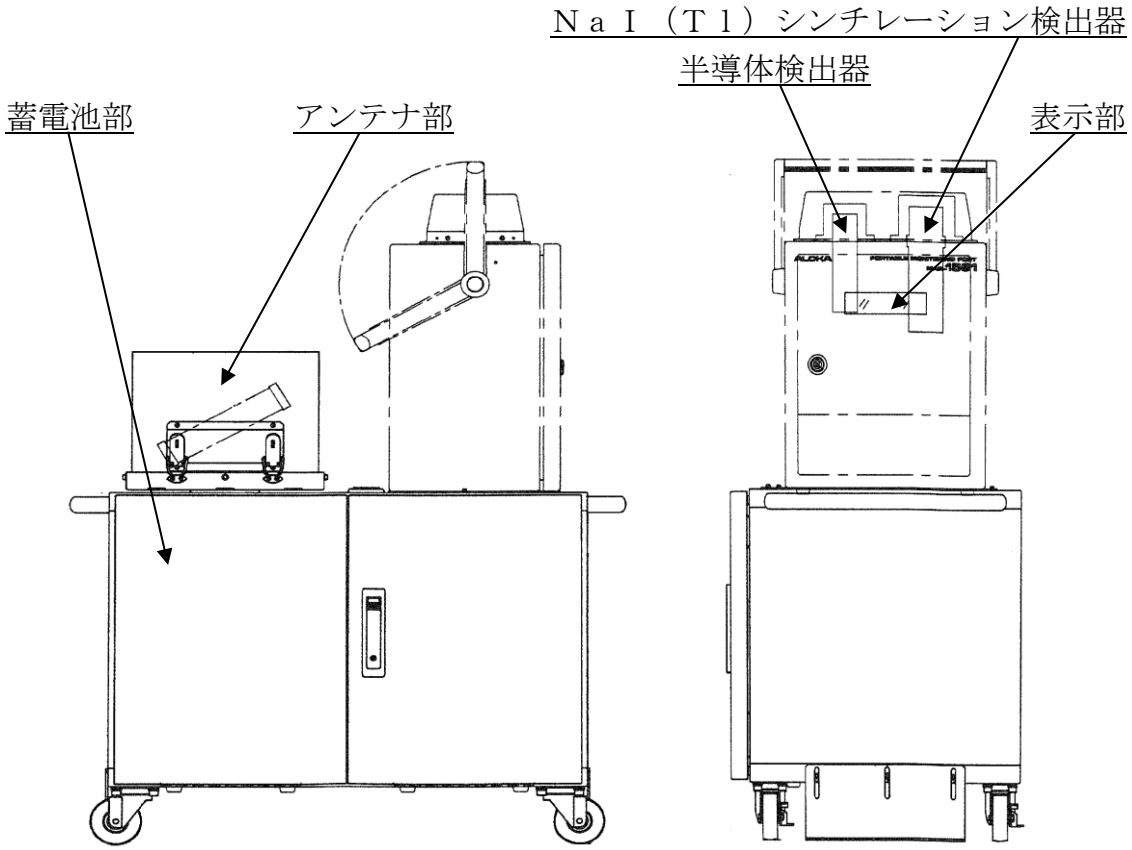
60-4

試験及び検査

定期事業者検査対象外の設備については，図面を添付している。

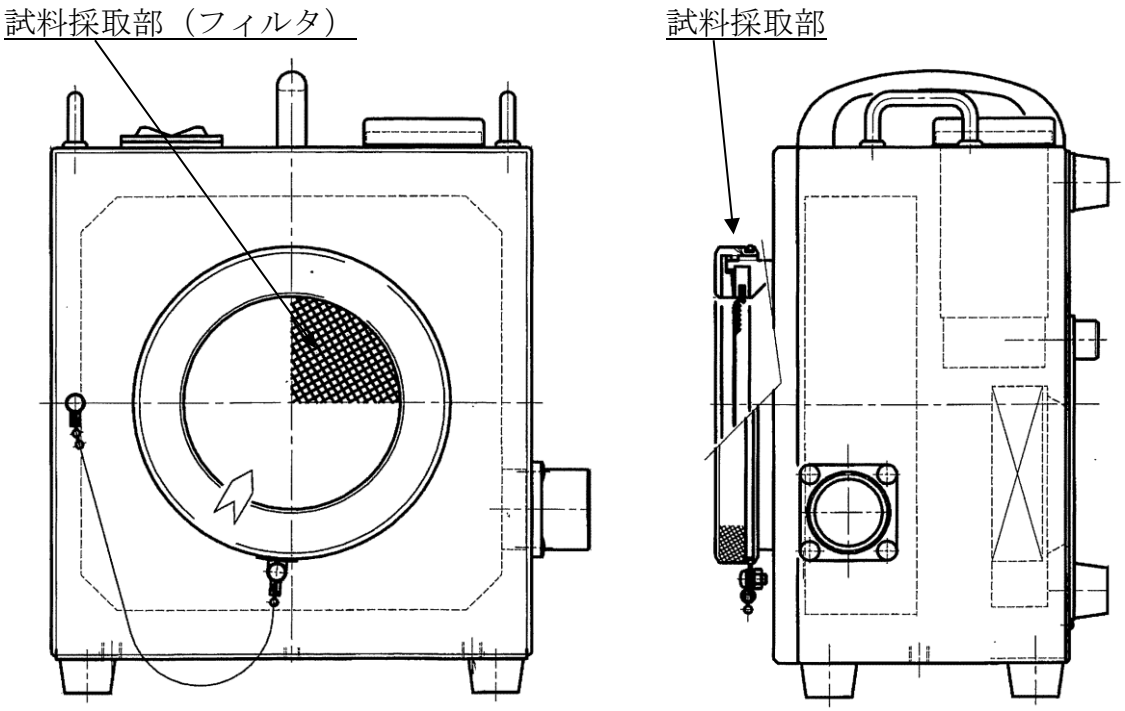
可搬式モニタリング・ポスト

1. 構造概略図



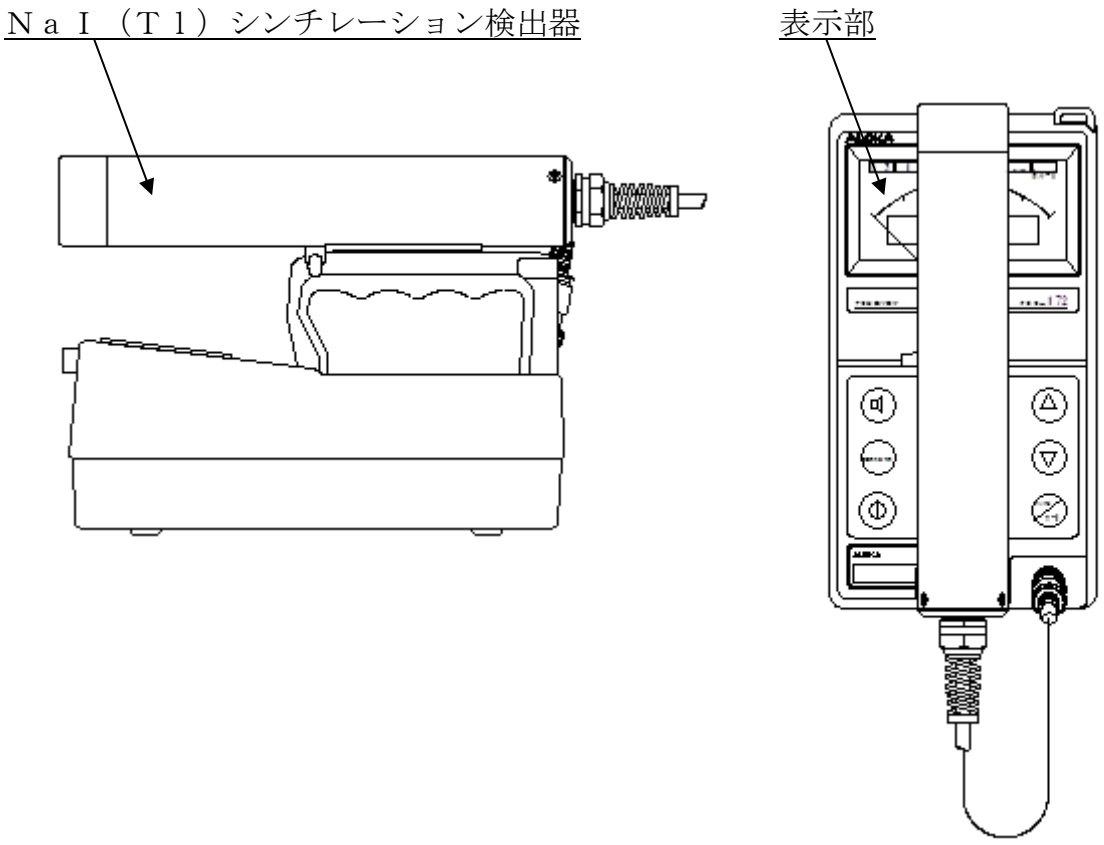
可搬式ダスト・よう素サンプラ

1. 構造概略図



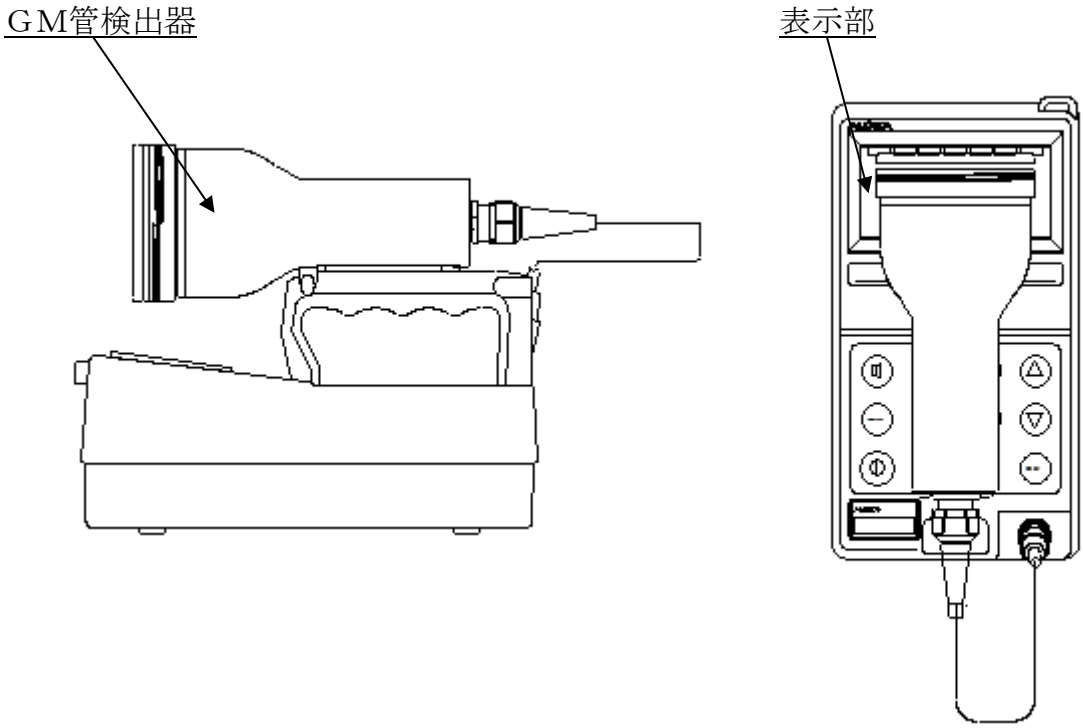
ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ

1.　構造概略図



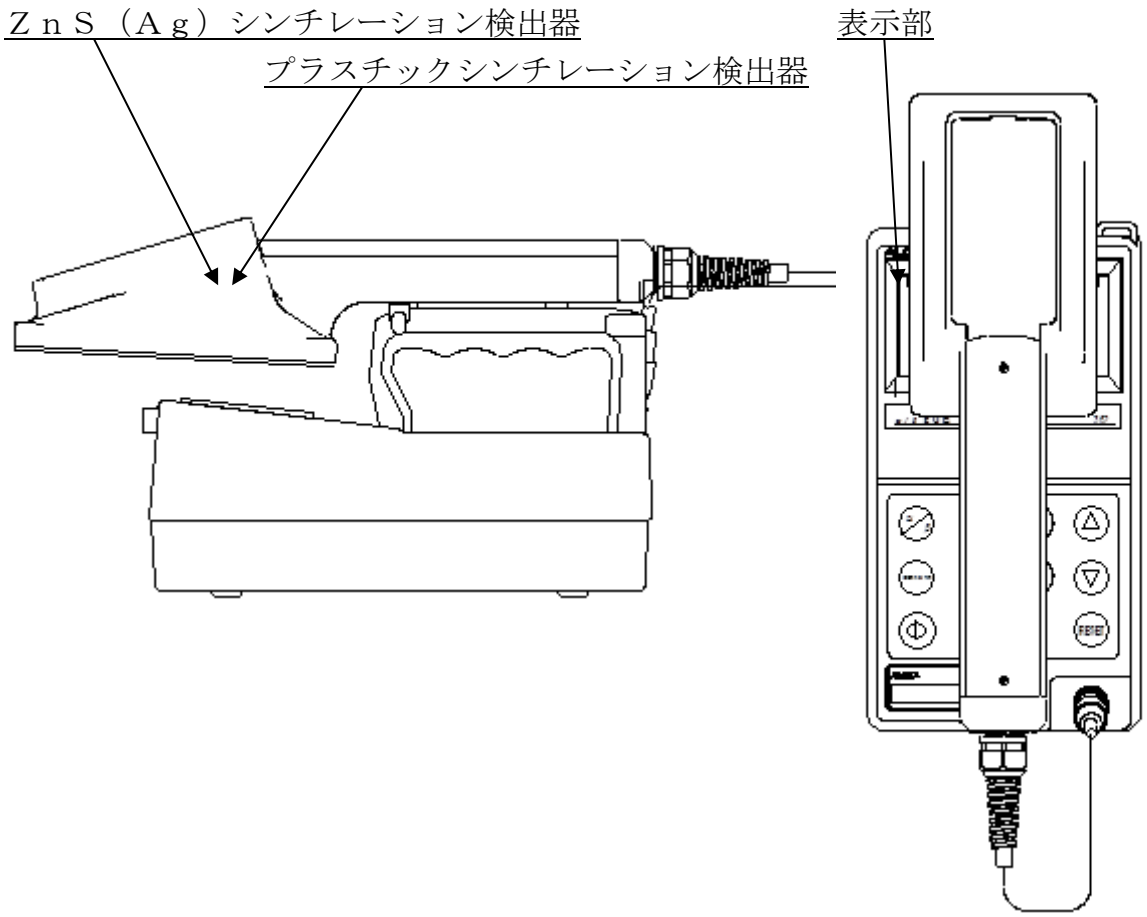
ＧＭ汚染サーベイ・メータ

1.　構造概略図



α・β線サーベイ・メータ

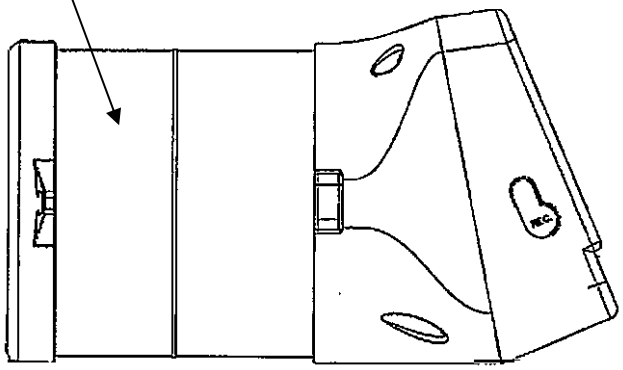
1. 構造概略図



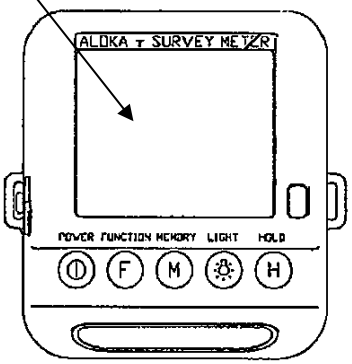
電離箱サーベイ・メータ

1. 構造概略図

電離箱検出器

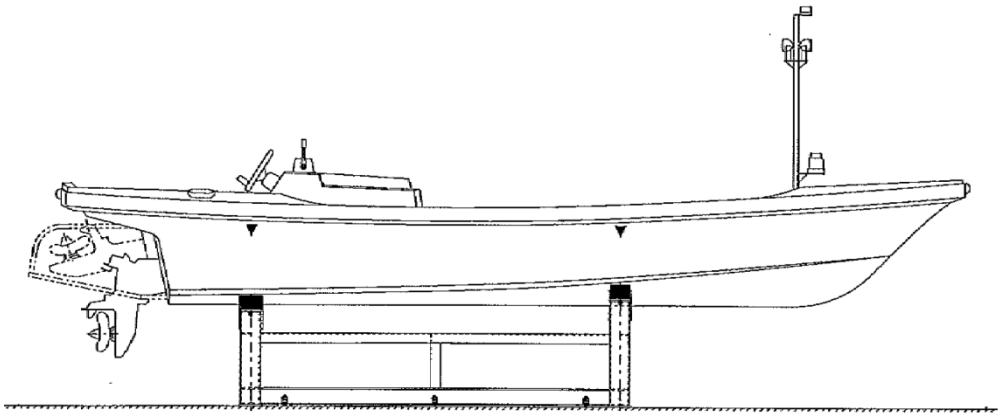


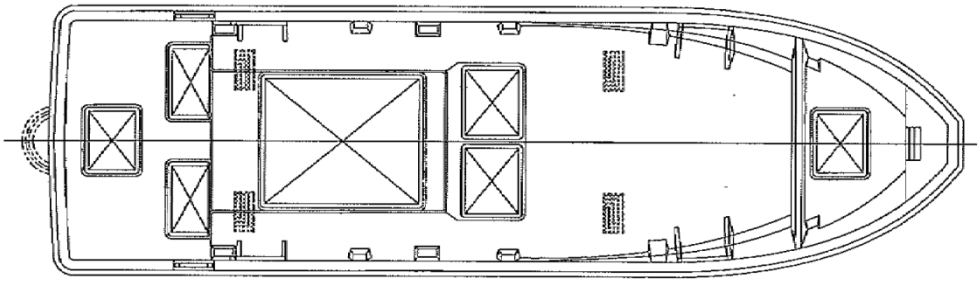
表示部



小型船舶

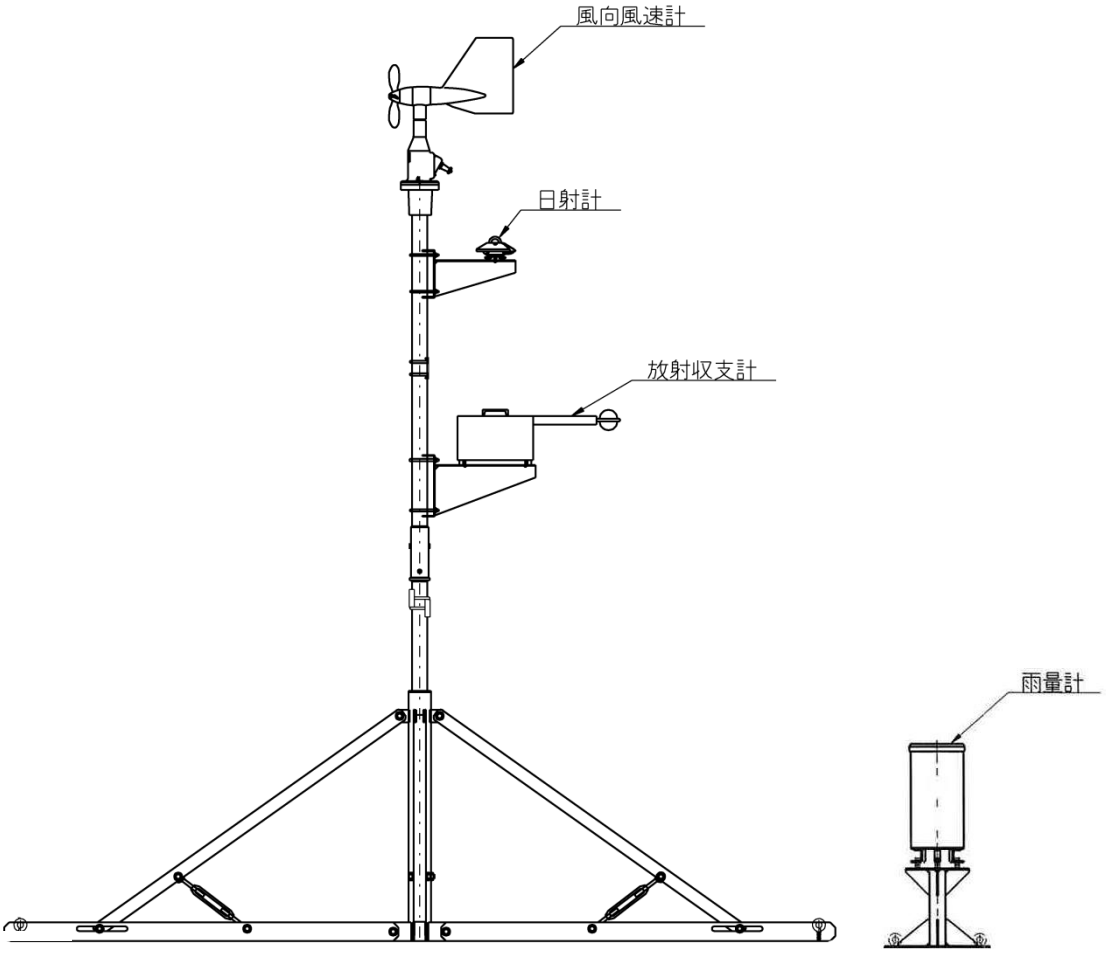
1. 構造概略図





可搬式気象観測装置

1. 構造概略図



60-5

容量設定根拠

名　称		可搬式モニタリング・ポスト
計測範囲	nGy/h	$10～10^{9}$

【設定根拠】

可搬式モニタリング･ポストは,可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬式モニタリング・ポストは，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替措置として用いるものである。

