資料１－１－５

女川原子力発電所２号炉

重大事故等対処設備について
（補足説明資料）

令和元年７月

東北電力株式会社

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

目次

39 条　地震による損傷の防止
41 条　火災による損傷の防止
共通　重大事故等対処設備
44 条　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
45 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
46 条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
47 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
48 条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
49 条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備
50 条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
51 条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
52 条　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
53 条　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
54 条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
55 条　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
56 条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
57 条　電源設備
58 条　計装設備
59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
60 条　監視測定設備
61 条　緊急時対策所
62 条　通信連絡を行うために必要な設備

下線部：今回提出資料

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　原子炉制御室について（被ばく評価除く）
59-9　原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
59-10　非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について
59-11　非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について
59-12　原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋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

女川原子力発電所 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	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		遮蔽	L
			関連資料		－	
		第4号	切替え性		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	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所 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					中央制御室待避所遮蔽	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	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		遮蔽	L
			関連資料		－	
		第4号	切替え性		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	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所 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					無線連絡設備（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	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		通信連絡設備	M
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第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		59-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

女川原子力発電所 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	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		通信連絡設備	M
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第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		59-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	Ａａ
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

女川原子力発電所 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					中央制御室送風機	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ファン	A
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	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）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

女川原子力発電所 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					中央制御室排風機	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ファン	A
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	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）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

女川原子力発電所 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					中央制御室再循環送風機	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ファン	A
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	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）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

女川原子力発電所 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					中央制御室再循環 フィルタ装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		空調ユニット	E
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-4 系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所 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					データ表示装置（待避所）	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	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		通信連絡設備	M
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 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	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第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		59-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（緩和設備（又は防止でも緩和でもない設備）－対象（同一目的のSA設備なし））	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図	

女川原子力発電所 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					差圧計	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	K
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替不要	Ｂｂ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-3 配置図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		59-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（緩和設備（又は防止でも緩和でもない設備）－対象（同一目的のSA設備なし））	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所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風機	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図，59-4 系統図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図，59-4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ファン	A
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		本来の用途として使用－切替必要	Ｂａ
			関連資料		59-4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	59-3 配置図，59-4 系統図，59-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第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		59-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（緩和設備（又は防止でも緩和でもない設備）－対象（同一目的の設備なし））	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	59-2 単線結線図，59-3 配置図，59-4 系統図	

女川原子力発電所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					原子炉建屋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	原子炉建屋原子炉棟内 屋外	B D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図，59-4 系統図	
		第２号	操作性		中央制御室操作，現場操作	A，B
			関連資料		59-3 配置図，59-4 系統図	
		第３号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		その他	N
			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		59-4 系統図	
		第５号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	Ａｃ
				その他（飛散物）	対象外（その他設備）	Ｂｂ
				関連資料	59-4 系統図	
		第６号	設置場所		現場操作，中央制御室操作	A，B
			関連資料		59-3 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		－	
		第２号	共用の禁止		（共用しない設備）	－
			関連資料		－	
		第３号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	対象外（緩和設備（又は防止でも緩和でもない設備） －対象（同一機能のSA設備なし））	対象外
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	Ｃａ
				関連資料	本文	

女川原子力発電所 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					中央制御室待避所加圧設備（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	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		現場操作（弁操作）	Ｂｆ
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器	C
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		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		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	-
			関連資料		59-3 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		59-7　保管場所図	
		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	対象外（同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所 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	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	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	K
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		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		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	-
			関連資料		59-3 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		59-7　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		（アクセス不要）	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	対象外（同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所 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	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	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	K
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		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		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		59-3 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		59-7　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		（アクセス不要）	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	対象外（同一目的の設備なし又は代替対象DB設備なし）	対象外
				サポート系要因	対象外	対象外
				関連資料	－	

女川原子力発電所 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					可搬型照明（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	59-3 配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置	Ｂｃ
			関連資料		59-3 配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他電源設備	J
			関連資料		59-5 試験及び検査	
		第4号	切替え性		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		中央制御室操作	B
			関連資料		59-3 配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		－	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	-
			関連資料		59-3 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		59-7　保管場所図	
		第6号	アクセスルート		（アクセス不要）	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	防止でも緩和でもない設備（代替対象DB設備有り）	B
				サポート系要因	対象外	対象外
				関連資料	－	

59-2
単線結線図

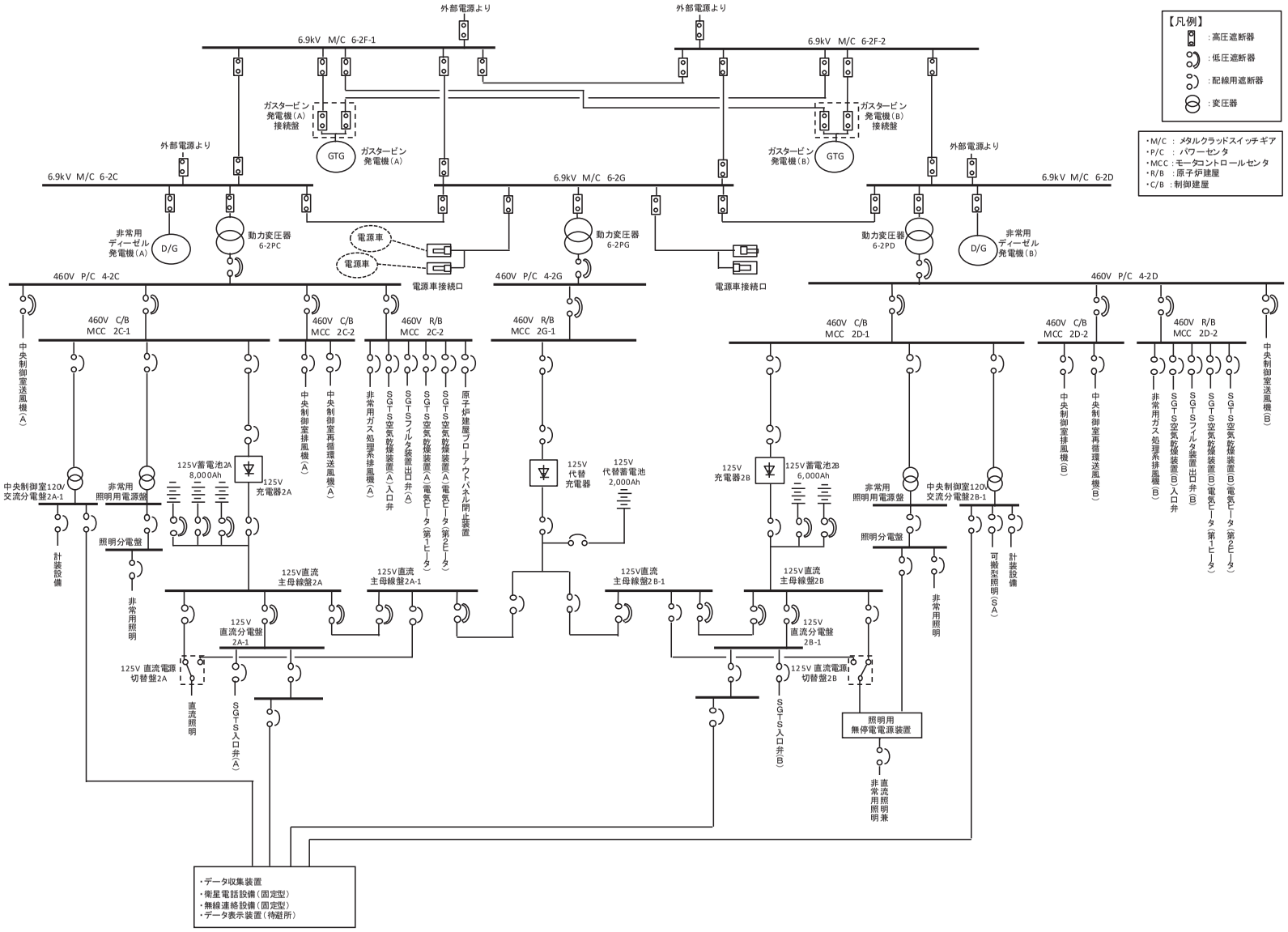


図 59-2-1　2 号炉常設代替交流電源設備系統図（ガスタービン発電機～中央制御室）

59-3
配置図

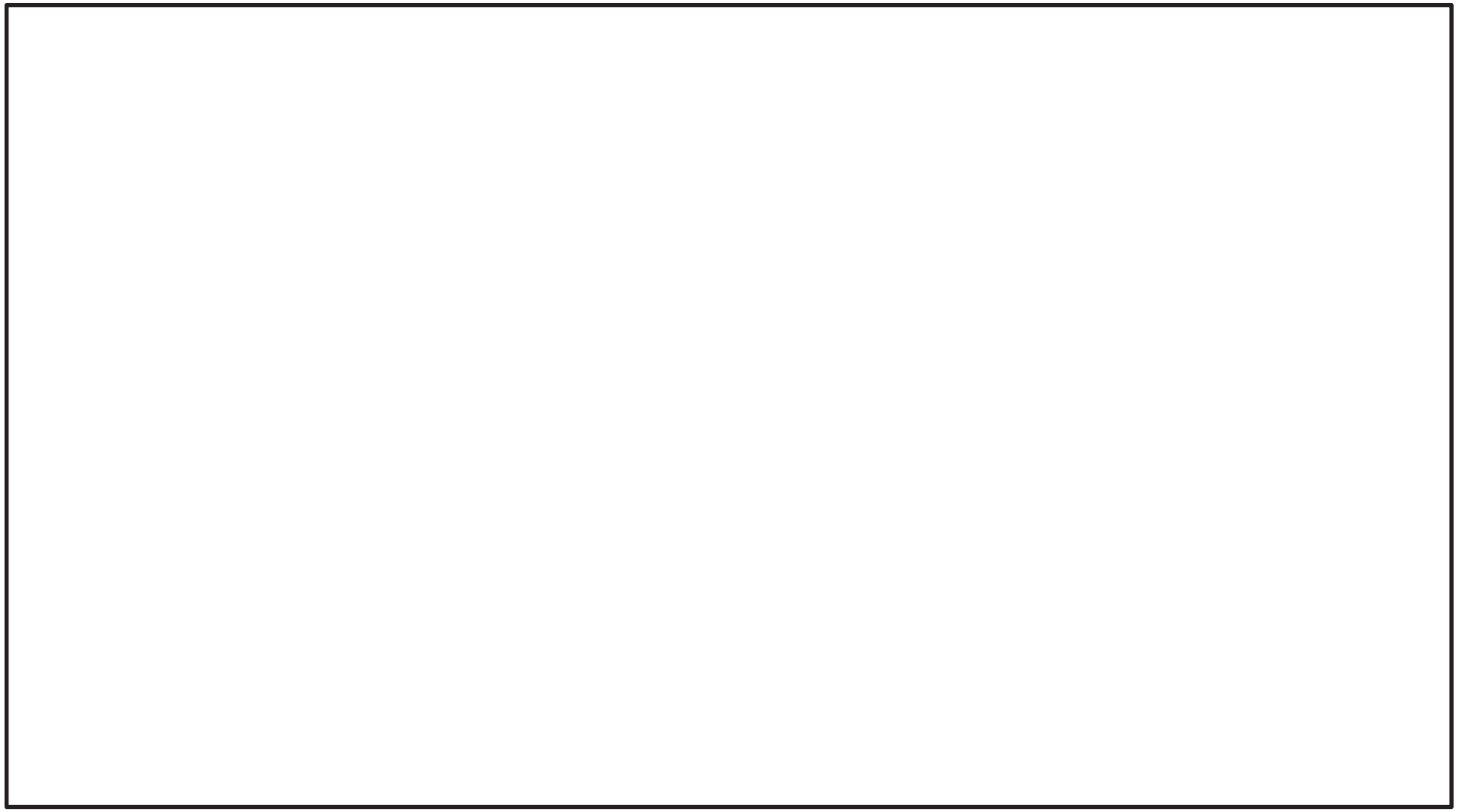


図 59-3-1 中央制御室及び中央制御室待避所 可搬型照明（ＳＡ） 配置図（使用時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

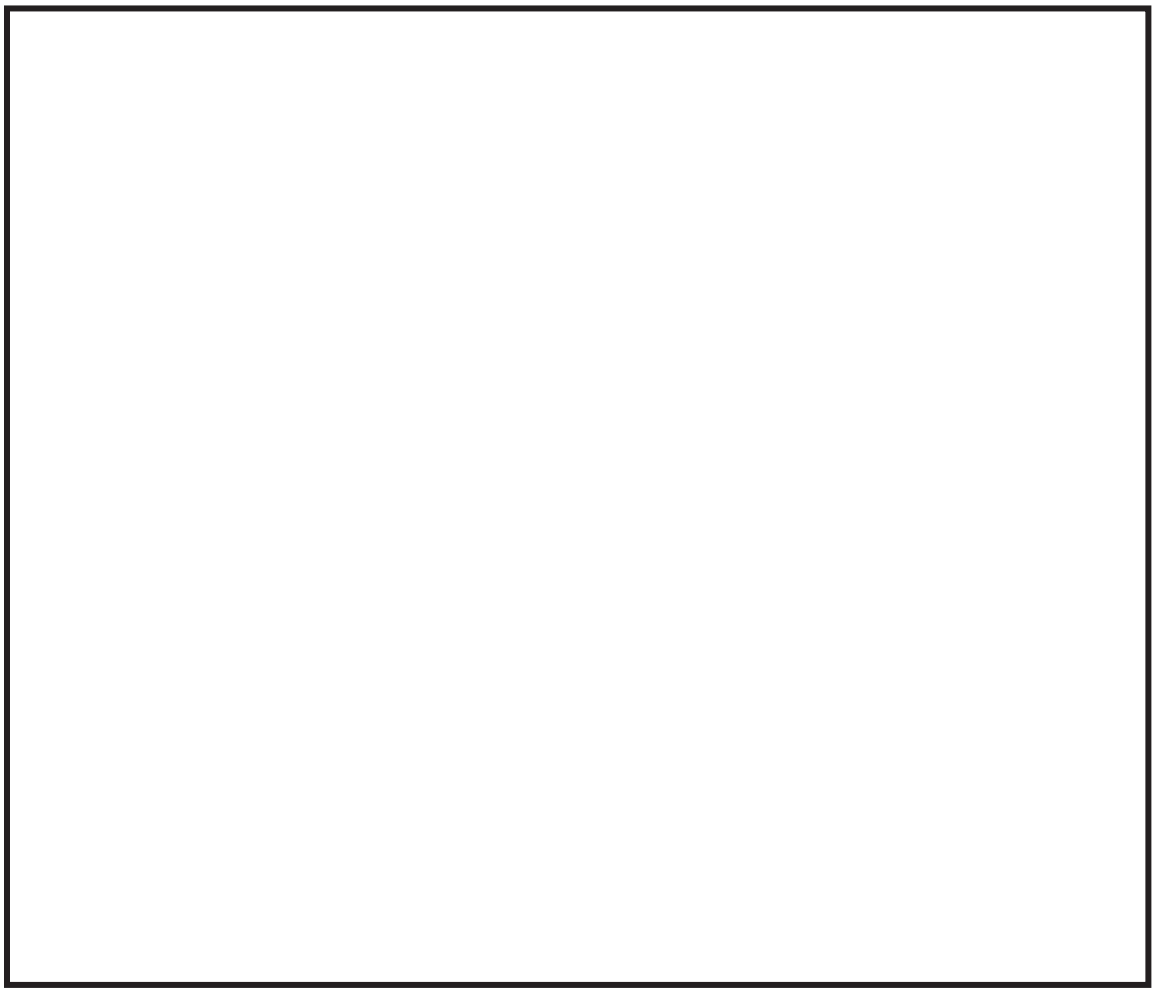


図 59-3-2 中央制御室待避所正圧化バウンダリ 配置図
（制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

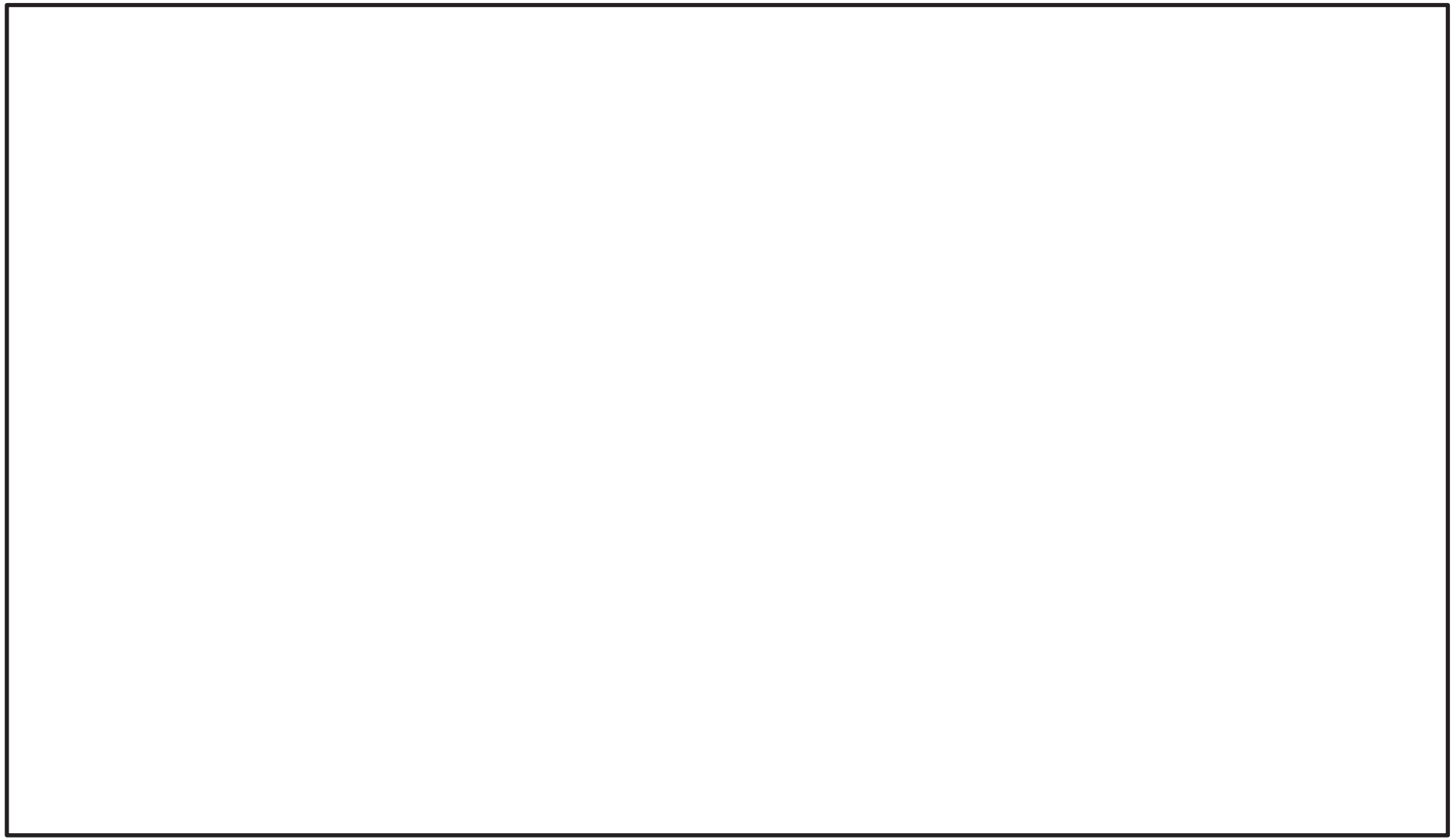


図 59-3-3 中央制御室換気空調系設備 配置図
（制御建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

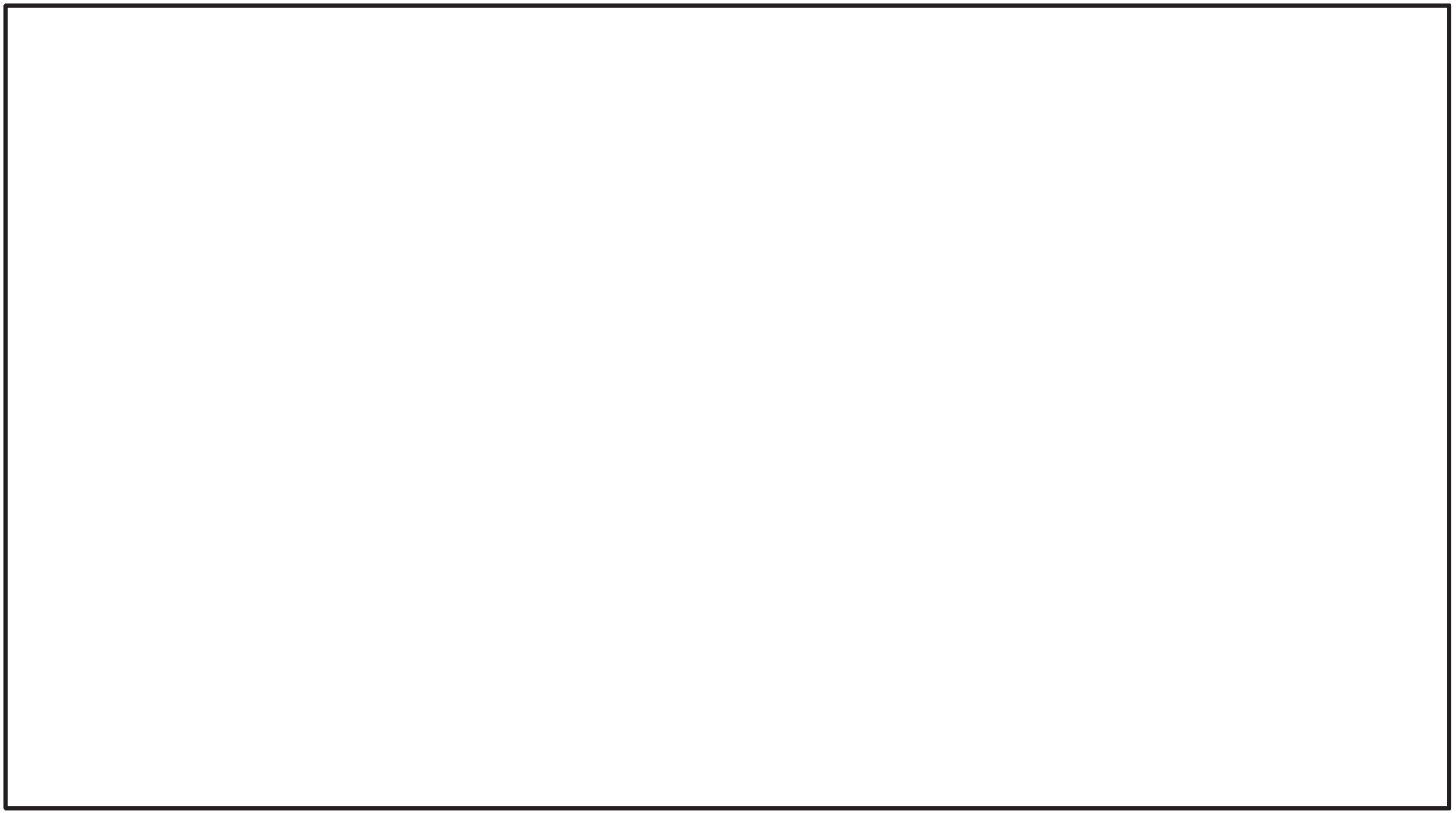


図 59-3-4 中央制御室換気空調系給気及び排気隔離ダンパ 配置図
（制御建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

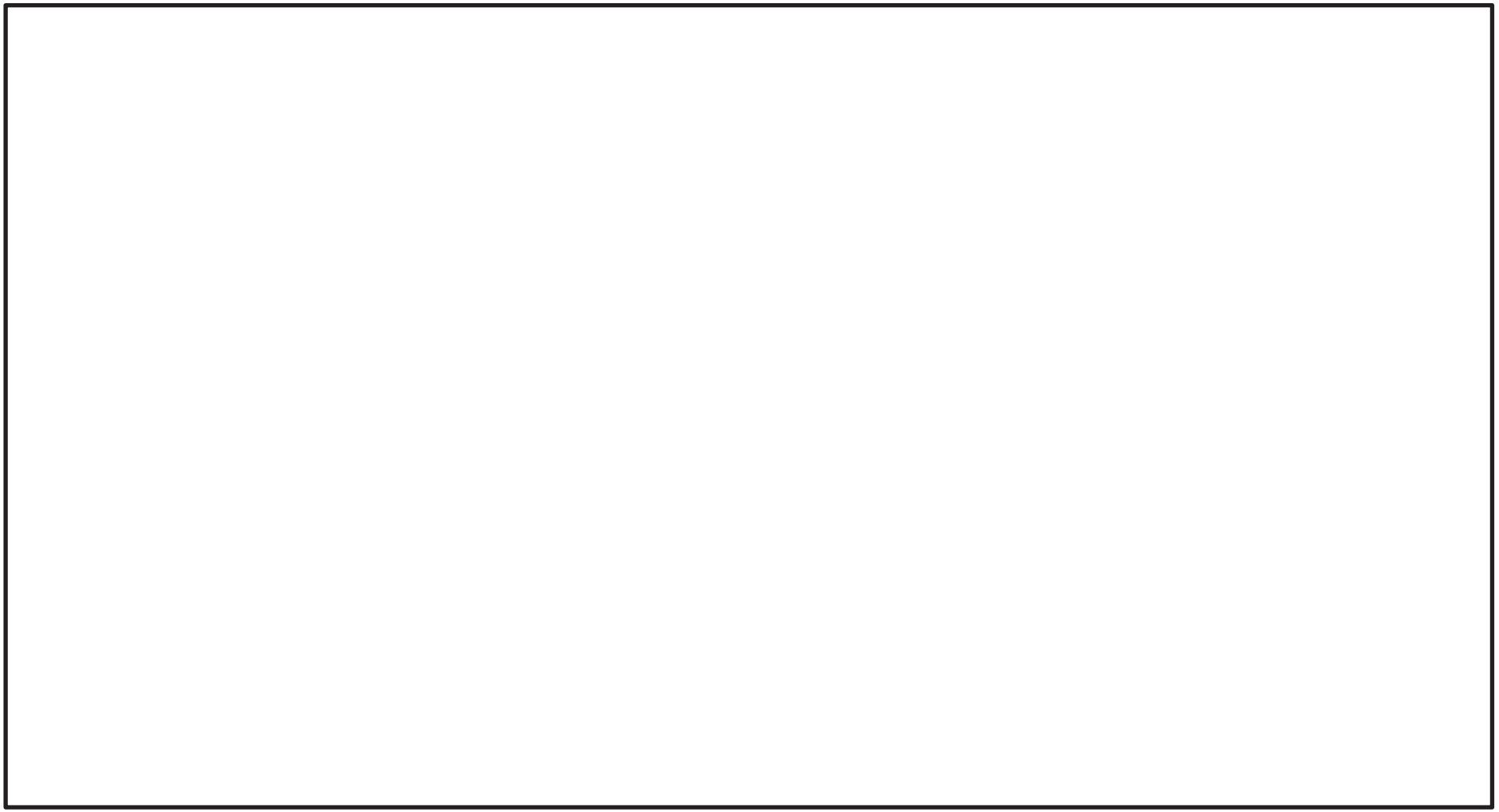


図 59-3-5 中央制御室待避所加圧設備 配置図（その１）
（制御建屋地上３階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

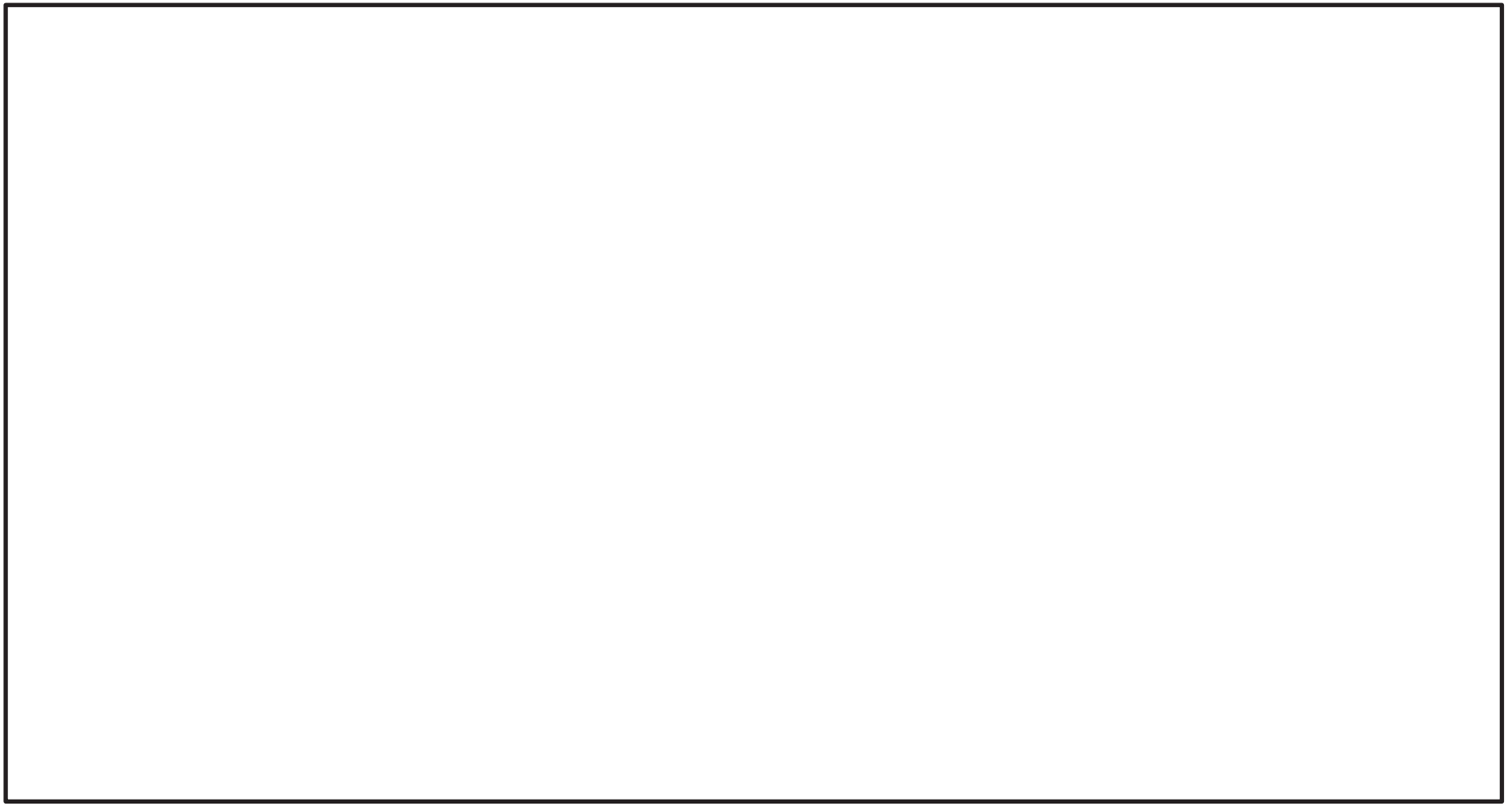


図 59-3-6 中央制御室待避所加圧設備 配置図（その２）
（制御建屋地下２階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

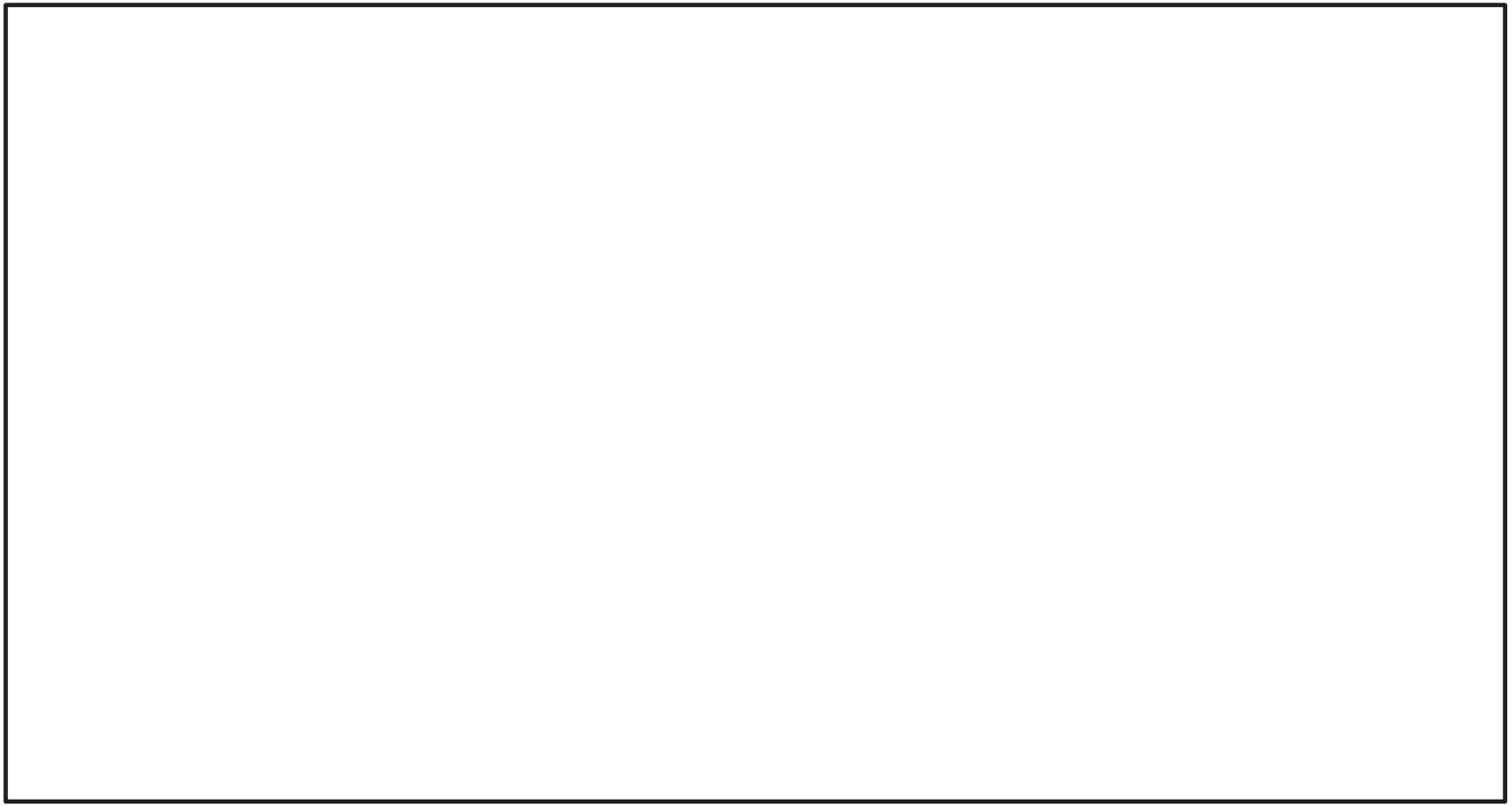


図 59-3-7 中央制御室待避所加圧設備 配置図（その３）
（制御建屋地上１階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

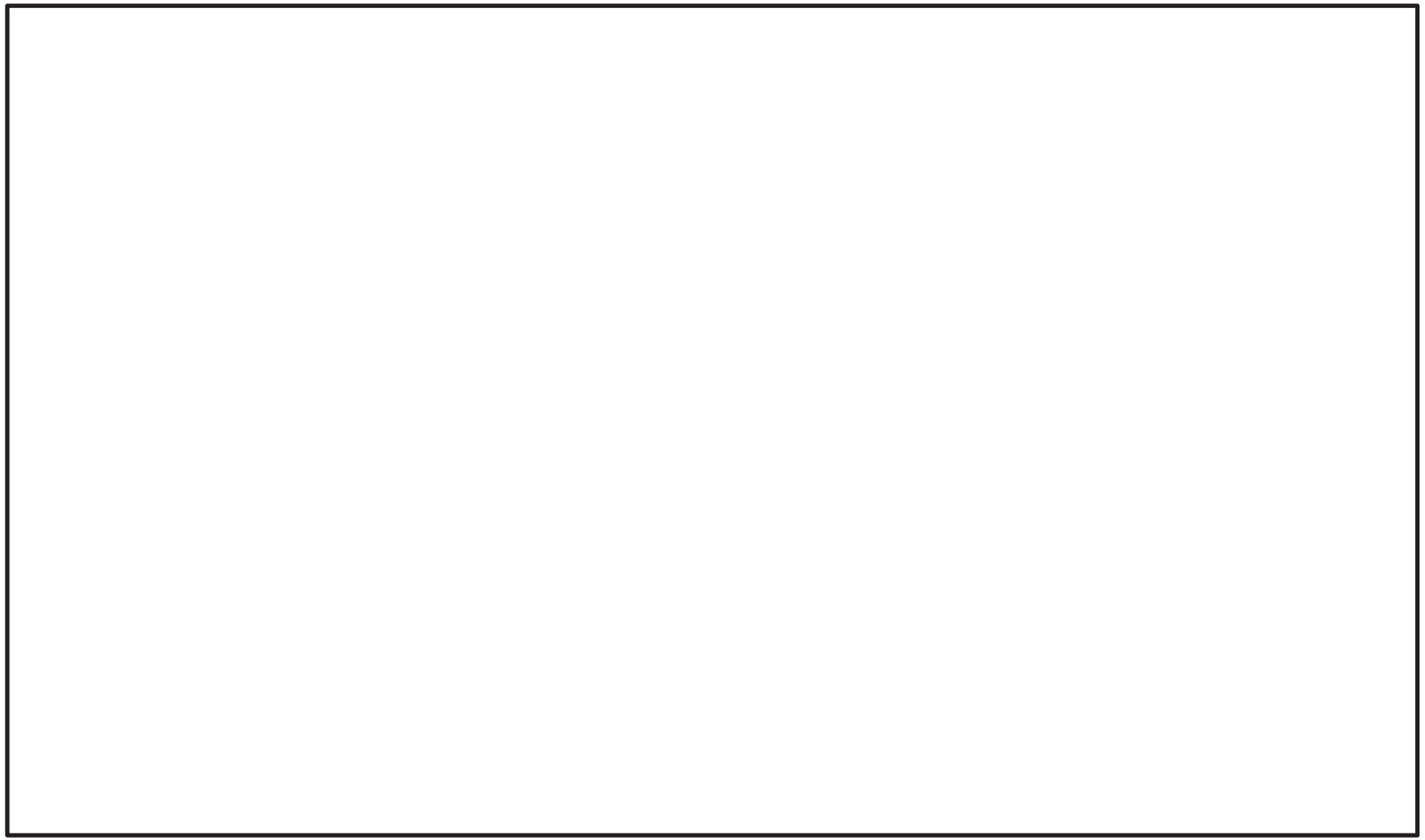


図 59-3-8 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽 配置図（その１）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

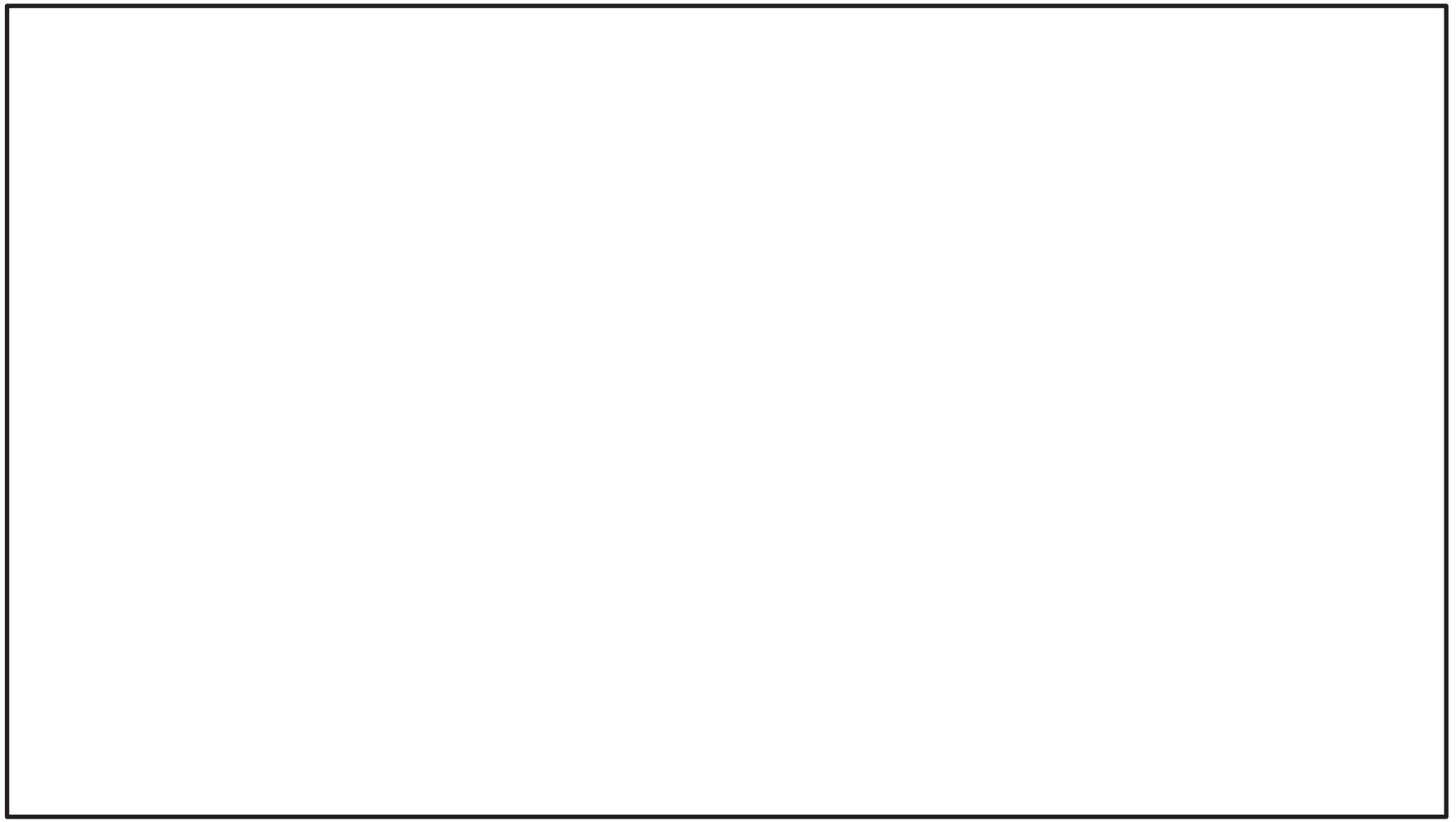


図 59-3-9 中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽 配置図（その２）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

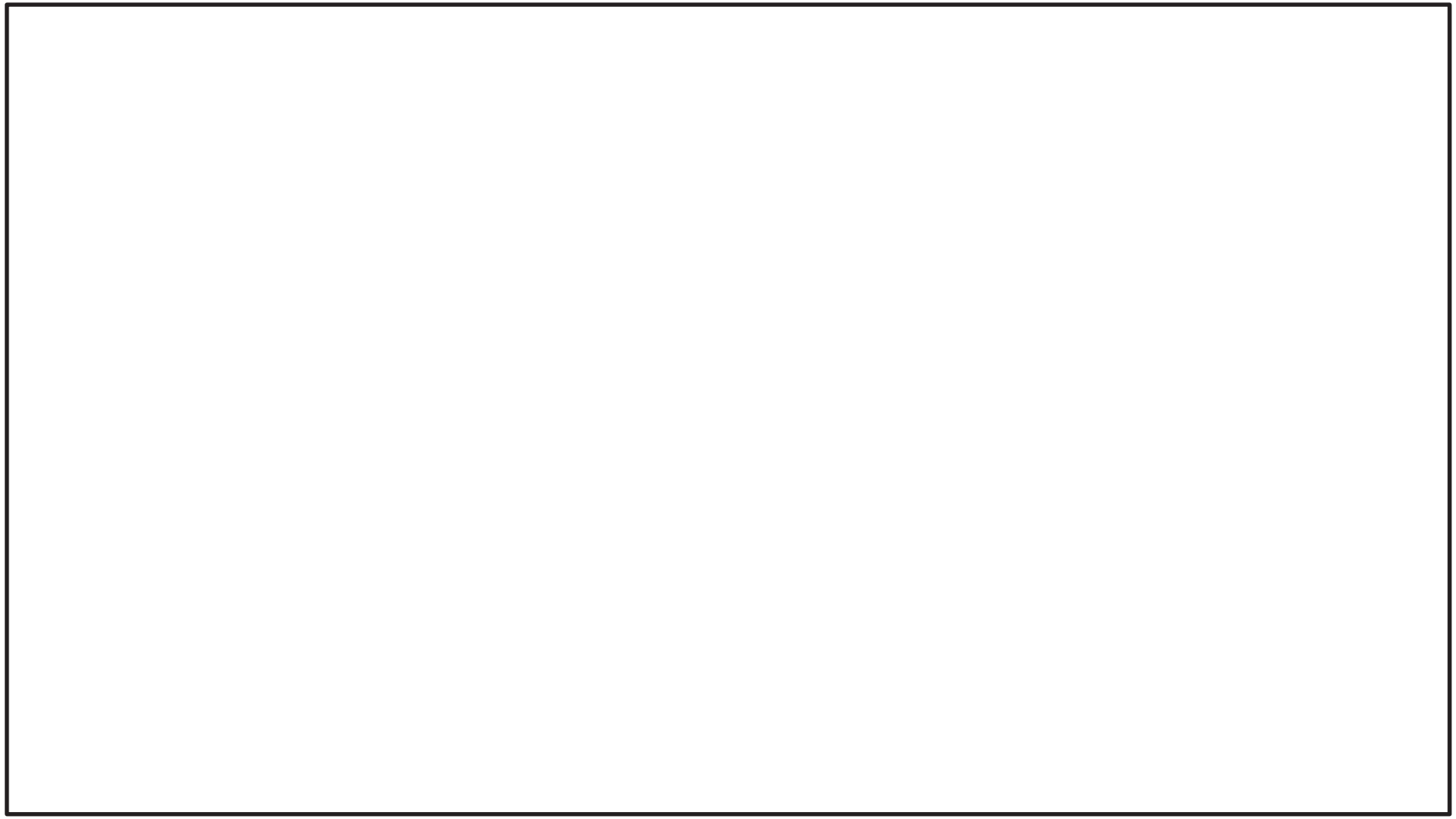


図 59-3-10 無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）配置図
（制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

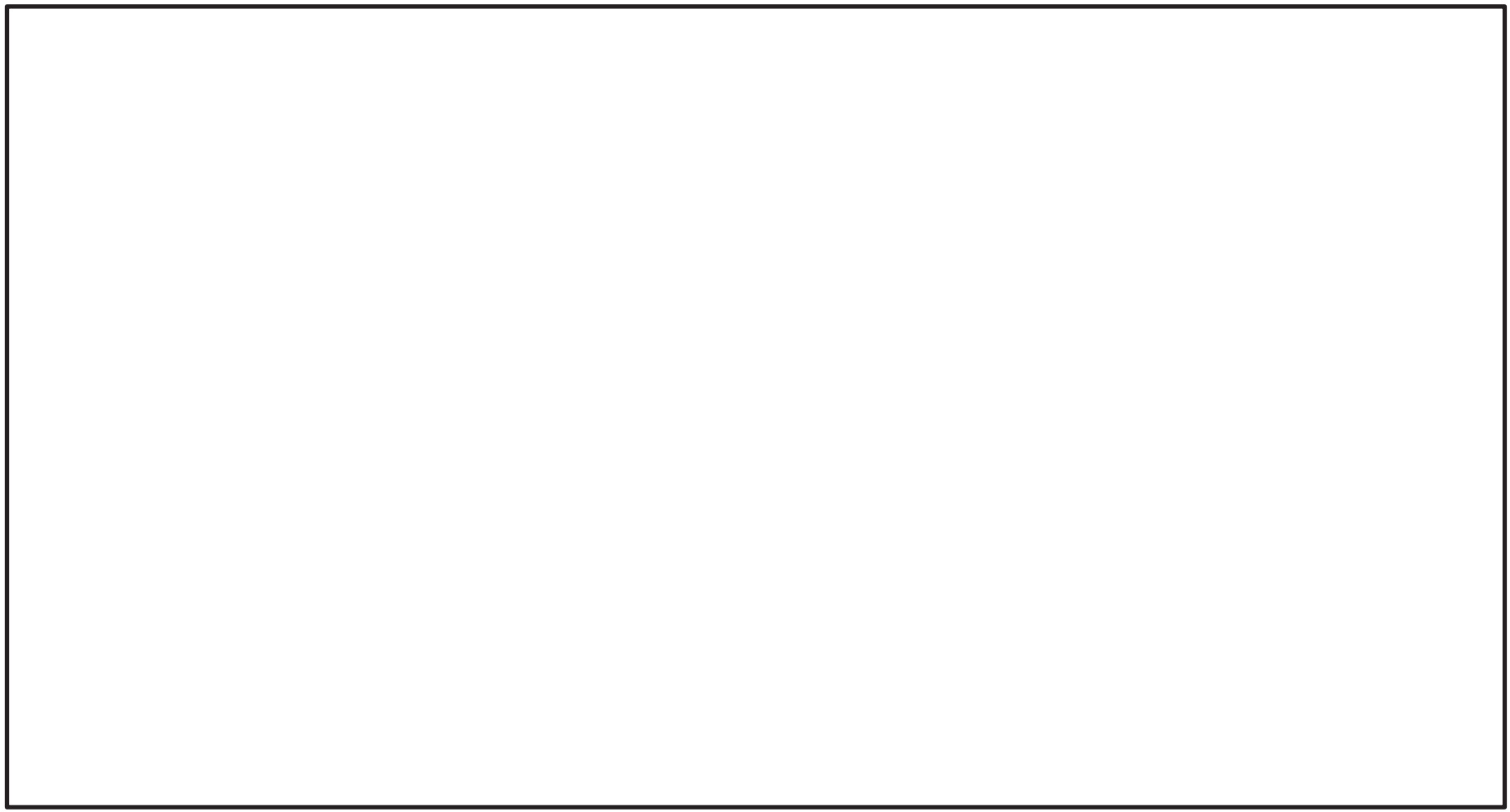


図 59-3-11　送受話器（ページング）（制御装置）及び電力保安通信用電話設備（交換機）　配置図
（制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

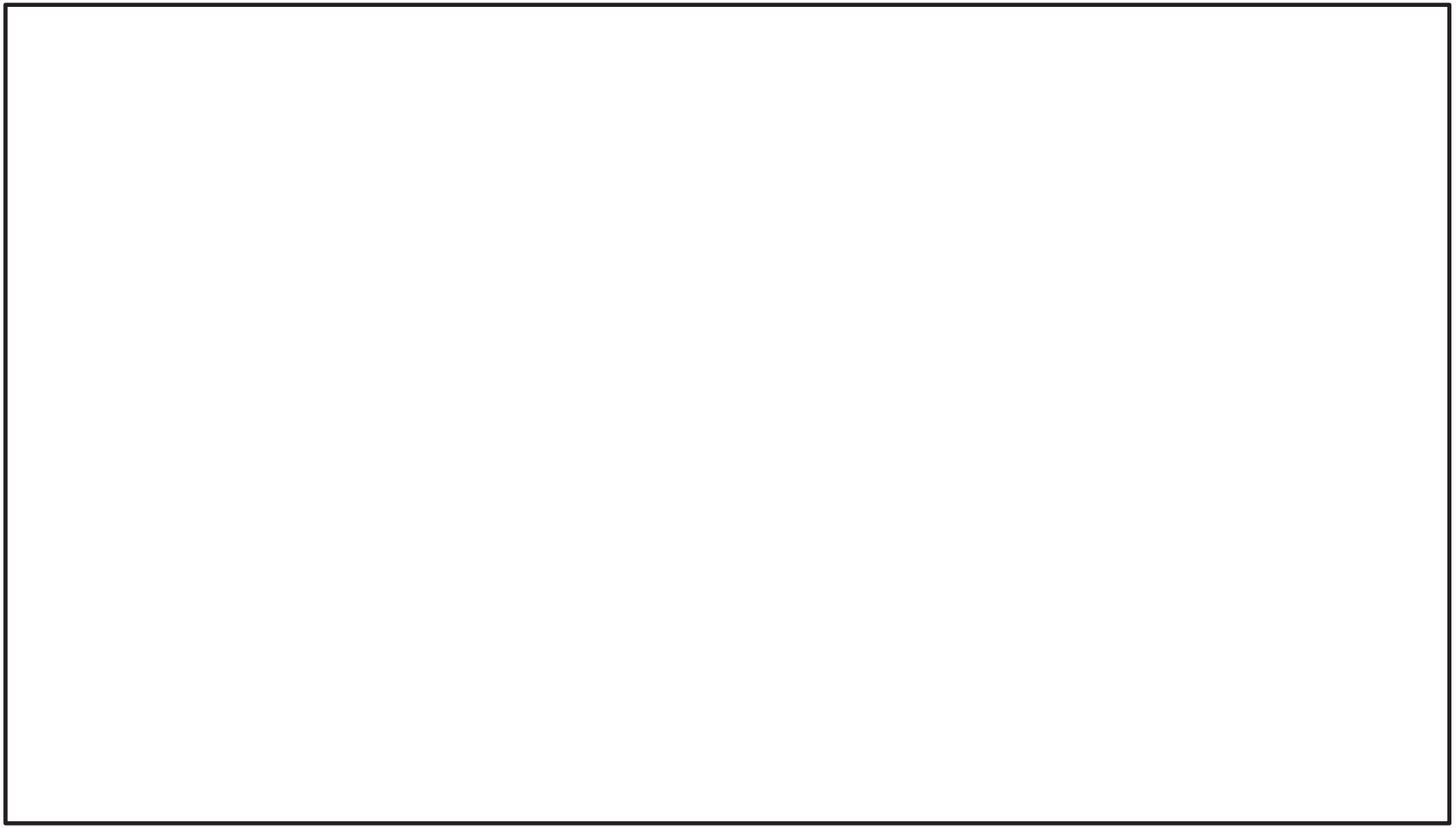


図 59-3-12 データ表示装置（待避所）　配置図
（制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

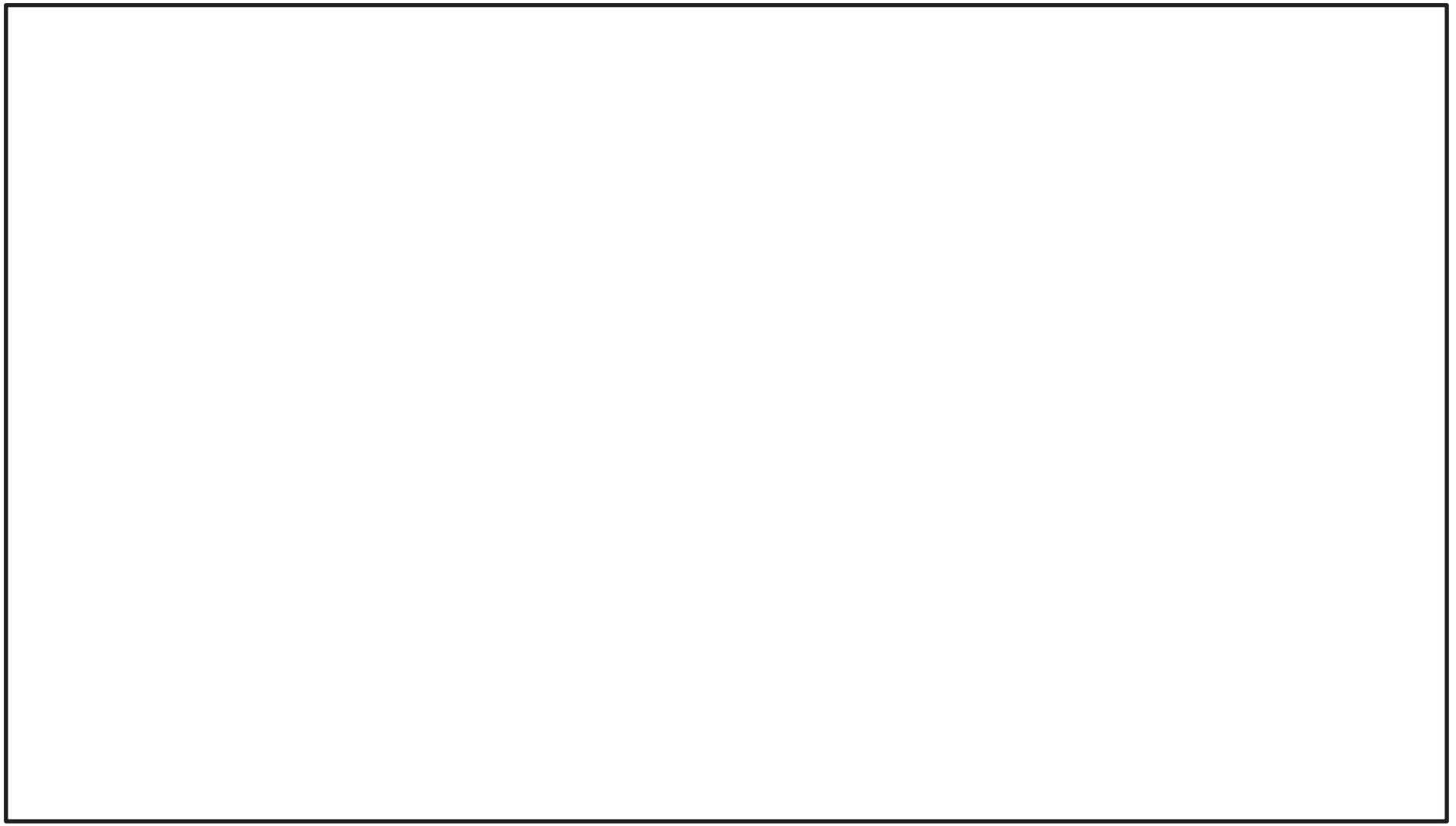


図 59-3-13　酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計 配置図
（制御建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

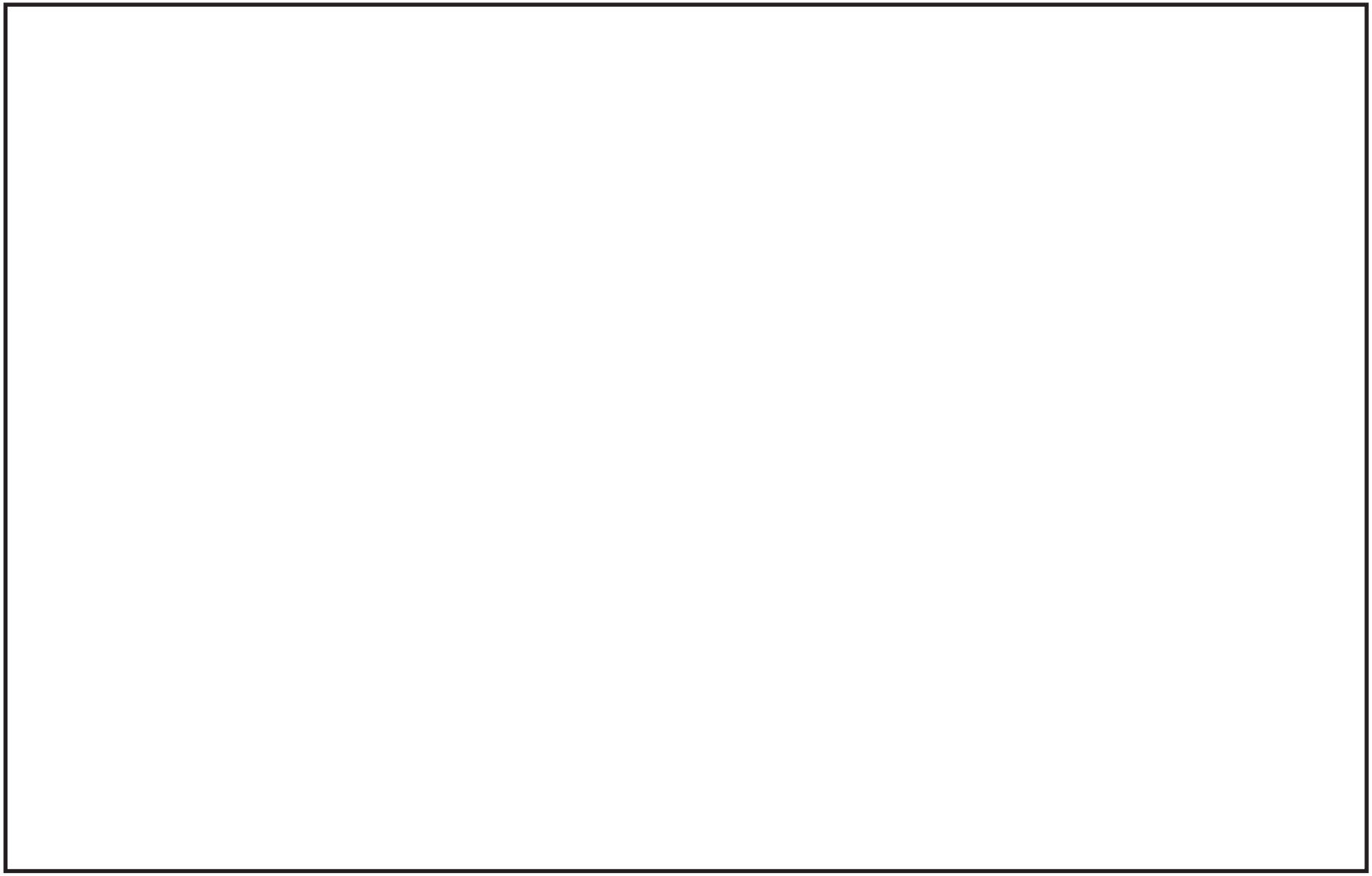


図 59-3-14　非常用ガス処理系　配置図（原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

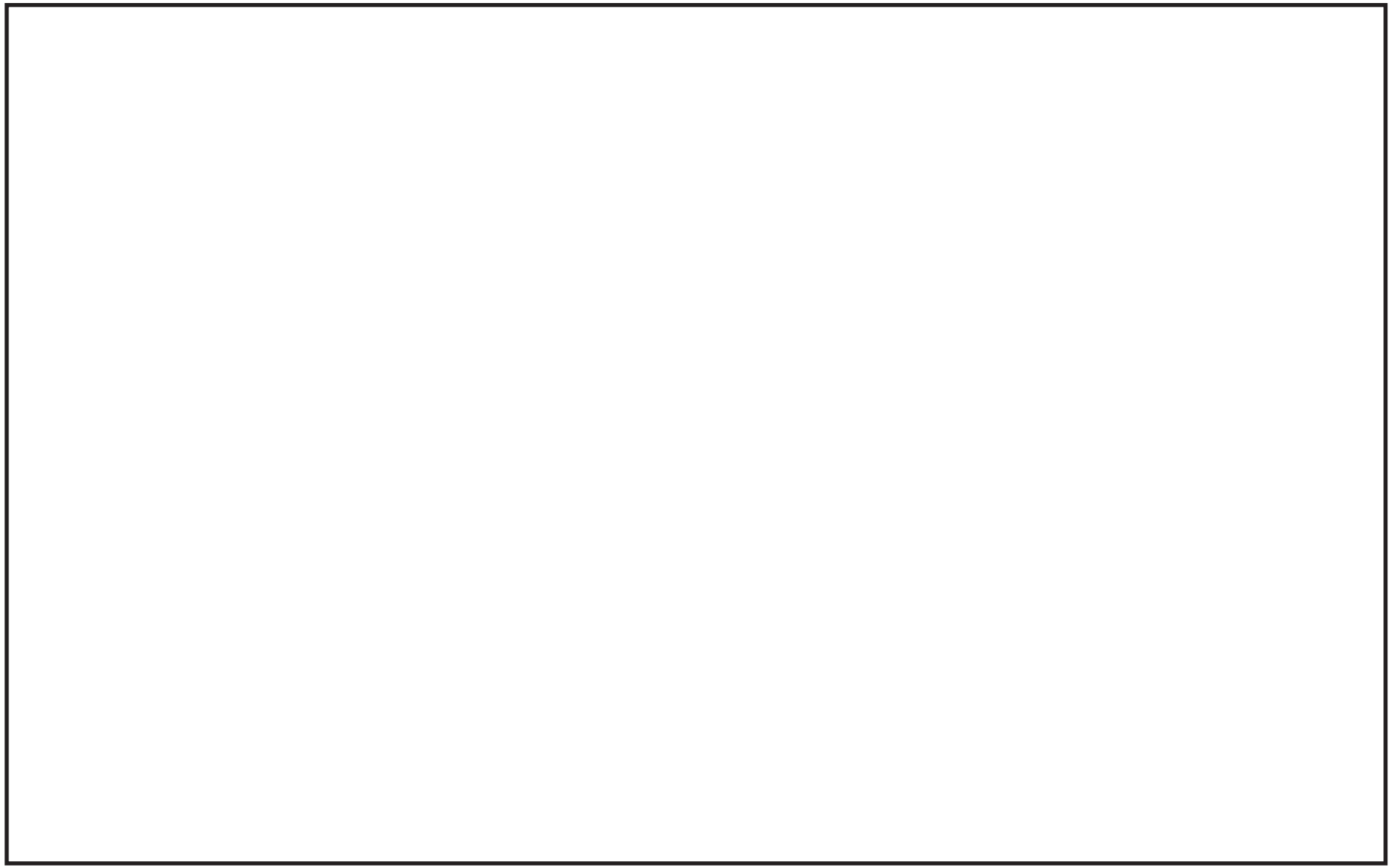


図 59-3-15　非常用ガス処理系　配置図（原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

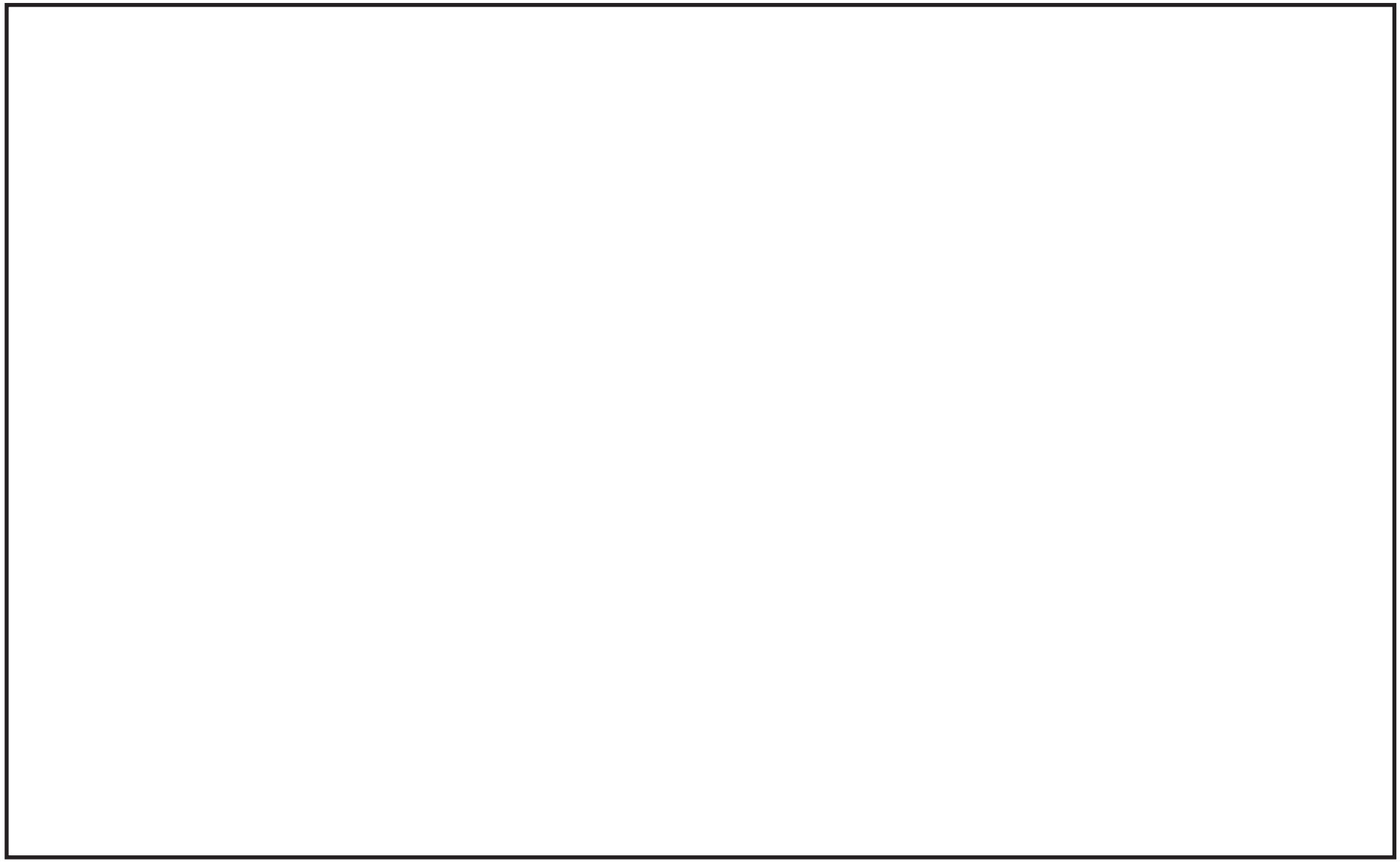


図 59-3-16　非常用ガス処理系　配置図（中央制御室）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

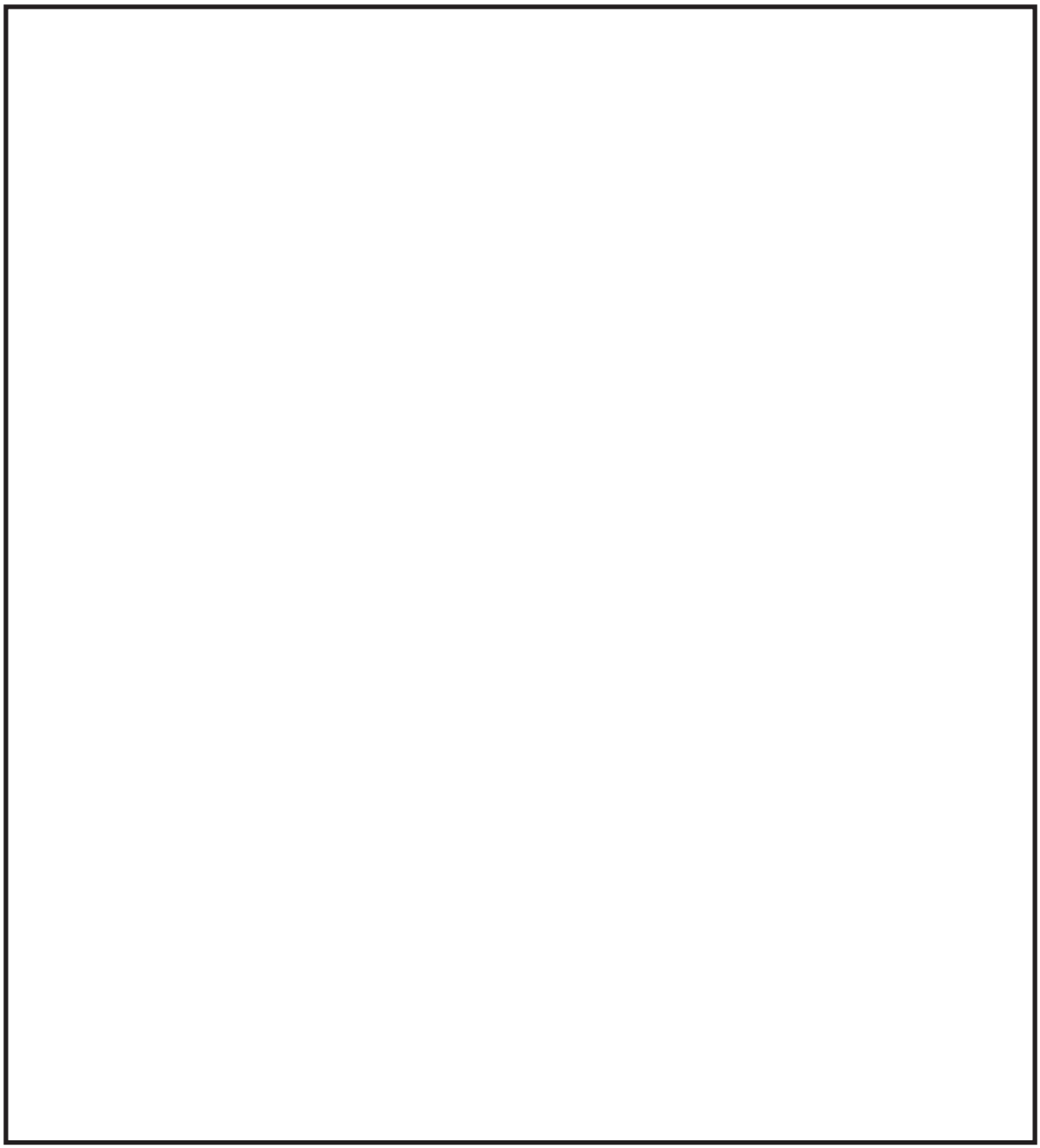


図 59-3-17　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置　配置図（原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-4
系統図