また，発電所海側において，放射線量を監視するために用いるものである。

さらに，緊急時対策所の正圧化判断に用いるものである。

なお,可搬式モニタリング･ポストは,モニタリング・ポストと同数の６台,発電所海側に３台及び緊急時対策所の正圧化判断用に１台設置できる数量とする。

さらに，予備２台を含めた合計 12 台を第１保管エリア及び第４保管エリアに保管する。

1.　計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{-1}Gy/h）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲としては，$10～10^{9}$nGy/h である。

名　称		可搬式ダスト・よう素サンプラ
流量範囲	L/min	0～50

【設定根拠】

可搬式ダスト・よう素サンプラは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬式ダスト・よう素サンプラは，放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

また，発電所敷地内及び発電所の周辺海域において，空気中の放射性物質を採取するものである。

なお，可搬式ダスト・よう素サンプラは，２台に予備１台を含めた合計３台を緊急時対策所内に保管する。

1.　流量範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（3.7×10^{1}Bq/cm^{3}）を満足するように設計する。

そのため，流量範囲を０～50L/min とし，サンプリング時間を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2.　放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度は，以下の算出式から求める。

2.1　放射性物質の濃度の算出式

放射性物質の濃度（Bq/cm^{3}）

＝換算係数（Bq/μGy/h）×試料の NET 値（μGy/h）／サンプリング量（L）×1000（cm^{3}/L）

名　称		ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ
計測範囲	s^{-1}	0～30k

【設定根拠】

ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータは，放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

また，発電所敷地内及び発電所の周辺海域において，採取した試料の放射性物質の濃度を計測して，その計測結果を監視するものである。

なお，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータは，２台に予備１台を含めた合計３台を緊急時対策所内に保管する。

1.　計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7\times10^{1}Bq/cm^{3}$）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲を０～$30ks^{-1}$とし，サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2.　放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度は，以下の算出式から求める。

2.1　放射性物質の濃度の算出式

放射性物質の濃度（Bq/cm^{3}）

＝換算係数（Bq/ks^{-1}）×試料のNET値（ks^{-1}）／サンプリング量（L）

×1000（cm^{3}/L）

名　称		ＧＭ汚染サーベイ・メータ
計測範囲	min^{-1}	０～100k

【設定根拠】

ＧＭ汚染サーベイ・メータは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

ＧＭ汚染サーベイ・メータは，放射能観測車の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

また，発電所敷地内及び発電所の周辺海域において，採取した試料の放射性物質の濃度を計測して，その計測結果を監視するものである。

なお，ＧＭ汚染サーベイ・メータは，２台に予備１台を含めた合計３台を緊急時対策所内に保管する。

1.　計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7\times10^{1}Bq/cm^{3}$）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲を０～$100kmin^{-1}$とし，サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2.　放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度は，以下の算出式から求める。

2.1　放射性物質の濃度の算出式

放射性物質の濃度（Bq/cm^{3}）

＝換算係数（Bq/min^{-1}）×試料の NET 値（min^{-1}）／サンプリング量（L）

×1000（cm^{3}/L）

名　称		α・β線サーベイ・メータ
計測範囲	min^{-1}	0～100k

【設定根拠】

α・β線サーベイ・メータは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

α・β線サーベイ・メータは，発電所敷地内及び発電所の周辺海域において，採取した試料の放射性物質の濃度を計測して，その計測結果を監視するものである。

なお，α・β線サーベイ・メータは，１台に予備１台を含めた合計２台を緊急時対策所内に保管する。

1.　計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める敷地周辺空気中放射性物質濃度の測定上限値（$3.7\times10^{1}Bq/cm^{3}$）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲を０～100kmin^{-1}とし，サンプリング量を調整することにより測定上限値を満足できるようにする。

2.　放射性物質の濃度の算出

放射性物質の濃度は，以下の算出式から求める。

2.1　放射性物質の濃度の算出式

放射性物質の濃度（Bq/cm^{3}）

＝換算係数（Bq/min^{-1}）×試料のNET値（min^{-1}）／サンプリング量（L）

×1000（cm^{3}/L）

名　称		電離箱サーベイ・メータ
計測範囲	mSv/h	0.001～300

【設定根拠】

電離箱サーベイ・メータは，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

電離箱サーベイ・メータは，発電所敷地内及び発電所の周辺海域において，放射線量率を計測して，その計測結果を監視するものである。

なお，電離箱サーベイ・メータは，２台に予備１台を含めた合計３台を緊急時対策所内に保管する。

1.　計測範囲

「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{-1}Sv/h）を満足するように設計する。

そのため，計測範囲としては，0.001～300mSv/h である。

名　称		小型船舶
最大積載重量	kg	500

【設定根拠】

小型船舶は，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

小型船舶は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員を積載できる設計とする。

なお，小型船舶は，１台に予備１台を含めた合計２台を第１保管エリア及び第４保管エリアに保管する。

1.　積載重量範囲

発電所の周辺海域において，放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な測定装置等及び要員の総重量約 425kg（測定装置等約 200kg，要員 225kg（75kg×３））を積載できる設計とする。

そのため，最大積載重量は 500kg である。

名　称			可搬式気象観測装置
計測範囲	風向風速計	方位 m/s	風向　16 方位 風速　0.4～90
	日射計	kW/m^2	0～1.4
	放射収支計	kW/m^2	-0.347～1.042
	雨量計	mm	0～100

【設定根拠】

可搬式気象観測装置は，可搬型重大事故等対処設備として配備する。

可搬式気象観測装置は，気象観測設備の機能喪失時の代替措置として用いるものである。

なお，可搬式気象観測装置は，１台に予備１台を含めた合計２台を第１保管エリア及び第４保管エリアに保管する。

1.　計測範囲

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目，測定の単位，測定値の最小位数を満足するように設計する。

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

観測項目	測定の単位	測定値の最小位数
風向	16 方位	1
風速	m/s	1/10
日射量	kW/m^2	1/100
放射収支量	kW/m^2	1/500

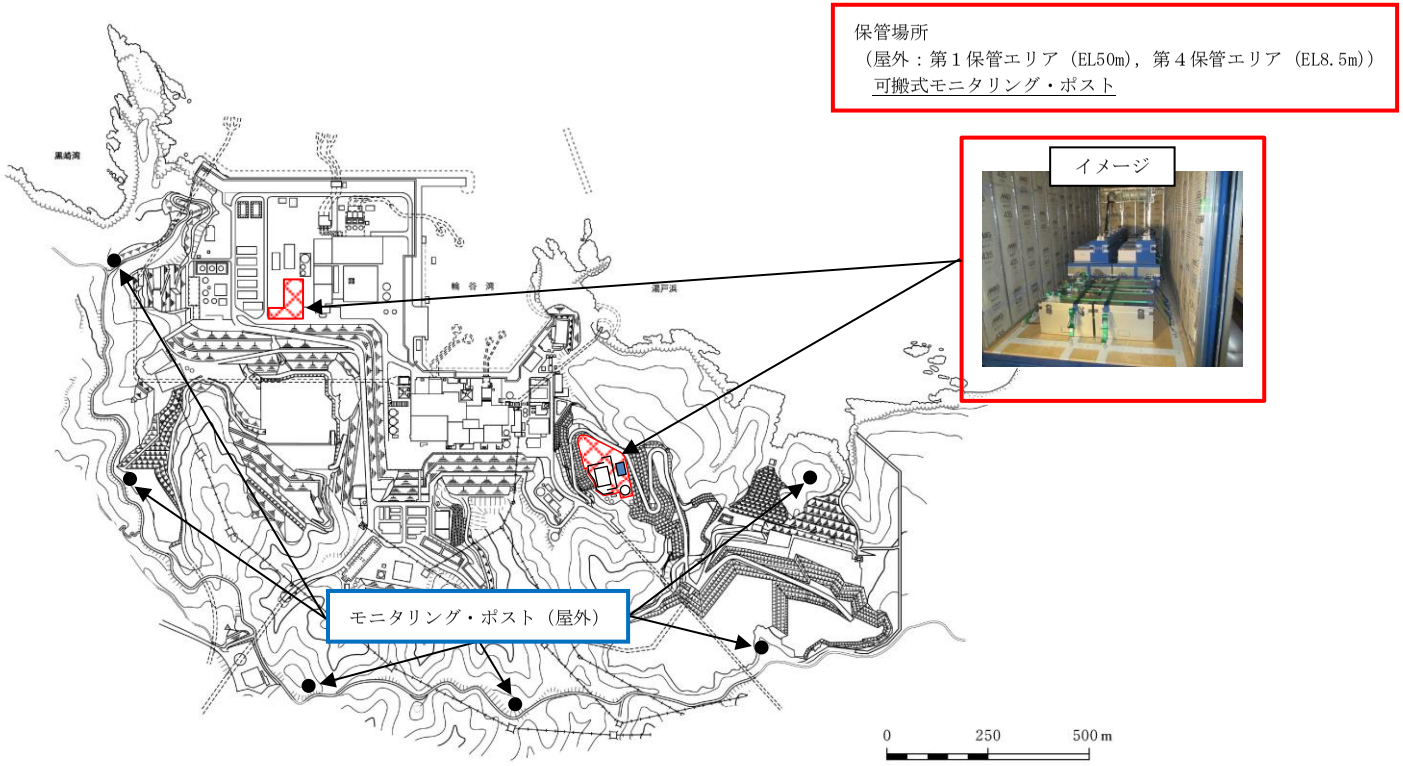
60-6

保管場所図

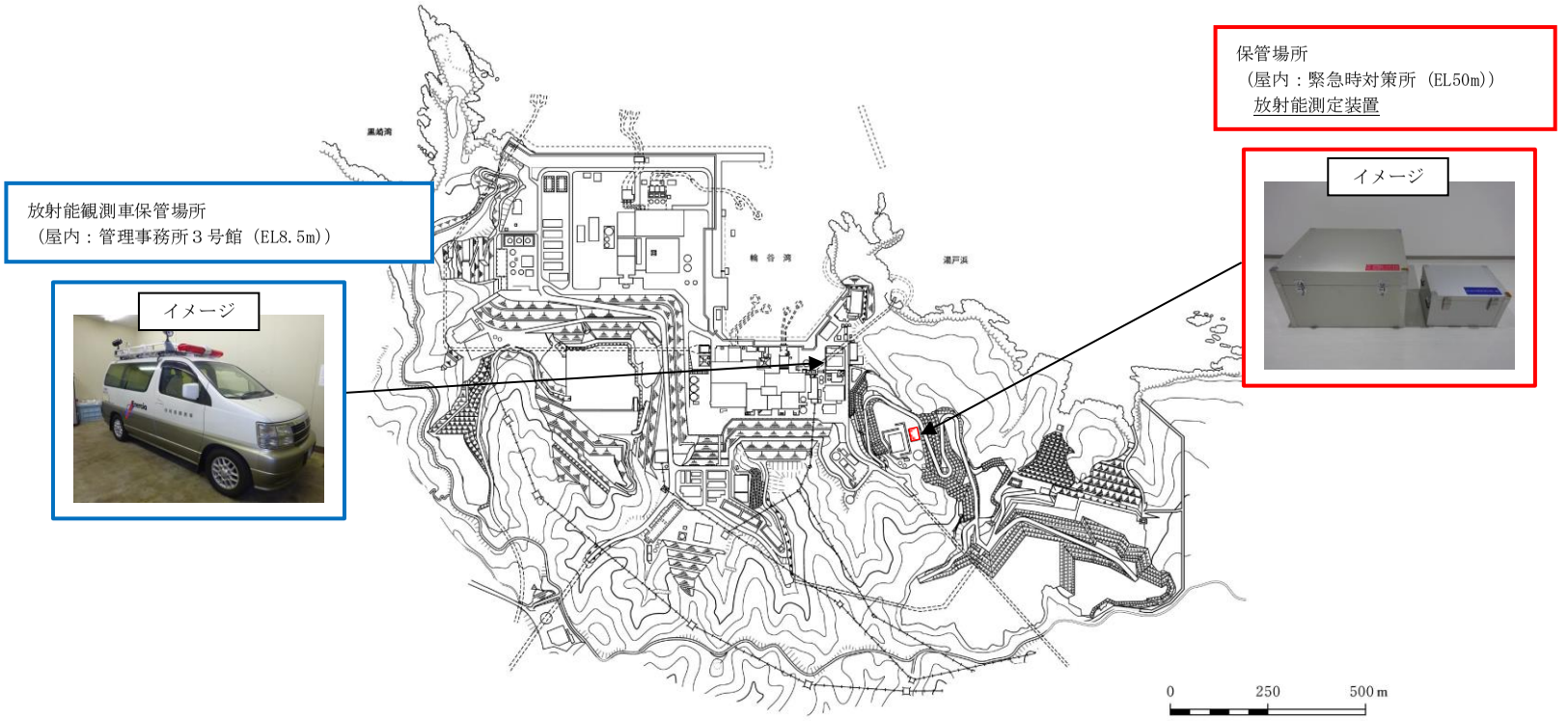
：設計基準対象施設を示す。

：重大事故等対処設備を示す。

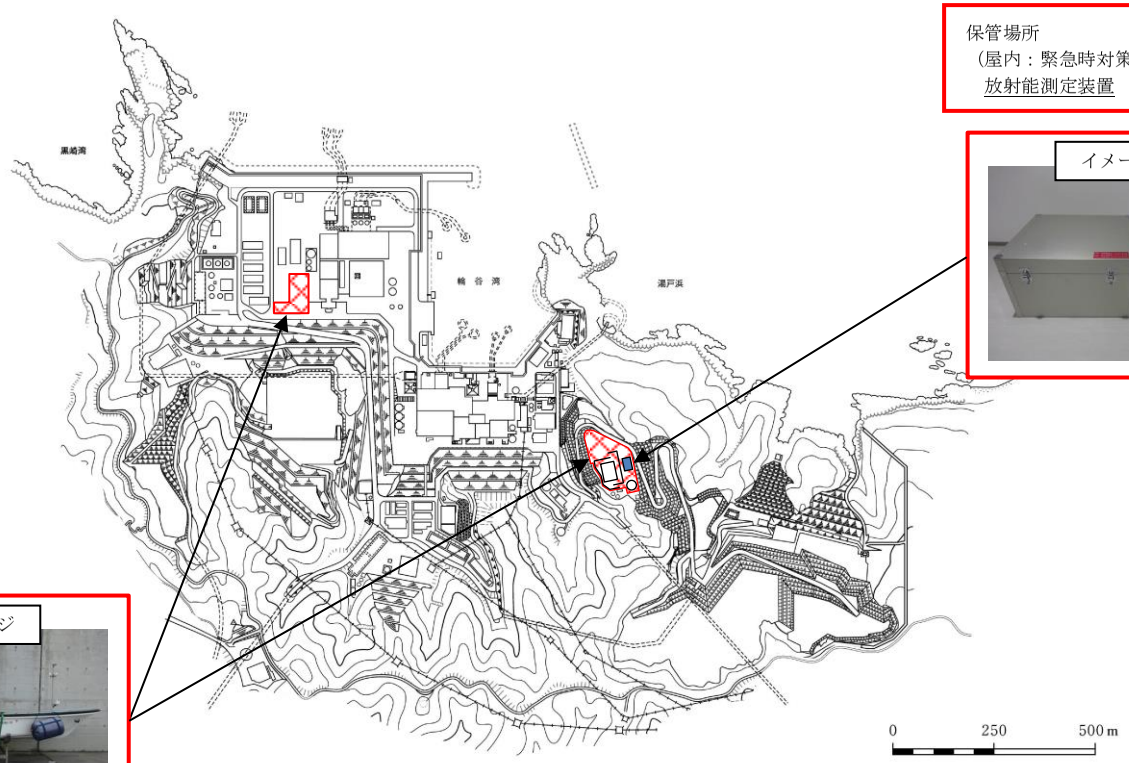
可搬型重大事故等対処設備　保管場所
放射線量の測定（可搬式モニタリング・ポスト）



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



可搬型重大事故等対処設備　保管場所
海上モニタリング（放射能測定装置，小型船舶）



保管場所
（屋内：緊急時対策所（EL50m））
放射能測定装置

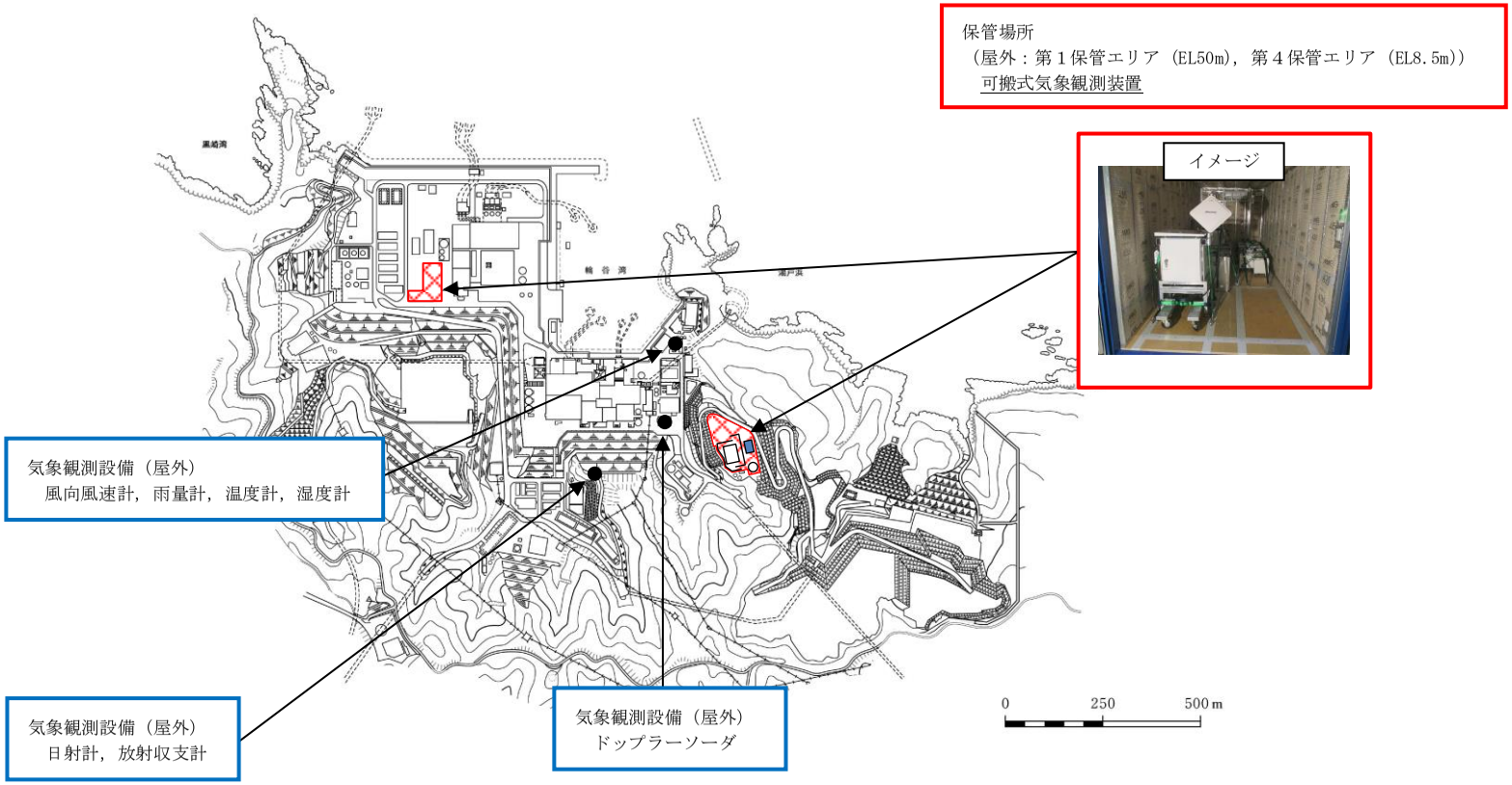
イメージ

イメージ



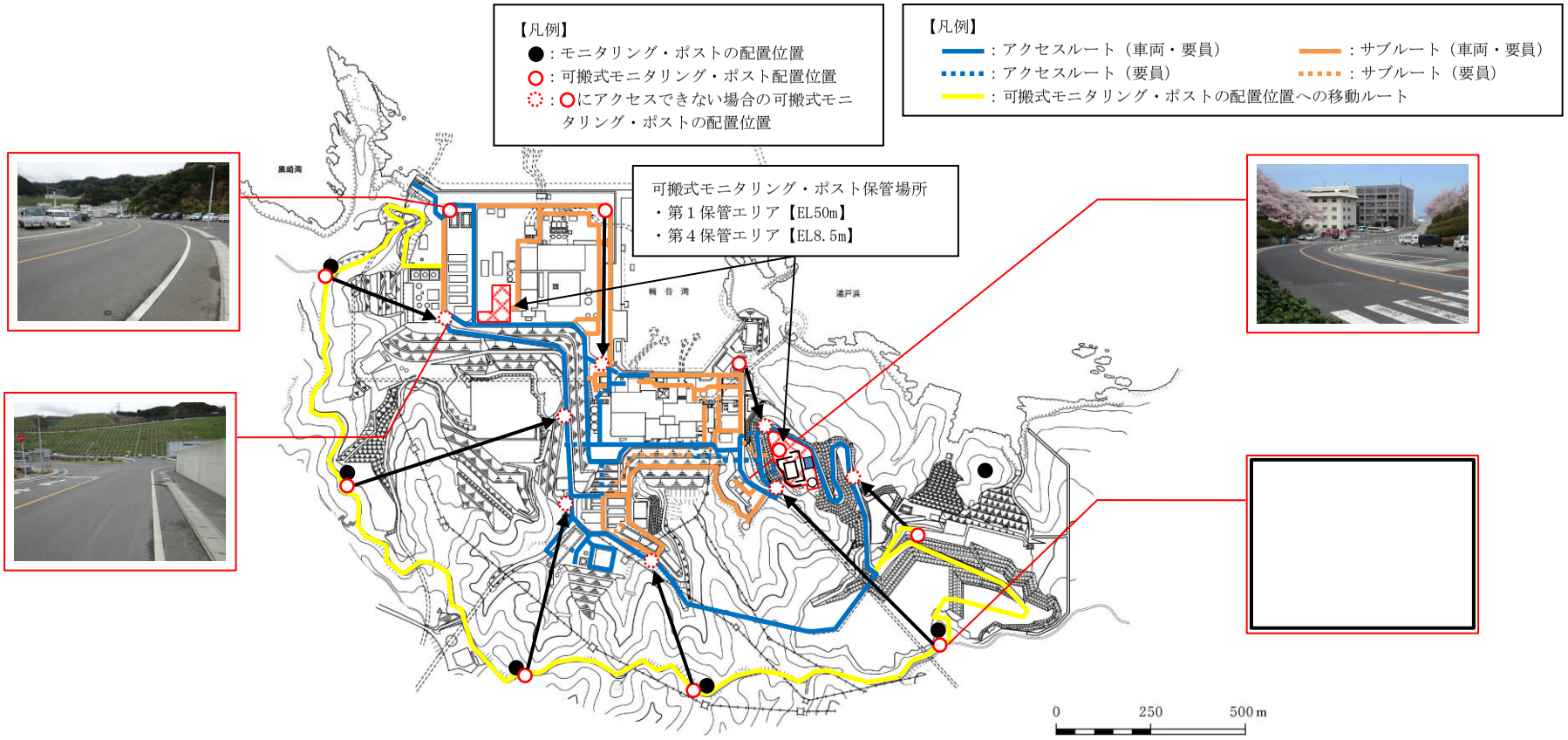
保管場所
（屋外：第１保管エリア（EL50m），第４保管エリア（EL8.5m））
小型船舶