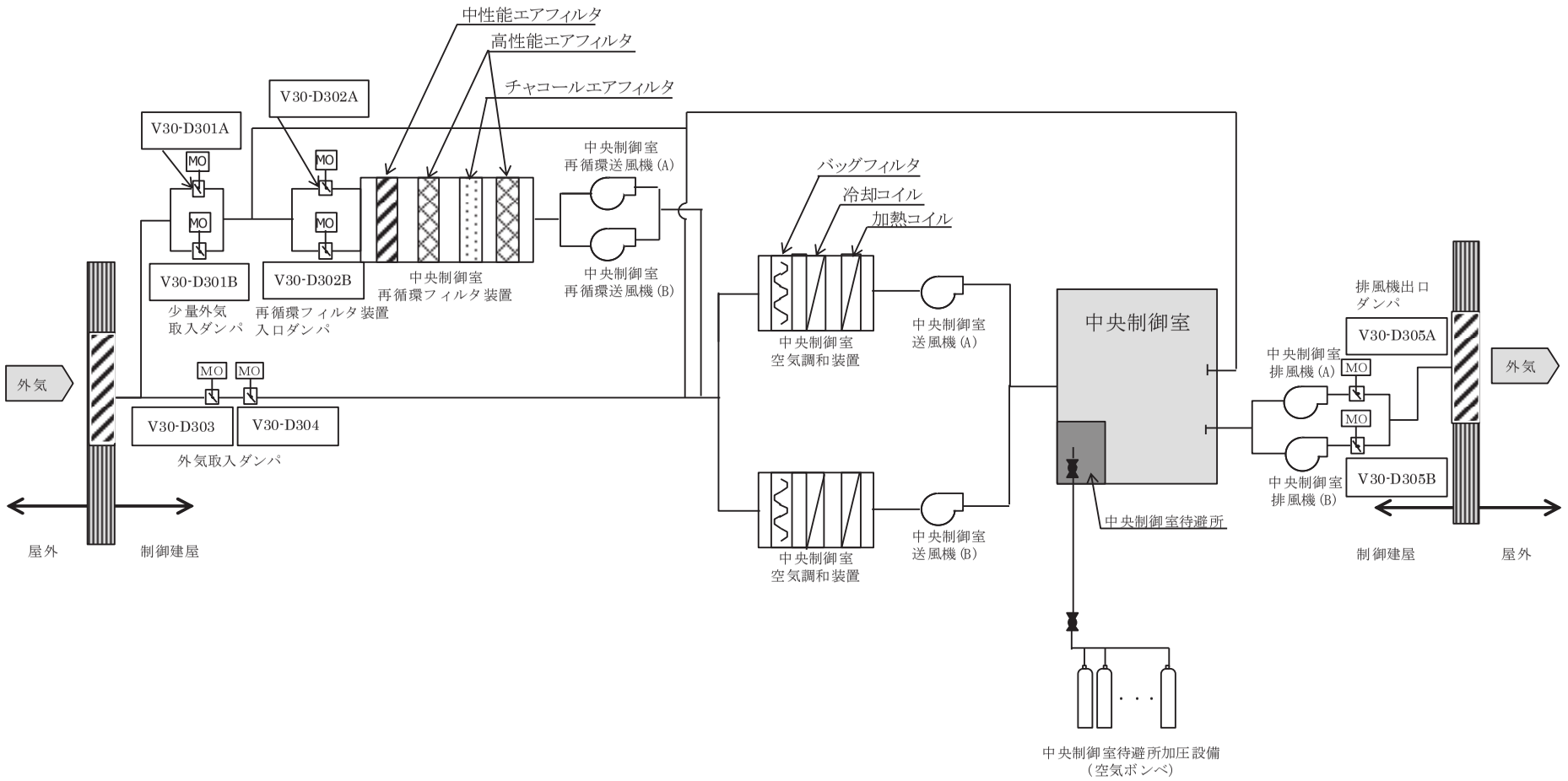


図 59-4-1 中央制御室換気空調系ダンパ 系統概要図

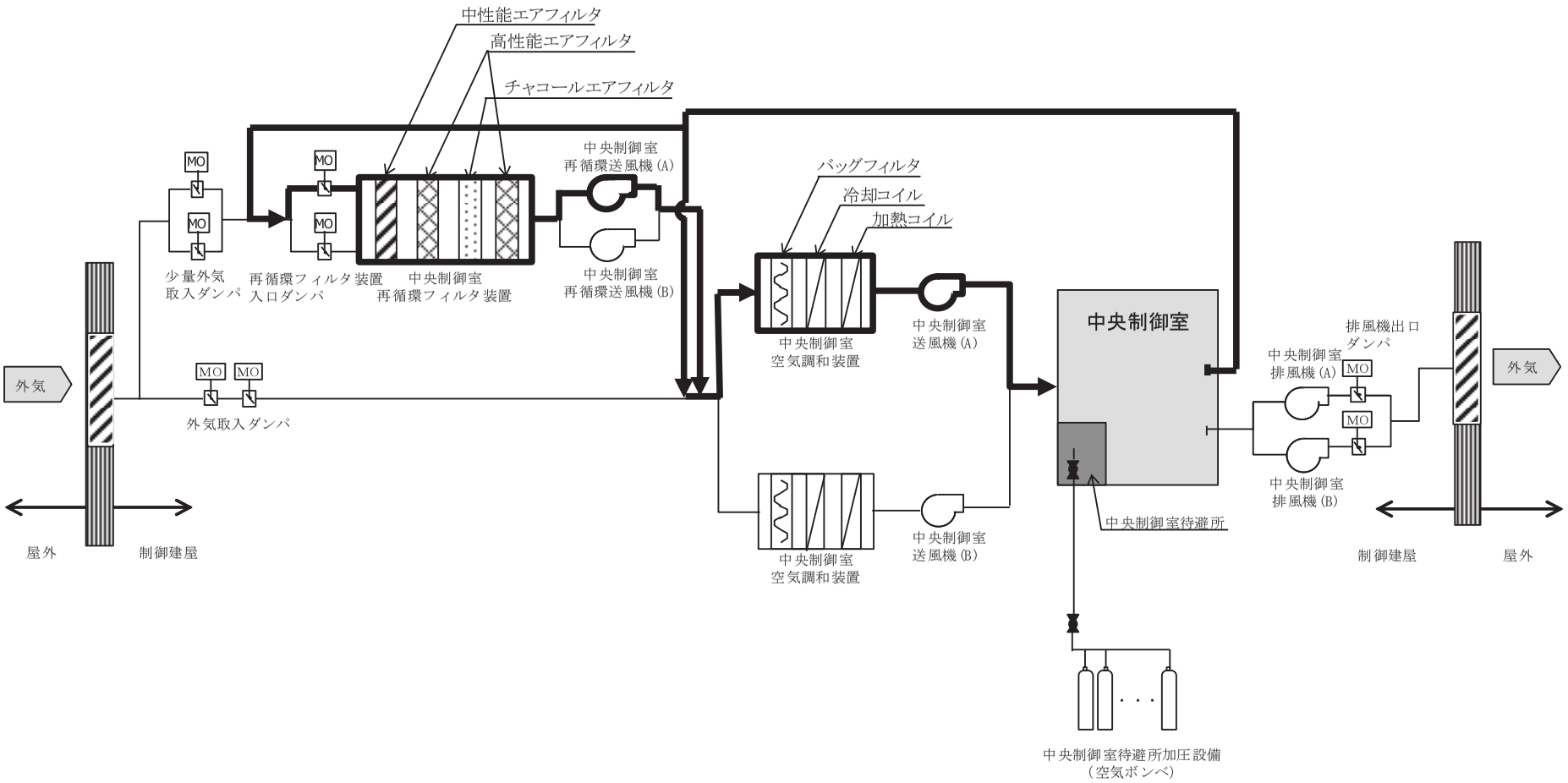


図 59-4-2 中央制御室換気空調系 系統概要図（中央制御室換気空調系 事故時運転モード時）

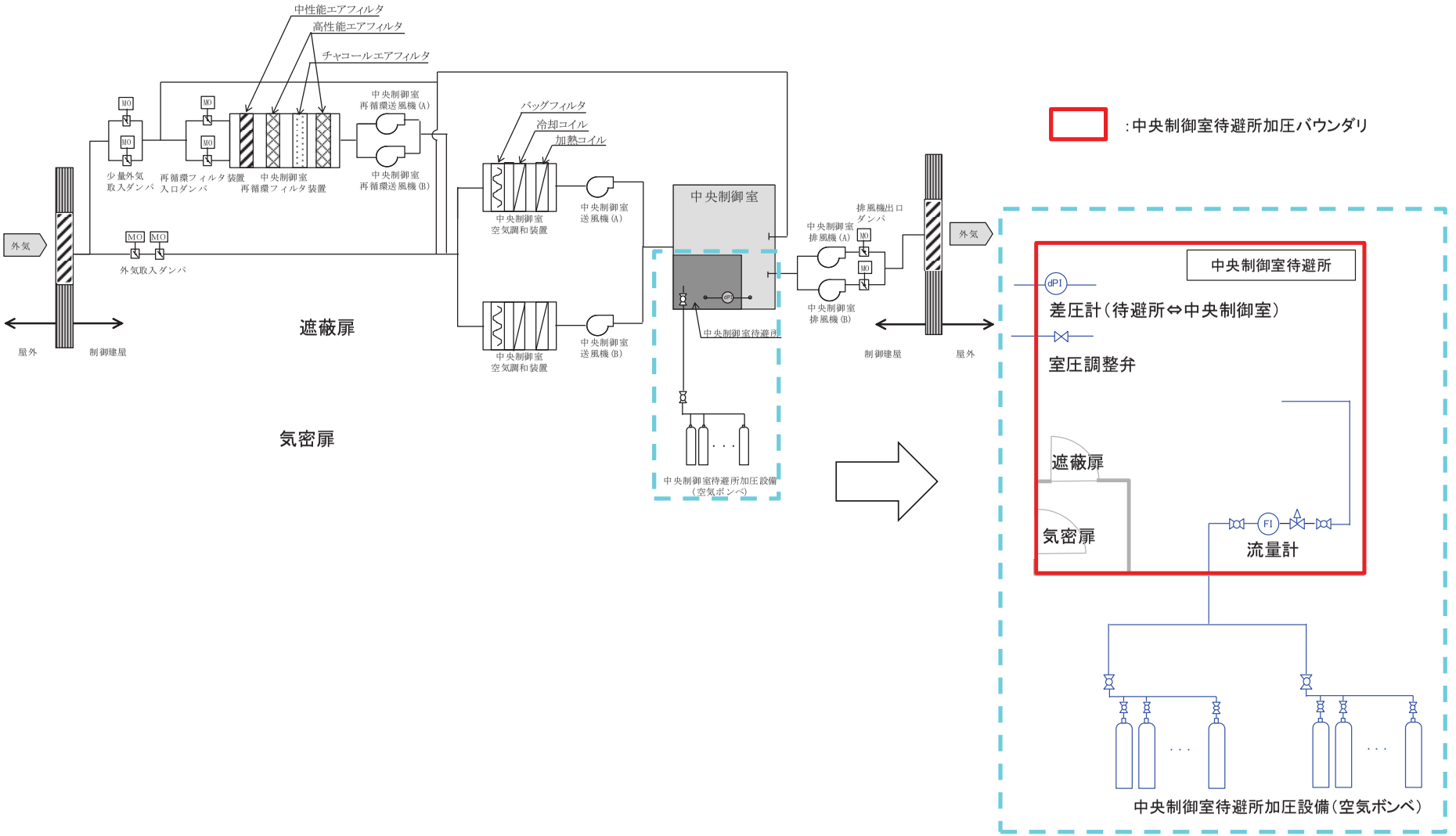


図 59-4-3 中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

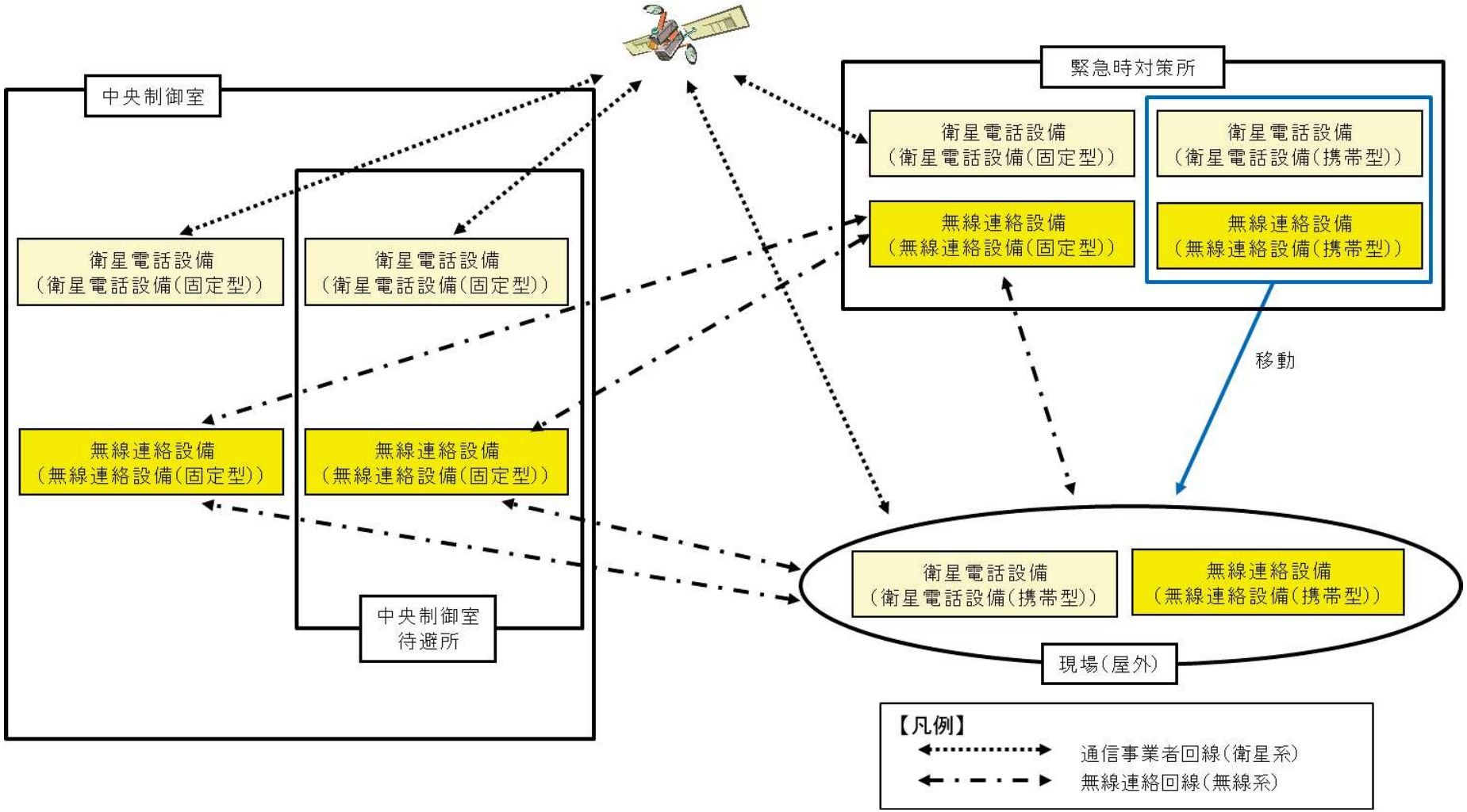


図 59-4-4　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）系統概要図

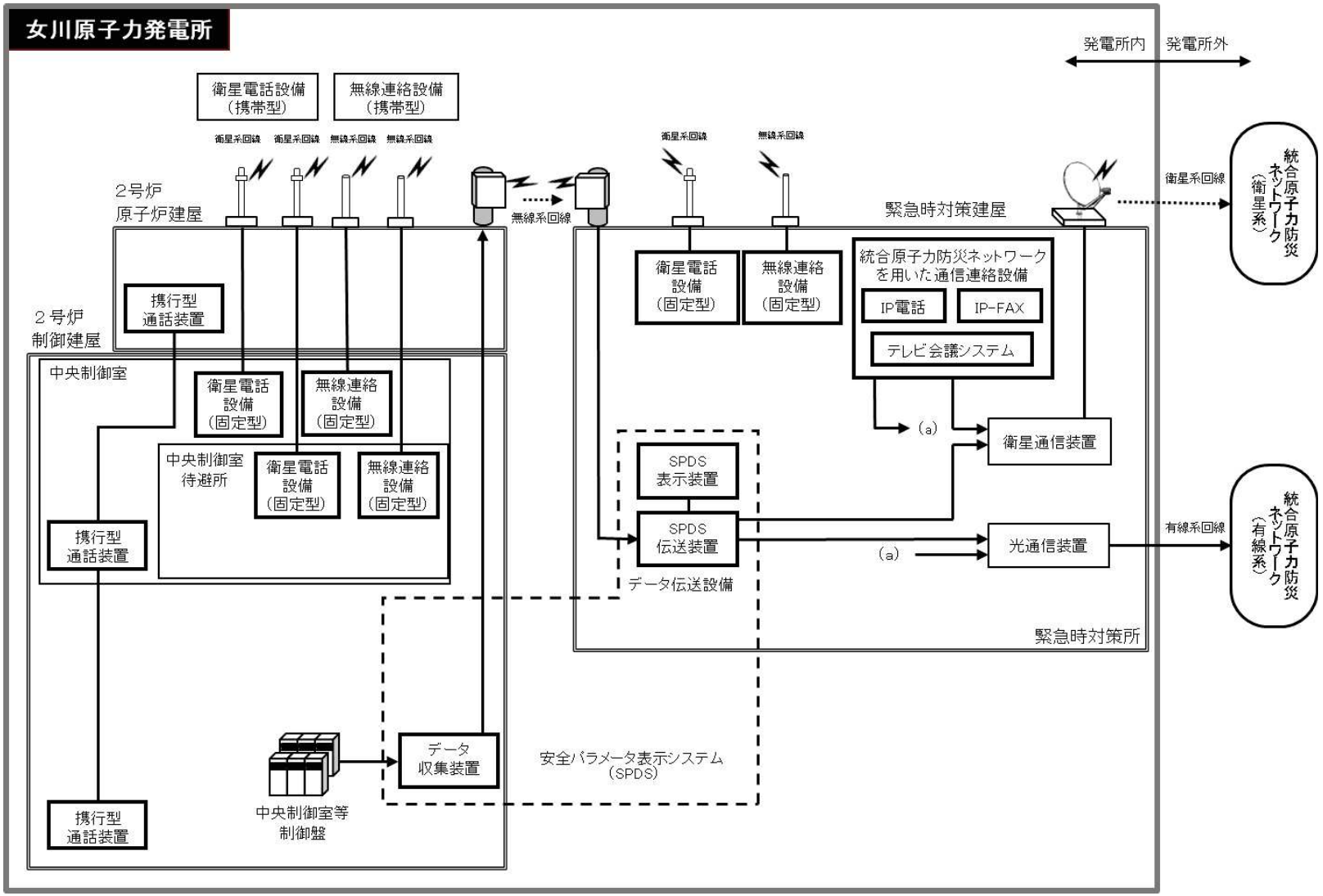


図 59-4-5　データ表示装置（待避所）系統概要図

図 59-4-5　操作概要図　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）
（制御建屋地上３階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SGTS 入口弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	SGTS A 系手動起動スイッチによる起動で一括連動
②	SGTS 空気乾燥装置(A)入口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
③	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	非常用ガス処理系排風機(A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	

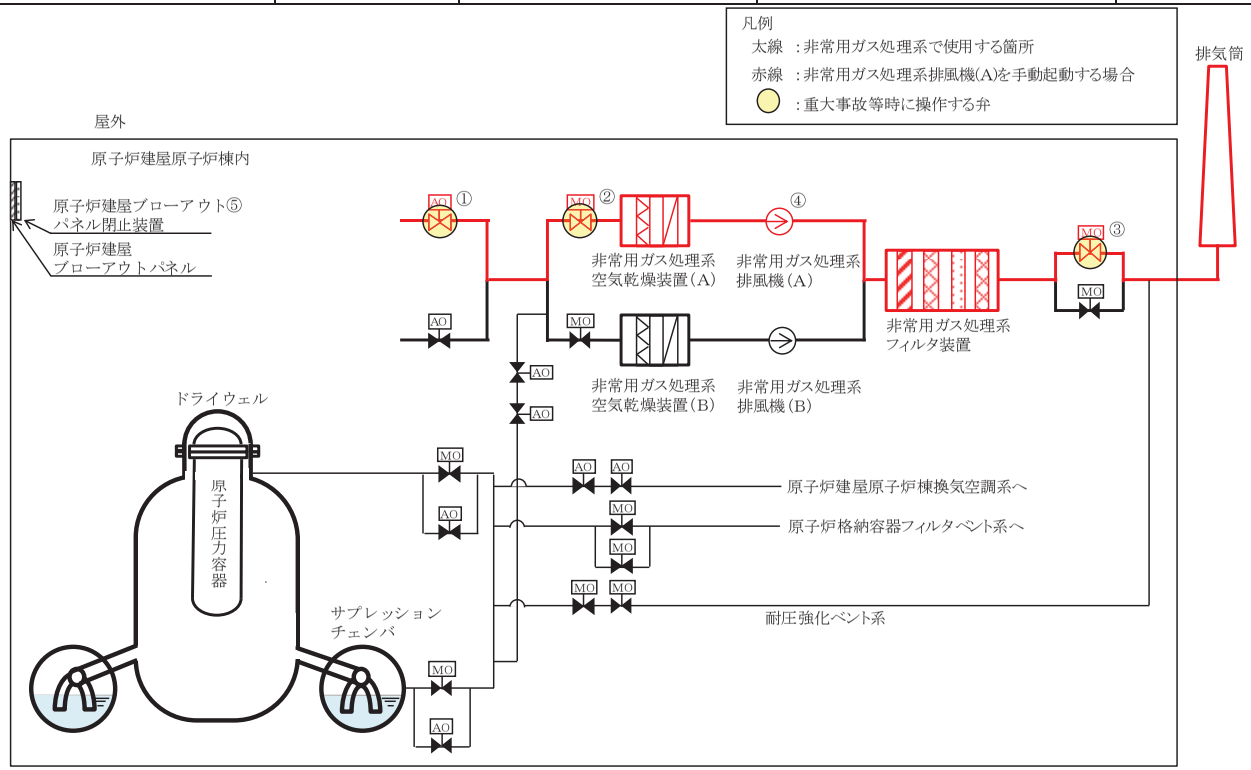


図 59-4-7　非常用ガス処理系　系統概要図
非常用ガス処理系(A)を手動起動する場合

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	SGTS 入口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	SGTS B系手動起動スイッチによる起動で一括連動
②	SGTS 空気乾燥装置(B)入口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
③	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	非常用ガス処理系排風機(B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	

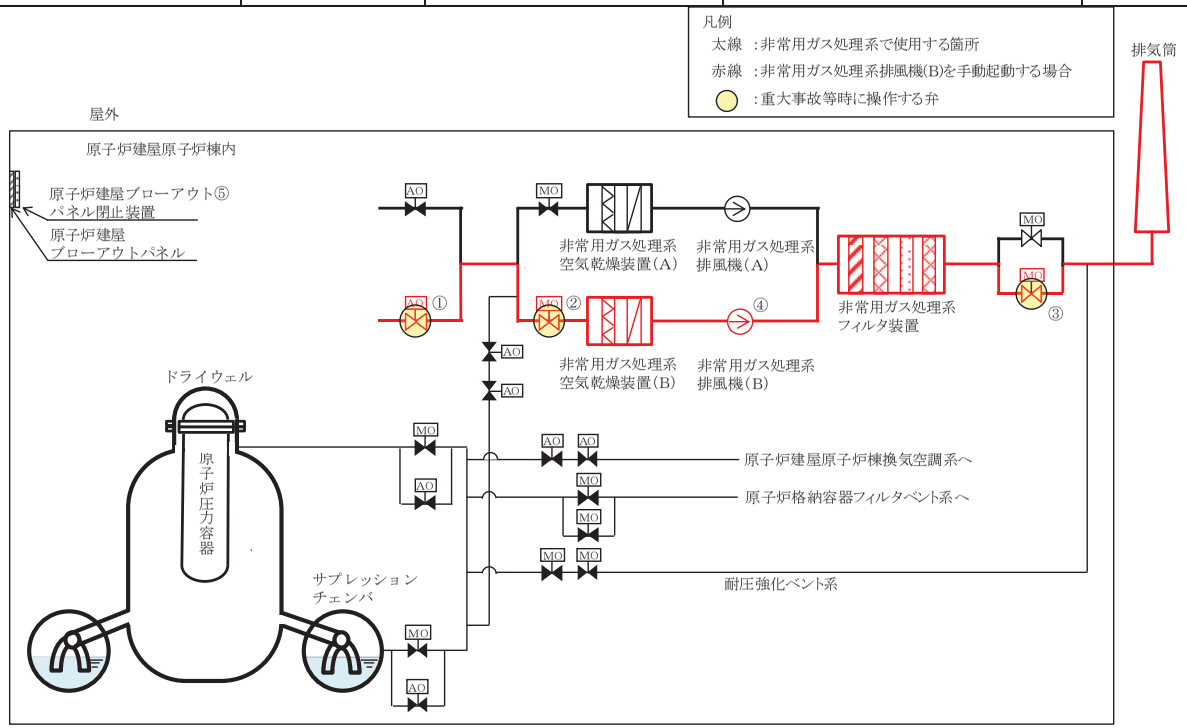


図 59-4-8　非常用ガス処理系　系統概要図
非常用ガス処理系(B)を手動起動する場合

59-5
試験及び検査

○可搬型照明（ＳＡ）の試験及び検査について

可搬型照明（ＳＡ）は，原子炉の運転中及び停止中に表59-5-1に示す試験及び検査が可能な設計とする。

表 59-5-1　可搬型照明（ＳＡ）の試験及び検査

状態	項目	試験・検査項目
運転中 又は停止中	外観確認	外観の確認
	機能・性能試験	点灯確認

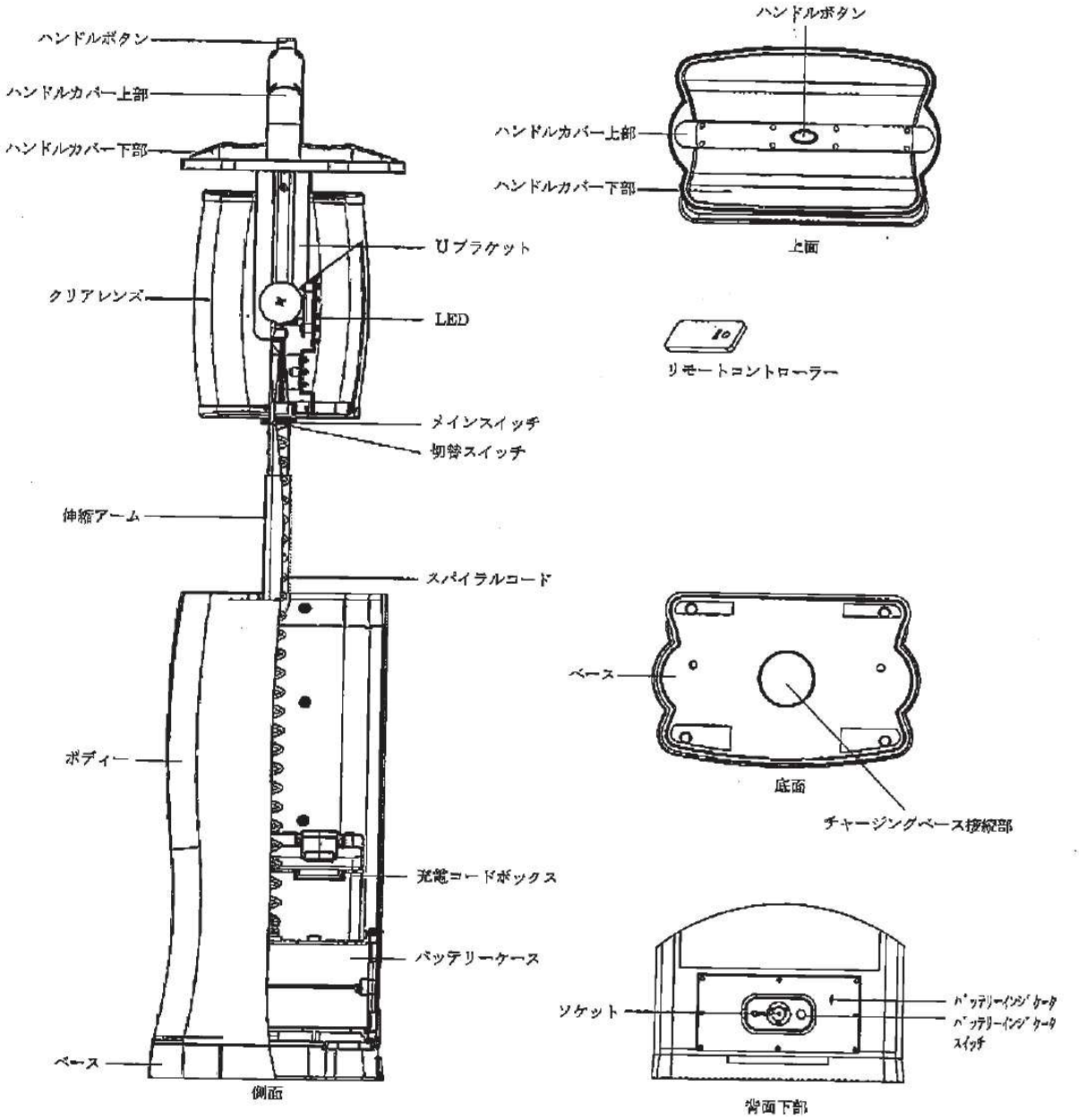


図 59-5-1　可搬型照明（ＳＡ）の概略図

○ 中央制御室待避所加圧設備の試験及び検査について

中央制御室待避所加圧設備については，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　中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認
	外観検査	中央制御室待避所加圧設備（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 中央制御室待避所の正圧化試験
	外観確認	中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認

【中央制御室待避所の正圧化試験】

(1)　概要

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

(2)　試験内容

中央制御室待避所加圧設備の操作対象弁を開として，中央制御室待避所を加圧し，中央制御室待避所と中央制御室で正圧化に必要な差圧を確保できることを確認する。（正圧化に必要な差圧については，（P.59-6-2）を参照）

中央制御室待避所の正圧化試験のバウンダリ構成図を図59-5-2に示す。

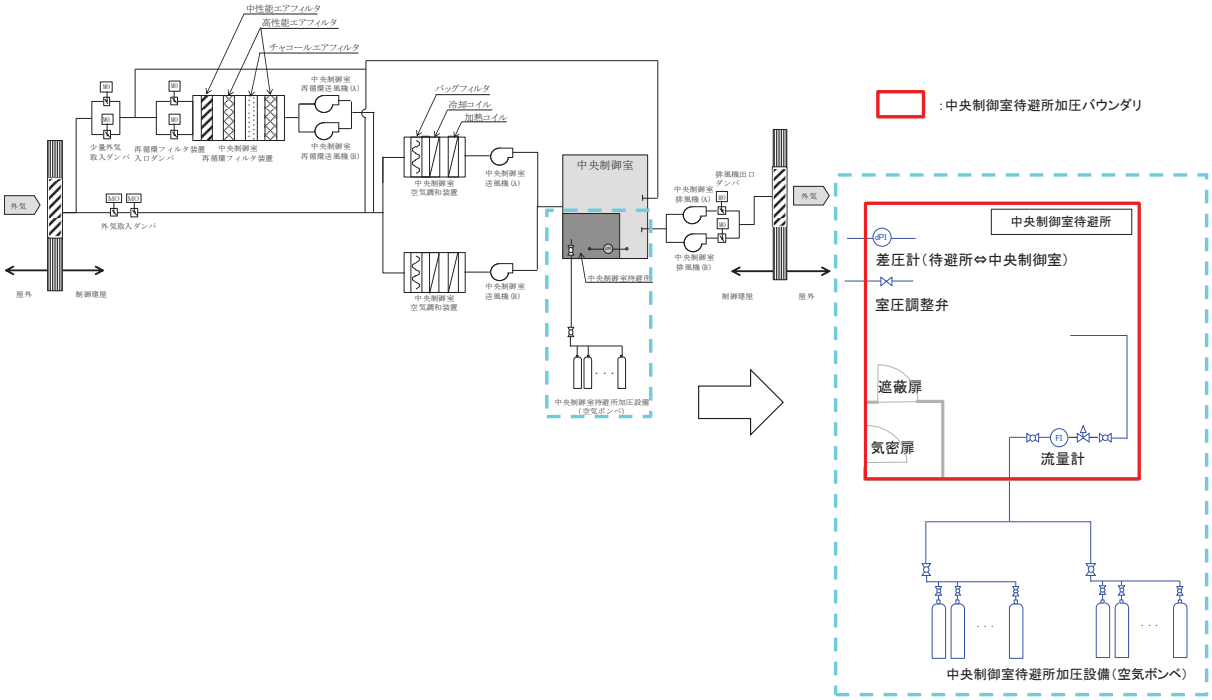


図59-5-2　中央制御室待避所の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○ 中央制御室換気空調系の試験及び検査について

中央制御室換気空調系における試験及び検査は，表59-5-3のとおりである。

表59-5-3　中央制御室換気空調系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認
	外観確認	機器[*1]の表面状態の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 フィルタ差圧の確認
	分解検査	機器[*1]各部の状態を目視等で確認
	外観確認	機器[*1]の表面状態の確認

(*1) 各機器とは以下のとおり：

中央制御室送風機，中央制御室排風機，中央制御室再循環送風機，中央制御室再循環フィルタ装置

○ 中央制御室換気空調系の点検計画について

中央制御室換気空調系は，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り，これまでに試験・検査を実施している。

表59-5-4に，女川原子力発電所 第2号機の点検計画を示す。

表59-5-4　女川原子力発電所　第2号機　保全計画（第11保全サイクル）
（中央制御室換気空調系）

機器または系統名	実施数（機器名）	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備考 （ ）内は適用する設備診断技術
中央制御室換気空調系	中央制御室換気空調系	機能・性能試験	高	1 C	中央制御室換気空調系機能検査	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査（定検）	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査（定検）	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（A）	外観点検	高	3 C	－	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（B）	外観点検	高	3 C	－	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（C）	外観点検	高	3 C	－	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（D）	外観点検	高	3 C	－	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（E）	外観点検	高	3 C	－	定検停止時
	中央制御室給気冷却コイル（F）	外観点検	高	3 C	－	定検停止時
	中央制御室再循環フィルタ装置	機能・性能試験	B	1 C	中央制御室換気空調系再循環フィルタ性能検査	定検停止時
		開放点検	B	13 M	－	定検停止時
	中央制御室送風機（A）	開放点検	A	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室送風機（A）用電動機	分解点検	A	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室送風機（B）	開放点検	高	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室送風機（B）用電動機	分解点検	A	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室排風機（A）	開放点検	高	52 M	－	定検停止時
	中央制御室排風機（A）用電動機	分解点検	高	52 M	－	定検停止時
	中央制御室排風機（B）	開放点検	高	52 M	－	定検停止時
中央制御室換気空調系	中央制御室排風機（B）用電動機	分解点検	高	52 M	－	定検停止時
	中央制御室再循環送風機（A）	分解点検	A	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室再循環送風機（A）用電動機	分解点検	A	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室再循環送風機（B）	分解点検	高	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室再循環送風機（B）用電動機	分解点検	A	52 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	中央制御室換気空調系のダンパ，弁　一式	分解点検	A，高，低	195 M	－	定検停止時
	中央制御室換気空調系のダンパ【弁駆動部】　一式	分解点検	A，高	65 M～ 130 M	－	定検停止時

○無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験及び検査について

無線連絡設備（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59-5-5のとおりである。

無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要を図59-5-3に示す。

表 59-5-5　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の試験及び検査

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

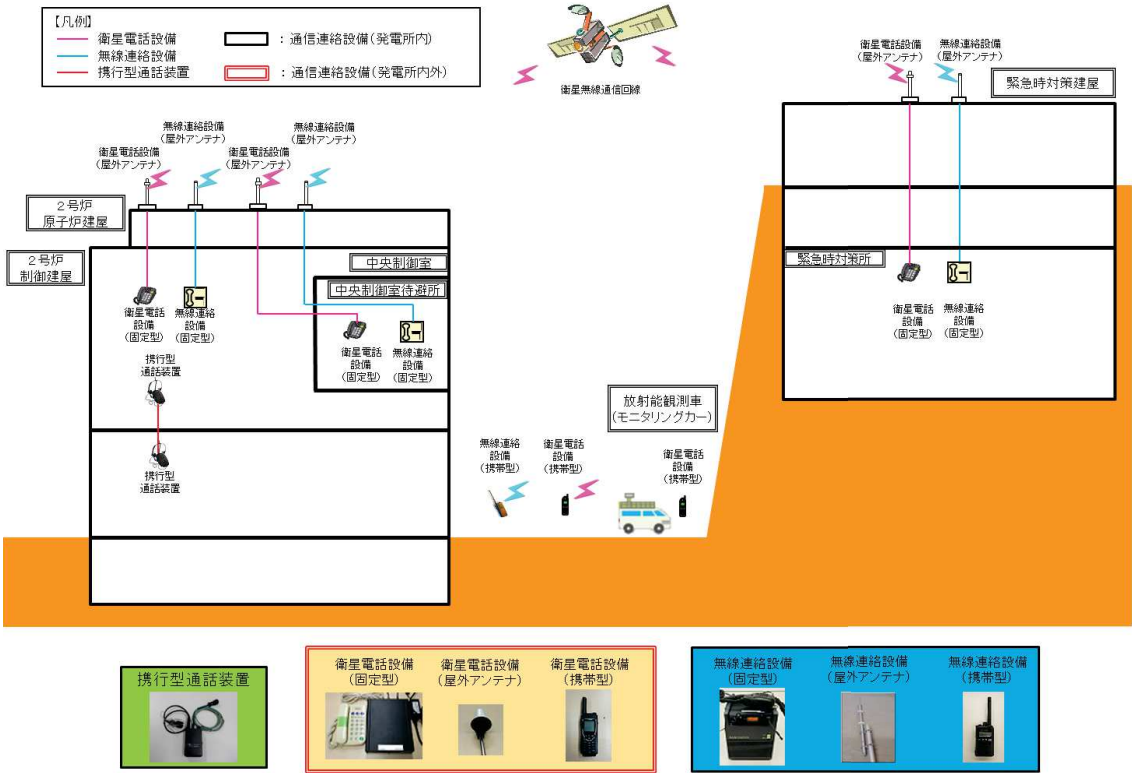
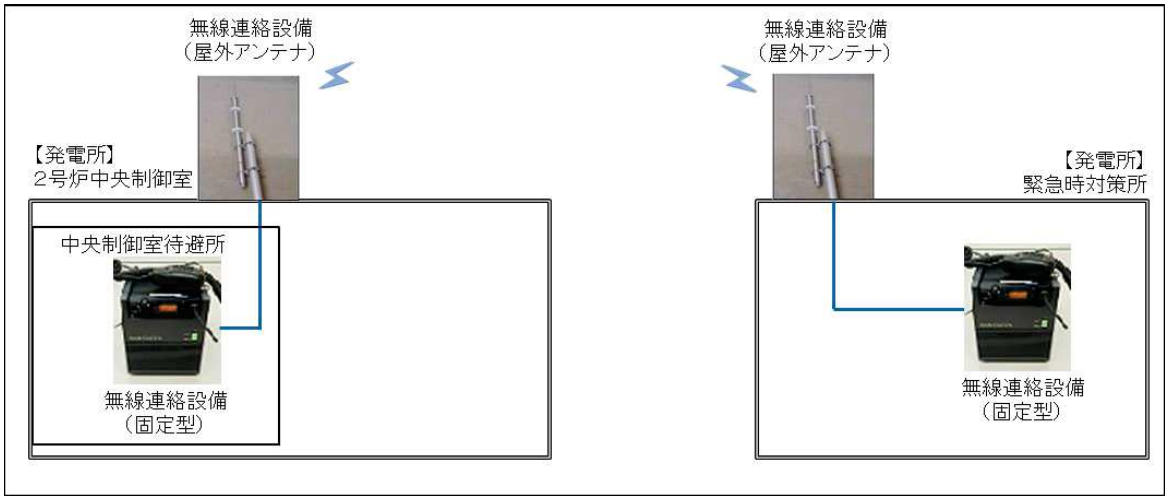


図 59-5-3　無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）の概要

無線連絡設備（固定型）　試験・検査内容

【試験構成】

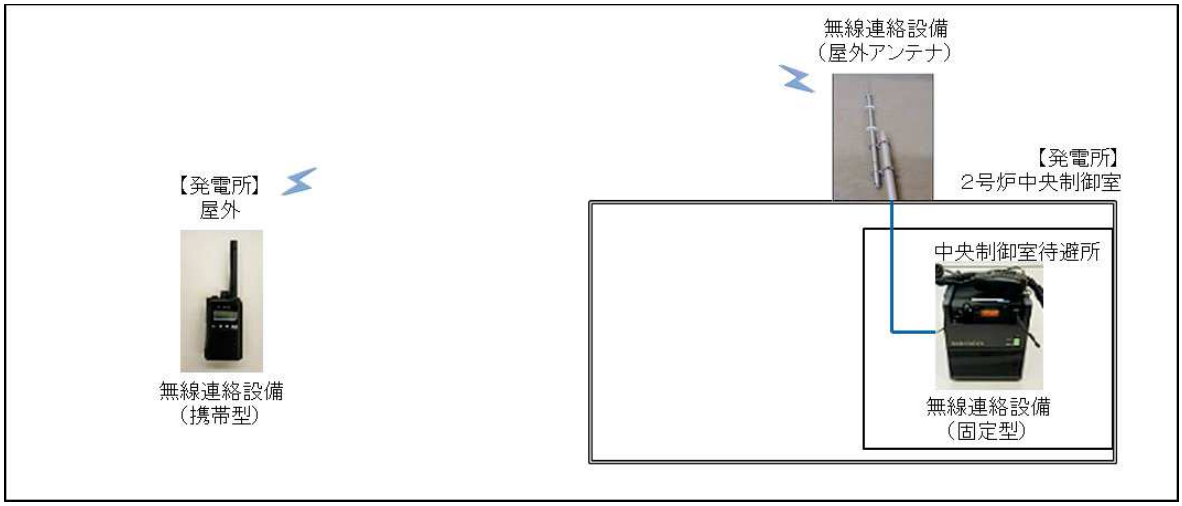


※試験区間：2 号炉中央制御室待避所　～　緊急時対策所

図 59-5-4　無線連絡設備（固定型）試験・検査構成

無線連絡設備（携帯型／固定型）　試験・検査内容

【試験構成】

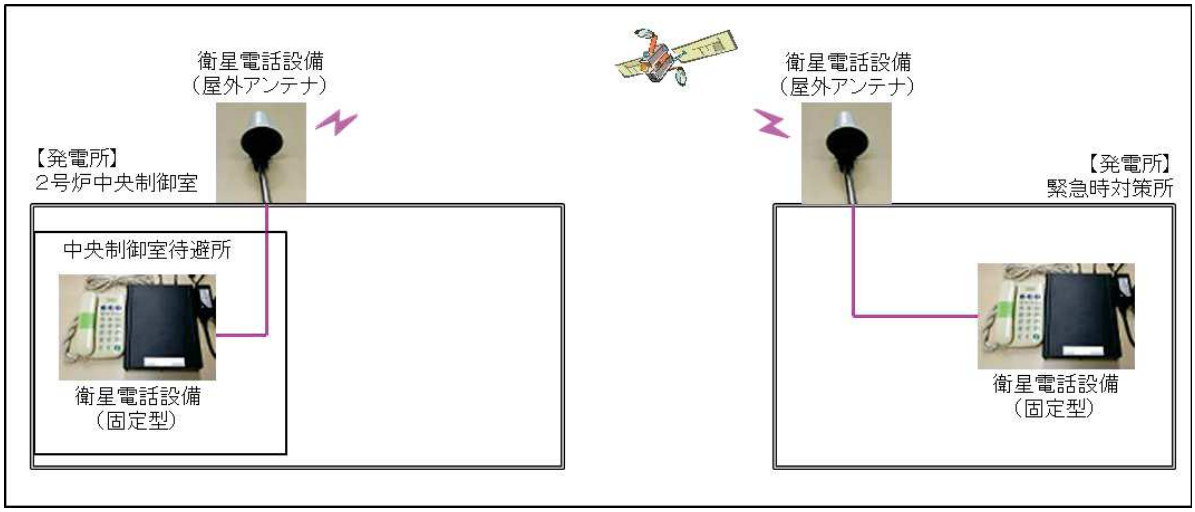


※ 試験区間：現場（屋外）　～　2号炉中央制御室待避所

図 59-5-5　無線連絡設備（携帯型／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：2号炉中央制御室待避所　～　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

○データ表示装置（待避所）の試験及び検査について

データ表示装置（待避所）における試験及び検査は表59-5-6のとおりである。
データ表示装置（待避所）の概要を図59-5-7に示す。

表 59-5-6　データ表示装置（待避所）の試験及び検査

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

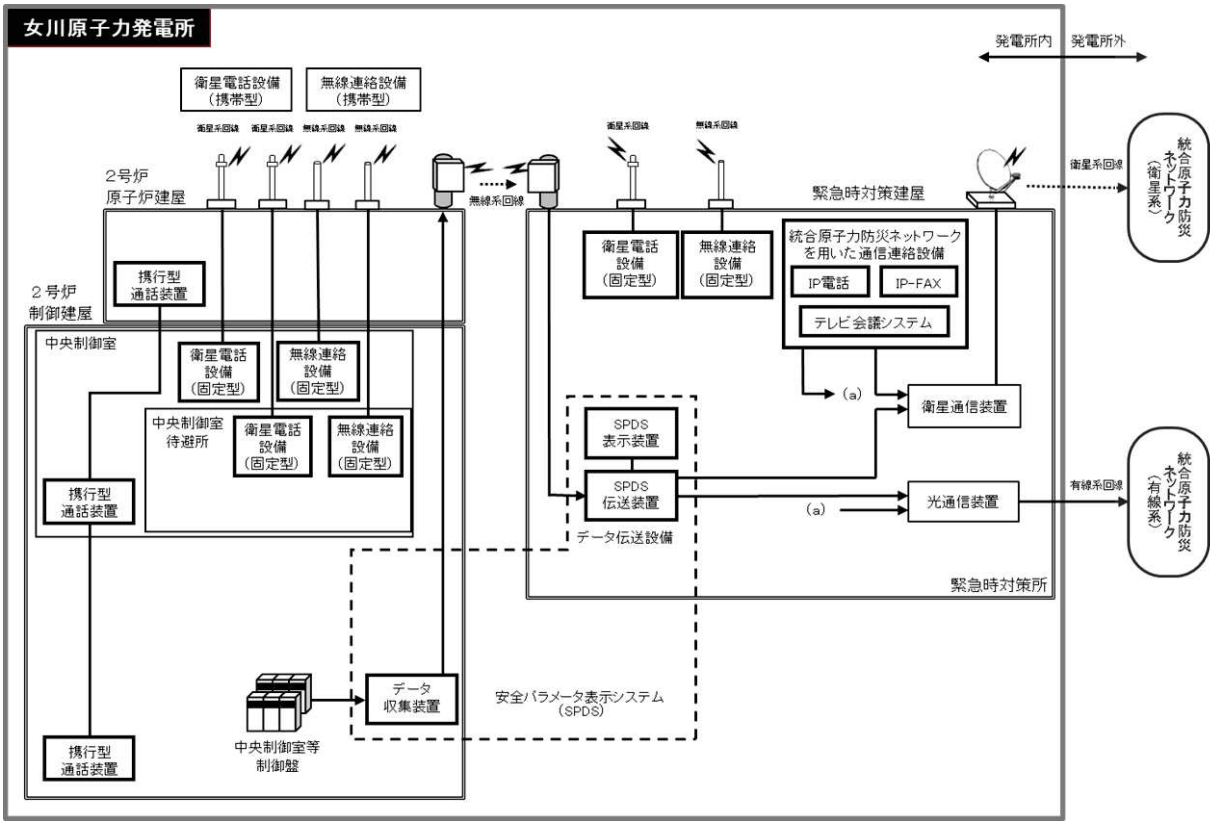


図 59-5-7　データ表示装置（待避所）の概要

データ表示装置（待避所）　試験・検査内容

【試験構成】

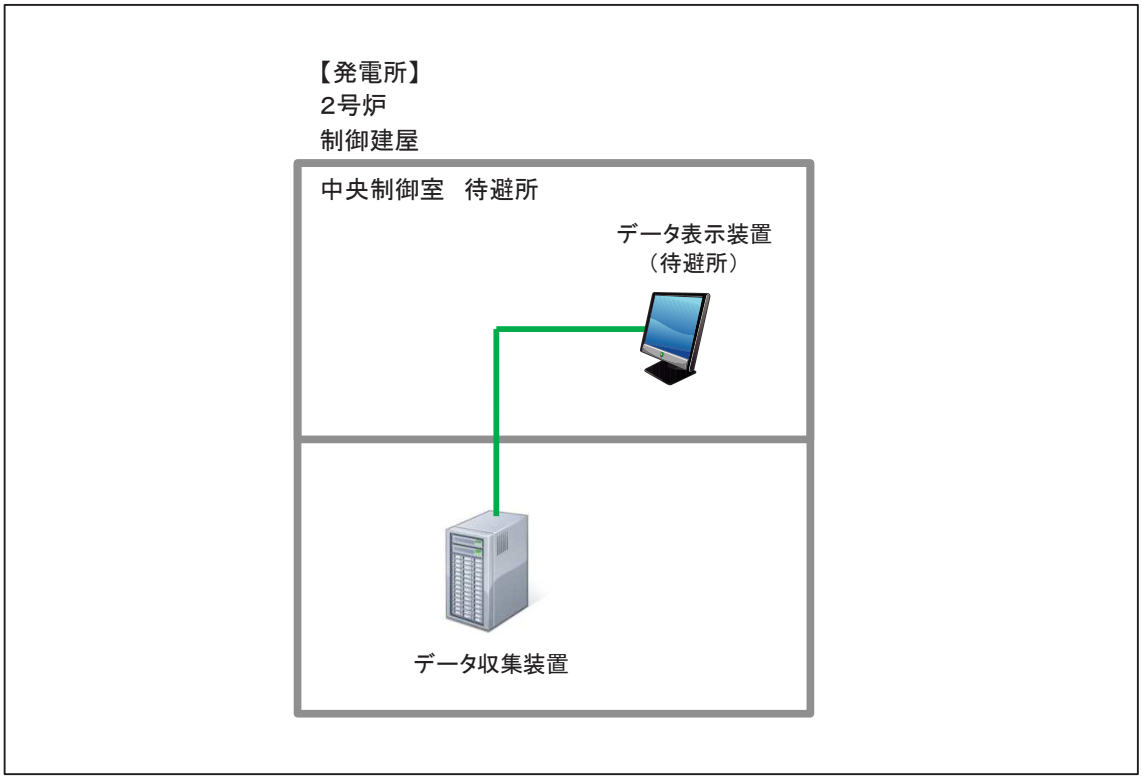


図 59-5-8　データ表示装置（待避所）試験・検査構成

○酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び差圧計の試験及び検査について

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び差圧計は，運転中又は停止中においても校正ガスによる性能検査が可能な設計とする。

酸素濃度計外観図を図59-5-9，二酸化炭素濃度計外観図を図59-5-10に示す。

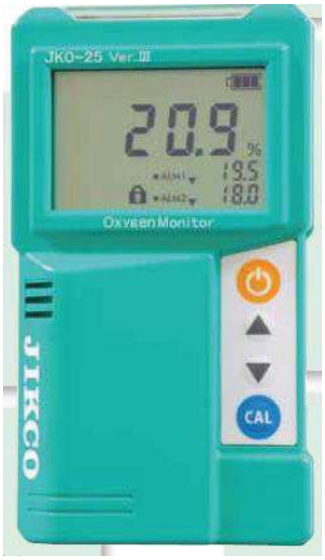


図 59-5-9　酸素濃度計の外観図



図 59-5-10　二酸化炭素濃度計の外観図

表 59-5-7　女川原子力発電所　第 2 号機　保全計画（第 11 保全サイクル）
（非常用ガス処理系）

機器または系統名	実施数（機器名）	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備考 （ ）内は適用する設備診断技術
原子炉格納容器	温度計測装置（記録計）　２台	特性試験	高	13 M	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（その他）	定検停止時
	温度計測装置（温度検出器）　３４台	特性試験	高，低	1 C	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（その他）	定検停止時
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系	機能・性能試験	高	1 C	非常用ガス処理系機能検査	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査（定検：原子炉系）	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査（定検：原子炉系）	定検停止時
	非常用ガス処理系排風機（A）	分解点検	A	104 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
		簡易点検	A	52 M	－	定検停止時
	非常用ガス処理系排風機（A）用電動機	分解点検	A	78 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	非常用ガス処理系排風機（B）	分解点検	高	104 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
		簡易点検	高	52 M	－	定検停止時
	非常用ガス処理系排風機（B）用電動機	分解点検	A	78 M	－	定検停止時 （振動診断　頻度は回転機械振動診断要領書による）
	非常用ガス処理系空気乾燥装置（A）	開放点検	高	13 M	－	定検停止時
	非常用ガス処理系空気乾燥装置（A）電気ヒータ	特性試験	高	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系空気乾燥装置（B）	開放点検	高	13 M	－	定検停止時
	非常用ガス処理系空気乾燥装置（B）電気ヒータ	特性試験	高	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系フィルタ装置	機能・性能試験	A	1 C	非常用ガス処理系フィルタ性能検査	定検停止時
		開放点検	A	13 M	－	定検停止時
	非常用ガス処理系中性能エアフィルタ	性能試験	高	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系高性能エアフィルタ	性能試験	高	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系チャコールエアフィルタ	性能試験	高	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ１Ａ，１Ｂ	特性試験	低	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系フィルタ装置スペースヒータ２Ａ，２Ｂ	特性試験	低	1 C	－	定検停止時
	非常用ガス処理系の主要弁　一式	分解点検	A，高	65 M～ 104 M	主要弁検査（定検：原子炉系）	定検停止時
	非常用ガス処理系の弁　一式	分解点検	A，高，低	65 M～ 195 M	－	定検停止時
	非常用ガス処理系の弁【弁駆動部】　一式	分解点検	A，高	65 M	－	定検停止時

点検計画

東北電力株式会社
女川原子力発電所第２号機
第１１保全サイクル
定期事業者検査要領書

設　備　名：放射線管理設備

検　査　名：非常用ガス処理系機能検査

要領書番号：Ｏ２－０３５

59-5-14

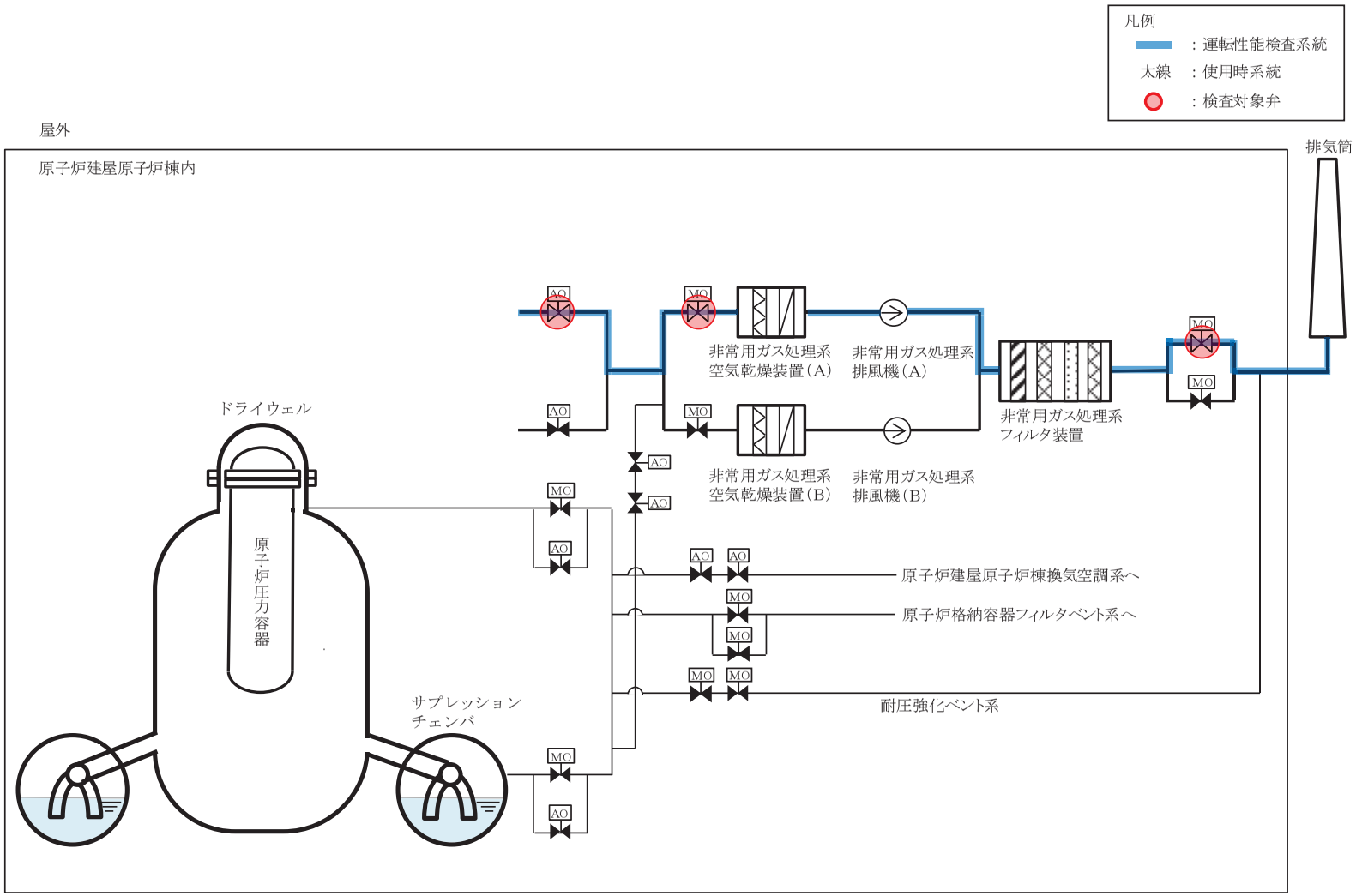


図 59-5-11　非常用ガス処理系 A 系　性能検査系統図

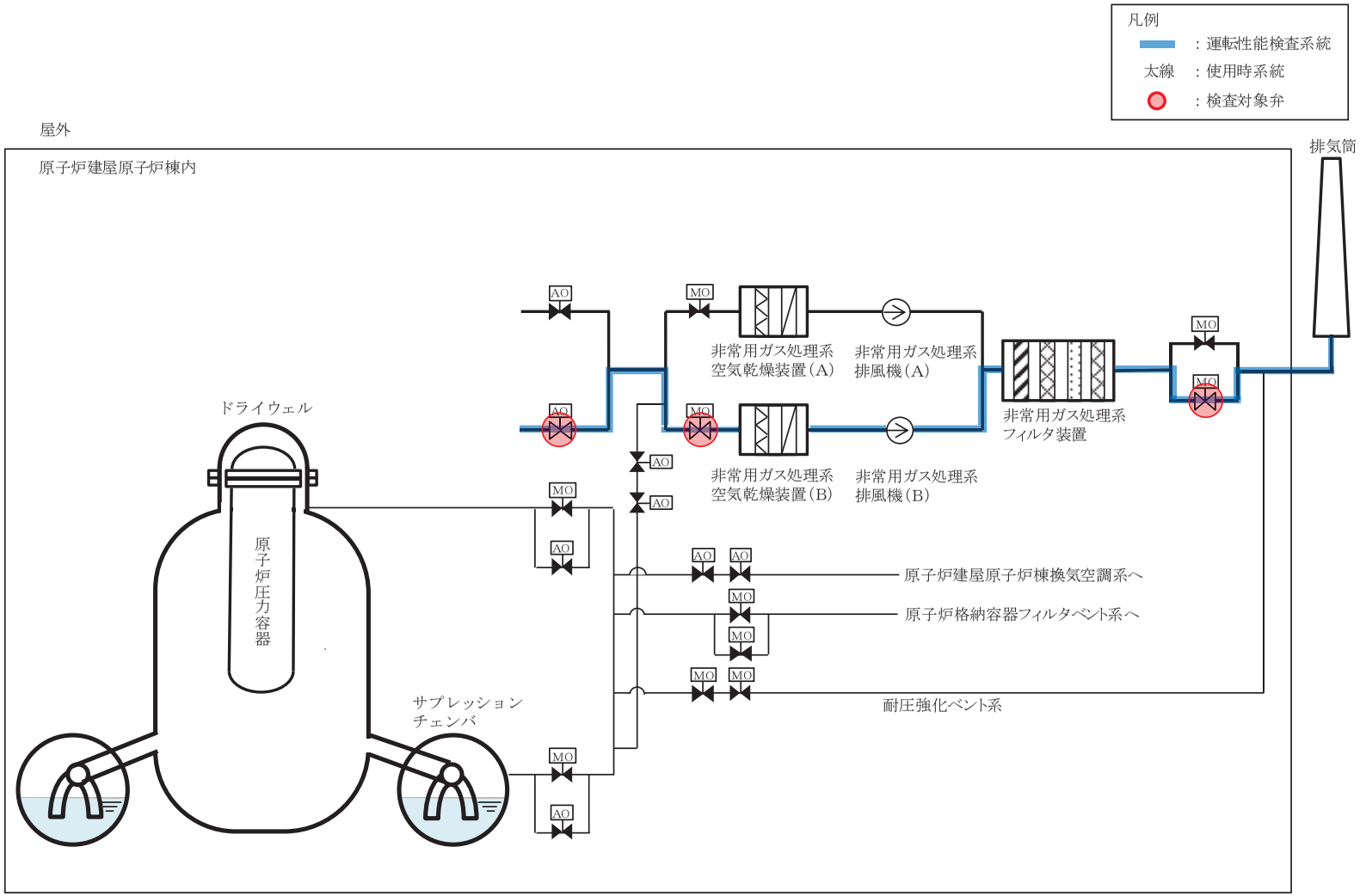


図 59-5-12　非常用ガス処理系 B 系　性能検査系統図

図 59-5-13　非常用ガス処理系排風機　構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-6

容量設定根拠

名称		中央制御室待避所の正圧化差圧
中央制御室待避所／隣接区画の正圧化差圧	Pa	20 以上

【設定根拠】

中央制御室待避所加圧バウンダリは，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。

中央制御室待避所の加圧バウンダリ設計に際しては，炉心の著しい損傷の発生時の室内の温度を，中央制御室のある制御建屋の設計最高温度40.0℃，隣接区画を設計最低温度－4.9℃と仮定すると，中央制御室待避所の階層高さは最大3.3mであるため，以下のとおり約7Pa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＝｛（－4.9℃の乾き空気密度）
－（＋40.0℃の乾き空気の密度）｝×階層高さ
＝（1.316－1.127）×3.3
＝0.189×3.3
＝0.6237kg/m^2（≒7Pa）

このため，中央制御室待避所の加圧バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画＋20Paとする。

名称		中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）
本数	本	40（注１），（80（注２））
容量	L/本	46.7
充填圧力	MPa	19.6（35℃）
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す

【設定根拠】

必要ボンベ本数としては，以下に示すとおり 40 本以上確保する設計とする。

(1) 正圧維持に必要な空気ボンベ本数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化するために必要な空気量は，中央制御室待避所の漏えい量 162m^3（中央制御室待避所の容積 162m^{3}に対し部屋容積比 0.1 回/h の漏えい量×10 時間分）に余裕を考慮した 300m^{3}とする。ボンベ使用可能量を 7.5m^3/本とした場合（実容量約 9m^3/本に対し，外気温度－4.9℃での容量を保守的に評価した値），必要ボンベ本数は下記のとおり 40 本となる。

・ボンベ初期充填圧力　　：19.6MPa（at 35℃）
・ボンベ内容積　　：46.7L
・圧力調整弁最低制御圧力　　：2.0MPa
・ボンベ供給可能空気量　　：7.5m^3/本（at -4.9℃）

以上より，必要ボンベ本数は下記の通り 40 本以上となる。

300 m^3÷7.5 m^3/本＝40 本

(2) 酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なボンベ本数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ボンベ本数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし，プルーム通過中に収容する人数 7 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は，許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった，したがって，許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ボンベ本数は，正圧維持に必要な 40 本となる。現場に設置するボンベ本数については，加圧開始及び加圧停止の前後 1 時間の余裕分 8 本をカードル単位（20 本／基）として切り上げた 20 本，及びメンテナンス予備 20 本を加えた合計 80 本確保する設計とする。

なお，中央制御室待避所に対する正圧化試験を実施し 10 時間正圧を維持するのに十分である必要ボンベ本数を確認し，その結果を踏まえて適切な空気ボンベ本数を確保する。

(a) 評価条件

・在室人員：12 名
・中央制御室待避所内体積：162m^3
・空気流入はないものとする。
・許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
・許容二酸化炭素濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度 1.5%に余裕を見た値）
・酸素消費量： 0.022m^3/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量）
・呼吸による炭酸ガス排出量：0.022m^3/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
・加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室内酸素濃度）
・加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室内二酸化炭素濃度）
・空気ボンベ加圧時間：10 時間

(b) 評価結果

10 時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図 59-6-1 に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は以下のとおりであり，いずれも許容値を満足している。

	酸素濃度（%）	二酸化炭素濃度（%）
加圧 10 時間後	20.16	0.793

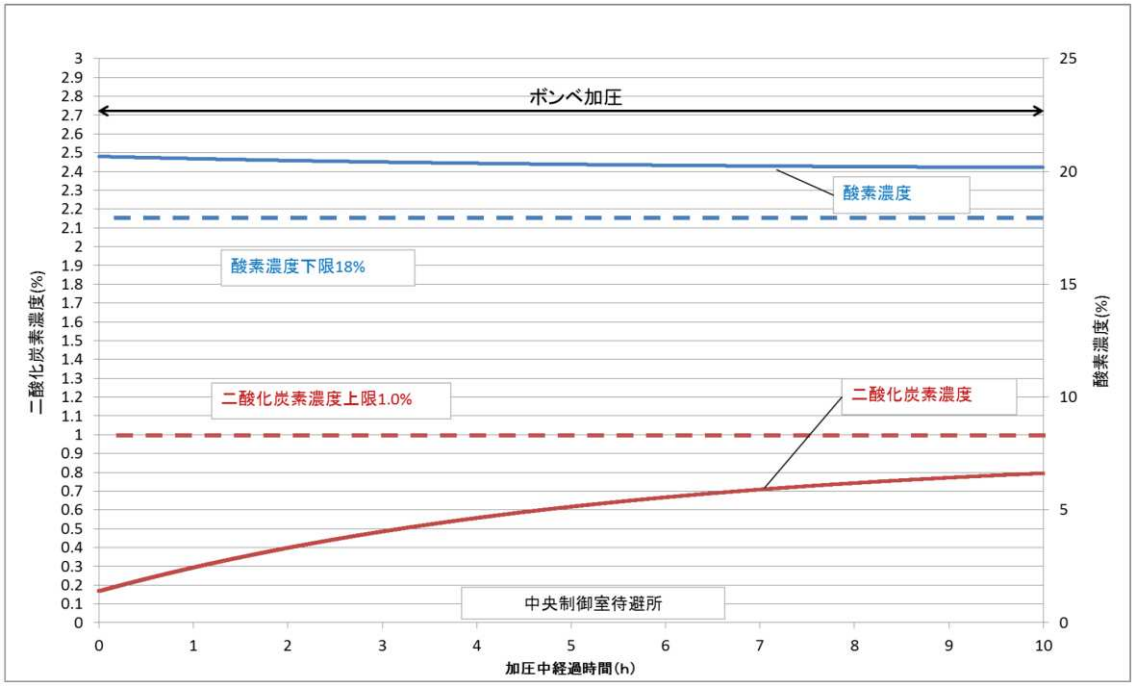


図 59-6-1　中央制御室待避所待避期間中の酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

名称		無線連絡設備（固定型）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避所には，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所に待避した場合においても，無線連絡設備（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。

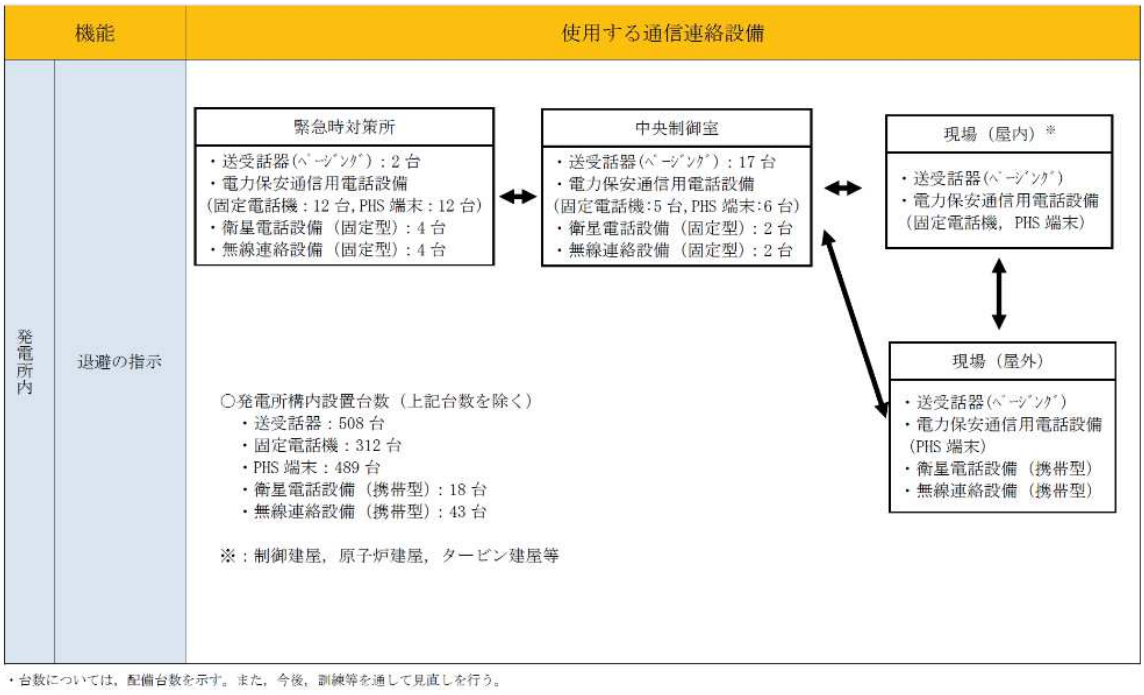


図 59-6-2 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		衛星電話設備（固定型）
台数	台	1