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



60-7
アクセスルート図

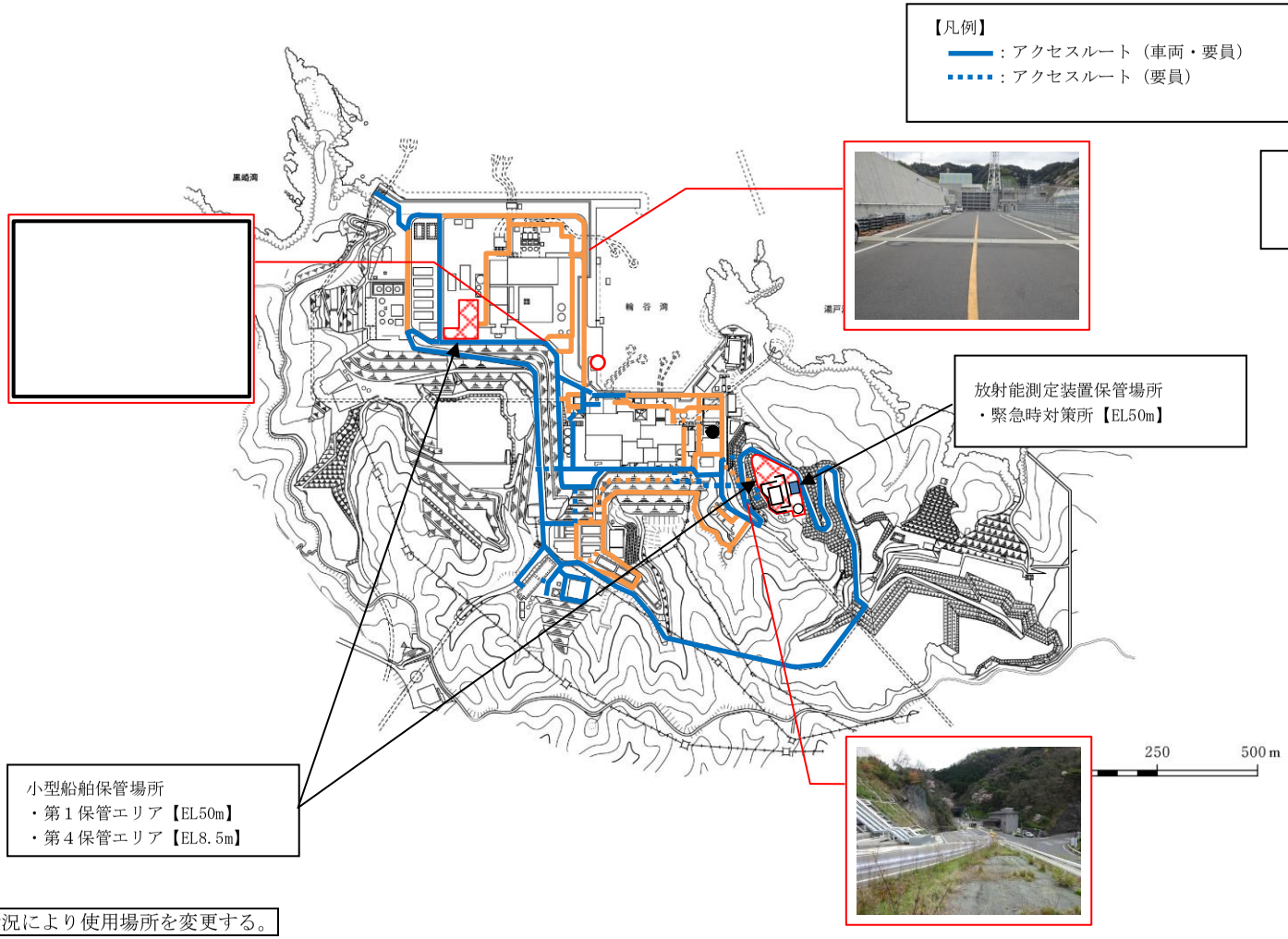
島根原子力発電所　２号炉
重大事故等時アクセスルート図（第 60 条関係）［屋外］（1）



現場の状況により配置位置を変更する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所　２号炉
重大事故等時アクセスルート図（第 60 条関係）［屋外］(2)

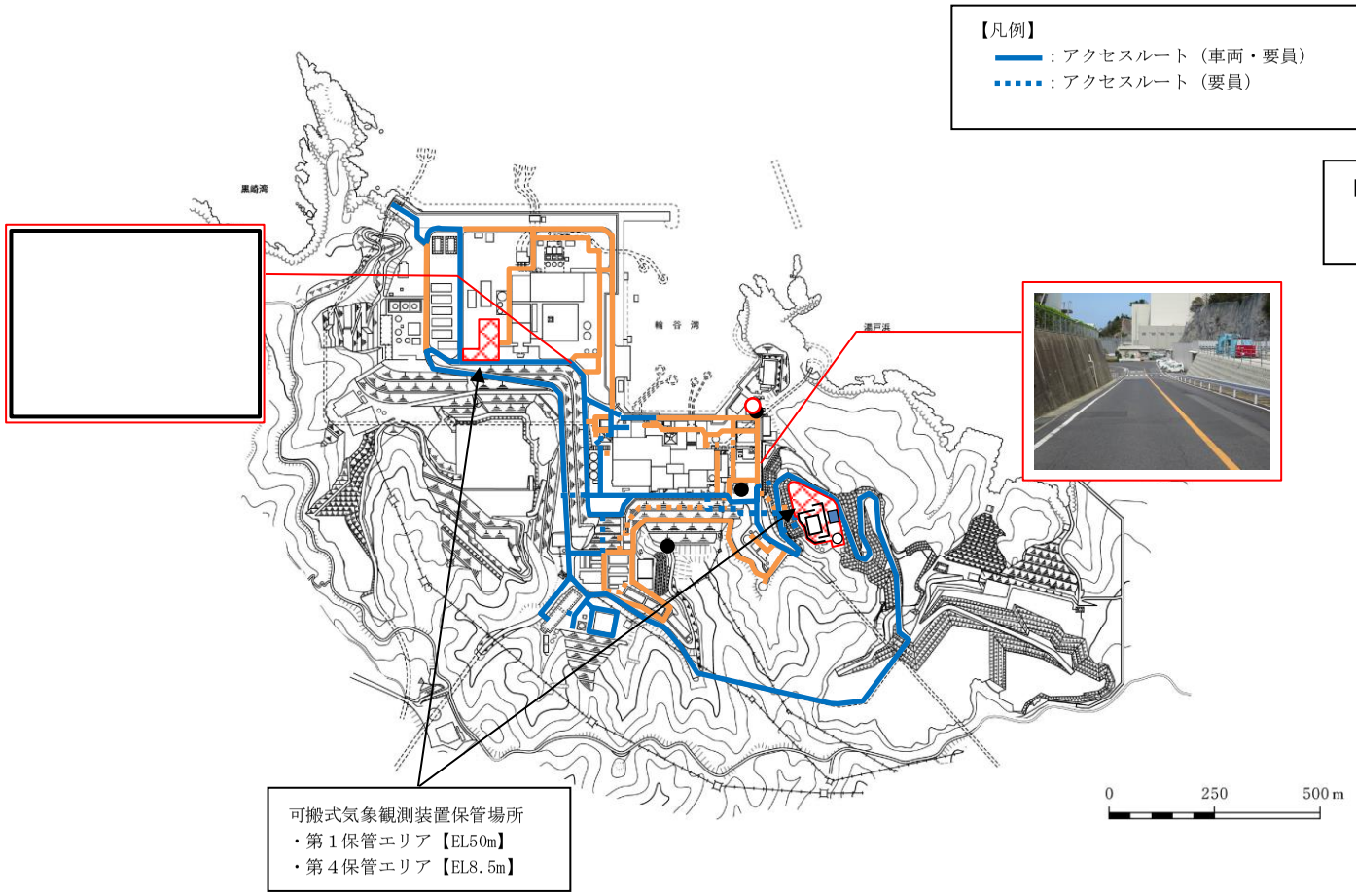


現場の状況により使用場所を変更する。

60-7-2

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所　２号炉
重大事故等時アクセスルート図（第 60 条関係）［屋外］(3)



現場の状況により配置位置を変更する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

60-8

監視測定設備について

＜　目　次　＞

1.　環境モニタリング設備について
1.1　モニタリング・ポスト
1.1.1　モニタリング・ポストの配置及び計測範囲
1.1.2　モニタリング・ポストの電源
1.1.3　モニタリング・ポストの伝送
1.2　放射能観測車
1.3　代替測定
1.3.1　可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定
1.3.2　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定
1.4　放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定
1.4.1　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定
1.4.2　小型船舶による海上モニタリング

2.　気象観測設備について
2.1　気象観測設備
2.2　可搬式気象観測装置

3.　参考　環境モニタリング設備等

1.　環境モニタリング設備について

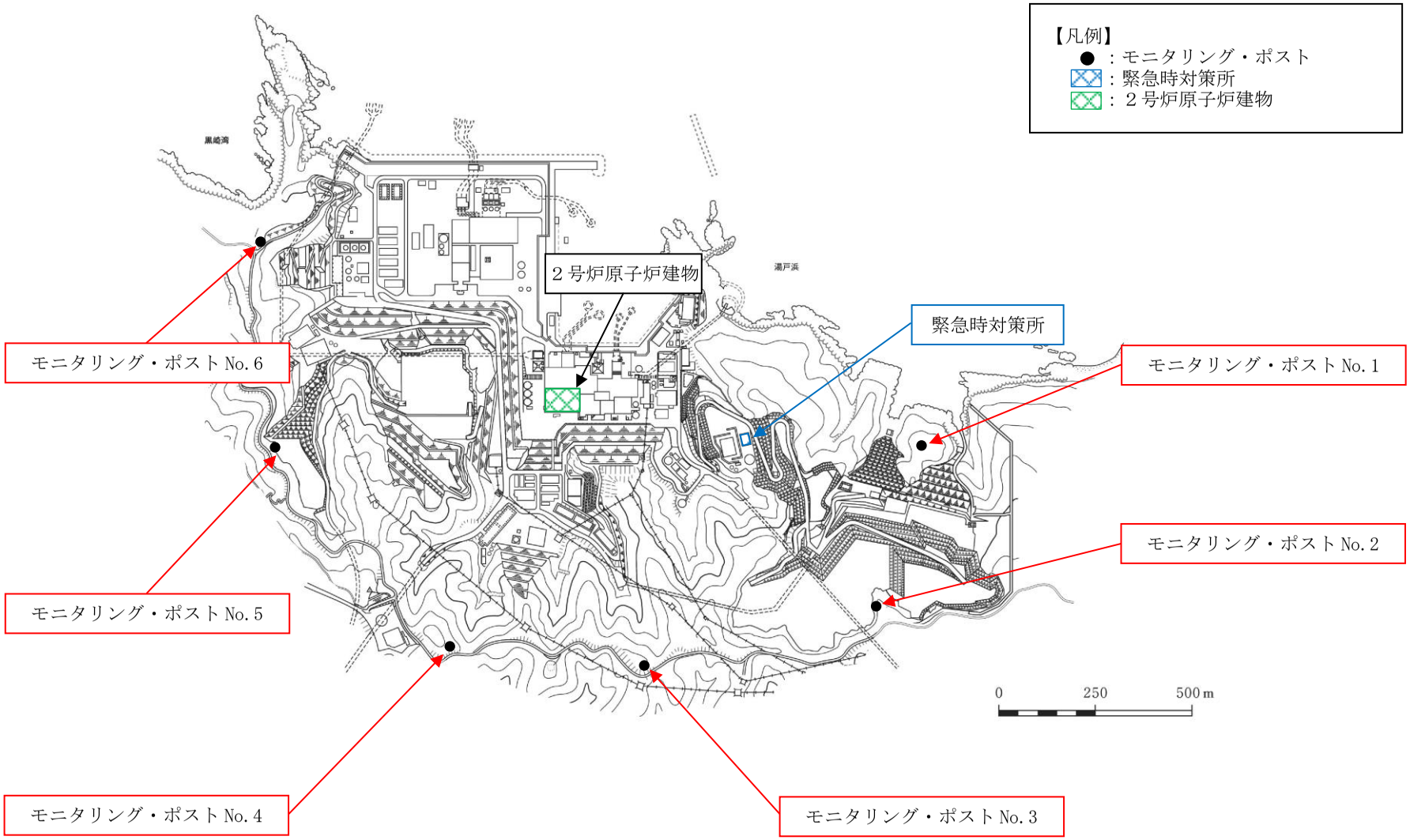
1.1　モニタリング・ポスト

1.1.1　モニタリング・ポストの配置及び計測範囲

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時に周辺監視区域境界付近の放射線量率を連続的に監視するために，モニタリング・ポスト６台を設けており，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

なお，モニタリング・ポストは，その測定値が設定値以上に上昇した場合，直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。モニタリング・ポストの配置図を第1.1－1図，計測範囲等を第1.1－1表に示す。

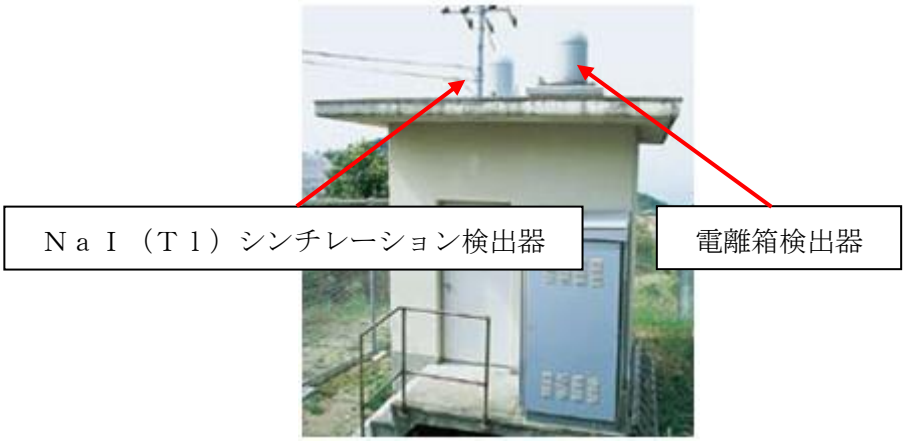
□：設計基準対象施設



第 1.1－1 図　モニタリング・ポストの配置図

第1.1－1表　モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数	取付箇所
モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	$10\sim10^{5}$nGy/h	$10\sim10^{5}$nGy/h	各１台	周辺監視区域境界付近（６箇所）
	電離箱	$10\sim10^{8}$nGy/h	$10\sim10^{8}$nGy/h	各１台	



（モニタリング・ポストの写真）

：設計基準対象施設

1.1.2　モニタリング・ポストの電源

モニタリング・ポストは，非常用所内電源に接続しており，電源復旧までの期間，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電が可能な設計とする。さらに，モニタリング・ポストは，専用の無停電電源装置及び非常用発電機を有し，電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。なお，無停電電源装置及び非常用発電機による給電状態は中央制御室で確認することができる。

また，モニタリング・ポストは，代替交流電源設備である常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電が可能な設計とする。

無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様を第 1.1－2 表に，モニタリング・ポストの電源構成概略図等を第 1.1－2 図に示す。

第 1.1－2 表　無停電電源装置及び非常用発電機の設備仕様

名称	個数	出力	発電方式	バックアップ時間※	燃料	備考
無停電電源装置	局舎毎に１台計６台	1.2kVA 以上	蓄電池	約 10 分	－	停電時に電源を供給できる
非常用発電機	局舎毎に１台計６台	5.2kVA	ディーゼルエンジン	約 24 時間	軽油	停電時に電源を供給できる

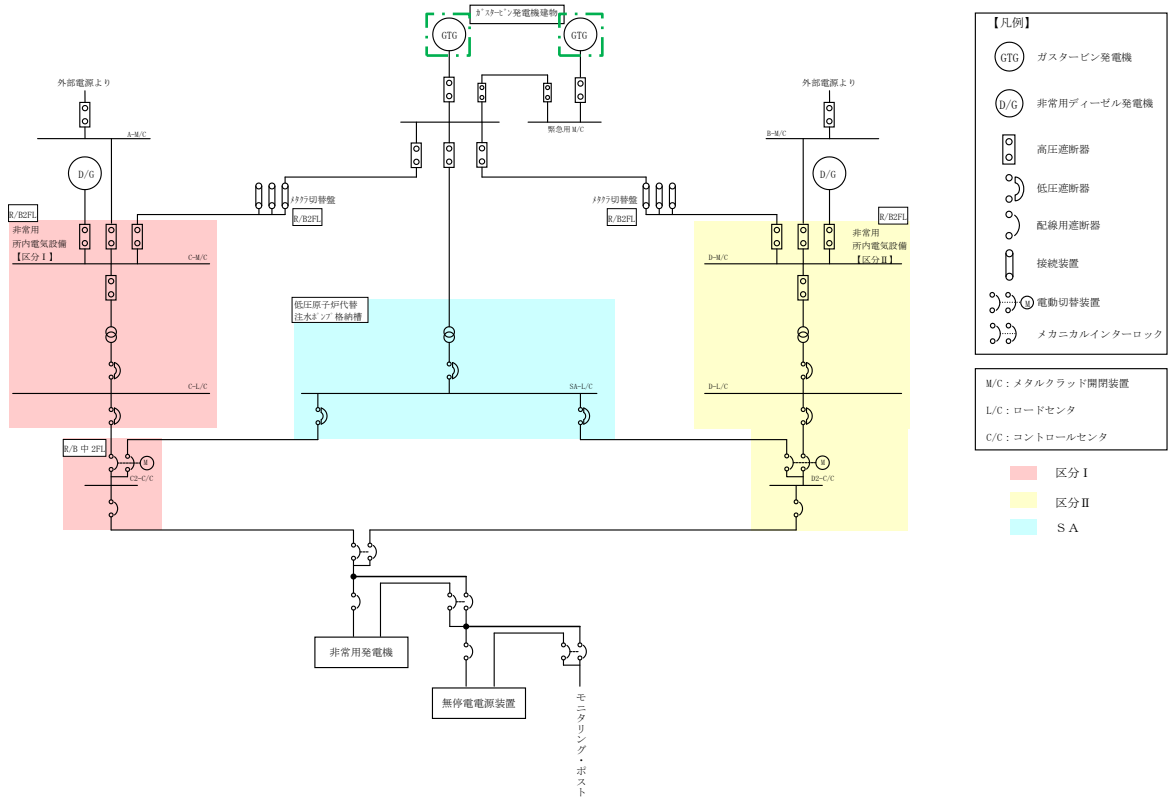
※バックアップ時間は，各モニタリング・ポストの実負荷より算出。

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備

○電源構成概略

（モニタリング・ポスト No.1～No.6 について同様）



第 1.1－2 図　モニタリング・ポストの電源構成概略図等（１／２）

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備

○外観写真



（無停電電源装置の写真）



（非常用発電機の写真）



（常設代替交流電源設備の写真）

第 1.1－2 図　モニタリング・ポストの電源構成概略図等（２／２）

：設計基準対象施設

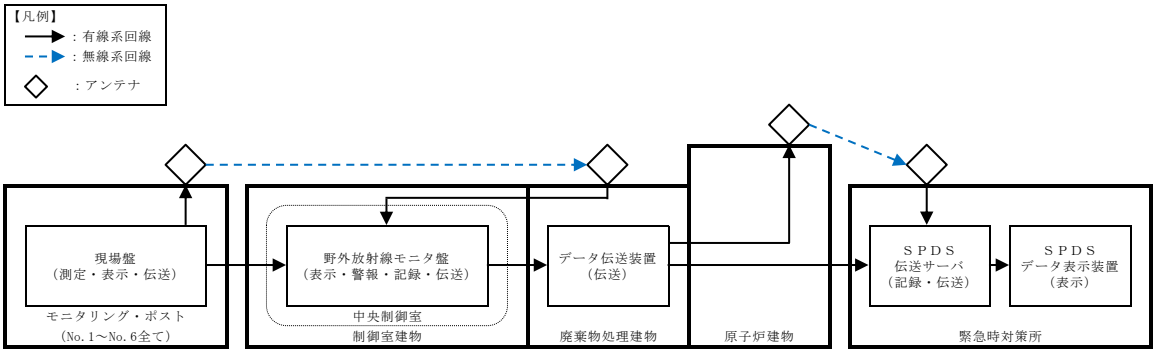
：重大事故等対処設備

1.1.3　モニタリング・ポストの伝送

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送を行う構成は，建物間※において有線系回線及び無線系回線により多様性を有し，測定したデータは，モニタリング・ポスト局舎，中央制御室及び緊急時対策所で監視できる設計とする。

モニタリング・ポストの伝送概略図を第1.1－3図に示す。

※制御室建物等は，モニタリング・ポストと同等以上の耐震性を有しており，伝送の多様化の対象範囲は耐震性を有した建物間とする。



第1.1－3図　モニタリング・ポストの伝送概略図

：設計基準対象施設

1.2　放射能観測車

周辺監視区域境界付近の放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために，放射線量率を監視，測定，記録する装置，空気中の放射性物質（粒子状物質，よう素）を採取，測定する装置等を搭載した放射能観測車を１台配備する。

また，原子力事業者間協力協定に基づき，放射能観測車 11 台の融通を受けることが可能である。

放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真を第 1.2－1 表，放射能観測車の保管場所を第 1.2－1 図に示す。

第 1.2－1 表　放射能観測車搭載の各計測器の計測範囲等及び放射能観測車の写真

名称		検出器の種類	計測範囲	記録方法	個数
放射能観測車	線量率モニタ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	$10 \sim 10^{5}$nGy/h	サンプリング記録	１台
	ダストモニタ	ＧＭ管	$0 \sim 10^{6}$-1count	サンプリング記録	１台
	よう素モニタ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	$0 \sim 10^{6}$-1count	サンプリング記録	１台

（その他主な搭載機器）個数：各１台

・ダスト・よう素サンプラ

・ＰＨＳ端末

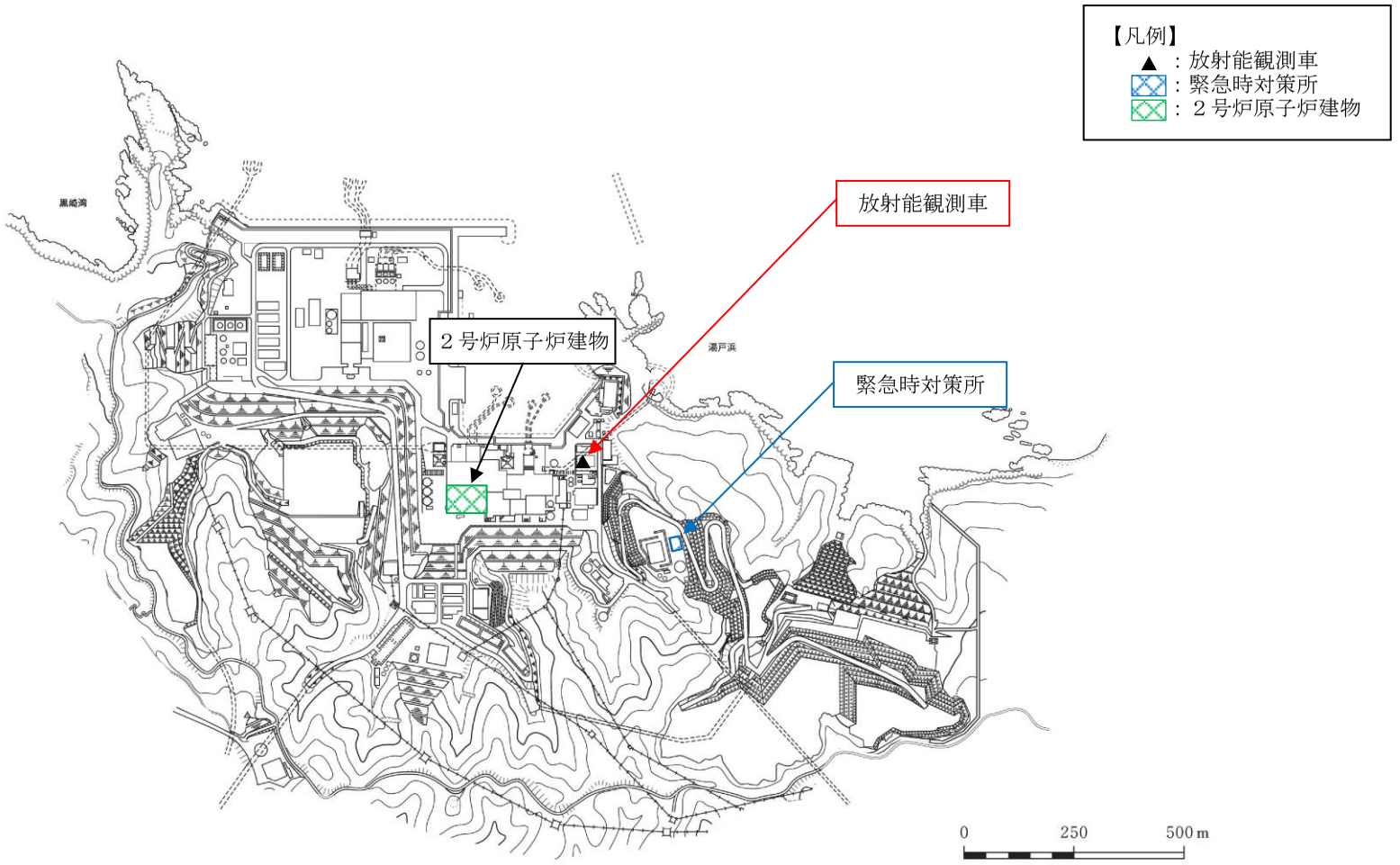
・衛星電話設備（携帯型）

・風向風速計



（放射能観測車の写真）

：設計基準対象施設



第 1.2－1 図　放射能観測車の保管場所

1.3　代替測定

1.3.1　可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

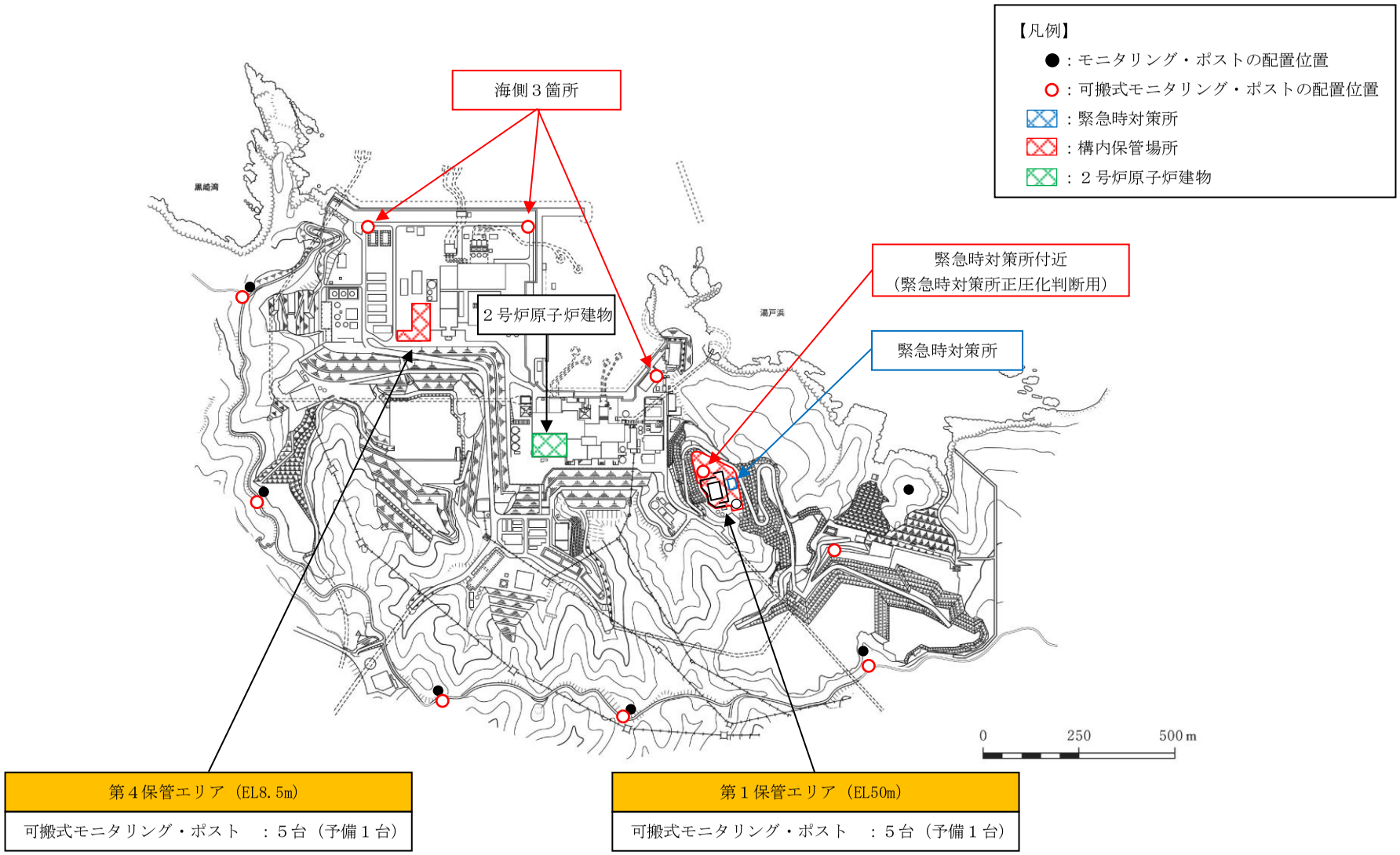
重大事故等時，モニタリング・ポストが機能喪失した際に代替できるよう可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト設置位置に６台配置する。また，原子力災害対策特別措置法第十条第一項若しくは第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）が発生した場合，又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した場合，可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポストが設置されていない海側に３台，緊急時対策所の正圧化が判断できるよう緊急時対策所付近に１台配置する。

可搬式モニタリング・ポストは，上記に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用２台を含めた合計 12 台を保管する。可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所を第 1.3－1 図に示す。

可搬式モニタリング・ポストの電源は，蓄電池により７日間以上連続で稼働できる設計としており，蓄電池を交換することにより継続して計測できる。また，測定したデータは，可搬式モニタリング・ポストの電子メモリに記録するとともに，衛星系回線により，緊急時対策所に伝送することができる設計とする。

可搬式モニタリング・ポストの計測範囲等を第 1.3－1 表，仕様を第 1.3－2 表，伝送概略図を第 1.3－2 図に示す。

：重大事故等対処設備



現場の状況により，配置位置を変更する。

第 1.3－1 図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び保管場所

第 1.3－1 表　可搬式モニタリング・ポストの計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	個数
可搬式モニタリング・ポスト	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	$10～10^{9}$nGy/h※	計測範囲内で可変	10 台（予備２台）
	半導体			

※「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値（10^{-1}Gy/h）等を満足する設計とする。

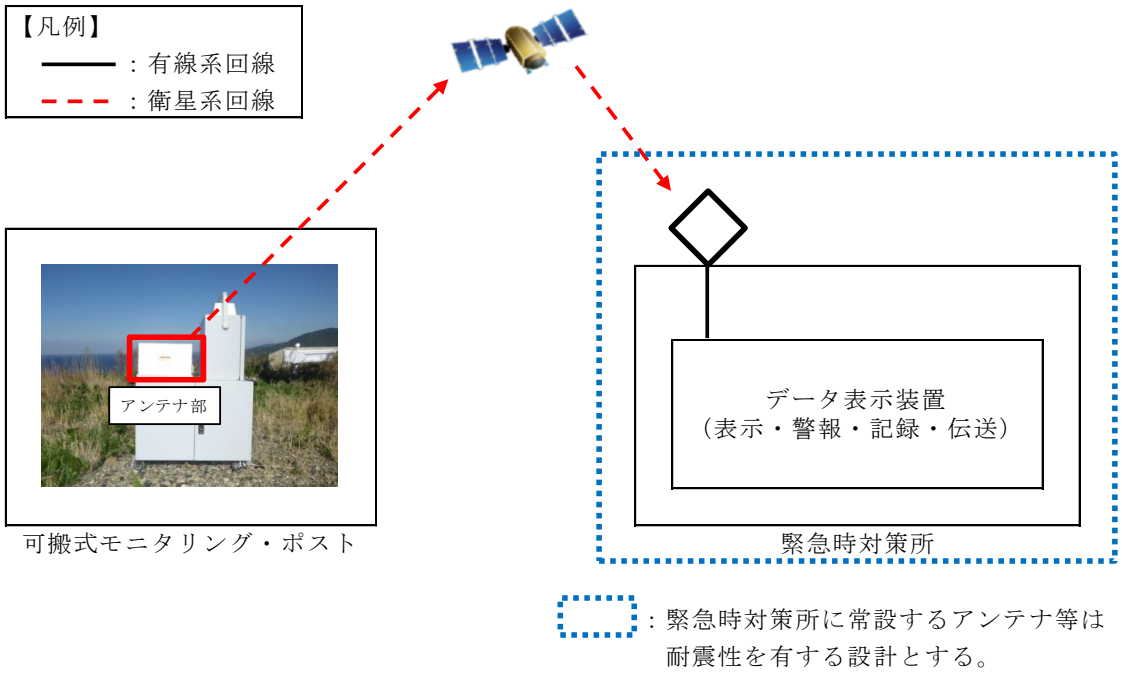
第 1.3－2 表　可搬式モニタリング・ポストの仕様

項目	内容
電源	蓄電池（４個）により７日以上供給可能。 ７日後からは，予備の蓄電池（４個）と交換することにより継続して計測可能。蓄電池は１個あたり約６時間で充電可能。
記録	測定値は本体の電子メモリに１週間分程度記録。
伝送	衛星系回線により，緊急時対策所にてデータ監視。 なお，本体で指示値の確認が可能。
概略寸法	本　体：約 800(W)×約 500(D)×約 1000(H)mm 蓄電池：約 210(W)×約 180(D)×約 175(H)mm
重量	合　計：約 60kg 本　体：約 40kg 蓄電池：約 20kg（約５kg／個×４個）



（可搬式モニタリング・ポストの写真）

：重大事故等対処設備



第 1.3－2 図　可搬式モニタリング・ポストの伝送概略図

：重大事故等対処設備

1.3.2　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等時，放射能観測車のダスト・よう素サンプラ又はダストモニタ，よう素モニタが機能喪失した際に代替できるよう放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてＧＭ汚染サーベイ・メータ）を用いて，周辺監視区域境界付近における空気中の放射性物質の濃度を監視し，測定し，その結果を記録する。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ及びＧＭ汚染サーベイ・メータは，合計２台（予備１台）を保管する。放射能測定装置の仕様を第 1.3－3 表，保管場所を第 1.3－3 図に示す。

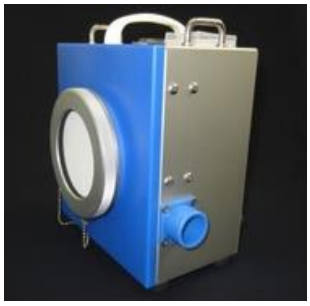
第 1.3－3 表　放射能測定装置の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数
可搬式ダスト・よう素サンプラ	－	－	－	２台※2，※3（予備１台）
ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	０～30ks^{-1}※1	サンプリング記録	２台※2，※3（予備１台）
ＧＭ汚染サーベイ・メータ	ＧＭ管	０～100kmin^{-1}※1	サンプリング記録	２台※2，※3（予備１台）

※１　「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満たす設計とする。

※２　「1.4　放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」と共用。

※３　緊急時対策所に２台（予備１台）保管する。



（可搬式ダスト･よう素サンプラ）

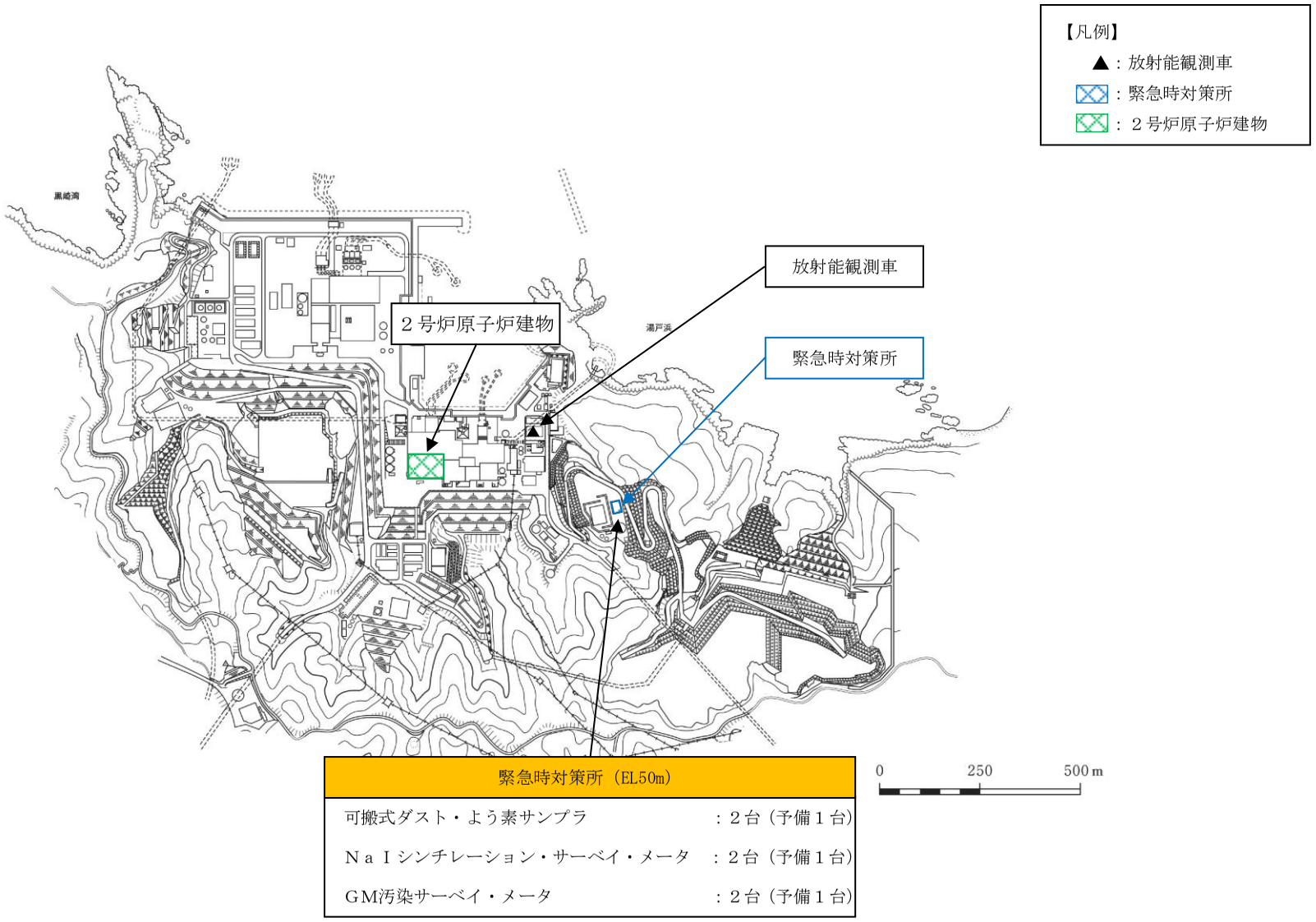


（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ）



（ＧＭ汚染サーベイ・メータ）

：重大事故等対処設備



第 1.3－3 図　放射能測定装置の保管場所

1.4　放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

1.4.1　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定

重大事故等時に，放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ，α・β線サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ）及び小型船舶を用いて，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における空気中，水中及び土壌中の放射性物質の濃度及び放射線量率を監視し，測定し，その結果を記録する。なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