【設定根拠】

中央制御室待避所には，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所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。

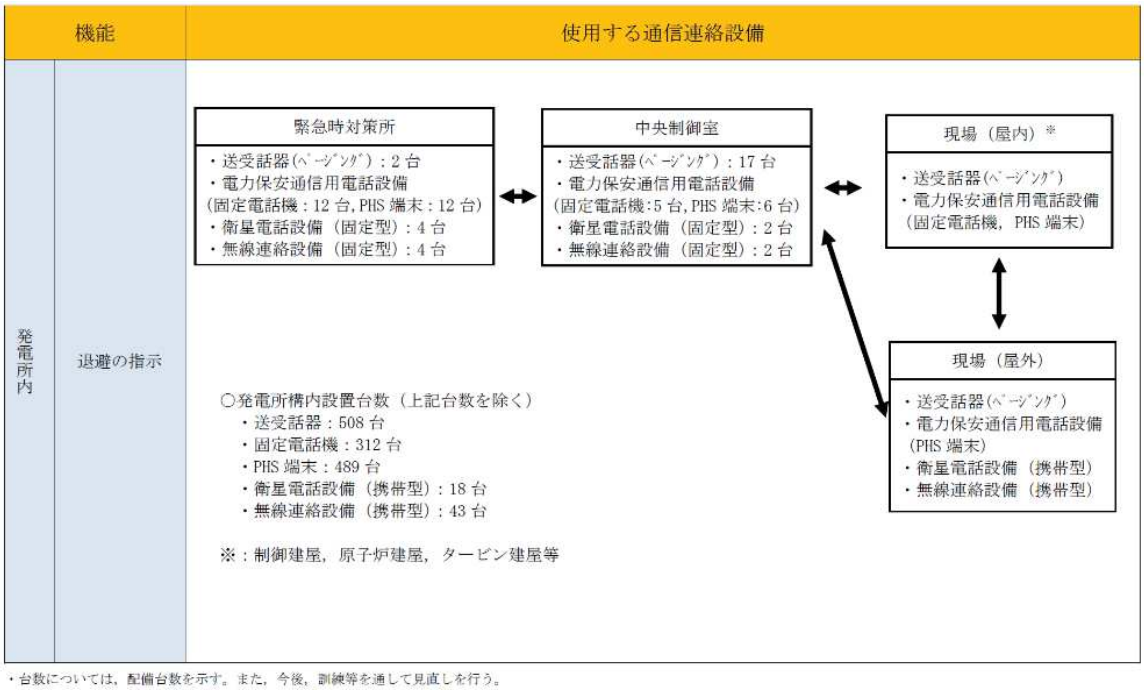


図 59-6-3 機能ごとに必要な通信連絡設備（発電所内）

名称		データ表示装置（待避所）
台数	台	1

【設定根拠】

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

表 59-6-1 データ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ（1／10）

目　的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭレベル（平均）
	ＡＰＲＭ（Ａ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｂ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｃ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｄ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｅ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｆ）レベル
	ＳＲＮＭ（Ａ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｂ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｃ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｄ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｅ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｆ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｇ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｈ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ａ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｂ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｃ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｄ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｅ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｆ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｇ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｈ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ａ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｂ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｃ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｄ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｅ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｆ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｇ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｈ）線形％出力
	全制御棒全挿入

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力(広帯域)ＢＶ
	原子炉圧力(広帯域)Ａ
	原子炉圧力(広帯域)Ｂ
	原子炉水位(広帯域)ＰＢＶ
	原子炉水位(広帯域)Ａ
	原子炉水位(広帯域)Ｂ
	原子炉水位(燃料域)ＰＢＶ
	原子炉水位(燃料域)Ａ
	原子炉水位(燃料域)Ｂ
	ＰＬＲポンプ（Ａ）入口温度
	ＰＬＲポンプ（Ｂ）入口温度
	ＳＲＶ　開
	ＲＨＲポンプ（Ａ）出口流量
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）出口流量
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）出口流量
	ＬＰＣＳポンプ出口流量
	ＨＰＣＳポンプ出口流量
	ＲＣＩＣポンプ出口流量
	ＨＰＡＣポンプ出口流量
	ＲＨＲヘッドスプレイライン洗浄流量
	ＲＨＲＢ系格納容器冷却ライン洗浄流量
	ＲＨＲ熱交換器（Ａ）冷却水入口流量
	ＲＨＲ熱交換器（Ｂ）冷却水入口流量
	ＲＣＷ　Ａ系　系統流量
	ＲＣＷ　Ｂ系　系統流量

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	６．９ｋＶ母線６－２Ａ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｂ電圧
	６．９ｋＶ母線６－Ｅ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＡ１電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＡ２電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＢ１電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＢ２電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｃ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｄ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｈ電圧
	Ｄ／Ｇ　２Ａ　しゃ断器投入
	Ｄ／Ｇ　２Ｂ　しゃ断器投入
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ　しゃ断器投入
	復水貯蔵タンク水位
	原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器胴フランジ下部温度）
	原子炉圧力容器温度 （給水ノズルＮ４Ｂ温度）
	原子炉圧力容器温度 （給水ノズルＮ４Ｄ温度）
	原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器下鏡上部温度）
	原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力容器下鏡下部温度）

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	ドライウェル圧力（広帯域）（最大）
	ドライウェル圧力
	圧力抑制室圧力（最大）
	圧力抑制室圧力
	ＲＰＶベローシール部周辺温度（最大）
	圧力抑制室水位（ＢＶ）
	圧力抑制室水位Ａ
	圧力抑制室水位Ｂ
	圧力抑制室内空気温度Ａ
	圧力抑制室内空気温度Ｂ
	圧力抑制室内空気温度Ｃ
	圧力抑制室内空気温度Ｄ
	サプレッションプール水温（最大）
	サプレッションプール水温度（11°）
	サプレッションプール水温度（34°）
	サプレッションプール水温度（56°）
	サプレッションプール水温度（79°）
	サプレッションプール水温度（101°）
	サプレッションプール水温度（124°）
	サプレッションプール水温度（146°）
	サプレッションプール水温度（169°）
	サプレッションプール水温度（191°）
	サプレッションプール水温度（214°）
	サプレッションプール水温度（236°）
	サプレッションプール水温度（259°）
	サプレッションプール水温度（281°）
	サプレッションプール水温度（304°）
	サプレッションプール水温度（326°）
	サプレッションプール水温度（349°）

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	ＣＡＭＳ水素濃度Ａ（０～３０％）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ｂ（０～３０％）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ａ（０～１００％）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ｂ（０～１００％）
	格納容器内水素濃度Ａ（Ｄ／Ｗ）
	格納容器内水素濃度Ａ（Ｓ／Ｃ）
	格納容器内水素濃度Ｂ（Ｄ／Ｗ）
	格納容器内水素濃度Ｂ（Ｓ／Ｃ）
	ＣＡＭＳ酸素濃度Ａ
	ＣＡＭＳ酸素濃度Ｂ
	ＣＡＭＳ（Ａ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ）
	ＣＡＭＳ（Ｂ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ）
	Ｄ／Ｗ放射線モニタＡ
	Ｄ／Ｗ放射線モニタＢ
	Ｓ／Ｃ放射線モニタＡ
	Ｓ／Ｃ放射線モニタＢ
	ＲＨＲ　Ａ系格納容器スプレイ隔離弁開
	ＲＨＲ　Ｂ系格納容器スプレイ隔離弁開
	ＲＨＲポンプ（Ａ）出口圧力
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）出口圧力
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）出口圧力
	ＨＰＣＳポンプ出口圧力
	ＬＰＣＳポンプ出口圧力
	ＲＣＩＣポンプ出口圧力
	ＲＣＩＣポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
	ＨＰＡＣポンプ出口圧力
	ＨＰＡＣタービン入口蒸気圧力

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	ドライウェル雰囲気温度（ドライウェルフランジ部（0℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ドライウェルフランジ部（180℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ＳＲＶ搬出入口上部周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（所員用エアロック上部周囲温度）
	ドライウェル雰囲気温度（電気ペネ部（45℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（電気ペネ部（225℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル内（90℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル内（270℃）周辺温度）
	復水移送ポンプ出口圧力
	ドライウェル水位Ａ（2cm）
	ドライウェル水位Ｂ（2cm）
	ドライウェル水位Ａ（23cm）
	ドライウェル水位Ｂ（23cm）
	ドライウェル水位Ａ（44cm）
	ドライウェル水位Ｂ（44cm）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（2.8m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.8m）
	原子炉格納容器下部注水流量
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（Ａ）
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（Ｂ）

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	スタック放射線モニタ（ＩＣ）Ａ
	スタック放射線モニタ（ＩＣ）Ｂ
	スタック放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ａ
	スタック放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ｂ
	主蒸気管放射能高高Ａ１
	主蒸気管放射能高高Ａ２
	主蒸気管放射能高高Ｂ１
	主蒸気管放射能高高Ｂ２
	ＰＣＩＳ内側隔離
	ＰＣＩＳ外側隔離
	ＭＳＩＶ（第１）全弁開
	主蒸気第１隔離弁（Ａ）開
	主蒸気第１隔離弁（Ｂ）開
	主蒸気第１隔離弁（Ｃ）開
	主蒸気第１隔離弁（Ｄ）開
	ＭＳＩＶ（第２）全弁開
	主蒸気第２隔離弁（Ａ）開
	主蒸気第２隔離弁（Ｂ）開
	主蒸気第２隔離弁（Ｃ）開
	主蒸気第２隔離弁（Ｄ）開

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
環境の情報確認	ＳＧＴＳ　Ａ系動作
	ＳＧＴＳ　Ｂ系動作
	ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）Ａ
	ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）Ｂ
	放水口モニタ（２号機）
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ１
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ２
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ３
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ４
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ５
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ６
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ１
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ２
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ３
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ４
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ５
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ６
	風向（ドップラーソーダ）
	風向（露場観測）
	風速（ドップラーソーダ）
	風速（露場観測）
	大気安定度
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等	ＡＤＳ　Ａ系作動
	ＡＤＳ　Ｂ系作動
	ＲＣＩＣタービン止め弁開
	ＬＰＣＳポンプ　運転中
	ＨＰＣＳポンプ　運転中
	ＲＨＲポンプ（Ａ）　運転中
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）　運転中
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）　運転中
	ＲＨＲ　Ａ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開
	ＲＨＲ　Ｂ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開
	ＲＨＲ　Ｃ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開
	総給水流量

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） [使用済燃料プール温度]
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+7,010mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,810mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-1,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-2,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-3,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-4,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（プール底部付近）］
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ［使用済燃料プール水位（燃料ラック上端-4300mm～+7300mm）］
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ［使用済燃料プール上部温度］
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ［使用済燃料プール下部温度］
	燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）
	燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）

【設定根拠】

目　的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度（０～３０％）
	フィルタ装置出口水素濃度（０～１００％）
	フィルタ装置水位（A）（広帯域）
	フィルタ装置水位（B）（広帯域）
	フィルタ装置水位（C）（広帯域）
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
	フィルタ装置水温度（A）
	フィルタ装置水温度（B）
	フィルタ装置水温度（C）
	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）
	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度A）
	原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B）
	原子炉建屋内水素濃度（バルブラッピング室）
	原子炉建屋内水素濃度（所員用エアロック前室）
	原子炉建屋内水素濃度（ＣＲＤ補修室）
	原子炉建屋内水素濃度（計装ペネトレーション室）
	原子炉建屋内水素濃度（トーラス室）
	静的触媒式水素再結合装置１動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置１動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置８動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置８動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置12動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置12動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置19動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置19動作監視装置出口温度

名称			酸素濃度計，二酸化炭素濃度計
検知範囲	酸素	%	0 ～ 100
	二酸化炭素	%	0.04 ～ 5.0

【設定根拠】

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

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

なお，保管数は，中央制御室及び中央制御室待避所にそれぞれ1台保管するための合計2台に，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1台を加えた合計3台を保管する設計とする。

1. 検知範囲

1.1 酸素濃度

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

1.2 二酸化炭素濃度

労働安全衛生規則に基づき，許容炭酸ガス濃度1.5%以下であることを管理するため，空気中の二酸化炭素濃度が1%以下であることを検知できる設計とする。

また，表示精度としては，±10%rdg又は0.01%のうち大きいほうの精度を有する設計とする。

名称		非常用ガス処理系排風機
容量	m^3/h/個	2463（注 1）（2500（注 2））
原動機出力	kW/個	[redacted]（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風機は，設計基準事故対処設備として使用する場合，放射性よう素及び粒子状放射性物質等が直接大気へ放出されることを防止し，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持することを目的とし，事故時に原子炉建屋原子炉棟内のガスを吸引し，非常用ガス処理系フィルタ装置を介して排気する。また，非常用ガス処理系排風機は，工学的安全施設作動回路からの信号により，自動的に常用の換気空調系が停止されるとともに起動し，原子炉建屋原子炉棟内を水柱約 6 mm の負圧に維持し，原子炉建屋原子炉棟内を 50%/day で換気する能力を有する。

非常用ガス処理系排風機を重大事故等対処設備として使用する場合，炉心の著しい損傷の発生時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を経由して屋外に排気することにより，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，運転員の被ばく線量を低減することが可能な設計とする。

ただし，非常用ガス処理系を使用する際は，非常用ガス処理系フィルタ装置の高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタによる放射性物質の除去が期待できるが，中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては保守的に非常用ガス処理系フィルタ装置による放射性物質の除去能力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 日間の実効線量が代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 51mSv，原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 51mSv となり，判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認している。

（詳細は「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」参照。）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1. 容量

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

(1) 原子炉建屋原子炉棟内の空間容積を 50%/day で処理できる容量

・原子炉建屋原子炉棟内の空間容積：115,000m^3

$$115000 \times \frac{50}{100} \times \frac{1}{24} = 2395.83 \fallingdotseq 2396\,m^3/h$$

(2) 原子炉格納容器からの漏えい量

・原子炉格納容器の空間容積　：13,100m^3

・原子炉格納容器漏えい率　：1.3 %/day

（原子炉格納容器限界圧力時における想定漏えい率）

・原子炉格納容器限界圧力である 0.955325MPa[abs]の気体が大気圧（0.101325MPa[abs]）に開放された場合の容積比　：9.43

（0.955325/0.101325 ＝ 9.428 ≒ 9.43）

$$13100 \times \frac{1.3}{100} \times 9.43 \times \frac{1}{24} = 66.91 \fallingdotseq 67\,m^3/h$$

以上より，非常用ガス処理系排風機の容量は，2396＋67＝2463m^3/h 以上とし，設計基準事故対処設備としての容量と同じ 2500m^3/h/個とする。

2. 原動機出力

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

定格風量点における非常用ガス処理系排風機の風量は 2,500 m^3/h，静圧は 750mmAq であり，その場合の必要軸動力は［　　］kW となる。

上記より，非常用ガス処理系排風機の原動機出力は，必要軸動力を上回る原動機メーカ標準出力とし，22 kW/個とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-7
保管場所図

図 59-7-1 中央制御室 可搬型照明（ＳＡ） 保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

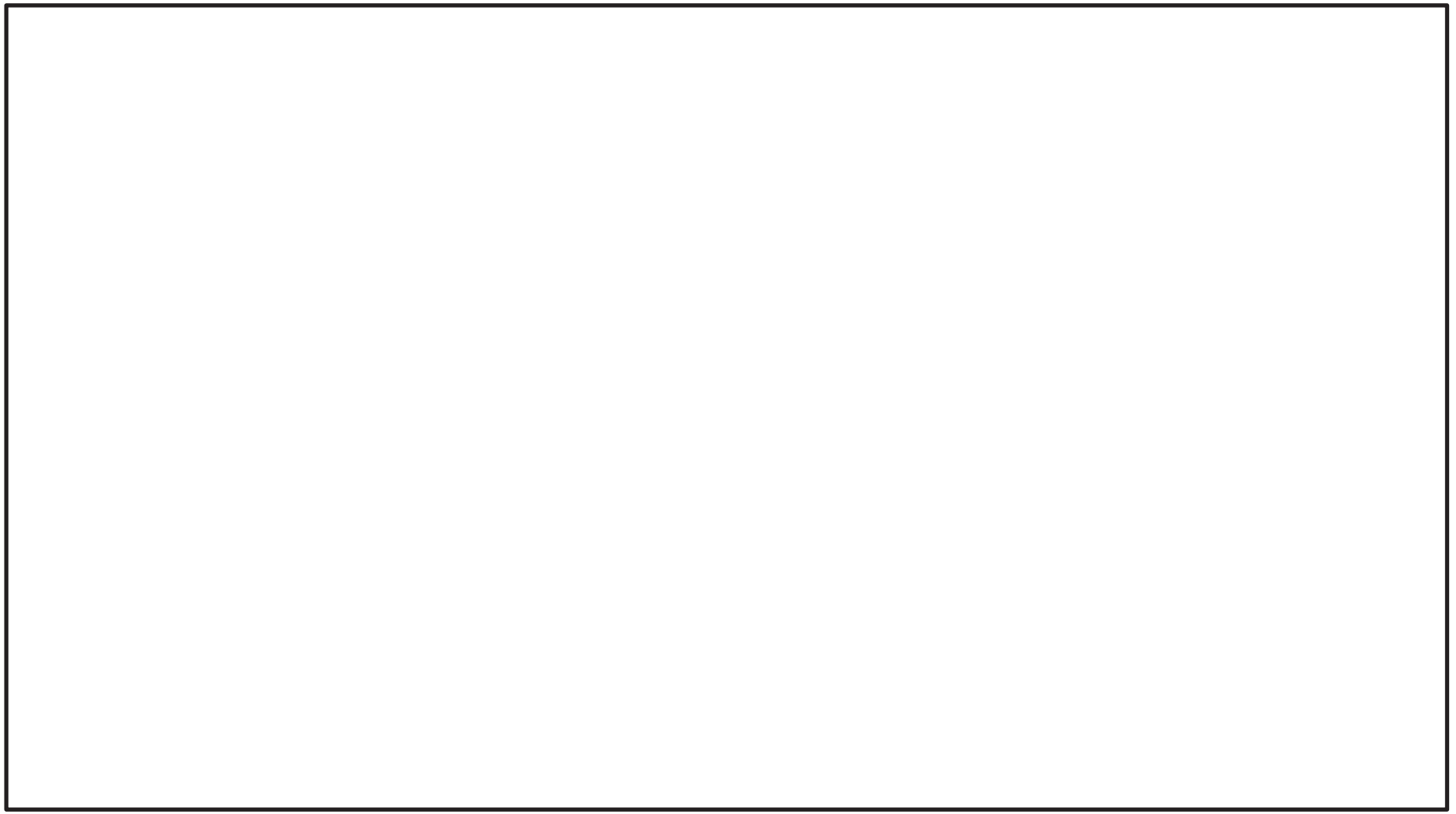


図 59-7-2 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計　保管場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

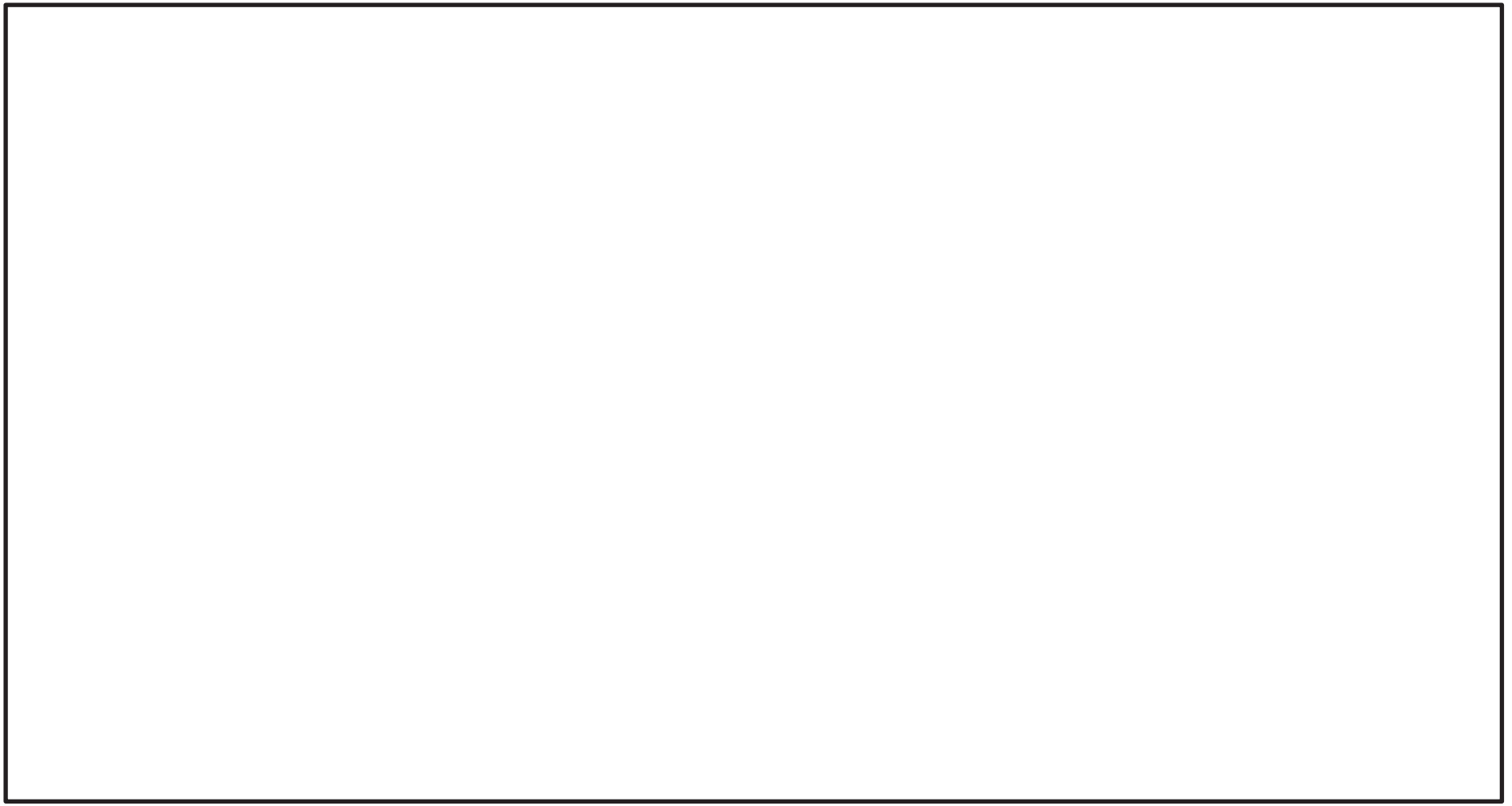


図 59-7-3 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） 保管場所（その１）
（制御建屋地下２階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

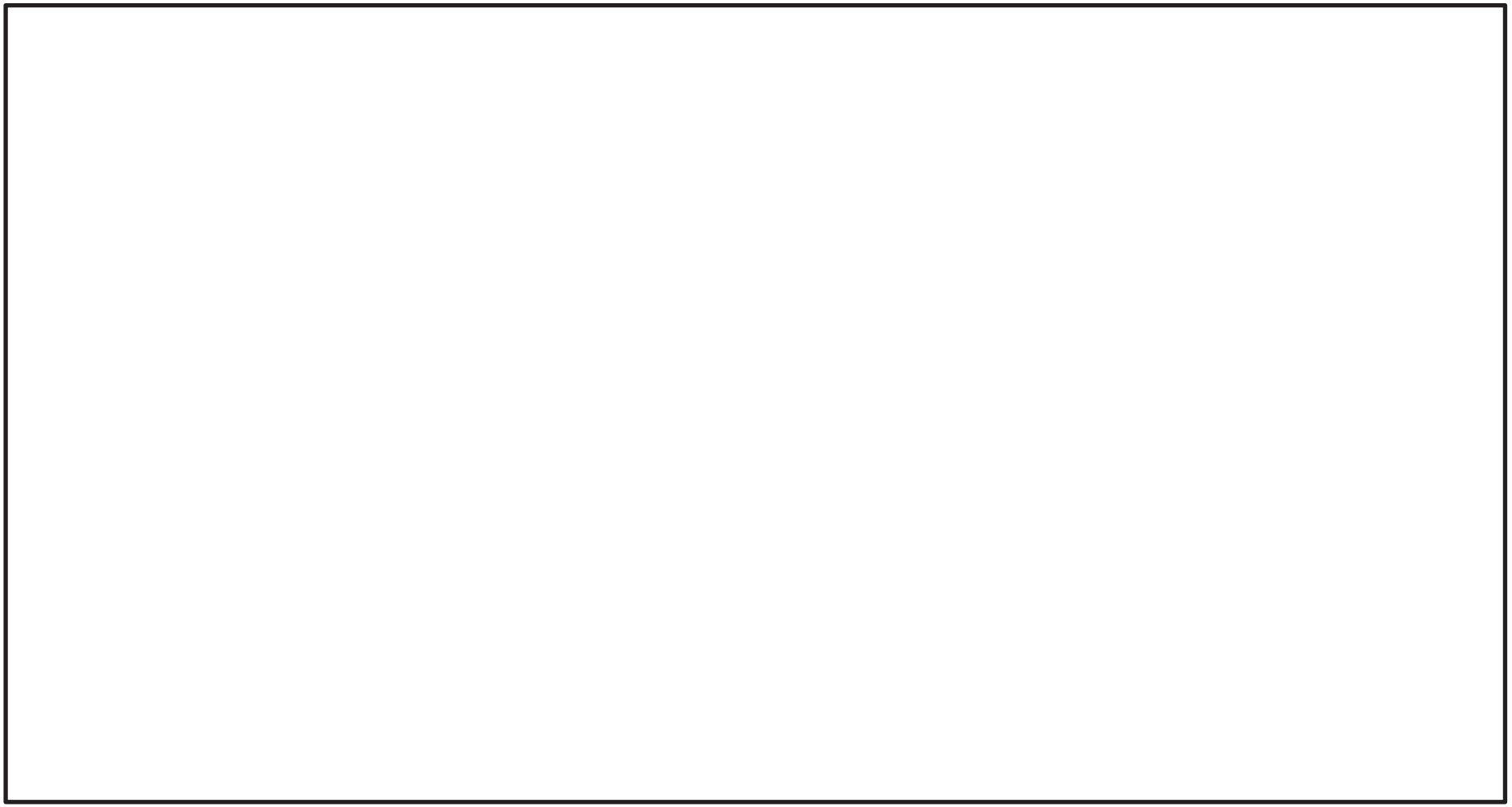


図 59-7-4 中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ） 保管場所（その２）
（制御建屋地上１階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-8

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 監視カメラ映像イメージ
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，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 中央制御室待避所の加圧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 中央制御室待避所の居住性確保
2.5 重大事故等時の電源設備について

3. 添付資料
3.1 中央制御室待避所へ待避する際の対応について
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 中央制御室待避所のデータ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ
3.6 中央制御室の共用取止めに伴う中央制御室居住性への影響について
3.7 2号炉重大事故等の1,3号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

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1.1-1，1.1-2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通り）
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。	・中央制御室には，発電用原子炉施設の外の状況を把握するために，２号炉原子炉建屋屋上他に設置した監視カメラの映像により，津波等の外部状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。 ・気象観測設備等の情報を中央制御室で把握可能とする。 ・公的機関の警報（地震情報，大津波警報東）を中央制御室内のパソコン等にて受信可能とする。
三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとすること。	３ 第１項第３号において「必要な操作を手動により行う」とは、急速な手動による発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却の確保のための操作をいう。	

2 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。	4 第２項に規定する「発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行」とは、直ちに発電用原子炉を停止し、残留熱を除去し及び高温停止状態を安全に維持することをいう。	
3 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、次の各号に掲げる場所の区分に応じ、当該各号に定める設備を設けなければならない。	5 第３項に規定する「従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が原子炉制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が原子炉制御室に適切な期間滞在できること、並びに従事者の交替等のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。「当該措置をとるための操作を行うことができる」には、有毒ガスの発生に関して、有毒ガスが原子炉制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがないことを含む。	
一 原子炉制御室及びその近傍並びに有毒ガスの発生源の近傍工場等内における有毒ガスの発生を検出するための装置及び当該装置が有毒ガスの発生を検出した場合に原子炉制御室において自動的に警報するための装置 二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽壁その他の適切に放射線から防護するための設備、気体状の放射性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	6 第３項第１号に規定する「有毒ガスの発生源」とは、有毒ガスの発生時において、運転員の対処能力が損なわれるおそれがあるものをいう。「工場等内における有毒ガスの発生」とは、有毒ガスの発生源から有毒ガスが発生することをいう。	・「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」に基づく対応を経過措置期間※内に実施することとし，今回申請とは別に必要な許認可手続き（設置変更許可申請）を行う。 ※ 経過措置：平成32年5月1日以後の最初の施設定期検査終了の日まで

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。	・「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」第二十六条第１項第２号に同じ。
４ 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。	９ 第４項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。	

５ 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。	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「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」第７条第１項における緊急時作業に係る線量限度１００ｍＳｖ以下にできるものであることをいう。 この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成２１・０７・２７原院第１号（平成２１年８月１２日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。 チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。	・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以下となる設計とする。 また，チャコールエア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，被ばく評価により想定した空気量を下回る設計とする。

	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。	・「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」第二十六条第３項第１号に同じ。
二 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域 遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置	１５ 第５項第２号に規定する「換気設備の隔離」とは、原子炉制御室外の火災により発生した燃焼ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口を遮断することをいい、「換気設備」とは、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であるものをいう。	
６ 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。	１６ 第６項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。	・中央制御室には，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を配備する設計とする。

(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。	第５９条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備） １ 第５９条に規定する「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第４９条、第５０条、第５１条又は第５２条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。 １ 第５９条に規定する「運転員が第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室にとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	（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。）
	ａ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。	・中央制御室には，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（中央換気空調系，非常用ガス処理系及び可搬型照明（ＳＡ）等）を設置する設計とする。 重大事故発生時において運転員がとどまるために必要な設備（中央換気空調系，非常用ガス処理系及び可搬型照明（ＳＡ）等）は，常設代替交流電源設備から給電可能な設計とする。
	ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。	・炉心の著しい損傷が発生した場合においても，中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。
	① 本規程第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功し	・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シーケンスとして，炉心損傷が発生する，大破断LOCA時に高圧

	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。	炉心スプレイ系及び低圧注水機能の喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンスを選定し設計する。
	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。
	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。	・運転員は5直3交代勤務を前提に評価を行なうが，積算の被ばく線量が最も厳しくなる格納容器ベント実施時に中央制御室に滞在する運転員の勤務形態を考慮する。
	ｃ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。	・中央制御室の外側が放射性物質により汚染した状況下で，モニタリング，作業服の着替え等により中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための区画を，中央制御室出入口近傍に設ける設計とする。
	ｄ）上記ｂ）の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。	・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	・原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは，閉状態を維持，又は開放時に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により容易かつ確実に閉止できる設計とする。また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，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。

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

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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
居住性の確保	中央制御室	（中央制御室） －	（S） －	常設	（重大事故等対処施設）	－
	中央制御室遮蔽	（中央制御室遮蔽） －	（S） －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	中央制御室送風機	（中央制御室換気空調系） －	（S） －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	中央制御室排風機			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	－
	中央制御室再循環送風機			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	－
	中央制御室再循環フィルタ装置			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	中央制御室換気空調系ダクト・ダンパ［流路］			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	SA-2
	中央制御室待避所	－	－	常設	（重大事故等対処施設）	－
	中央制御室待避所遮蔽	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）	－	－	可搬	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	中央制御室待避所加圧設備（配管・弁）[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

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

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

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
居住性の確保	差圧計※1	－	－	常設	常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	酸素濃度計※1	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	二酸化炭素濃度計※1	－	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	無線連絡設備(固定型)	62 条に記載				
	衛星電話設備(固定型)					
	無線連絡設備（屋外アンテナ）[伝送路]					
	衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝送路]					
	有線（建屋内）［伝送路］					
	データ表示装置（待避所）	－	－	常設	常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	可搬型照明（ＳＡ）	中央制御室照明	－	可搬	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排風機	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	非常用ガス処理系空気乾燥装置[流路]	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系フィルタ装置[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	非常用ガス処理系配管・弁[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	排気筒[流路]			常設	常設重大事故緩和設備	－
	原子炉建屋原子炉棟[流路]	その他の設備に記載				
	原子炉建屋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　計測器本体を示すため計器名を記載

1.2 設計における想定シナリオ

中央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」）の解釈第 38 条 12 に記載のとおり，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成 21・07・27 原院第 1 号（平成 21 年 8 月 12 日原子力安全・保安院制定））に基づき，仮想事故相当の原子炉冷却材喪失及び主蒸気管破断を想定する。

(2) 重大事故時の想定シナリオ

女川原子力発電所 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）」として，「大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源喪失」シナリオを選定する。

なお，女川原子力発電所 2 号炉においては，炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，原子炉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（地震，津波，風（台風），竜巻，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，森林火災，飛来物（航空機落下），近隣工場等の火災及び船舶の衝突）及び発電所構内の状況を，2号炉原子炉建屋屋上及び防潮堤北側エリアに設置する津波監視カメラ，2号炉タービン建屋屋上，1号炉排気筒及び事務建屋屋上に設置する自然現象監視カメラの映像により，昼夜にわたり監視できる設計とする。