放射能測定装置のうち可搬式ダスト・よう素サンプラ，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ＧＭ汚染サーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータは，合計２台（予備１台）を保管する。放射能測定装置のうちα・β線サーベイ・メータは，合計１台（予備１台）を保管する。海上モニタリングのための小型船舶は，合計１台（予備１台）を保管する。

発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の計測範囲等を第1.4－1表，外観の写真を第1.4－1図，保管場所及び海水・排水試料採取場所を第1.4－2図に示す。

：重大事故等対処設備

第1.4－1表　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の計測範囲等

名称	検出器の種類	計測範囲	記録	個数
可搬式ダスト・よう素サンプラ	－	－	－	2台※2，※3 （予備1台）
ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ	ＮａＩ（Ｔｌ）シンチレーション	0～30ks^{-1}※1	サンプリング記録	2台※2，※3 （予備1台）
GM汚染サーベイ・メータ	GM管	0～100kmin^{-1}※1	サンプリング記録	2台※2，※3 （予備1台）
α・β線サーベイ・メータ	ＺｎＳ（Ａｇ）シンチレーション	0～100kmin^{-1}※1	サンプリング記録	1台※4 （予備1台）
	プラスチックシンチレーション	0～100kmin^{-1}※1		
電離箱サーベイ・メータ	電離箱	0.001～300mSv/h※1	サンプリング記録	2台※3 （予備1台）
小型船舶	－	－	－	1台 （予備1台）

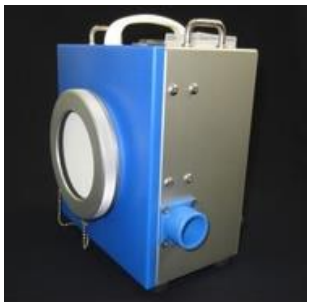
※1　「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満たす設計とする。

※2　「1.3.2　放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」と共用。

※3　緊急時対策所に2台（予備1台）保管する。

※4　緊急時対策所に1台（予備1台）保管する。

：重大事故等対処設備



（可搬式ダスト・よう素サンプラ）



（ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ）



（GM汚染サーベイ・メータ）



（α・β線サーベイ・メータ）



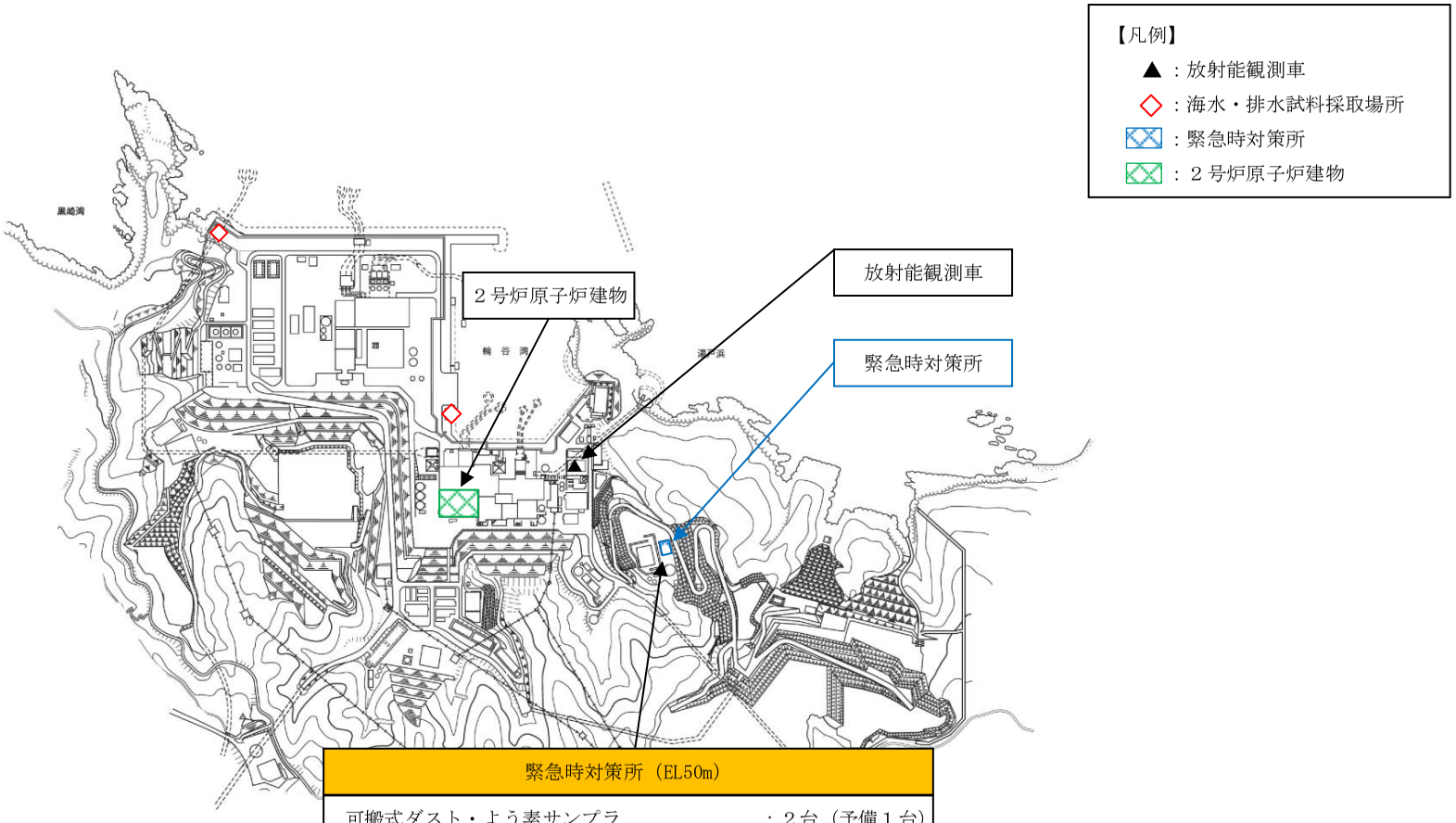
（電離箱サーベイ・メータ）



（小型船舶）

第 1.4－1 図　発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）の測定に使用する設備の写真

：重大事故等対処設備



緊急時対策所（EL50m）	
可搬式ダスト・よう素サンプラ	：２台（予備１台）
ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ	：２台（予備１台）
GM汚染サーベイ・メータ	：２台（予備１台）
α・β線サーベイ・メータ	：１台（予備１台）
電離箱サーベイ・メータ	：２台（予備１台）

現場の状況により，採取場所を変更する。

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

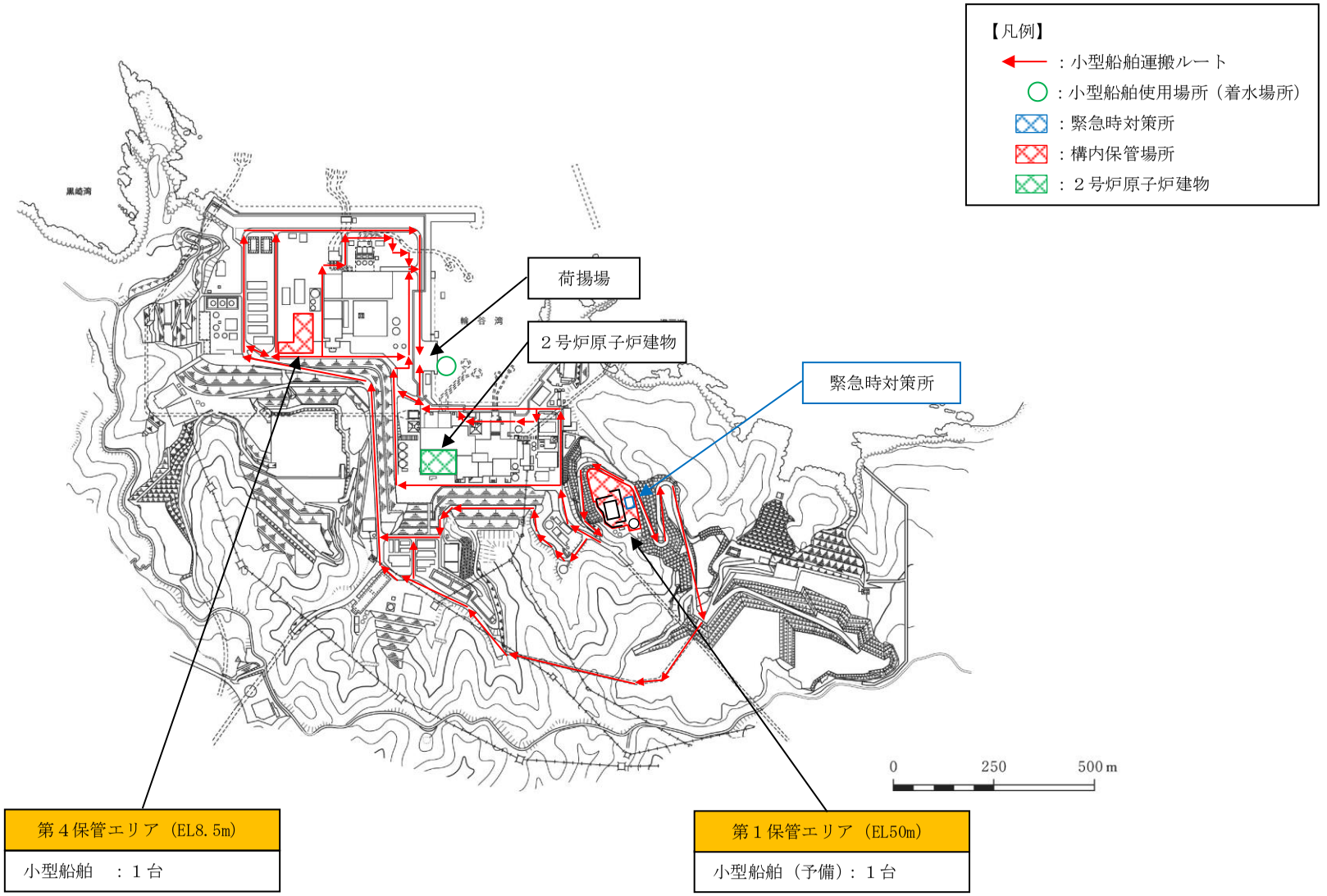
1.4.2　小型船舶による海上モニタリング

重大事故等時，発電所の周辺海域へ気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶により，周辺海域の放射線量率を電離箱サーベイ・メータで測定し，その結果を記録するとともに，空気中の放射性物質及び海水のサンプリングを行う。サンプリングした試料については，ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，GM汚染サーベイ・メータ及びα・β線サーベイ・メータで測定し，その結果を記録する。なお，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に海上モニタリングを行う。

小型船舶の保管場所及び運搬ルートを第1.4－3図に示す。

ａ．個数：１台（予備１台）
ｂ．定員：５名
ｃ．最大積載重量：500kg
ｄ．動力源：軽油
ｅ．モニタリング時に持ち込む資機材
・電離箱サーベイ・メータ　　：１台
・可搬式ダスト・よう素サンプラ：１台
・採取用資機材（容器等）　　：１式
ｆ．保管場所
・第１保管エリア：１台（EL50m）
・第４保管エリア：１台（EL8.5m）
ｇ．運搬方法
クレーン付トラックにて荷揚場まで運搬する。

l：重大事故等対処設備



現場の状況により，小型船舶運搬ルートを変更する。

第 1.4－3 図　小型船舶の保管場所及び運搬ルート

2.　気象観測設備について

2.1　気象観測設備

気象観測設備は，放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために，風向，風速，日射量，放射収支量，雨量，温度等を測定し，連続測定したデータは，中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視を行うことができる設計とする。また，そのデータを記録し，保存することができる設計とする。

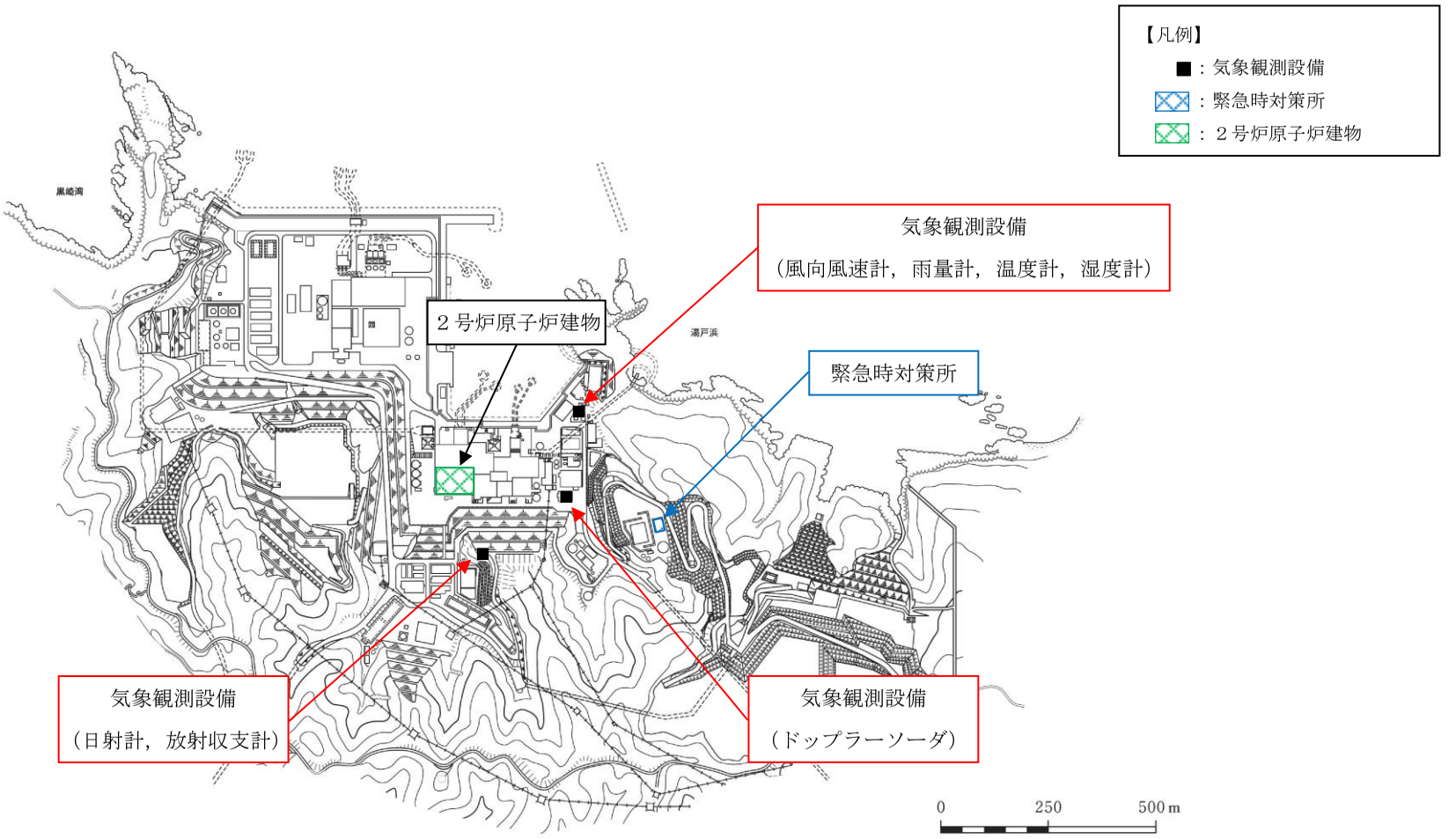
気象観測設備の各測定器は周囲の構造物の影響のない位置※に配置する設計とする。

気象観測設備の配置図を第 2.1－1 図，測定項目等を第 2.1－1 表に示す。

また，気象観測設備のデータ伝送系については，第 2.1－2 図に示すとおりとする。気象観測設備のデータ伝送を行う構成は，建物間において有線系回線及び無線系回線により多様性を有することで信頼性向上を図る設計とする。

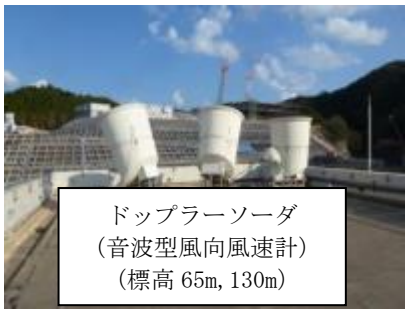
※　「露場から建物までの距離は建物の高さから 1.5ｍを引いた値の３倍以上，または露場から 10ｍ以上。」「露場中央部における地上 1.5ｍの高さから周囲の建物に対する平均仰角は 18 度以下。」（地上気象観測指針（2002 気象庁））

□：設計基準対象施設



第 2.1－1 図　気象観測設備の配置図

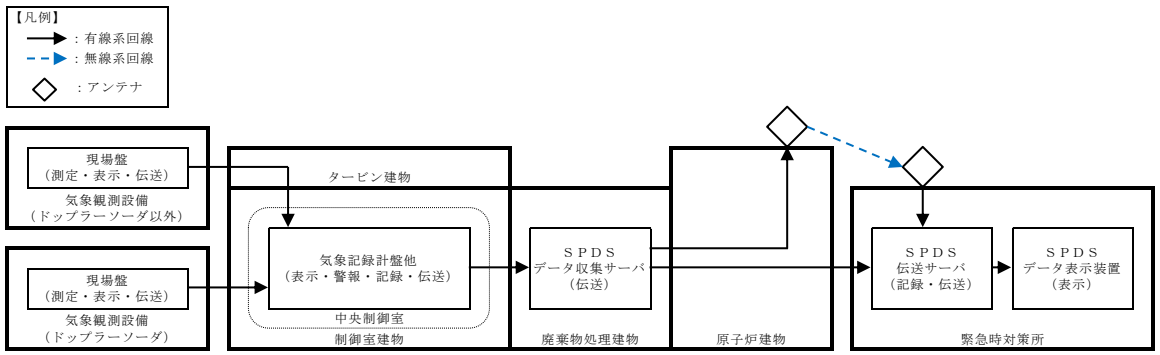
第 2.1－1 表　気象観測設備の測定項目等

気象観測設備
 風向風速計 （地上高 20m）
 ドップラーソーダ （音波型風向風速計） （標高 65m, 130m）
 日射計，放射収支計
 雨量計，温度計，湿度計
（気象観測設備の写真）

個数：各１台 （測定項目） 風向※，風速※，日射量※， 放射収支量※，雨量，温度等	（記録） 有線系回線及び無線系回線により中央制御室及び緊急時対策所に表示し，監視する。また，そのデータを記録し，保存する。

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

□：設計基準対象施設



第 2.1－2 図　気象観測設備の伝送概略図

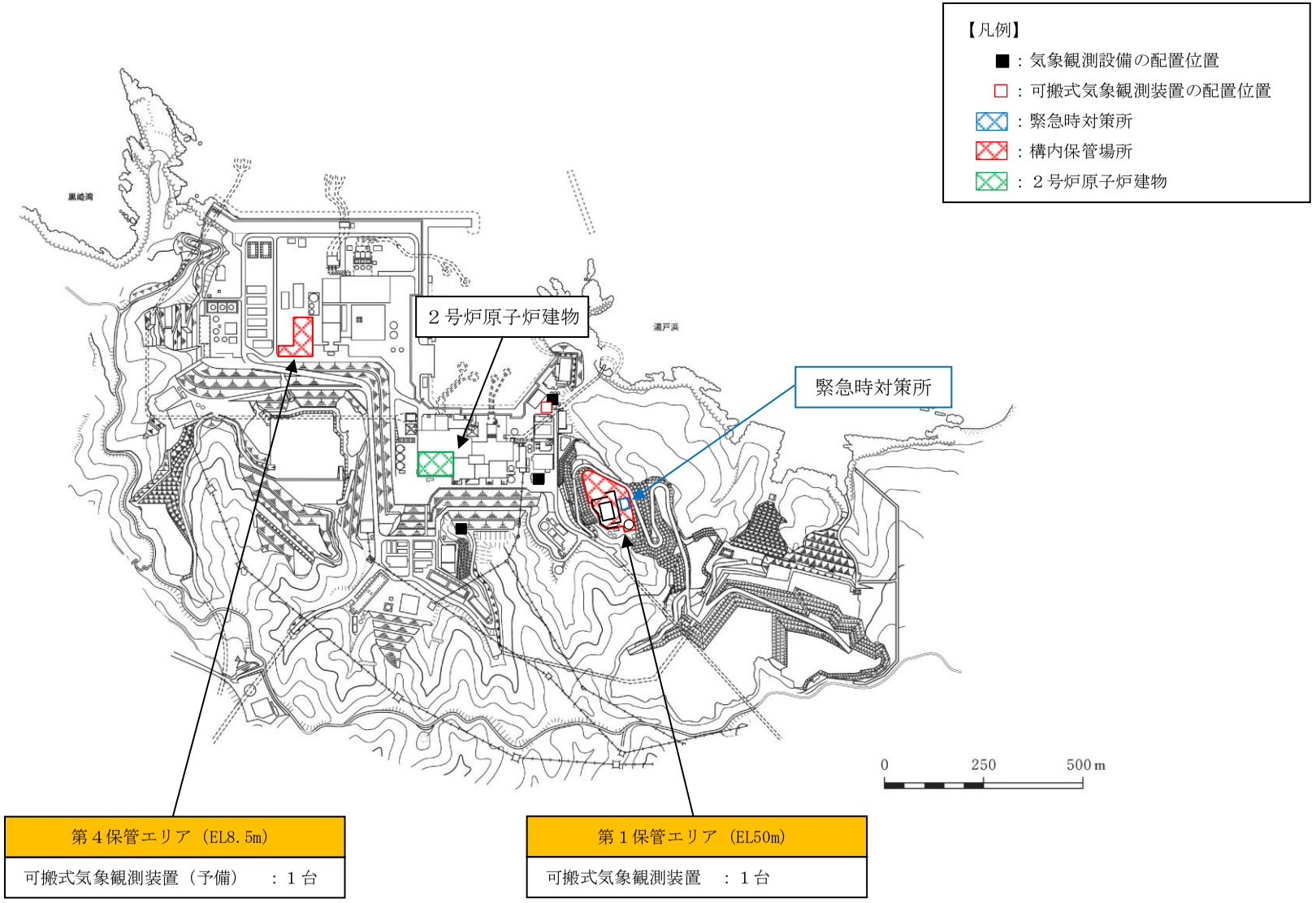
：設計基準対象施設

2.2　可搬式気象観測装置

重大事故等時，気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬式気象観測装置を気象観測設備近傍に配置する。