(2) 取水ピット水位計

津波襲来時の海水面水位変動を監視できる設計とする。

(3) 気象観測設備

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

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

(4) 公的機関等の情報を入手するための設備

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

：ＤＢ範囲

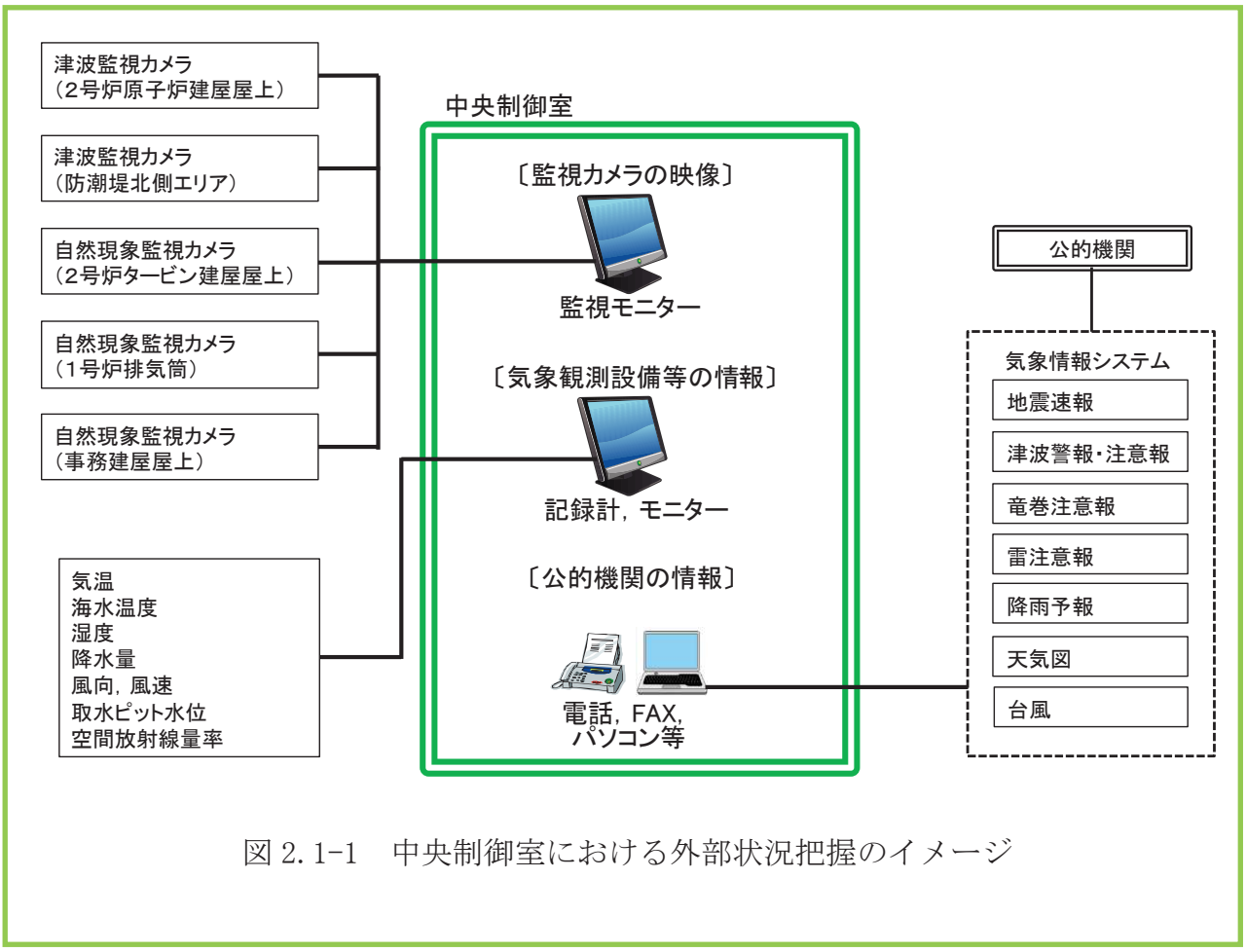


図 2.1-1　中央制御室における外部状況把握のイメージ

59-8-2-2

：ＤＢ範囲

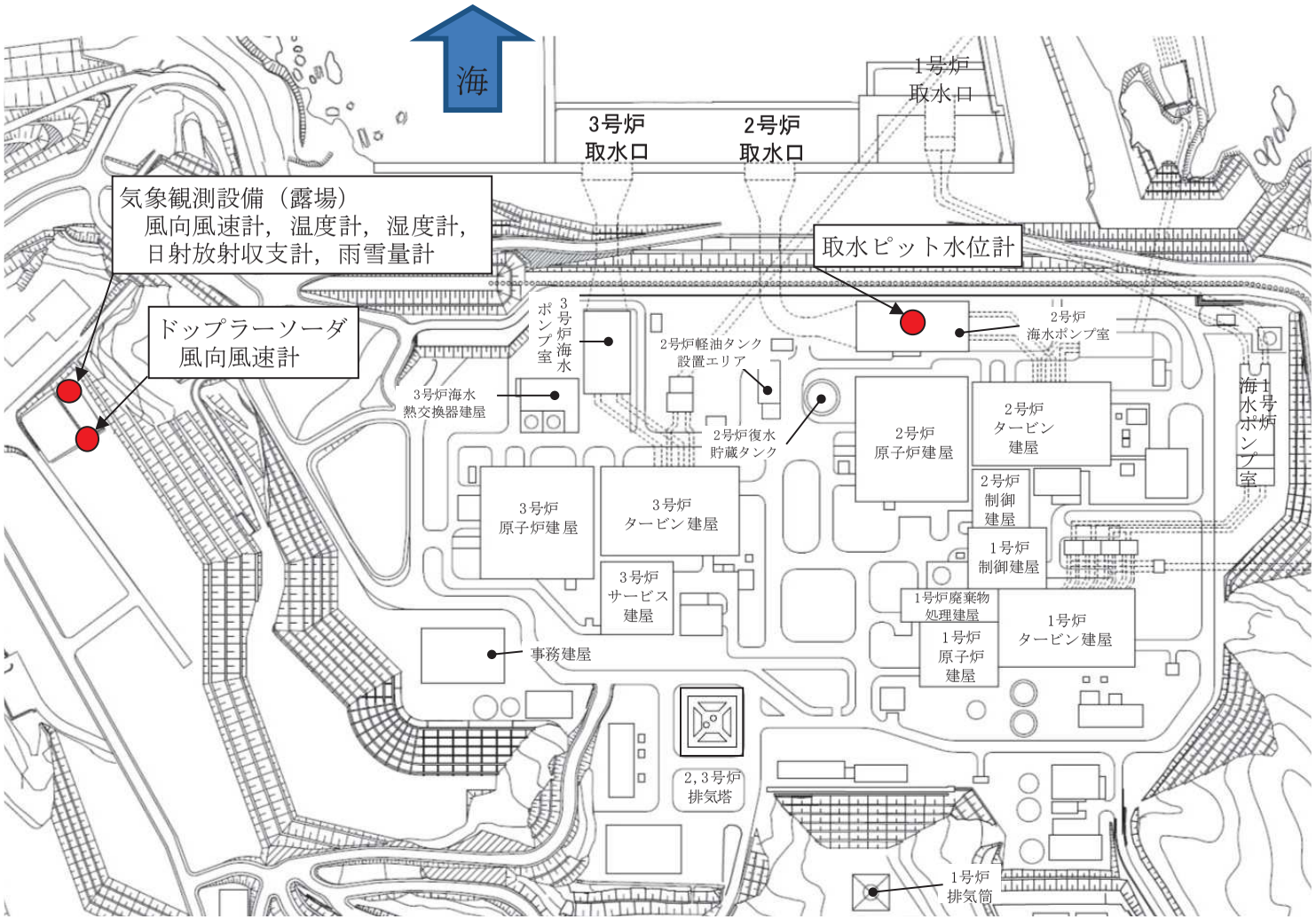


図 2.1-2　中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図（取水ピット水位計及び気象観測設備）

：ＤＢ範囲

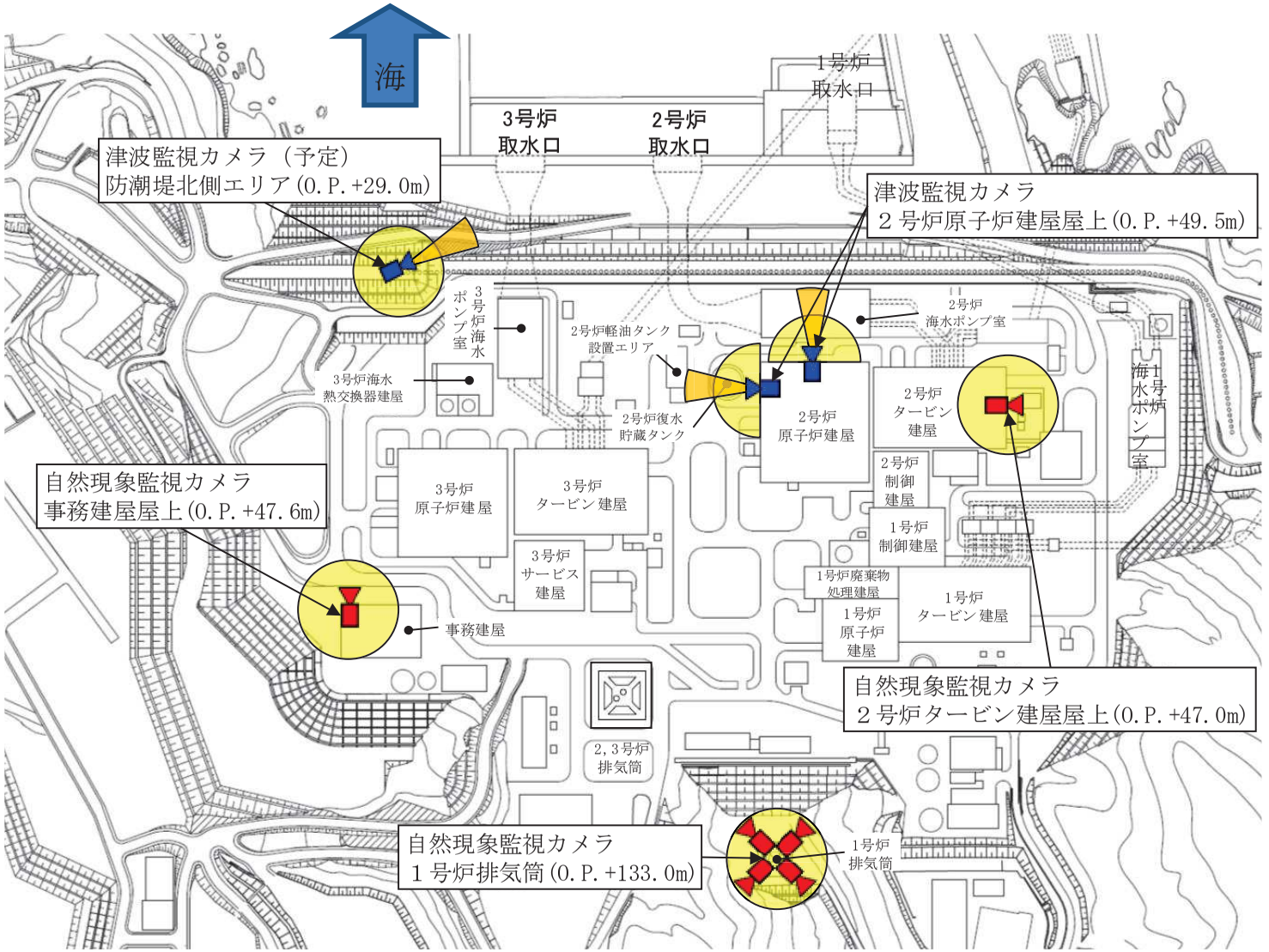


図 2.1-3　中央制御室から外の状況を把握する設備の配置図（監視カメラ）

：ＤＢ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自然現象監視カメラにて構成する。

津波監視カメラは，2号炉原子炉建屋屋上及び防潮堤北側エリアに3台設置し，水平360°，垂直90°の旋回が可能な設備とすることで，津波の襲来及び津波挙動の察知と，その影響の俯瞰的な把握が可能な設計とする。また，赤外線撮像機能を有したカメラを用い，かつ中央制御室から監視可能な設備とすることで，昼夜を問わない継続した監視を可能とする。表2.1-1に津波監視カメラの概要を示す。

また，自然現象監視カメラは，自然現象等の監視強化のため2号炉タービン建屋屋上，1号炉排気筒及び事務建屋屋上に6台設置し，津波監視カメラの監視可能範囲を補足する。自然現象監視カメラの配置を図2.1-3に，表2.1-2に自然現象監視カメラの概要を示す。

津波監視カメラ及び自然現象監視カメラは，取付け部材，周辺の建物，設備等で死角となるエリアをカバーすることができるよう配慮し配置している。ただし，一部死角となるエリアがあるが，その他の監視可能な領域の監視により，原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を十分把握可能である。

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

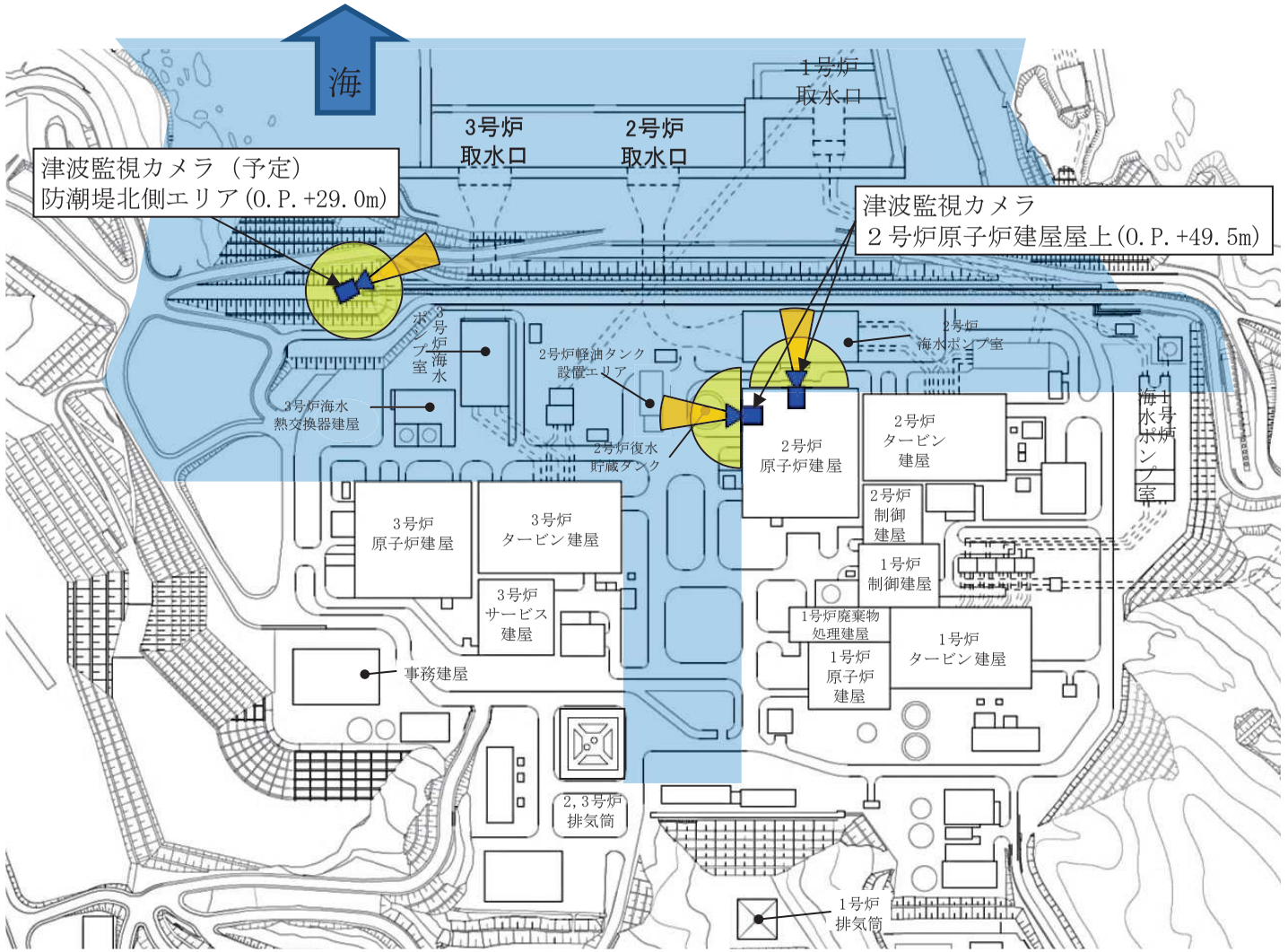
表2.1-1　津波監視カメラの概要

	津波監視カメラ
外観	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 （ 垂直±90° ／ 水平 360° ）
暗視機能	あり（赤外線カメラ）
耐震性	S クラス
電源供給	代替交流電源設備から給電可能
風荷重	風速 100m/sec による荷重を考慮
積雪荷重	積雪 43cm による荷重を考慮
台数	2 号炉原子炉建屋屋上 2 台 防潮堤北側エリア 1 台

表 2.1-2　自然現象監視カメラの概要

	自然現象監視カメラ
外観	
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 10 倍程度 赤外線カメラ：デジタルズーム 4 倍程度
遠隔可動	上下左右可能 （ 垂直±90° ／ 水平 360° ）
暗視機能	あり（赤外線カメラ）
耐震性	C クラス
電源供給	常用電源から給電可能
台数	2 号炉タービン建屋屋上 1 台 1 号炉排気筒 4 台 事務建屋屋上 1 台

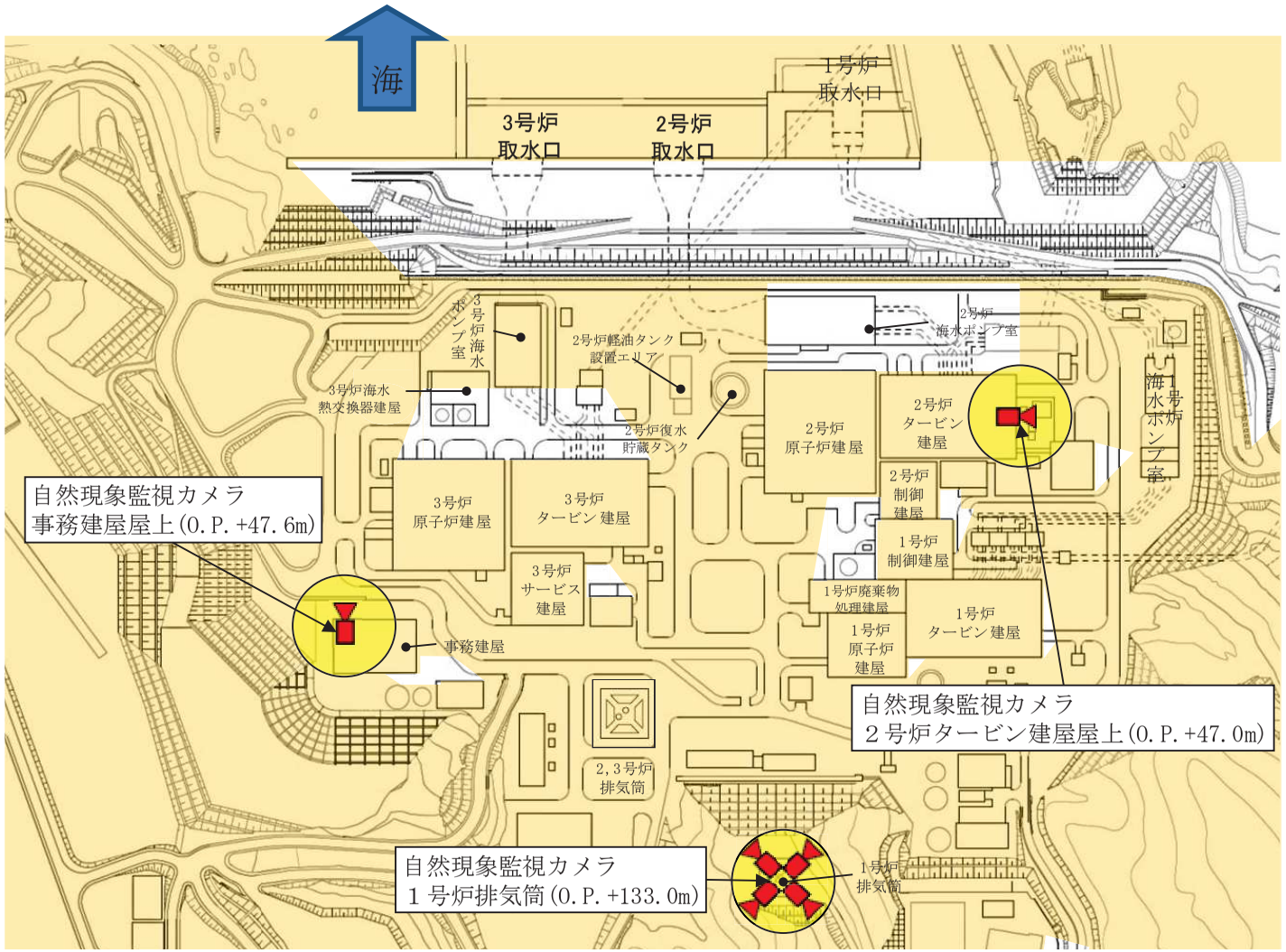
：ＤＢ範囲



：カメラ監視可能範囲

図2.1-4　2号炉原子炉施設と津波監視カメラの監視可能な画角範囲

：ＤＢ範囲



：カメラ監視可能範囲

図2.1-5　2号炉原子炉施設と自然現象監視カメラの監視可能な画角範囲

：ＤＢ範囲

2.1.3　監視カメラ映像イメージ

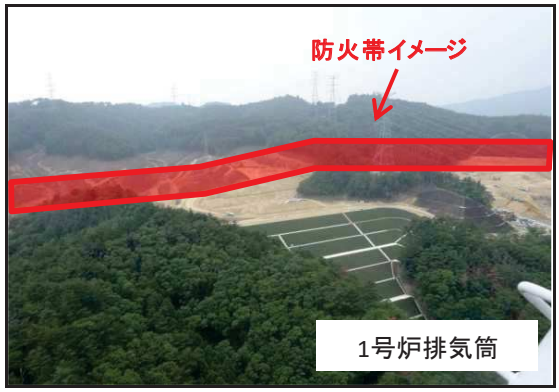
中央制御室において，監視カメラにより監視できる映像のイメージを図2.1-6に示す。





(1) 津波監視カメラの映像イメージ





(2) 自然現象監視カメラの映像イメージ

図 2.1-6　中央制御室からの外部の状況把握イメージ

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

表 2.1-3　監視カメラにより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	地震による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	公的機関（地震速報）
津波	津波の襲来状況や発電所構内の浸水状況	取水ピット水位計 公的機関（津波警報・注意報）
風（台風）	風（台風）・竜巻（飛来物含む）による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	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	発電所構内の浸水状況	気象観測設備（降水量）
積雪	発電所構内及び原子炉施設の積雪状況	気象観測設備（降水量）
落雷	発電所構内及び原子炉施設周辺の落雷状況	公的機関（雷注意報）
火山の影響	発電所構内及び原子炉施設の降下火砕物堆積状況	目視確認※1
生物学的事象	発電所前方の海面における海生生物（クラゲ等）の襲来状況	取水ピット水位計※2
森林火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認※1
飛来物（航空機落下）	飛来物による発電所構内及び原子炉施設の損壊状況	目視確認※1
近隣工場等の火災	火災状況，ばい煙の方向確認	目視確認※1
船舶の衝突	船舶の衝突による原子炉施設の損壊状況	目視確認※1

※1　建屋外で状況確認
※2　取水口が閉塞した場合，取水ピットの水位が低下するため把握可能

：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2.1-4に示す。

表 2.1-4　監視カメラ以外で中央制御室にて監視可能なパラメータ

パラメータ項目	測定レンジ	測定レンジの考え方
気温	-20.0～40.0℃	設計基準温度（低外気温）である-15.0℃が把握できる設計としている。
海水温度	0.0～40.0℃	設計海水温度である26℃が把握できる設計としている。
湿度	0～100%	―
降水量	0～99.5mm（10 分間値）	設計基準降水量である91.0mm（1時間値）を把握できる設計とする。
風向 （標高 70m, 175m）	全方位	台風等の影響の接近と離散を把握できる設計としている。
風速 （標高 70m, 175m）	0～60.0m/s（70m） （10分間平均値）	設計基準風速である30m/s（地上高10m，10分間平均風速）を把握できるものとする。 最寄の気象観測所における一般気象観測結果の最大値である44.2m/s（最大瞬間風速）を考慮した設計としている。
	0～30.0m/s（175m） （10分間平均値）	
取水ピット水位	O.P.-11.25m～+19.00m	水位計設置位置における津波による水位変動の上昇側および下降側を測定するため，O.P.-11.25m～+19.00m※を把握可能な設計としている。 なお，設計基準を超える津波による原子炉施設への影響を把握するための設備としては監視カメラを用いる設計とする（表2.1-3）。
空間放射線量率 (モニタリングポスト No.1～6)	（低レンジ） 0～2×10^{4}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。
	（高レンジ） 10^{4}～10^{8}nGy/h	

※　平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震による地殻変動に伴い，牡鹿半島全体で約 1m の沈降が発生していることを考慮した設計

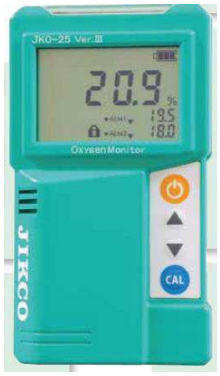
：ＤＢ範囲

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，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，2号炉中央制御室には酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を各１台配備している。

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	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5%（0.0～25.0%） ±3.0%（25.1%以上）
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリ切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	台数	１台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１個を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.04%～5.0%
	表示精度	±10%rdg又は0.01%のうち大きいほう
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリ切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	台数	１台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１個を保有する。）

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

2.2.2　酸素濃度，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，二酸化炭素濃度管理は，労働安全衛生法に基づき，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1.0%を上回るおそれがある場合には，中央制御室換気空調系を事故時運転モード（少量外気取入）とし，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。

中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は，外気を500m^3/h の風量にて中央制御室内に取り込むとともに，室内の空気を 500m^3/h の風量にて排気することにより，中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度を改善することを目的としている。この場合において，室内の酸素及び二酸化炭素濃度を確実に改善できることについては，事故時運転モード（少量外気取入）による酸素の供給量及び中央制御室内の運転員による酸素の消費量，並びに事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素の排気量及び中央制御室内の運転員による二酸化炭素の吐出量を比較することにより，以下のとおり確認している。

なお，中央制御室は，中央制御室換気空調系によりバウンダリ内全域が換気されており，室内の酸素及び二酸化炭素濃度は概ね一様であることから，運転員の監視性を考慮した場所において酸素及び二酸化炭素濃度を測定する。

(1)評価条件

・換気風量　500 m^3/h
・外気の酸素濃度　20.95%
・室内の二酸化炭素濃度　1.0%　（二酸化炭素濃度の管理値）
・酸素消費量　0.066 m^3/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における歩行時の呼吸量 24L/min に基づき算出）
・二酸化炭素吐出量　0.046 m^3/h/人
（「空調調和・衛生工学便覧」における中等作業時の二酸化炭素吐出量）
・在室人員　7 名
・空気流入はないものとする

(2)評価

a．酸素濃度

事故時運転モード（少量外気取入）による酸素供給量

500 [m^3/h] × 0.2095 ＝ 104.75 [m^3/h]

：ＤＢ範囲

：ＳＡ範囲

中央制御室内の運転員による酸素の消費量

0.066[m^3/h] × 7[名] ＝ 0.462[m^3/h]

酸素供給量 ＞ 酸素消費量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により，室内の酸素濃度を改善することが可能。

b．二酸化炭素濃度

事故時運転モード（少量外気取入）による二酸化炭素排気量

500 [m^3/h] × 0.01 ＝ 5 [m^3/h]

中央制御室内の運転員による二酸化炭素吐出量

0.046[m^3/h] × 7[名] ＝ 0.322 [m^3/h]

二酸化炭素排気量 ＞ 二酸化炭素吐出量であることから事故時運転モード（少量外気取入）により，室内の二酸化炭素濃度を改善することが可能。

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」）

労働安全衛生規則 （一部抜粋）

（坑内の炭酸ガス濃度の基準）

第五百八十三条 事業者は、坑内の作業場における炭酸ガス濃度を、一・五パーセント以下としなければならない。ただし、空気呼吸器、酸素呼吸器又はホースマスクを使用して、人命救助又は危害防止に関する作業をさせるときは、この限りでない。

：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制御建屋内，かつ中央制御室バウンダリに隣接した場所に設営する。また，チェンジングエリア付近の全照明が消灯した場合を想定し，乾電池内蔵型照明を配備する。中央制御室のチェンジングエリア設営場所及び概略図を図2.3-1に示す。

また，チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員2名で約90分を想定している。チェンジングエリアの設営のタイムチャート図を図2.3-2に示す。

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

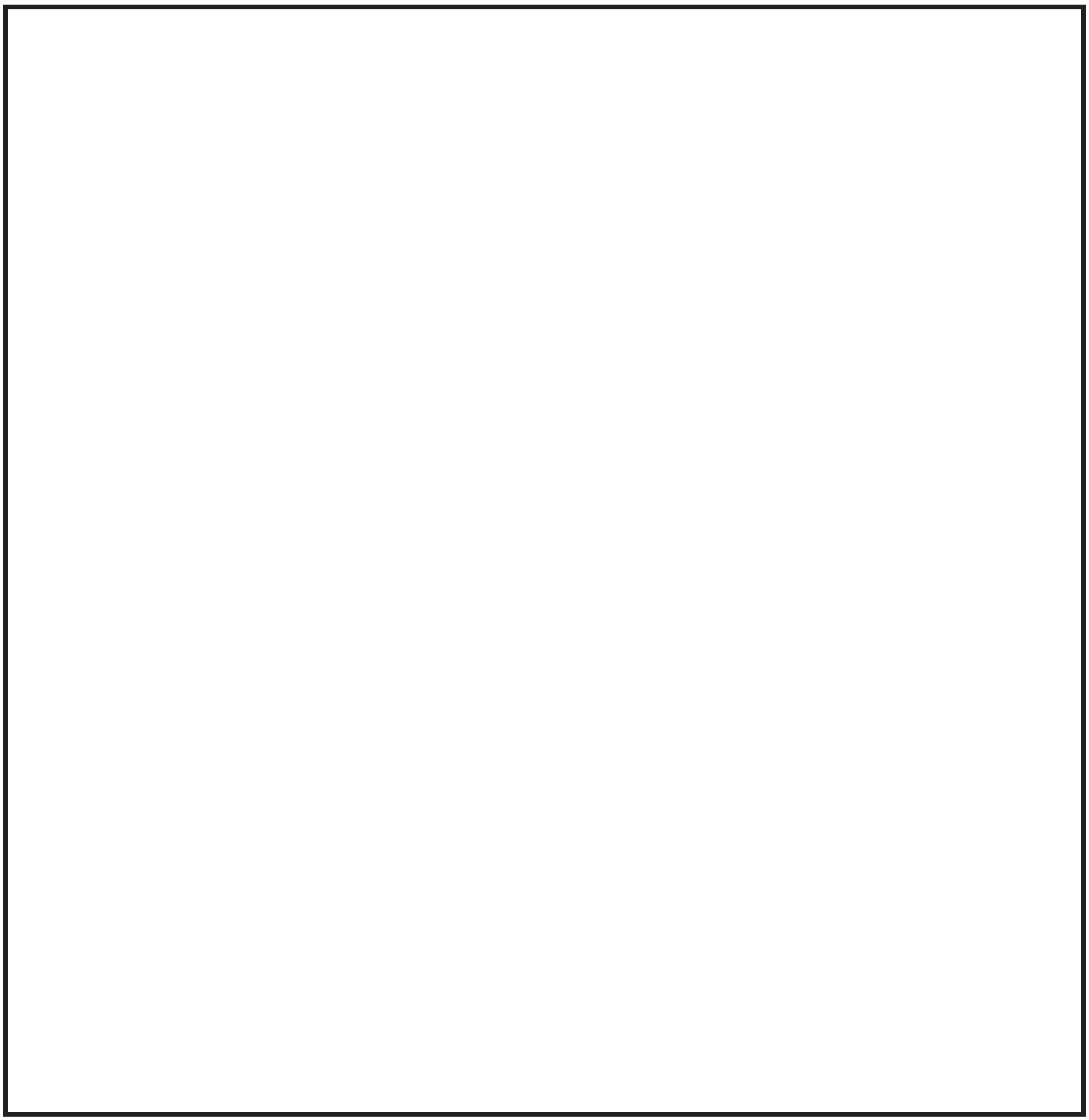


図 2.3-1　中央制御室チェンジングエリア設営場所及び概略図

：ＳＡ 範囲

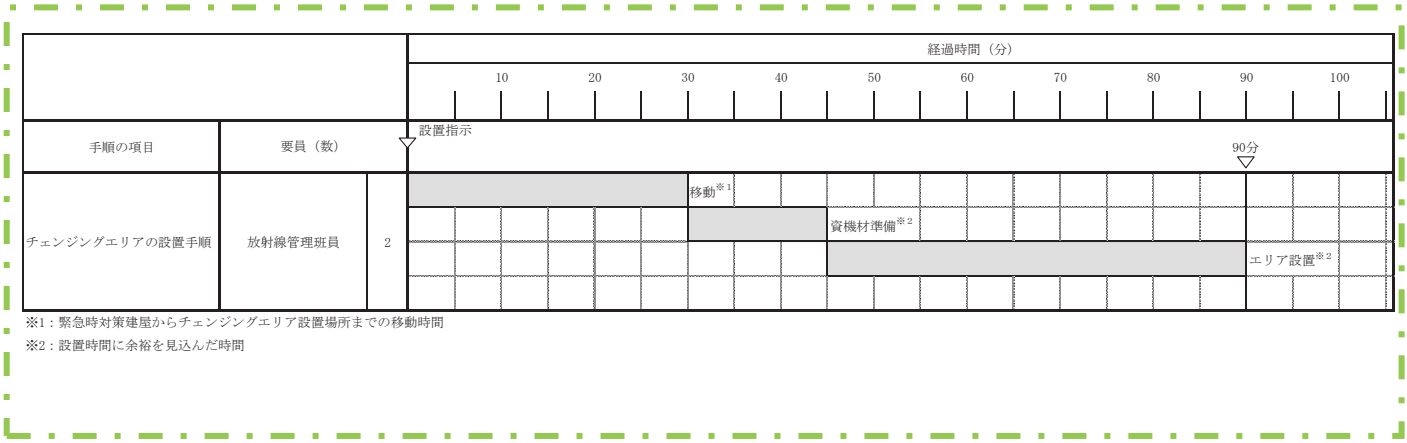


図 2.3-2　チェンジングエリアの設営のタイムチャート

：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，遮蔽設備及び換気空調設備を備えた中央制御室及び中央制御室待避所を設置する。

中央制御室は，炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室換気空調系給排気隔離弁により外気を遮断し，中央制御室再循環送風機により高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通した事故時運転モードとし，放射線被ばくから防護する設計とする。

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

中央制御室待避所は，中央制御室待避所加圧設備により中央制御室換気空調系バウンダリ内の遮蔽に囲まれた気密空間を加圧し，外気の流入を一定時間完全に遮断することで，炉心の著しい損傷発生後の原子炉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。

中央制御室待避所は，炉心の著しい損傷発生後の原子炉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を合わせた2号炉運転員7名に加え，予備要員の余裕を持たせた合計12名を収容可能な設計とする。

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

中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図2.4-1に，中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避所加圧設備の加圧バウンダリを図2.4-2に示す。

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

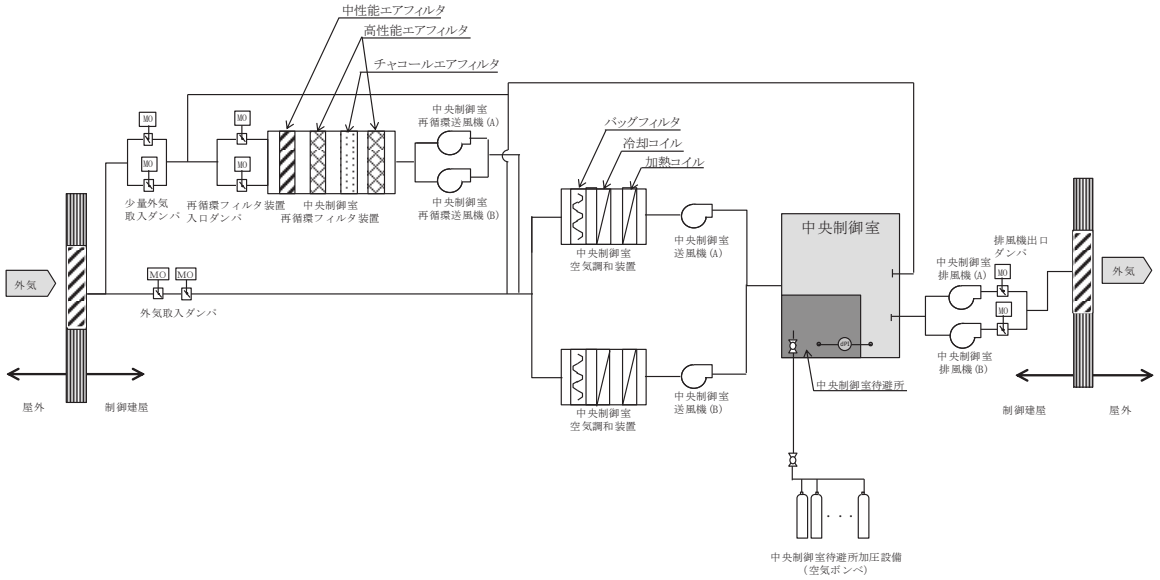


図2.4-1中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備　系統概要図

図 2.4-2　中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避所加圧設備の加圧バウンダリ図

：ＳＡ 範囲

2.4.2　中央制御室待避所の加圧バウンダリの設計差圧

中央制御室待避所加圧バウンダリは，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。

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室待避所内の温度を中央制御室のある制御建屋の設計最高温度 40℃，隣接区画を外気の設計外気温度（冬季）－4.9℃と仮定すると，中央制御室待避所の階層高さは約 3.3mであるため，以下のとおり約 7Pa 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。