可搬式気象観測装置は，合計１台（予備１台）を保管する。可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所を第 2.2－1 図，測定項目等を第 2.2－1 表，伝送概略図を第 2.2－2 図に示す。

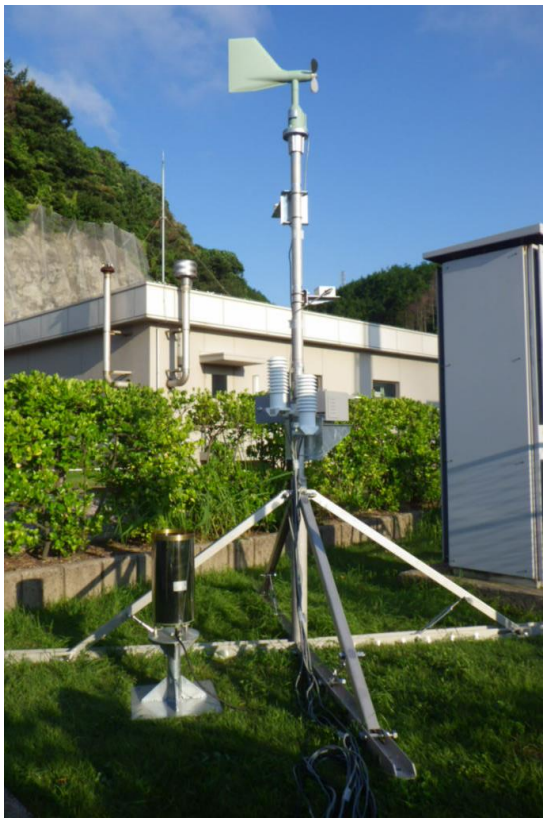
：重大事故等対処設備



現場の状況により，配置位置を変更する。

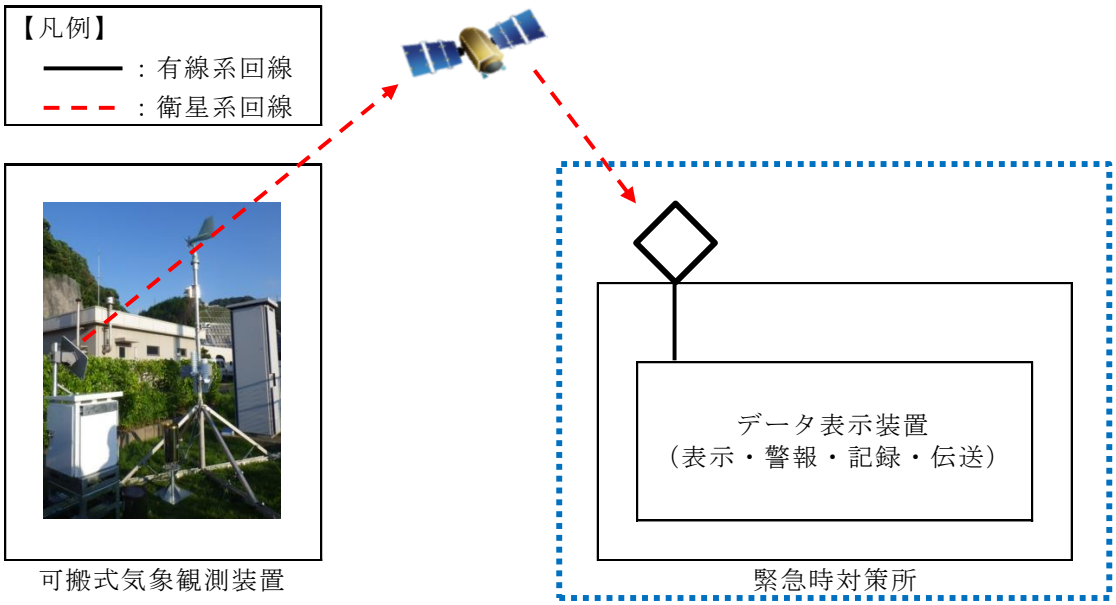
第 2.2－1 図　可搬式気象観測装置の配置位置及び保管場所

第 2.2－1 表　可搬式気象観測装置の測定項目等

可搬式気象観測装置
 （可搬式気象観測装置の写真）
個数：１台（予備１台）
（測定項目） 風向※，風速※，日射量※，放射収支量※，雨量 （電源） 蓄電池（８個）により 24 時間以上供給可能。 24 時間後からは，蓄電池（８個）と交換することにより継続して計測可能。 蓄電池は１個あたり約 12 時間で充電可能。 （記録） 本体の電子メモリに１週間以上記録。 （伝送） 衛星系回線により，緊急時対策所へ伝送。 （重量） 合　計：約 555kg 本　体：約 155kg 蓄電池：約 400kg（約 50kg/個×８個）

※「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づく測定項目

：重大事故等対処設備



第 2.2－2 図　可搬式気象観測装置の伝送概略図

：重大事故等対処設備

3. 参考　環境モニタリング設備等

3.1 その他条文との基準適合性

3.1.1 設置許可基準規則第六条

監視設備に関する要求事項のうち，設置許可基準規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）への適合方針は以下のとおりである。

(1) 洪水

敷地が洪水による被害を受けることはないため，監視設備の安全機能を損なうことはない。

(2) 風（台風）

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

(3) 竜巻

監視設備は，設計竜巻の最大瞬間風速による風荷重，気圧差荷重及び飛来物衝突の際の衝撃荷重を適切に組み合わせた荷重に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(4) 凍結

監視設備は，低温による凍結に対し機能喪失した場合，低温に対して機能喪失しない代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(5) 降水

監視設備は，降水による浸水に対しては，排水路による排水等により，想定される荷重に対しては，降水が滞留しない形状とすることで機能喪失しない設計とする。

(6) 積雪

監視設備は，積雪による荷重に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(7) 落雷

監視設備は，落雷に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(8) 地滑り・土石流

監視設備は，地滑り・土石流に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(9)　火山の影響

監視設備は，降下火砕物による荷重に対して機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(10) 生物学的事象

監視設備は，海水取水を必要としない設備とすることで，海生生物であるクラゲ等の発生の影響を受けない設計とする。

小動物の侵入に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(11) ダムの崩壊

敷地がダムの崩壊による被害を受けることはないため，監視設備の安全機能を損なうことはない。

(12) 外部火災

監視設備に対して影響を及ぼし得る外部火災としては，森林火災及び燃料輸送車両の火災が考えられる。

監視設備は，可能な限り消火活動により防護するが，外部火災に対し機能喪失した場合，代替モニタリング設備により対応可能な設計とする。

(13) 有毒ガス

監視設備は，要員による対応が必要とならない設備とすることで有毒ガスの影響を受けない設計とする。

(14) 船舶の衝突

監視設備は，海水取水を必要としない設備とすることで，船舶の衝突の影響を受けない設計とする。

(15) 電磁的障害

監視設備は，ラインフィルタの設置等により，電磁的障害による擾乱に対し機能喪失しない設計とする。

3.2　モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策手段

事故後の周辺汚染により，モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定ができなくなることを避けるため，以下のとおり，バックグラウンドを低減する手段を整備する。

(1)　モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で検出器保護カバーが汚染される場合を想定し，交換用の検出器保護カバーを備える。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

①サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
②モニタリング・ポストの検出器保護カバーの交換を行う。
③モニタリング・ポスト局舎壁等の拭き取り等を行う。
④モニタリング・ポスト周辺の除草，土壌の除去等を行う。
⑤サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(2)　可搬式モニタリング・ポスト

・汚染予防対策

事故後の周辺汚染により，放射性物質で可搬式モニタリング・ポストが汚染される場合を想定し，可搬式モニタリング・ポストの配置を行う際，あらかじめ養生を行う。

・汚染除去対策

重大事故等により，放射性物質の放出後，可搬式モニタリング・ポスト及びその周辺が汚染された場合，汚染の除去を行う。

①サーベイメータ等により汚染レベルを確認する。
②あらかじめ養生を行っていた養生シートを取り除く。
③可搬式モニタリング・ポスト周辺の除草，土壌の除去等を行う。
④サーベイメータ等により汚染除去後の汚染レベルが低減したことを確認する。

(3)　バックグラウンド低減の目安について

放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安については，以下のとおり。

・モニタリング・ポスト及び可搬式モニタリング・ポストの通常時の放射線量率レベル（通常値）
・ただし，汚染の状況によっては，通常値まで低減することが困難な場合があるため，検出器の周囲にコンクリートの遮蔽壁を設置するなど可能な限りバックグラウンドの低減を図る。

3.3　放射能放出率の算出

3.3.1　環境放射線モニタリング指針に基づく算出

(1)　地上高さから放出された場合の測定について

重大事故等において，放射性物質が放出された場合に，放射性物質の放射能放出率を算出するために，可搬式モニタリング・ポスト等で得られた放射線量率のデータより，以下の算出式を用いる。

（出典：環境放射線モニタリング指針（原子力安全委員会　平成 22 年４月））

a．放射性希ガス放出率（Q）の算出式

$Q = 4 \times D \times U / D_0 / E$ (GBq/h)

Q	：	実際の条件下での放射性希ガス放出率（GBq/h）
4	：	安全係数
D	：	風下の地表モニタリング地点で実測された空気カーマ率※1（μGy/h）
U	：	平均風速（m/s）
D_0	：	空気カーマ率分布図のうち地上放出高さ及び大気安定度が該当する図から読み取った地表地点における空気カーマ率（μGy/h）（at 放出率：１GBq/h，風速：１m/s，実効エネルギー：１MeV/dis）※2
E	：	原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー（MeV/dis）

b．放射性よう素放出率（Q）の算出式

$Q = 4 \times \chi \times U / \chi_0$ (GBq/h)

Q	：	実際の条件下での放射性よう素放出率（GBq/h）
4	：	安全係数
χ	：	風下の地表モニタリング地点で実測された大気中の放射性よう素濃度※1（Bq/m^3）
U	：	平均風速（m/s）
χ_0	：	地上高さ及び大気安定度が該当する地表濃度分布図より読み取った地表面における大気中放射性よう素濃度（Bq/m^3）（at 放出率：１GBq/h，風速：１m/s）※2

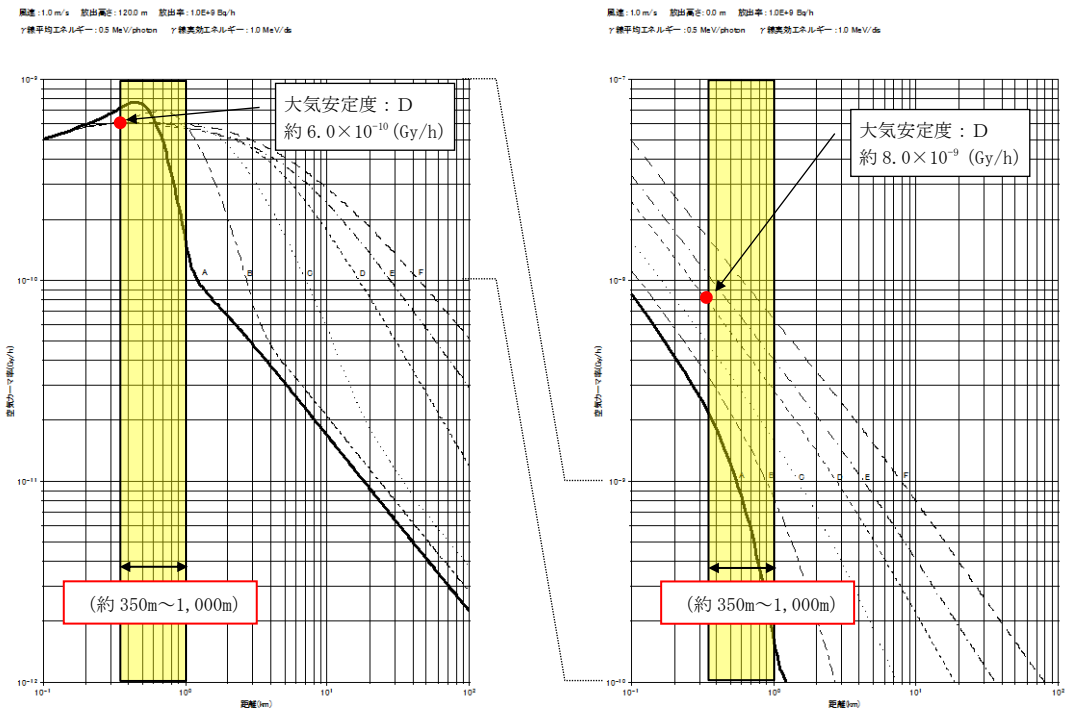
※１：モニタリングで得られたデータを使用

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

(2)　高い位置から放出された場合の測定について

可搬式モニタリング・ポストは，地表面に配置するため，プルームが高い位置から放出された場合，プルーム高さで測定した場合に比べて放射線量率としては低くなる。しかしながら，プルームが通過する上空と地表面の間に放射線を遮蔽するものがないため，地表面に配置する可搬式モニタリング・ポストで十分に測定が可能である。

【放出高さ 120m の場合】　　【放出高さ０ｍ の場合】



・排気筒高さ　地上高　120m
・敷地グランドレベル　EL8.5m
・可搬式モニタリング・ポスト配置位置
　（原子炉建物から約 350m～1,000m 付近）

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

第 3.3－1 図　各大気安定度における地表面での放射性雲からのガンマ線による空気カーマ率分布図

(3)　放射能放出率の算出

＜放射能放出率の計算例＞

以下に，放射性希ガスによる放射能放出率の計算例を示す。

（風速は「1.0m/s」，大気安定度は「D」とする。）

放射性希ガス放出率＝４×D×U／D_0／E

＝４×（５×10^4）×1.0／（6.0×10^{-4}）／0.5

＝6.7×10^8GBq/h

（6.7×10^{17} Bq/h）

４	：安全係数
D	：地表モニタリング地点（風下方向）で実測された空間放射線量率 ⇒50mGy/h（5×10^4 μGy/h）　１Sv＝１Gy とした
U	：放出地上高さにおける平均風速（m/s） ⇒1.0m/s
D_0	：6.0×10^{-4} μSv/h（放出高さ 120m，距離 350m）
E	：原子炉停止から推定時点までの経過時間によるガンマ線実効エネルギー ⇒0.5MeV/dis

※放射性よう素の放射能放出率は，可搬式ダスト・よう素サンプラにより採取し，放射能測定装置により測定したデータから算出する。

3.3.2　可搬式モニタリング・ポストの配置位置におけるプルームの検知性について

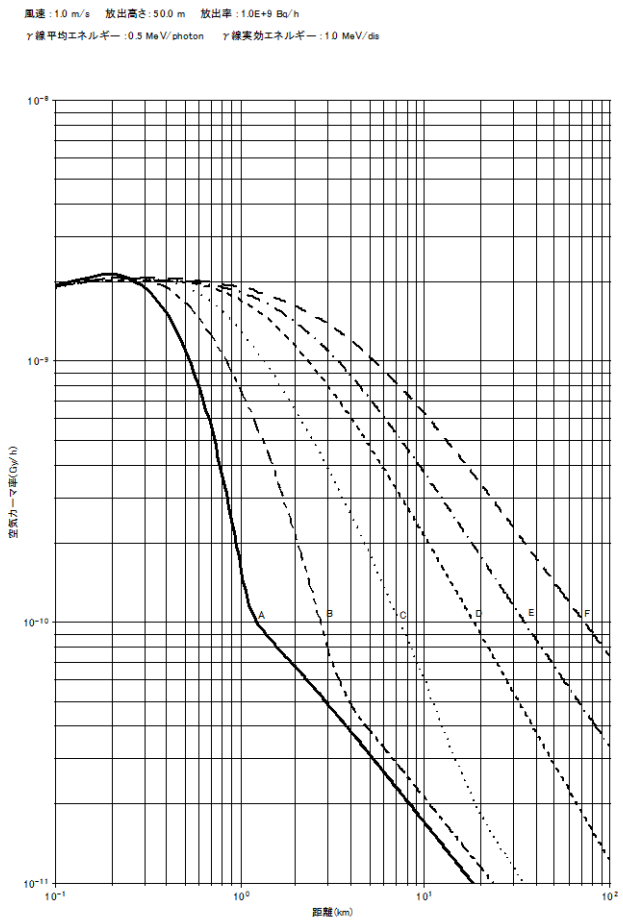
(1)　環境放射線モニタリング指針に基づく評価

プルームが放出された場合において，プルームは必ずしも可搬式モニタリング・ポストの配置位置を通過するわけではなく，間隙を通過するケースも考えられる。そのため，第 3.3－1 表の条件において，放出高さ及び大気安定度が該当する空気カーマ率分布図（第 3.3－2 図，第 3.3－3 図）を用いて，配置する可搬式モニタリング・ポストの検知性を評価した。

第 3.3－1 表　評価条件

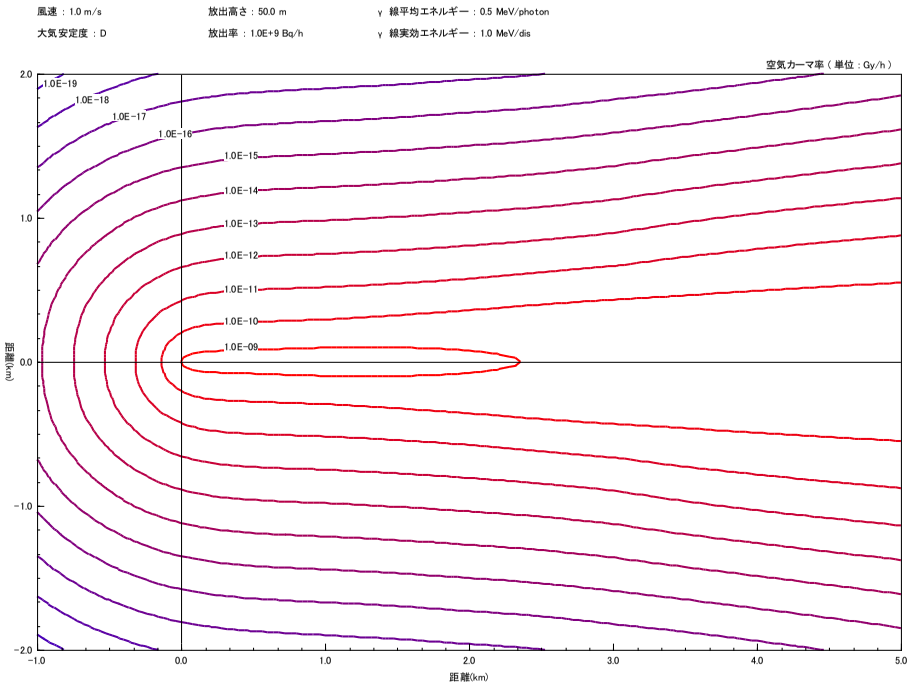
項目	設定内容	設定理由
風速	1.0m/s	それぞれのモニタ指示値の比には影響しないので代表値として 1.0m/s を設定した。
風向	８方位	可搬式モニタリング･ポストの配置位置を考慮した。
大気安定度	Ｄ（中立）	島根原子力発電所で観測された大気安定度のうち,最も出現頻度の高い大気安定度を採用（2009 年 1 月～2009 年 12 月）した。
放出位置	格納容器フィルタベント系排気口 （地上高約 50m，標高約 65m）	格納容器フィルタベント系排気口からの放出を想定した。
評価地点	可搬式モニタリング・ポストの配置位置	当該配置場所でのプルームの検知性を確認するため。

【放出高さ 50m】



第 3.3－2 図　風下軸上空気カーマ率

【放出高さ 50m，大気安定度Ｄ】



第 3.3－3 図　風下直角方向空気カーマ率

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

(2)　評価結果

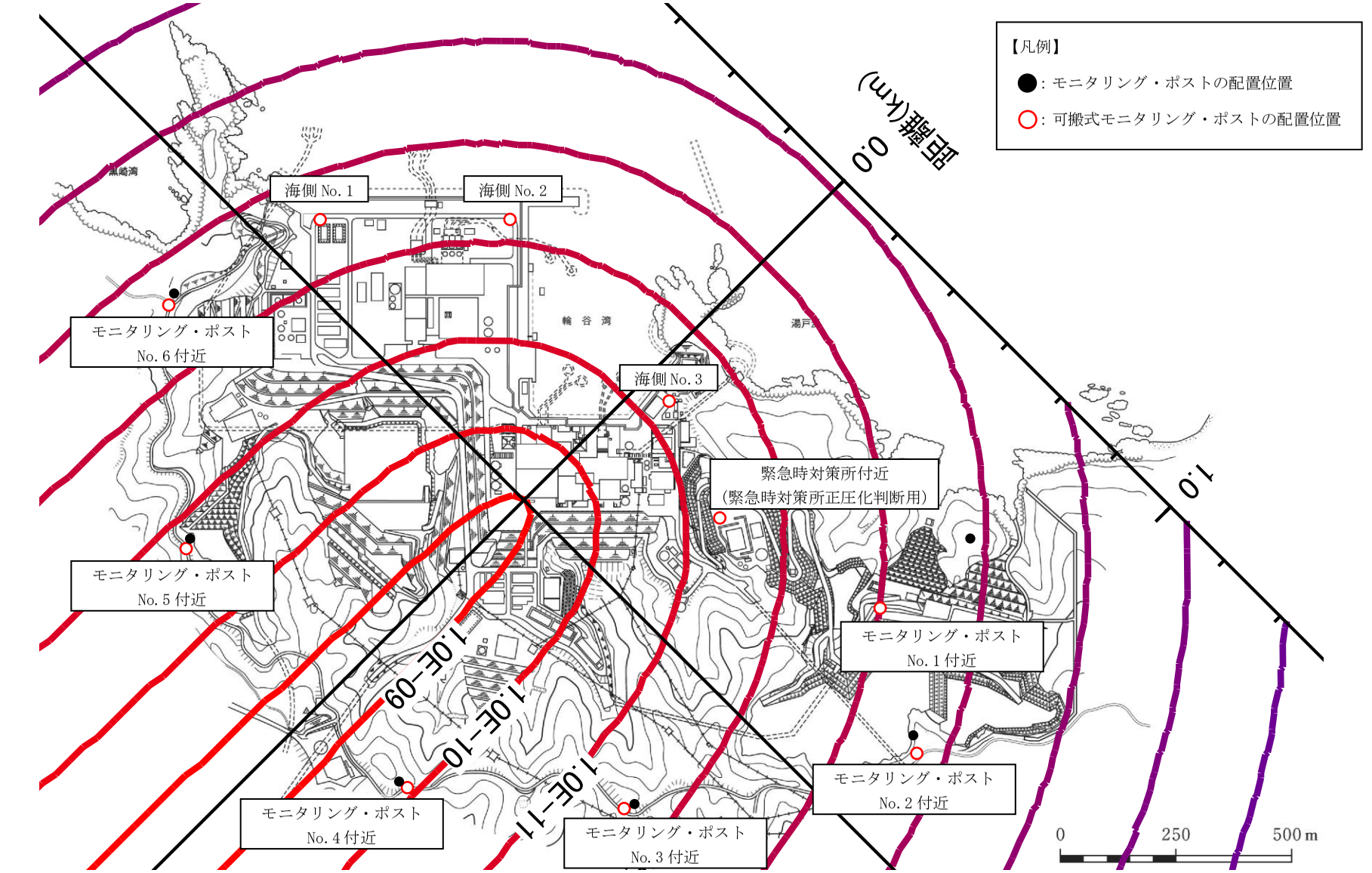
各風向における評価地点での放射線量率を読み取り（第 3.3－4 図），その感度を第 3.3－2 表に示す。ここでは風向きによる差を確認するために，風下方向の評価地点での放射線量率を１と規格化して求めた。風下方向に対して隣接する可搬式モニタリング・ポストは，風下方向の数値に対して，約２桁低くなるが，最低でも 5.0×10^{-2}程度の感度を有しており，プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第 3.3－2 表　各風向による評価地点での放射線量率の感度(基本配置位置)

評価地点での放射線量率の感度 （風下方向の評価地点での放射線量率を１として規格化）								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.1 付近	4.0×10^{-5}	4.0×10^{-4}	5.0×10^{-2}	1.7×10^{-2}	2.1×10^{-4}	3.0×10^{-5}	1.7×10^{-5}	2.2×10^{-5}
モニタリング・ポスト No.2 付近	1.0×10^{-5}	5.0×10^{-5}	5.0×10^{-3}	$\underline{1.7\times10^{-1}}$	2.1×10^{-4}	1.5×10^{-5}	5.6×10^{-6}	5.6×10^{-6}
モニタリング・ポスト No.3 付近	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	1.0×10^{-3}	3.9×10^{-2}	$\underline{1.1\times10^{-1}}$	1.5×10^{-3}	2.2×10^{-4}	1.1×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.4 付近	1.5×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.5×10^{-4}	1.7×10^{-3}	5.3×10^{-2}	$\underline{5.0\times10^{-2}}$	1.7×10^{-3}	2.8×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.5 付近	2.0×10^{-4}	1.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	1.1×10^{-4}	3.2×10^{-4}	1.0×10^{-2}	$\underline{4.4\times10^{-1}}$	2.2×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.6 付近	3.5×10^{-4}	3.5×10^{-5}	2.0×10^{-5}	1.7×10^{-5}	2.1×10^{-5}	1.5×10^{-4}	1.7×10^{-2}	1.1×10^{-1}
海側 No.1	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.9×10^{-5}	5.3×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.7×10^{-3}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$
海側 No.2	$\underline{9.5\times10^{-1}}$	5.0×10^{-3}	5.0×10^{-4}	2.8×10^{-4}	2.1×10^{-4}	2.5×10^{-4}	1.1×10^{-3}	1.1×10^{-2}
海側 No.3	3.5×10^{-2}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	$\underline{1.0\times10^{-1}}$	1.1×10^{-2}	4.2×10^{-3}	2.5×10^{-3}	3.3×10^{-3}	5.6×10^{-3}

：風下方向の評価地点を示す。

＿＿＿：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。



現場の状況により，配置位置を変更する。

第 3.3－4 図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置及び放射線量率（風向：北東）

また，可搬式モニタリング・ポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所（第 3.3－5 図）での放射線量率の感度について同様に評価した。その感度を第 3.3－3 表に示す。また，土石流発生に備えた代替測定場所に配置した場合の感度を第 3.3－4 表に示す。この結果，風下方向に対して隣接する可搬式モニタリング・ポストは，風下方向の数値に対して，約１桁低くなるが，最低でも 1.5×10^{-1}程度の感度を有しており，プルーム通過時の放射線量率の測定は可能であると評価する。

第 3.3－3 表　各風向による評価地点での放射線量率の感度(代替測定場所)

評価地点での放射線量率の感度 （風下方向の評価地点での放射線量率を１として規格化）								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.1 代替位置	1.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.5×10^{-1}	2.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.6×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.2 代替位置	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	1.5×10^{-1}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.3 代替位置	4.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	4.0×10^{-1}	3.0×10^{-2}	1.0×10^{-2}	4.7×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.4 代替位置	2.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	1.0×10^{0}	1.5×10^{-1}	3.7×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.5 代替位置	1.5×10^{-1}	5.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	5.0×10^{-1}	5.3×10^{-1}
モニタリング・ポスト No.6 代替位置	5.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.0×10^{-2}	3.7×10^{-1}
海側 No.1	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.0×10^{-5}	4.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}	4.2×10^{-1}
海側 No.2 代替位置	7.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}	3.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}
海側 No.3 代替位置	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	7.5×10^{-1}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-3}

：風下方向の評価地点を示す。

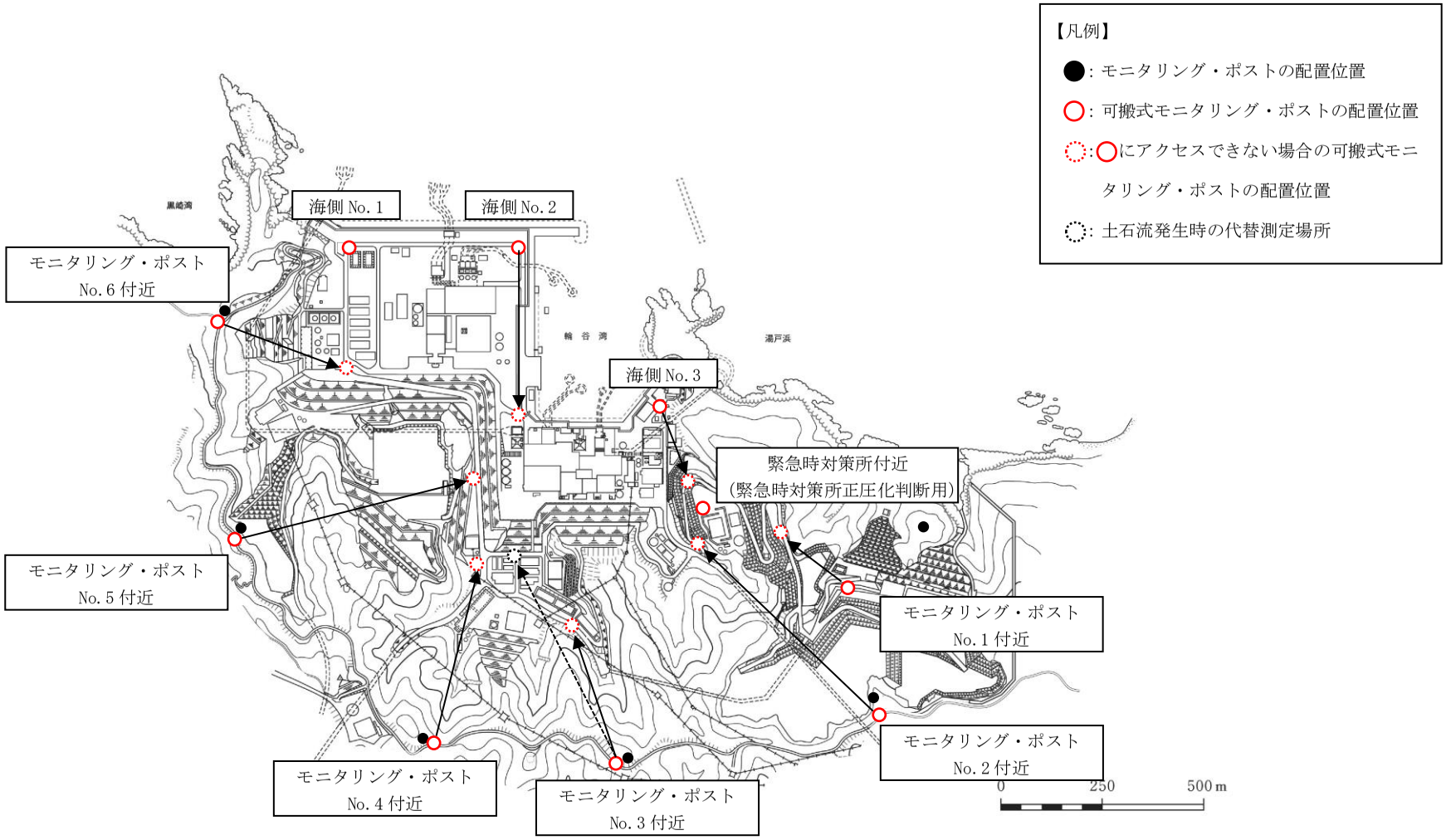
：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。

第 3.3－4 表　各風向による評価地点での放射線量率の感度
（土石流発生に備えた代替測定場所）

評価地点での放射線量率の感度 （風下方向の評価地点での放射線量率を１として規格化）								
風向 評価地点	南	南西	西	北西	北	北東	東	南東
モニタリング・ポスト No.１代替位置	1.0×10^{-3}	5.0×10^{-3}	2.5×10^{-1}	2.0×10^{-2}	1.0×10^{-3}	3.0×10^{-4}	1.5×10^{-4}	2.6×10^{-4}
モニタリング・ポスト No.２代替位置	3.0×10^{-3}	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	1.1×10^{-3}
モニタリング・ポスト No.３代替位置（土石流）	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	4.5×10^{-1}	1.5×10^{-1}	5.3×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.４代替位置	2.0×10^{-2}	1.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{1.0\times10^{0}}$	1.5×10^{-1}	3.7×10^{-2}
モニタリング・ポスト No.５代替位置	1.5×10^{-1}	5.0×10^{-2}	3.5×10^{-2}	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.0×10^{-1}	$\underline{5.0\times10^{-1}}$	5.3×10^{-1}
モニタリング・ポスト No.６代替位置	5.0×10^{-3}	1.0×10^{-3}	4.0×10^{-4}	3.5×10^{-4}	5.0×10^{-4}	2.0×10^{-3}	4.0×10^{-2}	3.7×10^{-1}
海側 No.１	1.0×10^{-2}	2.0×10^{-4}	5.0×10^{-5}	3.0×10^{-5}	4.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	1.5×10^{-3}	$\underline{4.2\times10^{-1}}$
海側 No.２代替位置	$\underline{7.5\times10^{-1}}$	$\underline{1.5\times10^{-1}}$	3.5×10^{-2}	2.5×10^{-2}	2.0×10^{-2}	2.5×10^{-2}	5.0×10^{-2}	2.6×10^{-1}
海側 No.３代替位置	1.0×10^{-2}	5.0×10^{-2}	$\underline{7.5\times10^{-1}}$	4.0×10^{-2}	5.0×10^{-3}	3.5×10^{-3}	2.5×10^{-3}	4.2×10^{-3}

：風下方向の評価地点を示す。

：風下方向中のうち，最も高い値となるもの。



現場の状況により，配置位置を変更する。

第 3.3－5 図　可搬式モニタリング・ポストの配置位置にアクセスできない場合の代替測定場所

3.3.3　可搬式モニタリング・ポストの計測範囲

(1)　重大事故等時における空間放射線量率測定に必要な最大測定レンジ

重大事故等時において，放出放射能量を推定するために，敷地境界で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，福島第一原子力発電所の測定データを踏まえて 11～24mSv/h 程度（炉心との距離が最も短い（２号炉とモニタリング・ポスト No.4）約 700m 程度の場合）が必要と考えられる。また，敷地内で放射線量率を測定する場合の最大測定レンジは，海側に設置する可搬式モニタリング・ポストと炉心との距離が約 350m 程度であるため，同様に 12～88mSv/h 程度である。

このため，1,000mSv/h の測定レンジがあれば十分測定可能である。

なお，測定レンジを超えたとしても，近隣の可搬式モニタリング・ポスト等の測定値より推定することが可能である。また，瓦礫等の影響でバックグラウンドが高くなる場合は，配置位置を変更する等の対応を実施する。

(2)　福島第一原子力発電所の測定データに基づく放射線量率の評価

福島第一原子力発電所敷地周辺の最大放射線量率は，原子炉建物から約 900m の距離にある正門付近で約 11mSv/h であった（2011.3.15 9:00）。これをもとに炉心から約 350m 及び約 700m を計算すると，放射線量率はそれぞれ約 12～88mSv/h 及び約 11～24mSv/h となる。

（距離と放射線量率の関係）

炉心からの距離 (m)	放射線量率 (mSv/h)
海側 約 350	約 12～88※1
モニタリング・ポスト代替 約 700	約 11～24※1
約 900	約 11※2

※１：風速 1m/s，放出高さ 30m，大気安定度 A～F「排気筒から放出される放射性雲の等濃度分布図および放射性雲からの等空気カーマ率分布図（Ⅲ）」（日本原子力研究所 2004 年６月 JAERI-Date／Code 2004-010）を用いて算出

※２：福島第一原子力発電所の原子炉建屋より約 900m の距離にある正門付近

(3)　重大事故等時における初期対応段階での空間放射線量率の測定について

可搬式モニタリング・ポストによる放射線量率の測定は，放射性物質の放出開始前から必要に応じ測定を行うため，原災法該当事象に該当する敷地境界付近の放射線量率である５μSv/h（5,000nGy/h）を可搬式モニタリング・ポストによっても検知できる必要がある。

可搬式モニタリング・ポストの計測範囲は 10nGy/h～10^9nGy/h であり，「3.3.2(2)　評価結果」に示す可搬式モニタリング・ポストの検知性で確認し

た結果から，１／20 程度の放射線量率（250nGy/h）を想定した場合においても，測定することが可能である。

3.4　測定器等の数量の考え方

放射能測定装置等の数量の考え方を以下に示す。

名称	考え方	保管場所	個数
可搬式ダスト・よう素サンプラ	陸上での試料採取と海上モニタリングで試料採取を同時に実施できる数量（合計２台＋予備１台）	緊急時対策所	３台
ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ	陸上での採取試料と海上モニタリングで採取試料を同時に測定できる数量（合計２台＋予備１台）	緊急時対策所	３台
GM汚染サーベイ・メータ	陸上での採取試料と海上モニタリングで採取試料を同時に測定できる数量（合計２台＋予備１台）	緊急時対策所	３台
α・β線サーベイ・メータ	陸上での採取試料を迅速に測定できる数量（合計１台＋予備１台）	緊急時対策所	２台
電離箱サーベイ・メータ	陸上と海上モニタリングで放射線量率を同時に実施できる数量（合計２台＋予備１台）	緊急時対策所	３台
小型船舶	海上モニタリングが実施できる数量（１台＋予備１台）	第１保管エリア 第４保管エリア	２台

3.5　サーベイ・メータ等を搭載したモニタリング可能な車両（サーベイ車）

サーベイ・メータ等を搭載し，任意の場所のモニタリングを行うサーベイ車を１台配備している。

なお，放射能観測車の保守点検時は，サーベイ車を使用可能な状態で待機させる。

ａ．個数：１台

ｂ．主な搭載機器（台数：以下の各１台をサーベイ車に搭載）

・電離箱サーベイ・メータ
・ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ
・GM汚染サーベイ・メータ
・可搬式ダスト・よう素サンプラ
・ＰＨＳ端末
・衛星電話設備（携帯型）
・可搬式風向風速計



（サーベイ車の写真）

3.6　自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）

重大事故等時に機能維持を担保できないが，機能喪失していない場合には，事故対応に有効であるため，以下の設備を使用する。

なお，使用にあたっては，必要に応じ試料に前処理を行い，測定する。

・Ｇｅ核種分析装置



・GM計数装置



・ＺｎＳシンチレーション計数装置



3.7　緊急時モニタリングの実施手順及び体制

重大事故等が発生した場合に実施する敷地内及び敷地境界のモニタリングは，以下の手順で行う。

(1)　放射線量

・事象進展に伴う放射線量の変化を的確に把握するため，モニタリング・ポスト６台の稼働状況を確認する。
・可搬式モニタリング・ポストを緊急時対策所付近に１台設置する。
・モニタリング・ポストが機能喪失した場合は，車両等により可搬式モニタリング・ポストをモニタリング・ポスト位置（基本配置位置）に配置し，放射線量の代替測定を行う。
・また，原災法該当事象が発生した場合，又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した場合，海側に可搬式モニタリング・ポスト３台を配置し，放射線量の測定を行う。
・可搬式モニタリング・ポストについては，次のとおり配置を行う。可搬式モニタリング･ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置を第 3.7－1 図に示す。
　① 運搬ルートが健全である場合，車両により運搬し基本配置位置へ配置する。
　② 運搬ルートにおいて，車両の通行が困難であるが要員の通行が可能な場合は，人力により運搬し基本配置位置へ配置する。
　③ 上記により配置できない場合は，代替測定場所※1へ配置位置を変更する。配置位置の変更にあたっての判断基準は以下のとおり。
・代替測定場所への配置位置変更の判断基準

可搬式モニタリング・ポスト配置位置までの運搬ルートにおいて，地震による道路の寸断，土石流等が発生し，運搬作業の安全が確保できない場合。

ただし，気象庁による防災気象情報（警戒レベル相当情報），発電所構内雨量計による計測値を参考とし配置位置変更を事前に決定する場合もある。

・なお，発電所構内で土石流が発生した場合において，モニタリング・ポスト No.３代替測定用の可搬式モニタリング・ポストは，アクセスルート上に設定している代替測定場所が土石流の影響により配置できないことから，土石流発生時の代替測定場所へ配置する。
・万一，代替測定場所への配置が困難な場合は，検知性等を考慮し，原子炉建物からの方位が変わらない場所へ配置，又は，隣接する可搬式モニタリング・ポストでの兼用による測定を行う。

(2)　放射性物質の濃度

・放射能観測車の使用可否を確認する。
・放射能観測車が使用可能な場合，放射能観測車により発電所構内の空気中の

放射性物質の濃度を測定する。

・放射能観測車が機能喪失した場合，放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてＧＭ汚染サーベイ・メータ）により，空気中の放射性物質の濃度の代替測定を行う。また，排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬式ダスト・よう素サンプラ，よう素モニタの代替としてＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ，ダストモニタの代替としてＧＭ汚染サーベイ・メータ）により，空気中の放射性物質の濃度の測定を行う。