ΔP ＝{（－4.9℃の乾き空気の密度）－（40℃の乾き空気の密度）}×階層高さ
＝（1.316－1.128）×3.3
＝0.6204(kg/m^2)
→ 0.6204×9.8＝6.07992≒7（Pa）

このため，中央制御室待避所加圧バウンダリの必要差圧は設計裕度を考慮して隣接区画＋20Pa とする。

また，中央制御室待避所は，周囲に対し＋20Paに加圧した際のリーク量が部屋容積比0.1回/h未満となるよう間仕切り壁/床等の気密処理を行い，加圧を模擬した加圧試験にて，気密処理基準を達成していることを検証する。

59-8-2-20

：ＳＡ 範囲

2.4.3　中央制御室の居住性確保

(1) 設計方針

中央制御室は，放射性物質による中央制御室外からの放射線を遮蔽するためコンクリート構造を有している。炉心の著しい損傷が発生した場合には外気を遮断し，中央制御室再循環送風機により高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを通した事故時運転モードとすることで，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する設計とする。

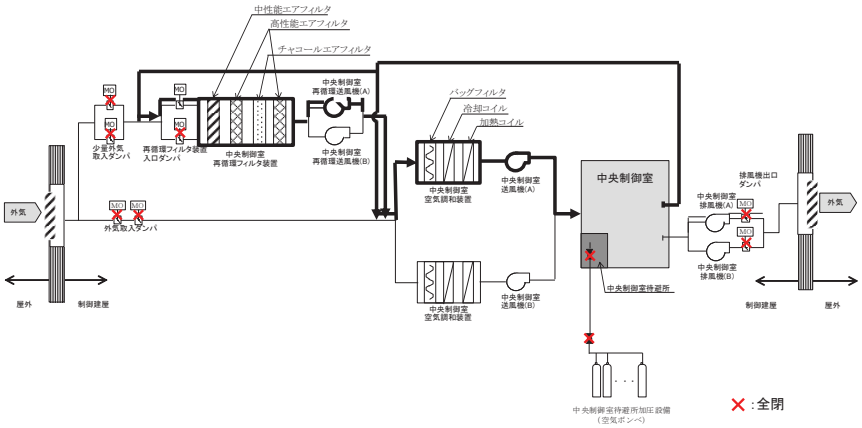
なお，室内の居住環境が悪くなった場合には，中央制御室再循環フィルタ装置により外気を浄化して取り入れることもできる。

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

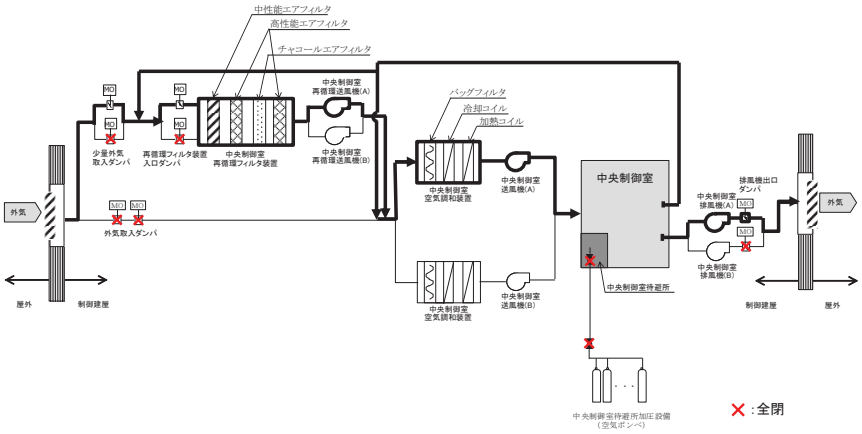
炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図2.4-3に示す。

59-8-2-21

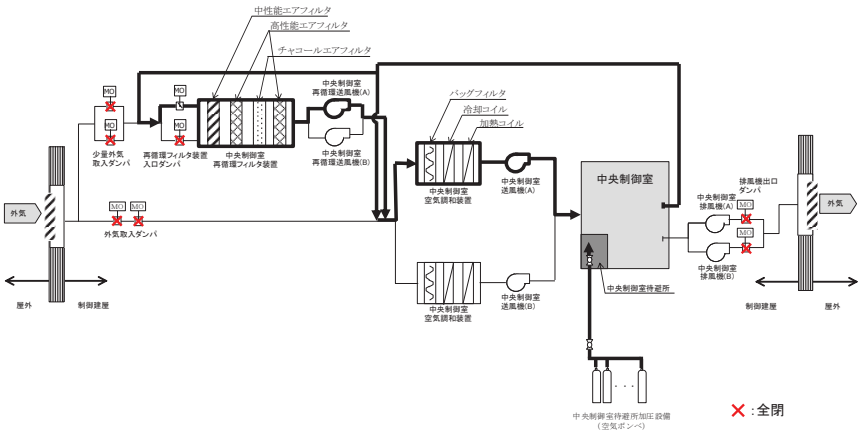
：ＳＡ 範囲



プルーム通過前後（事故時運転モード）



プルーム通過前後（少量外気取入モード）



プルーム通過中（事故時運転モード＋ボンベ加圧）

図 2.4-3　中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備　系統概要図

59-8-2-22

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(2) 遮蔽設備

中央制御室の遮蔽設備はコンクリート厚さ□以上の建屋躯体と一体となった壁であり，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。図2.4-4に中央制御室遮蔽の概要を，また図2.4-5に中央制御室遮蔽の配置図を示す。

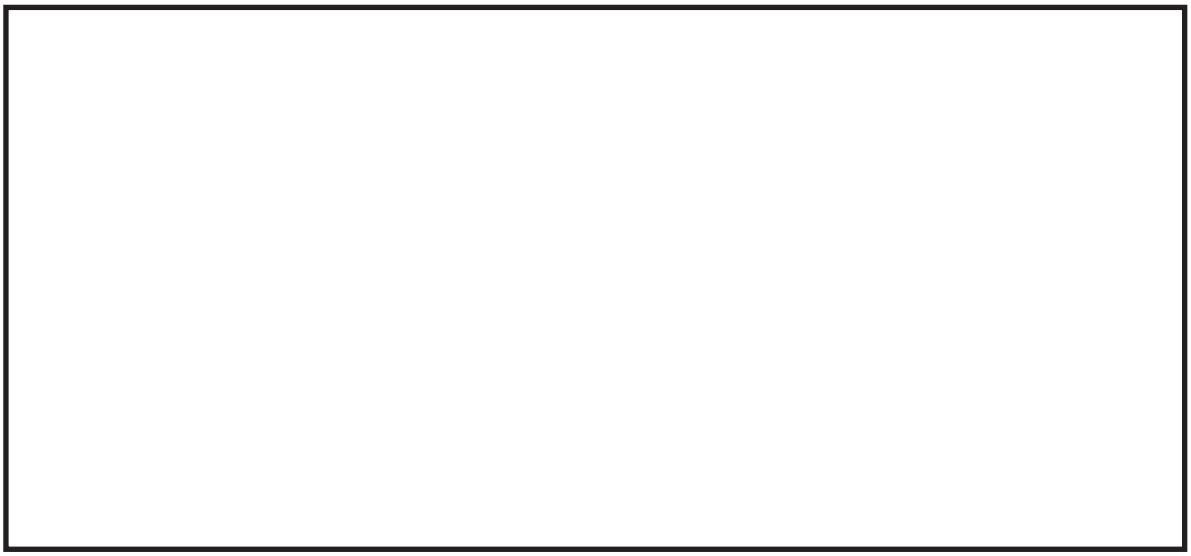


図 2.4-4 中央制御室遮蔽の概要

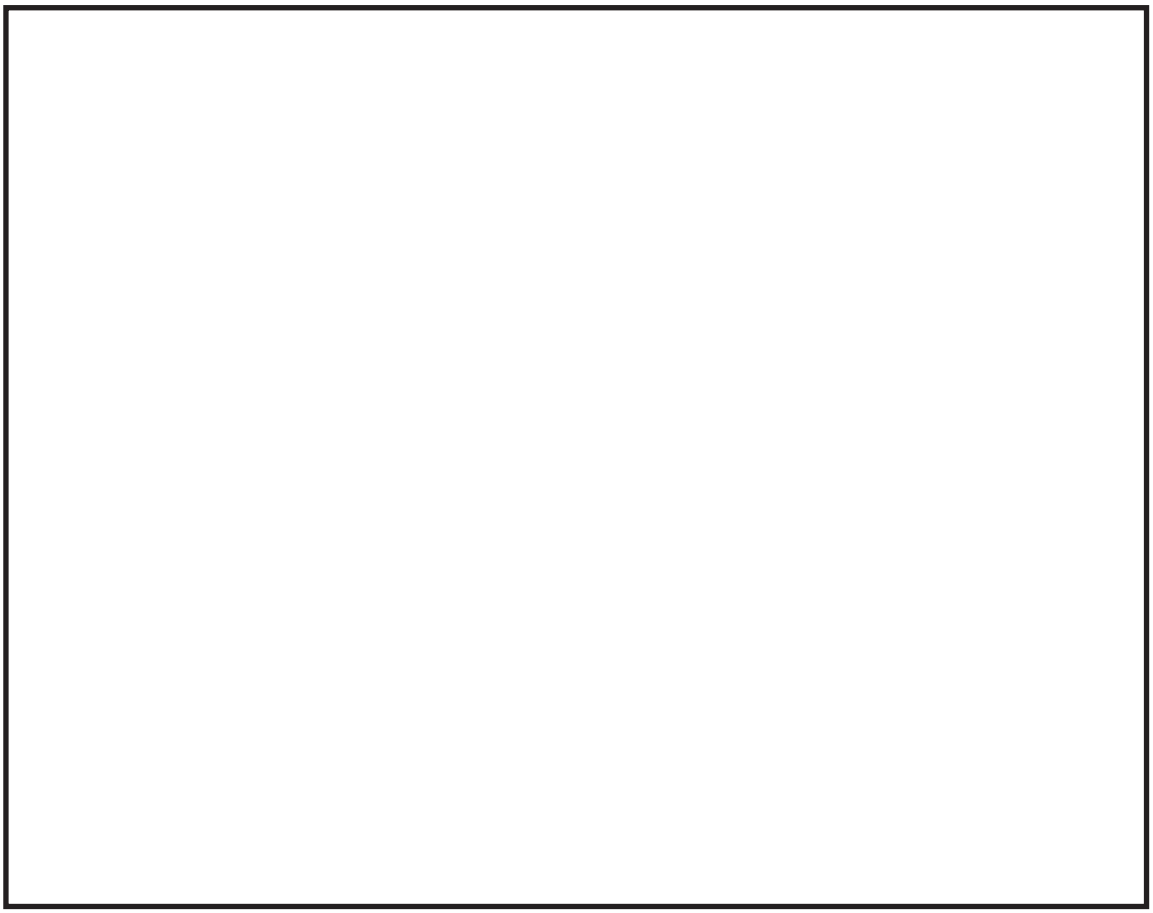


図 2.4-5 中央制御室遮蔽 配置図

59-8-2-23

：ＳＡ 範囲

(3) 中央制御室換気空調系

通常時は，中央制御室送風機及び中央制御室排風機により，外気を一部取り入れる通常運転モードにより中央制御室の空気調節を行う。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室換気空調系は，高性能エアフィルタ及びチャコールエアフィルタを内蔵した中央制御室再循環フィルタ装置及び中央制御室再循環送風機からなる非常用ラインを設け，外気との連絡口を遮断し，中央制御室再循環フィルタ装置を通る事故時運転モードとし，運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。なお，外気との遮断は，中央制御室換気空調系の給気隔離弁4弁，排気隔離弁2弁の合計6弁により行い，全交流動力電源喪失時にも常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機からの給電により，中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能な設計とする。

中央制御室換気空調系は，外気との遮断が長期にわたり，室内環境が悪化した場合には，外気を中央制御室再循環フィルタ装置で浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

なお，中央制御室換気空調系については，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電するまでの間は起動しないが，居住性の被ばく評価においては，全交流動力電源喪失発生後，30分後に起動することを条件として評価しており，必要な居住環境が確保されることを確認している。

中央制御室換気空調系の配置を図2.4-6に示す。

【設備仕様】

・中央制御室送風機

台数：1（予備1）

容量：80,000 m^3/h（1台当たり）

・中央制御室排風機

台数：1（予備1）

容量：5,000 m^3/h（1台当たり）

・中央制御室再循環送風機

台数：1（予備1）

容量：8,000 m^3/h（1台当たり）

59-8-2-24

：ＳＡ 範囲

・中央制御室再循環フィルタ装置

捕集効率	：高性能エアフィルタ	99.9%以上（直径0.5μm以上の粒子）
	：チャコールエアフィルタ	90%以上（相対湿度70%以下において）
台数	：1	
容量	：8,000 m^3/h（1基当たり）	

59-8-2-25

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

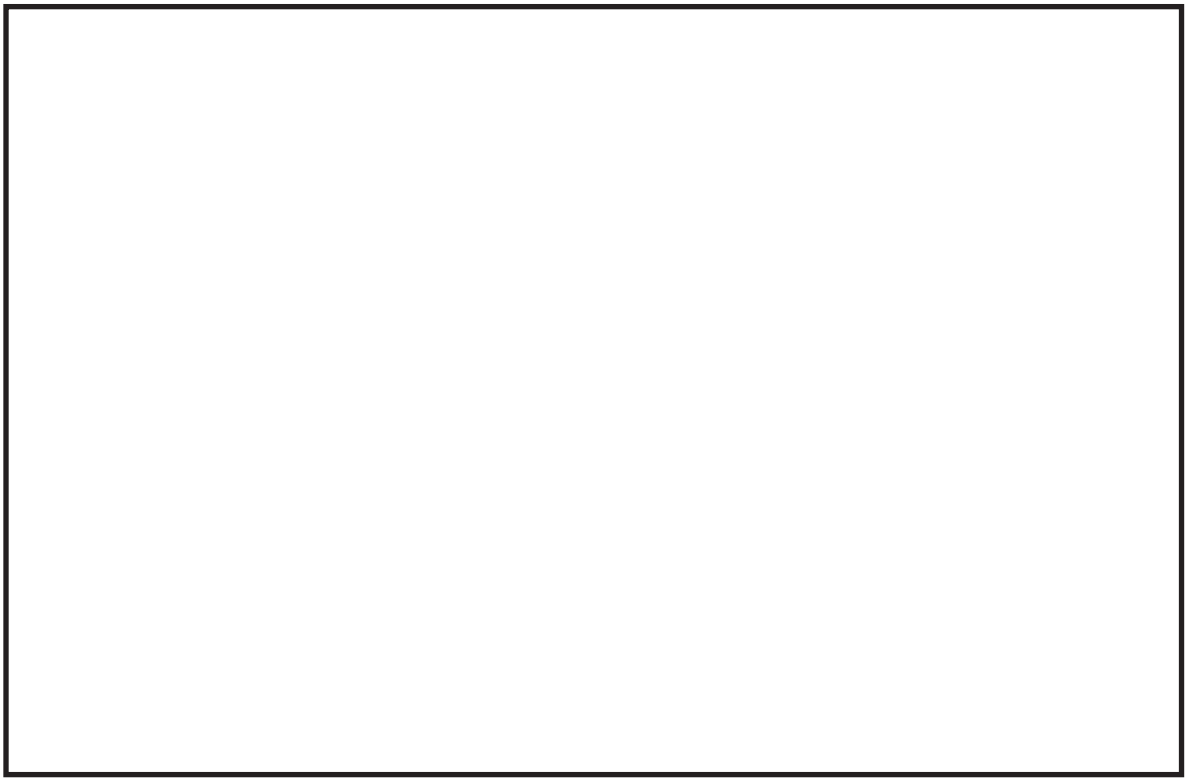


図2.4-6　中央制御室換気空調系の設置エリア

59-8-2-26

：ＳＡ 範囲

(4) 中央制御室換気空調系ダンパ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室を隔離するために閉操作する中央制御室換気空調系ダンパの系統概要図を図2.4-7 に示す。操作対象のダンパは，給気側2弁，排気側2弁の合計4 弁あり，全交流動力電源喪失時においても，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により，中央制御室からの操作スイッチによる操作で弁の閉操作が可能である。なお，ダンパの閉操作は，現場においてハンドルを閉側に回すことにより，手動での操作も可能な設計としている。

中央制御室換気空調系ダンパの配置図を図2.4-8に示す。

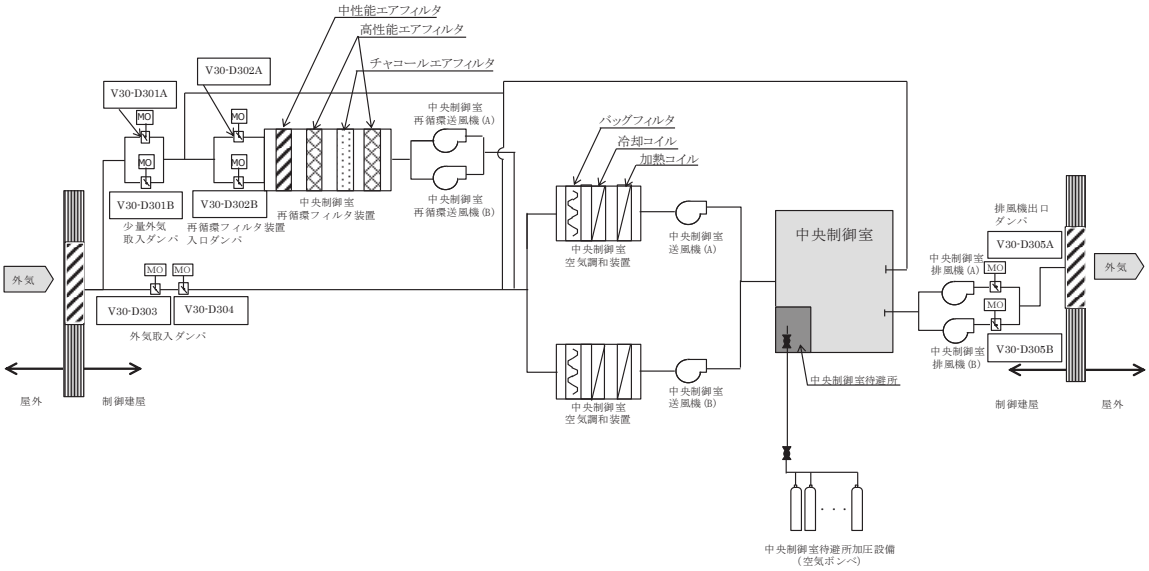


図 2.4-7 中央制御室換気空調系ダンパ 系統概略図

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

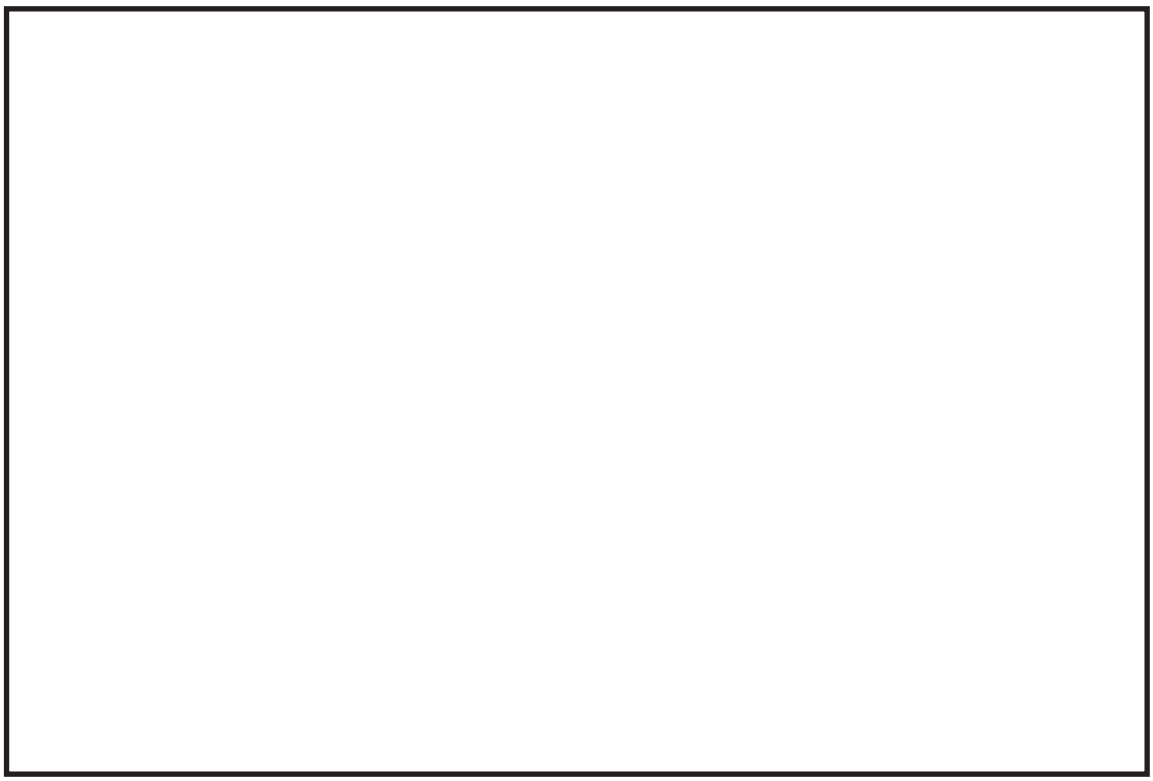


図2.4-8 中央制御室換気空調系ダンパ 配置図

59-8-2-28

：ＳＡ 範囲

(5) 非常用ガス処理系

炉心の著しい損傷が発生した場合において，運転員の被ばく線量を低減するための重大事故等対処設備として，非常用ガス処理系及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を使用する。

非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，非常用ガス処理系排風機により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含むガスを排気筒から排気することで，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，中央制御室の運転員の被ばく線量の低減が可能な設計とする。なお，本系統を使用することにより重大事故等対応要員の被ばく線量を低減することも可能である。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは，閉状態を維持できる，又は開放時に容易かつ確実に原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により開口部を閉止できる設計とする。また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，現場において，人力により操作できる設計とする。

非常用ガス処理系は，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

非常用ガス処理系の系統概要を図2.4-9に示す。

【設備仕様】

・非常用ガス処理系排風機

台数：1（予備1）

容量：2,500 m^3/h（1台当たり）

・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

個数：1

：ＳＡ 範囲

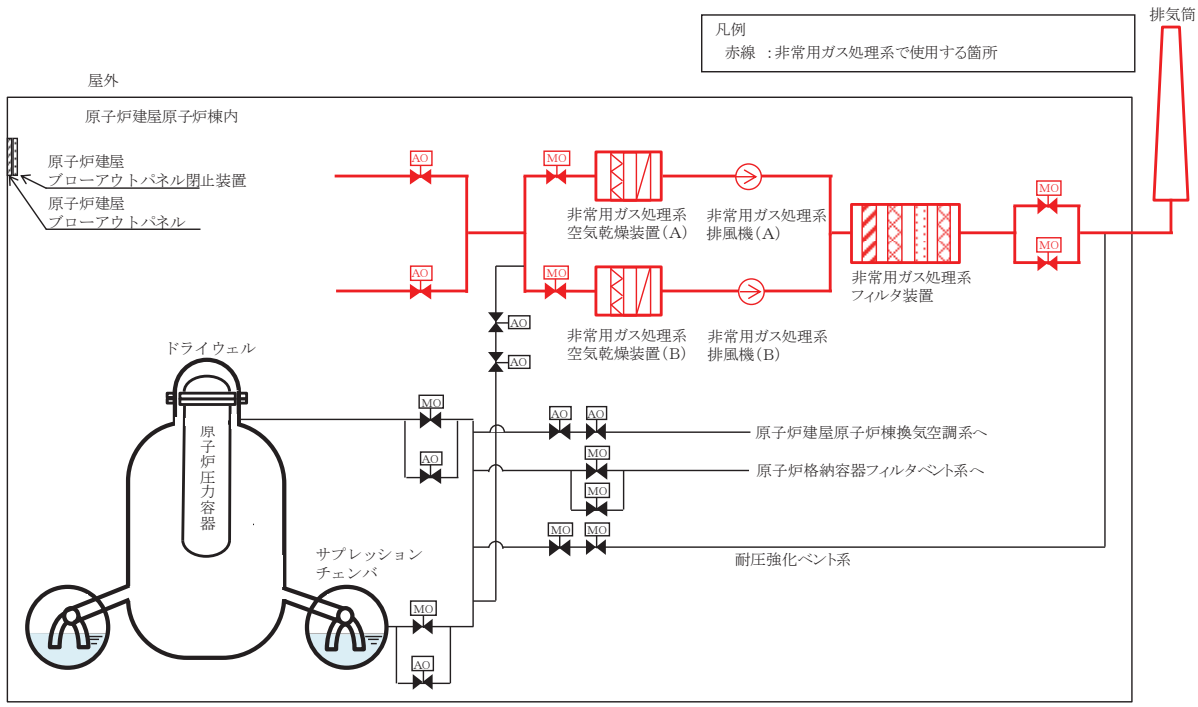


図 2.4-9 非常用ガス処理系　系統概要図

59-8-2-30

：ＳＡ 範囲

2.4.4　中央制御室待避所の居住性確保

(1) 設計方針

炉心の著しい損傷の発生時に原子炉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，中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備により正圧化する設計とする。これにより，中央制御室待避所にとどまる間，中央制御室内に取り込んだ放射性物質からの直接線影響の低減が可能な設計とする。

中央制御室待避所は，コンクリート壁等により遮蔽性能を高めた設計とする。また，中央制御室待避所は，気密性を高めた設計とするとともに，中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）により中央制御室待避所を正圧に維持し，中央制御室待避所内への外気流入を一定時間完全に遮断することで居住性を高めた設計とする。

ここで，正圧維持の差圧は，中央制御室と中央制御室待避所の差圧を差圧計により，2.4.2 項に示す正圧維持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所との差圧は中央制御室待避所の気密扉を閉めることにより確保する設計とする。

中央制御室待避所加圧設備の系統概要を図 2.4-10 に示す。

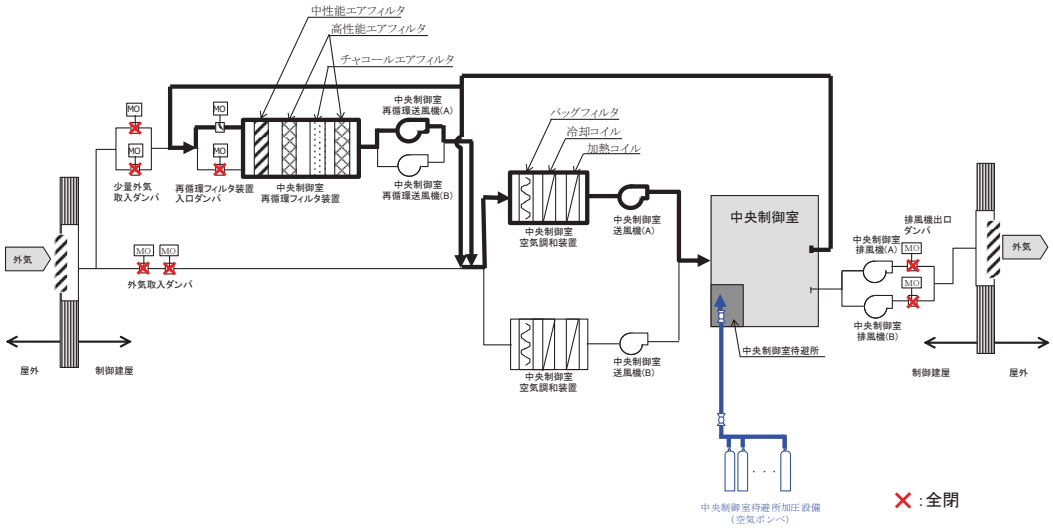


図 2.4-10　中央制御室待避所加圧設備の系統概要図
（ 炉心の著しい損傷発生時，　プルーム通過中）

：ＳＡ 範囲

(2) 収容人数及び設置場所

中央制御室待避所の収容人数は，2 号炉運転員 7 名（運転操作の統括を行う発電課長 1 名，運転操作の指揮，監視及び指示を行う発電副長 1 名，運転操作対応を行う運転員 5 名）に余裕を考慮した合計 12 名が収容可能な設計とする。中央制御室待避所のレイアウトを図 2.4-11 に示す。

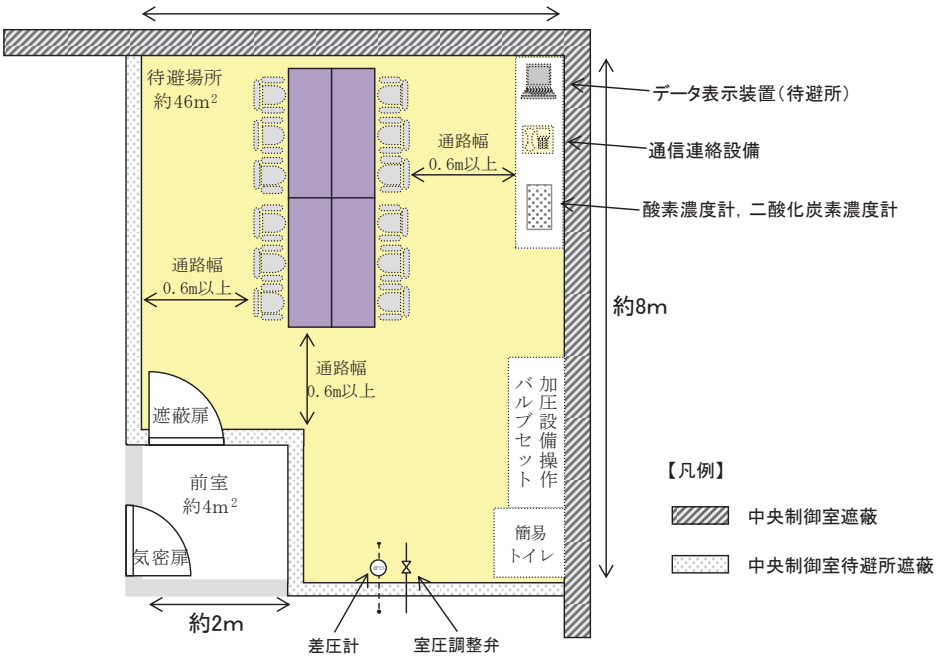


図 2.4-11 中央制御室待避所 レイアウト

(3) 遮蔽設備

中央制御室待避所の壁は，コンクリート厚さ［　　］以上とし，放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。概要は図 2.4-11 に示すとおり。

［　　］：ＳＡ 範囲

(4) 中央制御室待避所加圧設備

a. 系統構成

中央制御室待避所加圧設備の系統概要図を図2.4-12に示す。

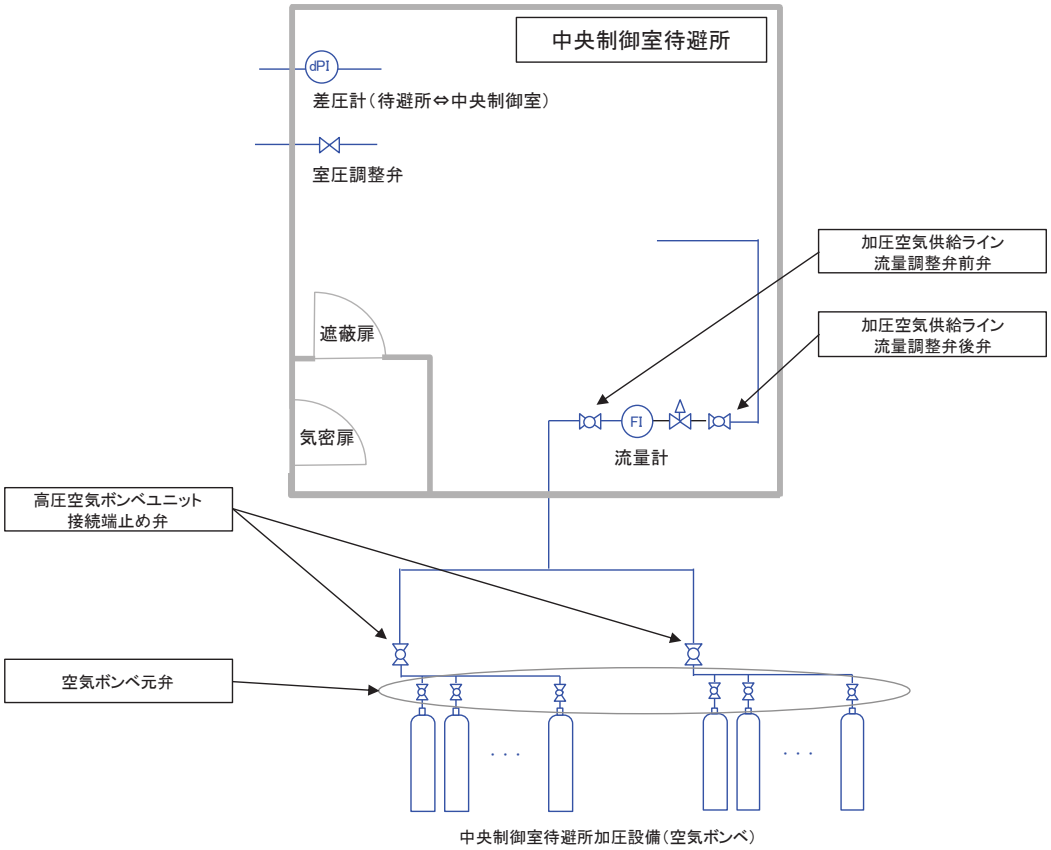


図 2.4-12 中央制御室待避所加圧設備 系統概要図

b. 必要ボンベ本数

評価の結果，正圧維持又は酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持を考慮した必要なボンベ本数は 40 本となるが，今後，加圧試験を実施し，その結果を踏まえて適切な空気ボンベ本数を確保する。

評価の概要については，以下のとおり。

(a) 正圧維持に必要な空気ボンベ本数

中央制御室待避所を 10 時間正圧化するために必要な空気量は，中央制御室待避所の設計漏えい量 162m^3（中央制御室待避所の容積 162m^3 に対し部屋容積比 0.1 回/hの設計漏えい量×10 時間分）に余裕分を考慮した 300m^3 とする。ボンベ使用可能量を 7.5m^3/本とした場合（実容量約 9m^3/本に対し，外気温度－4.9℃での容量を保守的に評価した値），必要ボンベ本数は下記のとおり 40 本となる。

：ＳＡ 範囲

表 2.4-1　正圧維持に必要な空気ボンベ配備数の設定根拠

①空気ボンベの容量	m^3/本	7.5
②隣接区画より正圧に保つために必要な流量	m^3/h	30
③1 時間正圧に保つために必要なボンベ本数	本/h	4
④10 時間正圧に保つために必要なボンベ本数（③×10）	本/10h	40

（ｂ）酸素濃度及び二酸化炭素濃度維持に必要なボンベ本数

中央制御室待避所における加圧設備使用時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度並びに空気ボンベ本数について評価を行った。中央制御室待避所への空気の流入はないものとし，プルーム通過中に収容する人数 12 名による 10 時間後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の変化は，許容酸素濃度 18%以上及び許容二酸化炭素濃度 1.0%以下を満足する結果となった，したがって，許容酸素濃度及び許容二酸化炭素濃度を維持するのに必要な空気ボンベ本数は，正圧維持に必要な 40 本となる。