・液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合，取水口，放水口等で海水，排水の採取を行い，放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海水，排水の採取は，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

・プルーム通過後において，気体状の放射性物質が放出された場合，放射能測定装置により土壌中の放射性物質の濃度を測定する。

・プルーム通過後において，気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合，小型船舶及び放射能測定装置による周辺海域の放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行う。なお，海上モニタリングは，海洋の状況等が安全上の問題がないと判断できた場合（津波注意報等が発表されていない場合等）に行う。

・放射性物質の濃度の測定における試料採取場所については，放出状況，風向，風速等を考慮し，選定する。

(3) 気象観測

・事象進展に伴う気象情報を的確に把握するため，気象観測設備の稼動状況を確認する。

・気象観測設備が機能喪失した場合，車両等により可搬式気象観測装置を気象観測設備位置に配置し，気象観測を行う。

・可搬式気象観測装置については，次のとおり配置を行う。可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置を第3.7－1図に示す。

① 発電所内で降雨が確認されておらず，運搬ルートが健全である場合は，車両により運搬し基本配置位置へ配置する。

② 上記により配置できない場合は，代替測定場所※2へ配置位置を変更する。配置位置の変更にあたっての判断基準は以下のとおり。

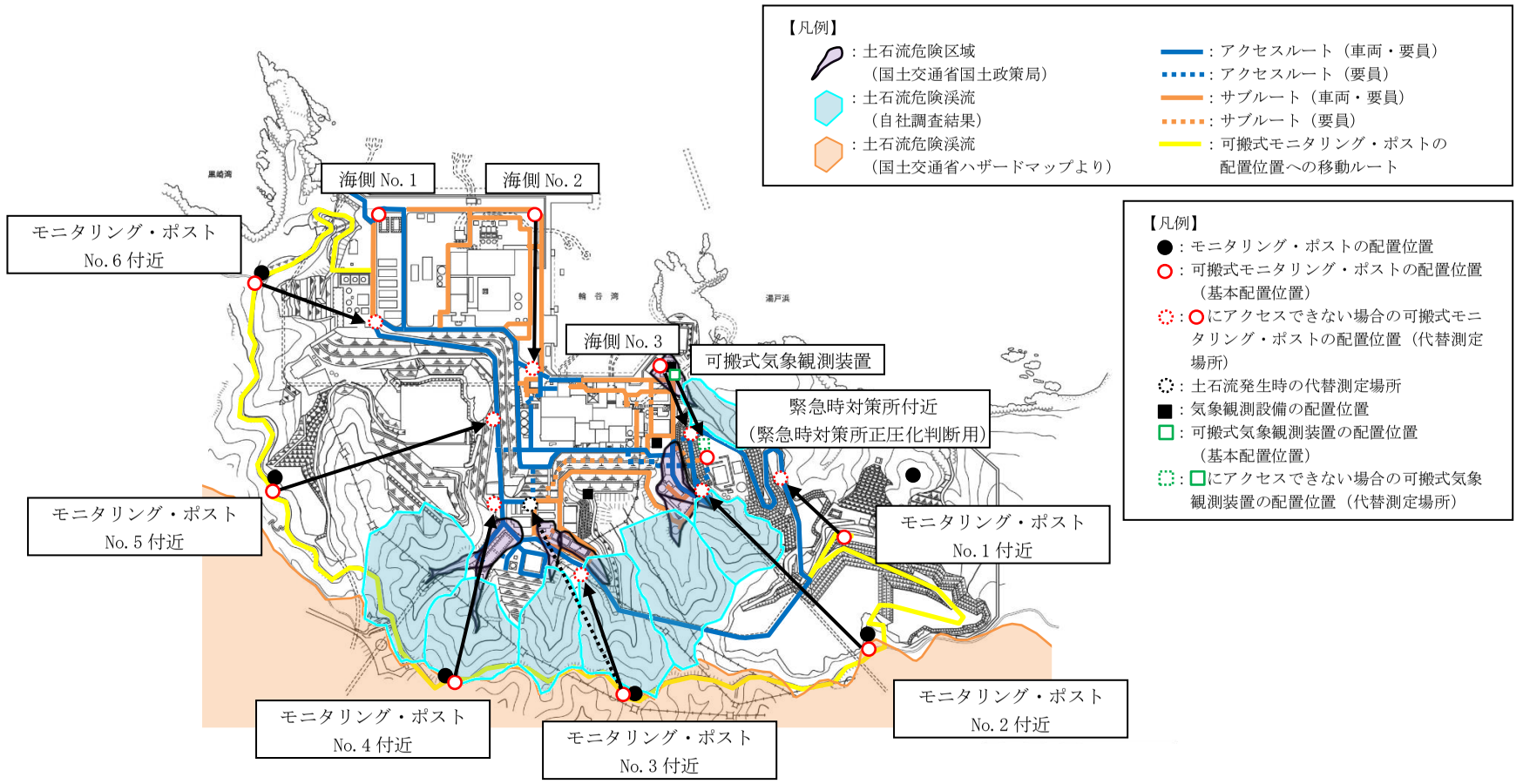
・代替測定場所への配置位置変更の判断基準

可搬式気象観測装置配置位置までの運搬ルートにおいて，地震による道路の寸断，土石流等が発生し，運搬作業の安全が確保できない場合。

ただし，気象庁による防災気象情報（警戒レベル相当情報），発電所構内雨

量計による計測値を参考とし配置位置変更を事前に決定する場合もある。
・なお，万一，代替測定場所への配置が困難な場合は，気象観測の連続性を考慮し，観測環境が変わらない場所に配置する。

※１：緊急時対策所付近（緊急時対策所加圧判断用）及び海側 No.１は，基本配置位置がアクセスルート上であるため，代替測定場所を設定していない。
※２：「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める場所として，人工芝を敷設することによって露場を確保したうえで，近くに建造物，樹木等のない平坦な場所として第１保管エリア付近を選定している。
また，露場面積は「気象観測ガイドブック」（気象庁）に定める 30ｍ^{2}以上を確保する。なお，気象観測装置の設置箇所に人工芝を使用しても観測には影響のないことが気象庁にて確認されている。



現場の状況により配置位置を変更する。

第 3.7－1 図　可搬式モニタリング・ポスト及び可搬式気象観測装置の配置位置

(4) 緊急時モニタリングの実施手順及び体制

<table>
<tr><th>手順</th><th colspan="2">具体的実施事項</th><th>開始時期の考え方</th><th>対応要員
（必要想定人員）</th></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定</td><td rowspan="2">可搬式モニタリング・ポストの配置</td><td>【代替測定】
モニタリング・ポスト位置に配置</td><td>モニタリング・ポストが使用できない場合</td><td rowspan="4">２名</td></tr>
<tr><td>【測定】
海側及び緊急時対策所付近に配置</td><td>原災法該当事象※発生と判断した場合
又は，原災法該当事象発生前であっても，放射線管理班員の活動状況や天候，時間帯等を考慮し，先行して実施すると判断した場合</td></tr>
<tr><td rowspan="2">放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定及び代替測定</td><td colspan="2" rowspan="2">空気中の放射性物質の濃度の測定</td><td>【代替測定】
放射能観測車が使用できない場合</td></tr>
<tr><td>【測定】
排気筒モニタが使用できない場合，又は気体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合</td></tr>
<tr><td>可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定</td><td colspan="2">可搬式気象観測装置の配置</td><td>気象観測設備が使用できない場合</td></tr>
<tr><td>放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定</td><td colspan="2">海水，排水中の放射性物質の濃度の測定</td><td>液体廃棄物処理系排水モニタが使用できない場合，又は液体状の放射性物質が放出されたおそれがある場合</td><td rowspan="2">２名</td></tr>
<tr><td>放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定</td><td colspan="2">土壌中の放射性物質の濃度の測定</td><td>気体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）</td></tr>
<tr><td>海上モニタリング</td><td colspan="2">海上における放射線量及び放射性物質の濃度の測定</td><td>気体状又は液体状の放射性物質が放出された場合（プルーム通過後）</td><td>３名</td></tr>
</table>

※　原災法該当事象とは，「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」の第七条第一号の表中におけるイの施設に該当する事象。

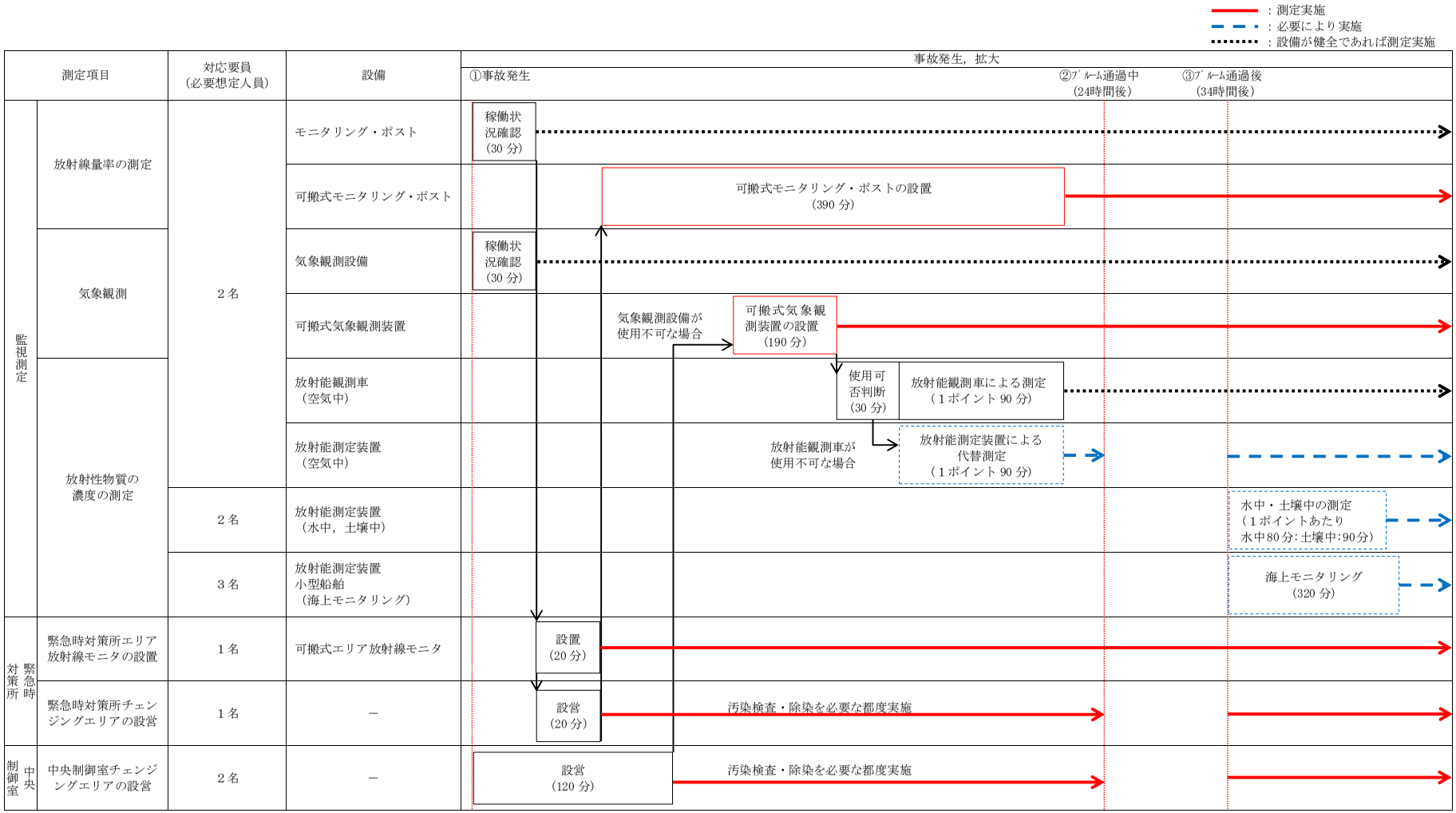
（要員数については，今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。）

3.8　緊急時モニタリングに関する要員の動き

緊急時モニタリングを行う放射線管理班員は，監視測定に係る手順等に示される各作業の他にも緊急時対策所エリア放射線モニタの設置，緊急時対策所及び中央制御室チェンジングエリアの設営を行う。これら対応項目の優先順位については，放射線管理班長が状況に応じ判断するが，以下の考え方に基づき優先度を判断する。

(1)　緊急時対策所の居住性を確保するため,加圧判断に用いる緊急時対策所可搬式エリア放射線モニタ及び緊急時対策所付近に設置する可搬式モニタリング･ポストの設置を最優先に行う。
(2)　緊急時対策所及び中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため,チェンジングエリアの設営を行う。
(3)　緊急時対策所の加圧判断の参考に用いる緊急時対策所付近へ設置した可搬式モニタリング・ポスト以外の可搬式モニタリング・ポストの設置を行う。
(4)　気象観測設備が機能喪失した際に代替できるよう可搬式気象観測装置を気象観測設備近傍に配置する。
(5)　発電所から放出された放射性物質の状況を把握するため,構内の環境モニタリング（空気中，水中，土壌中の放射性物質の濃度測定）を行う。

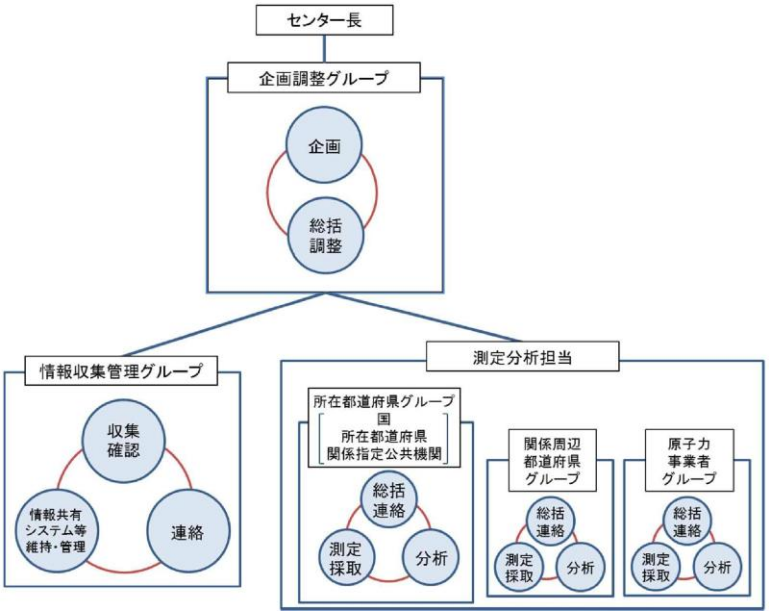
事故発生からプルーム通過後までの動きの例を第3.8－1図に示す。なお，対応要員数及び対応時間については，今後の訓練等の結果により見直す可能性がある。



第 3.8－1 図　事故発生からプルーム通過後までの要員の動きの例

3.9　発電所敷地外の緊急時モニタリング体制

(1)　原子力災害対策指針（原子力規制委員会　令和２年２月５日　一部改正）に従い，国が立ち上げる緊急時モニタリングセンターにおいて，第 3.9－1 図及び第 3.9－1 表のとおり国，地方公共団体と連携を図りながら，敷地外のモニタリングを実施する。



第 3.9－1 図　緊急時モニタリングセンターの体制図

第 3.9－1 表　緊急時モニタリングセンター組織の機能と人員構成

	機能	人員構成
企画調整グループ	・緊急時モニタリングセンター内の総括 ・緊急時モニタリングの実施内容の検討，指示等	・上席放射線防災専門官を企画調整グループ長，所在都道府県センター長等を企画調整グループ長補佐として配置 ・国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
情報収集管理グループ	・緊急時モニタリングセンター内における情報の収集及び管理 ・緊急時モニタリングの結果の共有，緊急時モニタリングに係る関連情報の収集等 ・情報共有システムの維持・異常対応等	・国の職員（原子力規制庁監視情報課）を情報収集管理グループ長とし，国，所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者及び関係指定公共機関等で構成
測定分析担当	・企画調整グループで作成された指示書に基づき，必要に応じて安定ヨウ素剤を服用したのち測定対象範囲の測定	・所在都道府県，関係周辺都道府県，原子力事業者のグループで構成し，それぞれに全体を統括するグループ長を配置

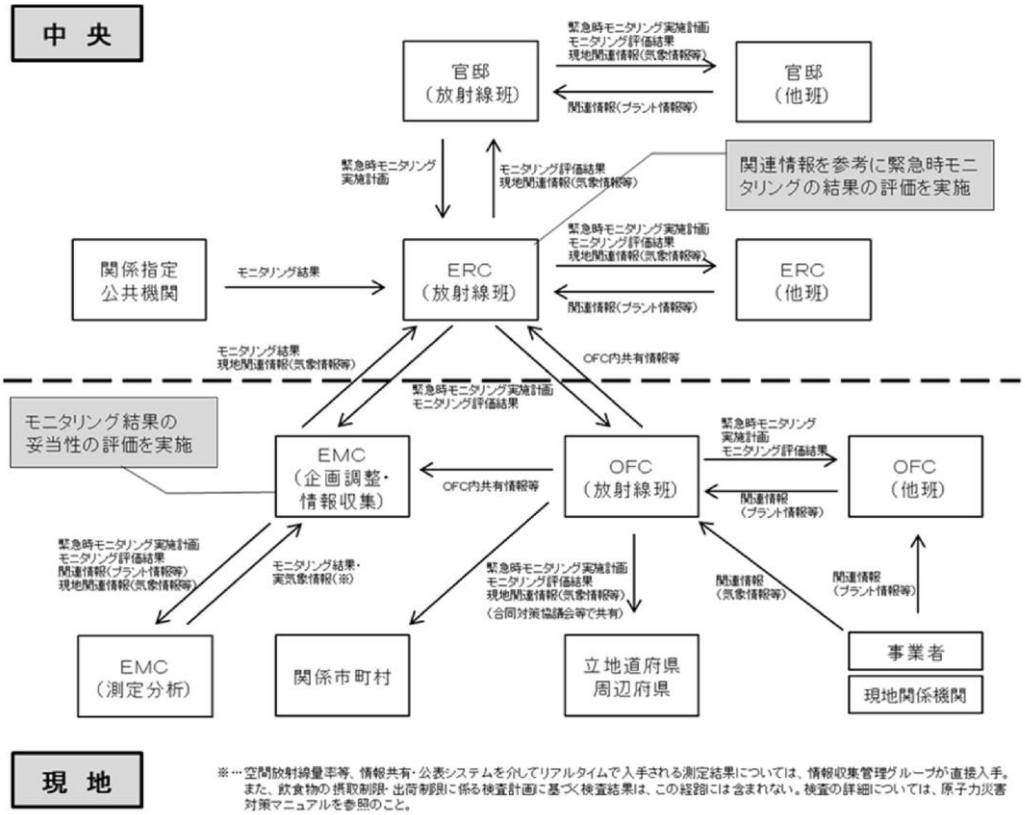
出典：緊急時モニタリングセンター設置要領　第３版（令和元年６月 25 日）

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

【オフサイトセンターへ情報連絡する事項】

①事故の発生時刻及び場所
②事故原因，状況及び事故の拡大防止措置
③被ばく及び傷害等人身災害に係る状況
④発電所敷地周辺における放射線及び放射能の測定結果
⑤放出放射性物質の種類，量，放出場所及び放出状況の推移等の状況
⑥気象状況
⑦事故収束の見通し
⑧その他必要と認める事項

(3)　オフサイトセンターから緊急時モニタリングセンターへの情報のやり取りは，第 3.9－2 図のとおりである。事業者はオフサイトセンターへ情報連絡する事項（放出源情報）を連絡し，オフサイトセンターは，その情報を緊急時モニタリングセンターに提供することとなる。



第 3.9－2 図　緊急時モニタリング関連の情報のやり取り

出典：緊急時モニタリングについて（原子力災害対策指針補足参考資料）第６版（令和元年７月５日）

3.10 他の原子力事業者との協力体制（原子力事業者間協力協定）

原子力災害が発生した場合，他の原子力事業者との協力体制を構築するため，原子力事業者間協力協定を締結している。

(1) 原子力事業者間協力協定締結の背景

平成 11 年９月の JCO 事故の際に，各原子力事業者が周辺環境のモニタリングや住民の方々のサーベイなどの応援活動を実施した。

この経験を踏まえ，平成 12 年６月に施行された原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）の内容とも整合性をとりながら，原子力事業者間協力協定を締結した。

(2) 原子力事業者間協力協定（内容）

（目的）

原災法第十四条*の精神に基づき，国内原子力事業所において原子力災害が発生した場合，協力事業者が発災事業者に対し，協力要員の派遣，資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し，原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努め，原子力事業者として責務を全うすることを目的としている。

＊原災法第十四条（他の原子力事業所への協力）
原子力事業者は，他の原子力事業者の原子力事業所に係る緊急事態応急対策が必要である場合には，原子力防災要員の派遣，原子力防災資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力をするよう努めなければならない。

（事業者）

電力９社（北海道，東北，東京，中部，北陸，関西，中国，四国，九州），日本原子力発電，電源開発，日本原燃

（協力の内容）

発災事業者からの協力要請に基づき，緊急事態応急対策および原子力災害事後対策が的確かつ円滑に行われるようにするため，緊急時モニタリング，避難退域時検査および除染その他の住民避難に対する支援に関する事項について協力要員の派遣，資機材の貸与その他の措置を講ずる。