(a) 評価条件

・在室人員：12 名
・中央制御室待避所内体積：162m^3
・空気流入はないものとする。
・許容酸素濃度：18%以上（労働安全衛生規則）
・許容二酸化炭素濃度：1.0%以下
（労働安全衛生規則の許容二酸化炭素濃度 1.5%に余裕を見た値）
・酸素消費量：　0.022m^3/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の作業強度分類の「静座」の作業強度に対する酸素消費量）
・呼吸による炭酸ガス排出量：0.022m^3/h/人
（「空気調和・衛生工学便覧」の労働強度別二酸化炭素吐出し量の「極軽作業」の作業程度に対する二酸化炭素吐出し量の値）
・加圧開始時酸素濃度：20.65%（中央制御室内酸素濃度）
・加圧開始時二酸化炭素濃度：0.166%（中央制御室内二酸化炭素濃度）
・空気ボンベ加圧時間：10 時間

：ＳＡ 範囲

(b) 評価結果

10 時間加圧の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の時間変化を図 2.4-13 に示す。酸素濃度の最小値及び二酸化炭素濃度の最大値は表 2.4-2 のとおりであり，いずれも許容値を満足している。

表 2.4-2　10 時間加圧後の酸素濃度及び二酸化炭素濃度

	酸素濃度（%）	二酸化炭素濃度（%）
加圧 10 時間後	20.16	0.793

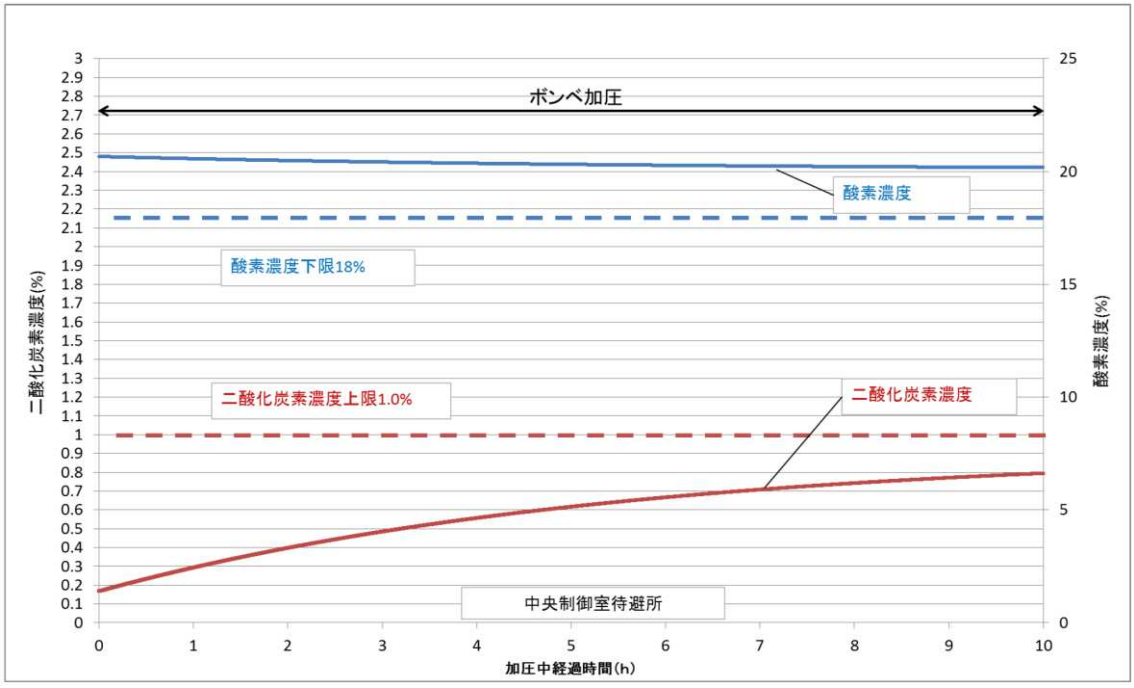


図 2.4-13　中央制御室待避所待避期間中の
酸素濃度及び二酸化炭素濃度変化

：ＳＡ 範囲

d. 正圧達成までに要する時間

中央制御室待避所を加圧した際に隣接区画に比べて＋20Pa の正圧達成までに要する時間を評価した結果，約 6.3 秒となった。

なお，本評価においては，間仕切り壁/床等の気密処理基準（周囲に対し＋20Pa に加圧した際のリーク量が部屋容積比 0.1 回/h 未満）より想定したリーク面積を用いた。

(a)評価モデル

中央制御室待避所への空気の加圧の評価モデル及び評価式を以下に示す。

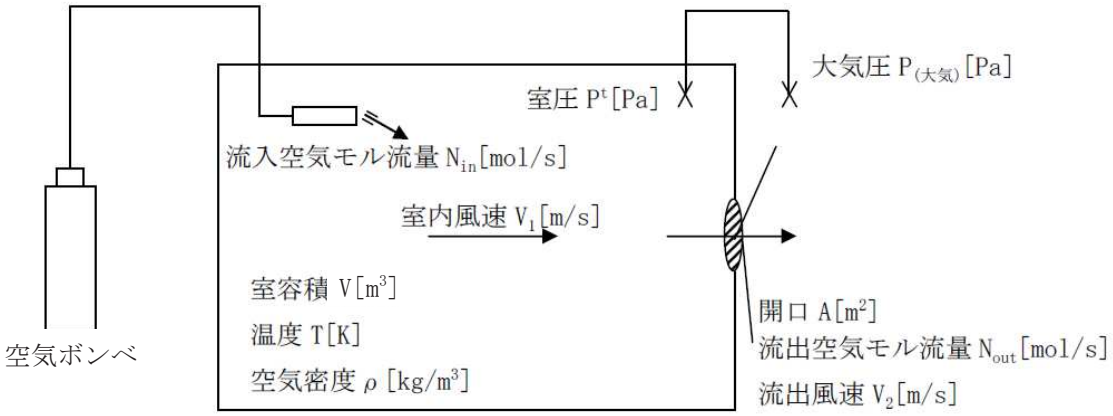


図2.4-14　中央制御室待避所加圧設備加圧バウンダリ正圧化モデル

中央制御室待避所加圧設備（空気ボンベ）により供給した空気が N_{in}[mol/s]のモル流量にて供給され，リーク面積 A[m^2]の開口から N_{out}[mol/s]のモル流量にて流出し，空気の流入量と流出量のモル数差により中央制御室待避所加圧設備加圧バウンダリ（以下「加圧バウンダリ」という。）圧力 P^t が変化するモデルを考える。

なお，加圧バウンダリからのリーク量は，加圧バウンダリ圧力＋20[Pa]において加圧バウンダリ容積比 0.1[回/h]とする。

〈その他評価条件〉

- 給気空気温度　T　：20［℃］
- 空気密度　ρ　：1.204786［kg/m^3］
- 空気のモル質量　m　：28.964［g/mol］
- 加圧空気量　：30［m^3/h］
- 気体定数　R　：8.3144621［J/K/mol］
- 室容積　V　：162［m^3］（加圧バウンダリ内容積）
- 大気圧　$P_{(大気)}$　：101,325[Pa]（標準大気圧）
- リーク面積　A　：7.81×10^{-4}［m^2］
  （20Pa で 0.1 回/h となる面積）
- 室内風速　V_1　：0[m^3/s]
  （加圧バウンダリ内の空気の流れは十分遅いものと

：ＳＡ 範囲

する。）

（ｂ）評価式

評価式は，気体の状態方程式及びベルヌーイの定理から微小時間後の加圧バウンダリ圧力を求める式を，以下のとおり導出した。

$$P^{t+\Delta t} = P^{t} + \Delta t \times \frac{RT}{V} \times \left(N_{in} - N_{out}\right)[Pa]$$

なお，上式における N_{in}，N_{out} は以下に表される。

$$N_{in} = \frac{30[m^3/h] \times \rho[kg/m^3]}{m[g/mol]} = 0.3466[mol/s]$$

$$N_{out} = A \times \frac{\rho}{m} \times V_2 = A \times \frac{\rho}{m} \times \sqrt{\frac{2\left(P^{t} - P_{大気}\right)}{\rho}}[mol/s]$$

（ｃ）評価結果

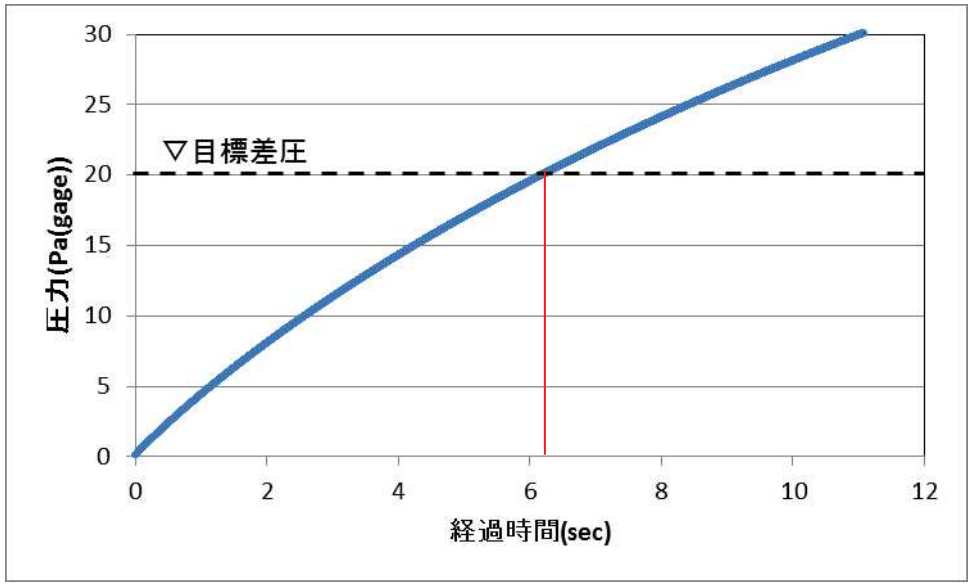


図 2.4-15　中央制御室待避所内圧力の時間変化

e．空気ボンベ設置エリア

空気ボンベの配置を図 2.4-16 に示す。空気ボンベは，制御建屋地下 2 階及び地上 1 階に配置し，制御建屋地上 3 階の中央制御室待避所に空気を供給する。

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

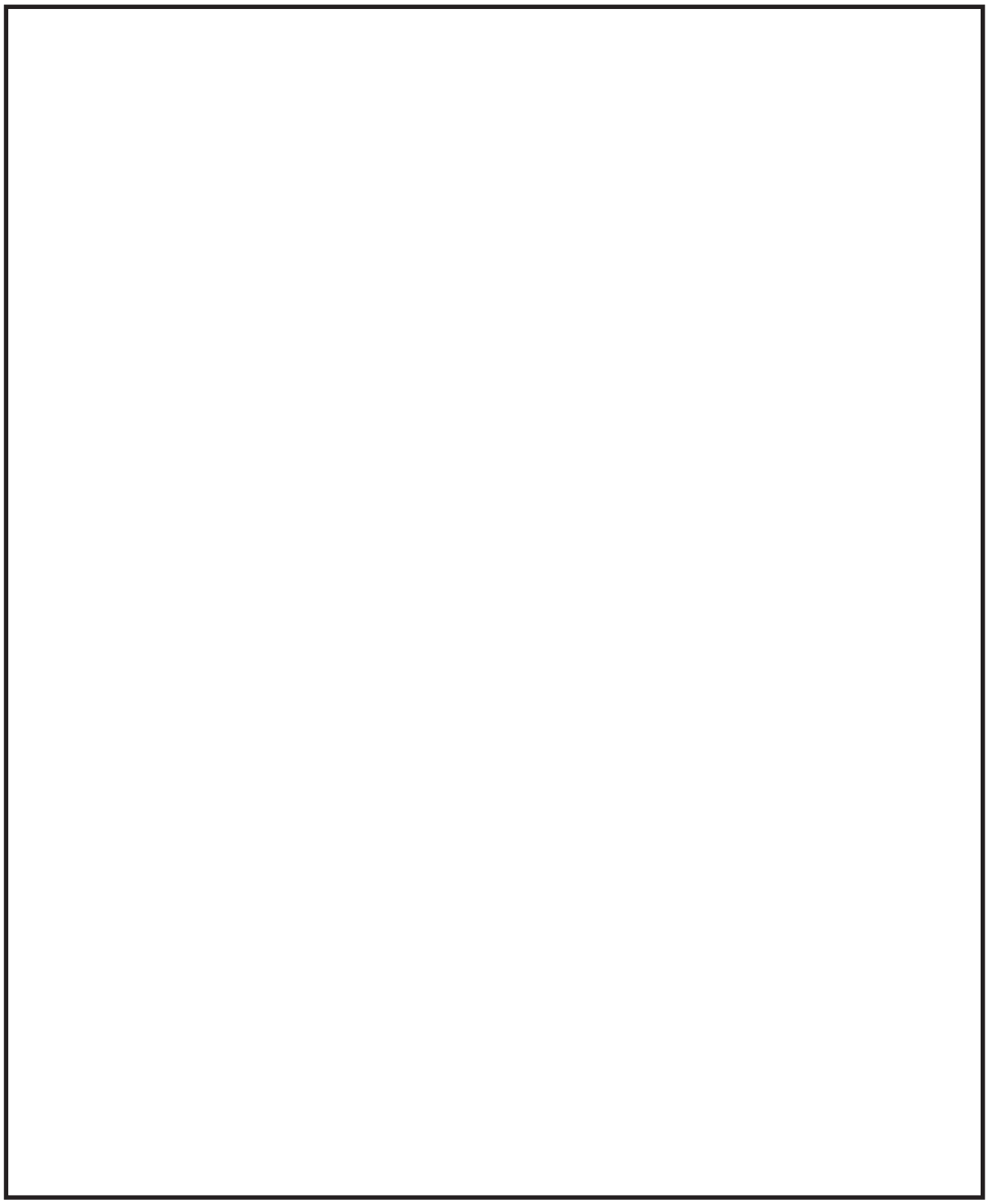


図 2.4-16 空気ボンベ設置 配置図

59-8-2-38

：ＳＡ 範囲

(5) 中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の運転状態比較

中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備の運転状態について，通常運転時，設計基準事故時，重大事故時の炉心の著しい損傷が発生した場合を比較，図示すると以下のとおりとなる。通常運転時，設計基準事故時の運転モードを，図2.4-17（1/2）に示す。

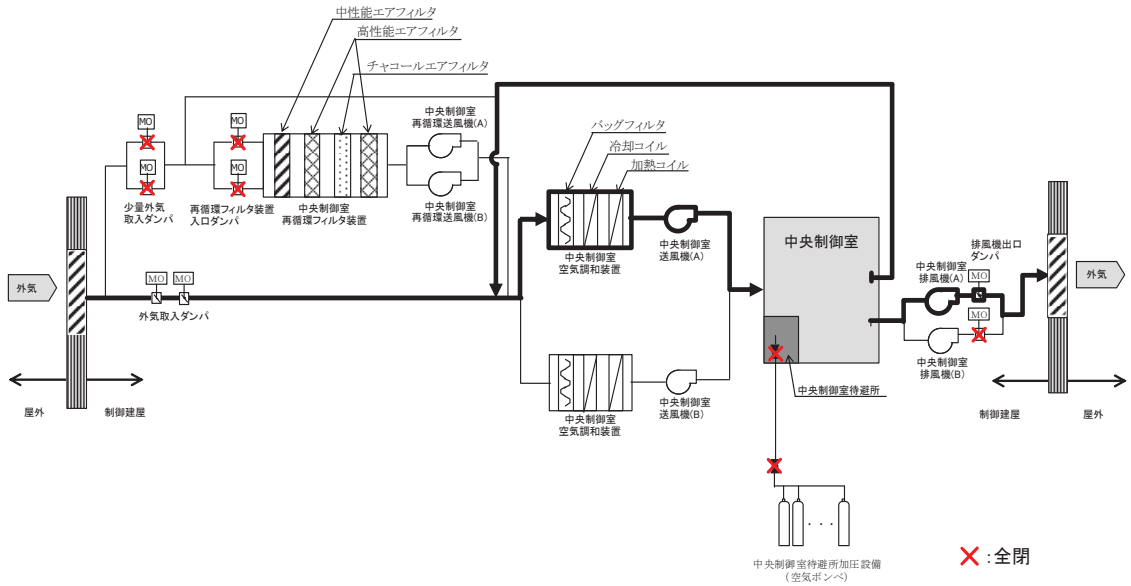
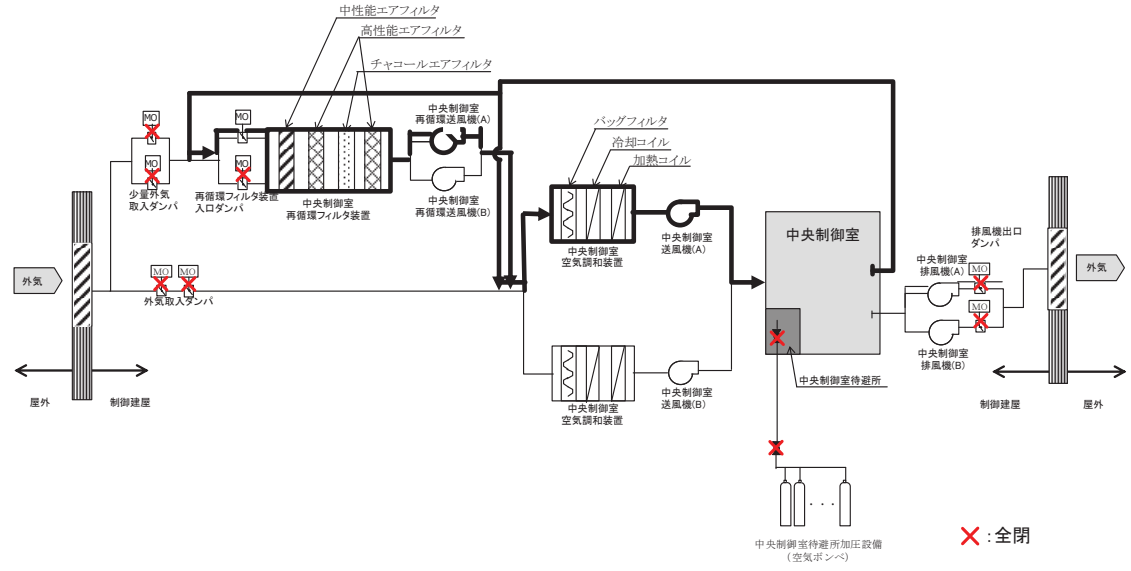
通常運転	通常運転時／設計基準事故時／重大事故時	
事故時運転モード	設計基準事故時／重大事故時	

図 2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図（1/2）

59-8-2-39

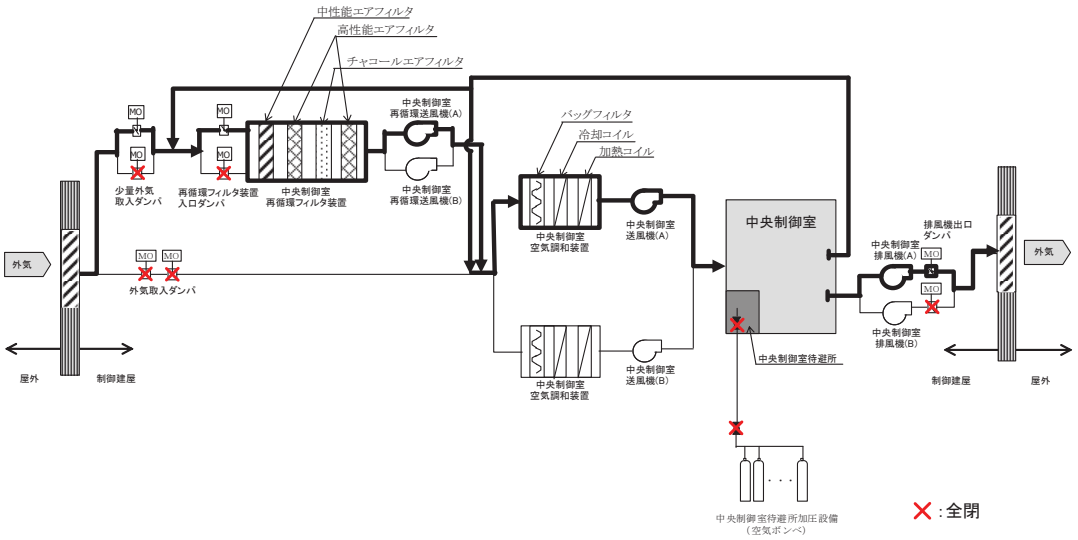
：ＤＢ 範囲

：ＳＡ 範囲

炉心の著しい損傷発生時のプルーム通過前・後，及びプルーム通過中の運転モードを，図 2.4-17 (2/2)に示す。

事故時運転モード（少量外気取入）

設計基準事故時／炉心の著しい損傷発生等時



事故時運転モード（中央制御室待避所加圧時）

炉心の著しい損傷発生時

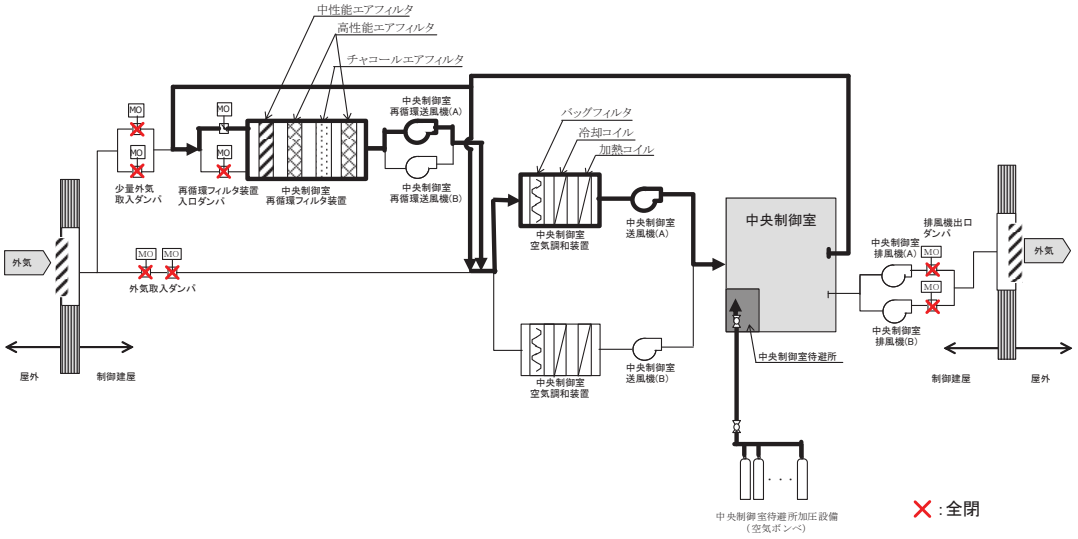


図2.4-17 運転モードごとの中央制御室換気空調系及び中央制御室待避所加圧設備系統概略図 (2/2)

：ＤＢ 範囲

：ＳＡ 範囲

(6) 通信連絡設備

中央制御室待避所には，運転員が炉心の著しい損傷発生時の原子炉格納容器フィルタベント系の作動に際して，水素爆発による格納容器の破損防止（原子炉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，水素爆発による原子炉格納容器の破損防止，水素爆発による原子炉建屋の損傷防止を確認できるパラメータを確認できるようデータ表示装置（待避所）を設置する設計とする。

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

データ表示装置（待避所）で確認できる主なパラメータを表2.4-4，データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要を図2.4-18に示す。

また，中央制御室待避所において，運転員が緊急時対策所及び屋外と通信連絡できるよう，中央制御室待避所には，無線連絡設備（固定型）及び衛星電話設備（固定型）を設置する設計とする。

中央制御室待避所における通信連絡設備の概要を図2.4-19に示す。

：ＳＡ 範囲

表2.4-4 データ表示装置（待避所）で確認できる主なパラメータ

目的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	中性子束
炉心冷却の状態確認	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
	低圧炉心スプレイ系系統流量
	高圧炉心スプレイ系系統流量
	原子炉隔離時冷却系系統流量
	残留熱除去系系統流量
	残留熱除去系洗浄ライン流量
	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
原子炉格納容器内の状態確認	格納容器内圧力
	格納容器内温度
	格納容器内水素濃度，酸素濃度
	格納容器内雰囲気放射線レベル
	サプレッションプール水位
	格納容器下部水位
	格納容器スプレイ弁開閉状態
	格納容器下部注水流量
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
環境への影響確認	モニタリングポスト線量率
	気象情報
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位
	使用済燃料プール水温度
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度
	フィルタ装置出口放射線レベル
水素爆発による原子炉建屋の破損防止確認	原子炉建屋内水素濃度

：ＳＡ 範囲

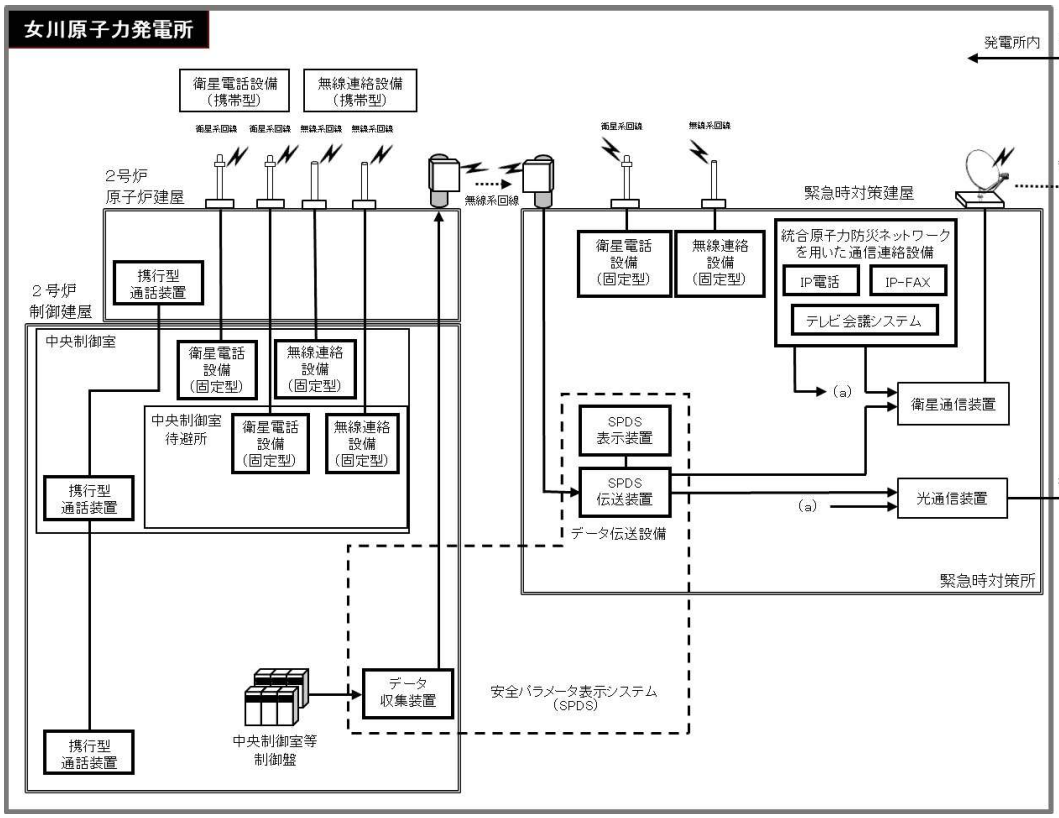


図 2.4-18 データ表示装置（待避所）に関するデータ伝送の概要

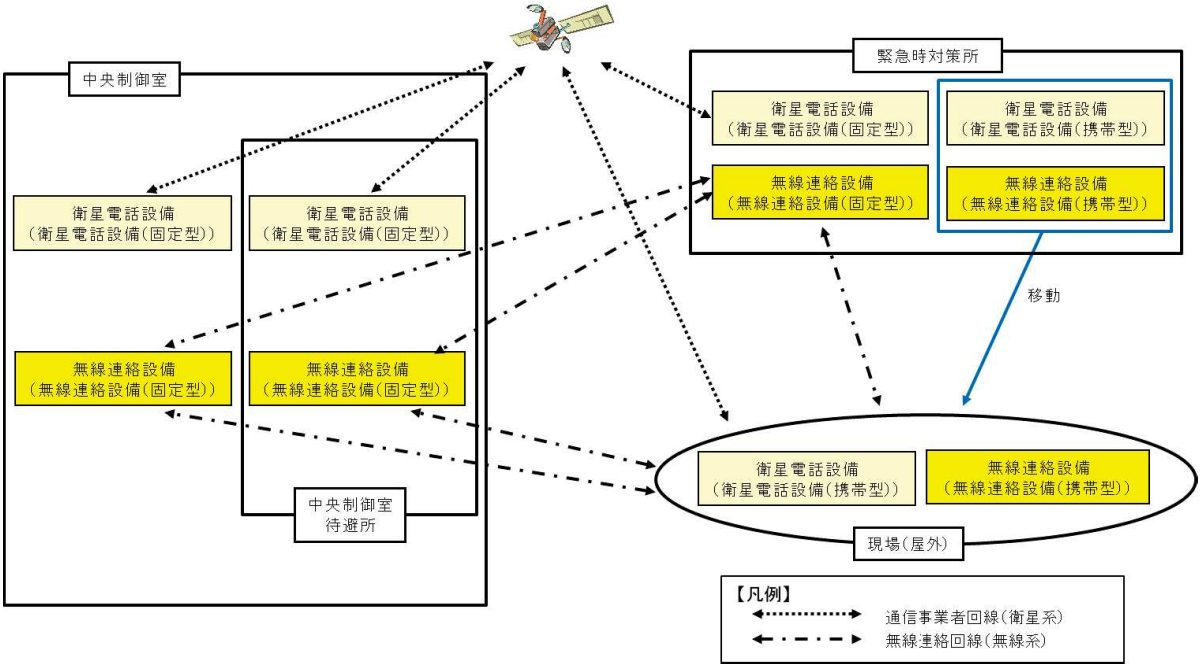


図2.4-19中央制御室待避所における通信連絡設備の概要

：ＳＡ 範囲

(7) 中央制御室待避所のその他設備・資機材

炉心の著しい損傷発生時の原子炉格納容器フィルタベント系作動時において運転員が中央制御室待避所にとどまれるようにするため，可搬型照明（ＳＡ），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを配備する。

運転員が中央制御室待避所にとどまり必要な監視等を行うのに必要な照度を有するものとして，可搬型照明（ＳＡ）を1個配備する。表2.4-5に中央制御室待避所に配備する可搬型照明を示す。

表2.4-5 中央制御室待避所に配備する可搬型照明

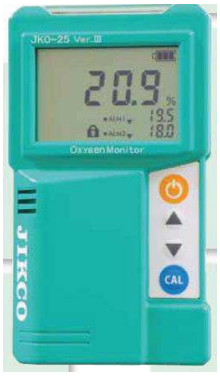
名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（ＳＡ） 	中央制御室	1 個 （予備 1 個（中央制御室の予備 1 個と共用））	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間：10 時間以上 （蓄電池による点灯時）

59-8-2-44

：ＳＡ 範囲

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は中央制御室待避所の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを，それぞれ1台配備する。表2.4-6 に中央制御室待避所に配備する酸素濃度及び二酸化炭素濃度計を示す。

表 2.4-6 中央制御室待避所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	ガルバニ電池式
	検知範囲	0～100%
	表示精度	±0.5%（0.0～25.0%） ±3.0%（25.1%以上）
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：連続約8,000時間 （バッテリ切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	台数	１台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１台※を保有する。）
二酸化炭素濃度計 	検知原理	NDIR（非分散型赤外線）
	検知範囲	0.04%～5.0%
	表示精度	±10%rdg又は0.01%のうち大きいほう
	電源	電源：乾電池（単三×4） 測定可能時間：約20時間 （バッテリ切れの場合，乾電池交換を実施する。）
	台数	１台 （故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備１台※を保有する。）

※予備１台は中央制御室と共用

：ＤＢ 範囲

：ＳＡ 範囲

可搬型エリアモニタは中央制御室待避所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に中央制御室待避所に配備する可搬型エリアモニタを示す。

表 2.4-7 中央制御室待避所に配備する可搬型エリアモニタ

機器名称及び外観	仕　様　等	
可搬型エリアモニタ 	検出器の種類	半導体検出器
	検知範囲	測定範囲：0.001～99.99mSv/h
	電源	電 源：AC100V 乾電池（単一×8）[連続 200 時間以上] （予備：単一×32）
	台数	1 台（予備 1 台）

59-8-2-46

：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が可能な設計とする。

ガスタービン発電機の容量は，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価で想定する格納容器破損モードのうち，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスである，「大破断LOCA時に高圧炉心スプレイ系及び低圧注水機能喪失並びに全交流動力電源が喪失したシーケンス」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2.5-2に示す直流照明兼非常用照明及び直流照明に加え，10時間以上無充電で点灯する可搬型照明（ＳＡ）を配備しており，ガスタービン発電機から給電を再開するまでの間（全交流動力電源喪失後15分以内）の照明は確保できる。

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

また，中央制御室内の非常用照明が使用できない場合にも必要な照度を確保できるように，可搬型照明（ＳＡ）を配備する。加えて，ランタン，ヘッドライト等の可搬型照明を中央制御室に保管する。

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

59-8-2-47

：ＳＡ 範囲

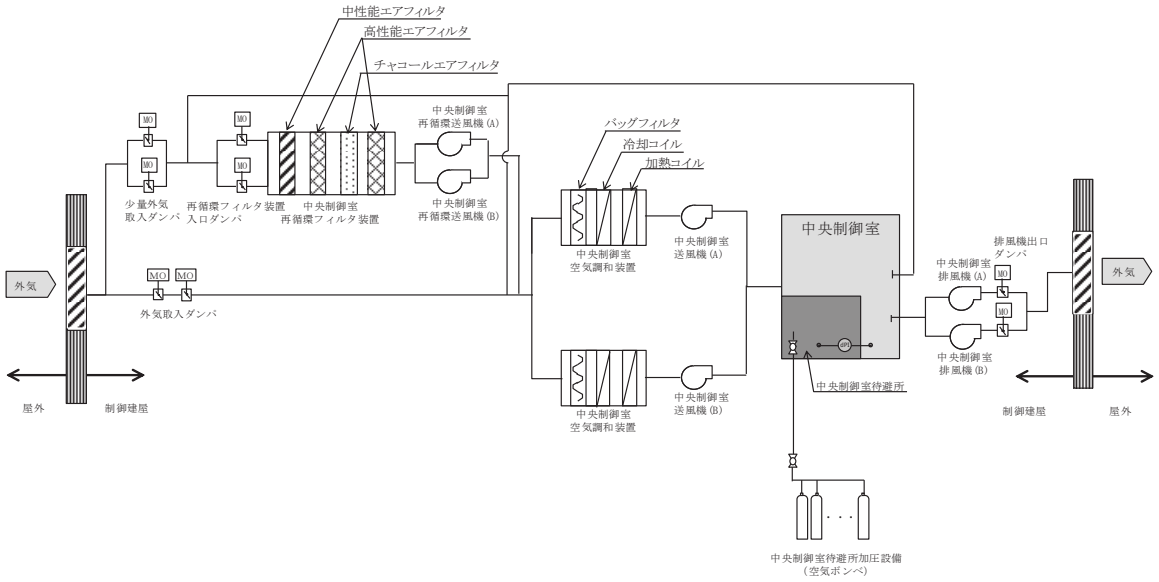


図 2.5-1　中央制御室空調設備の概要（重大事故等時）

59-8-2-48

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 2.5-2　中央制御室照明設備の概要

：ＳＡ 範囲

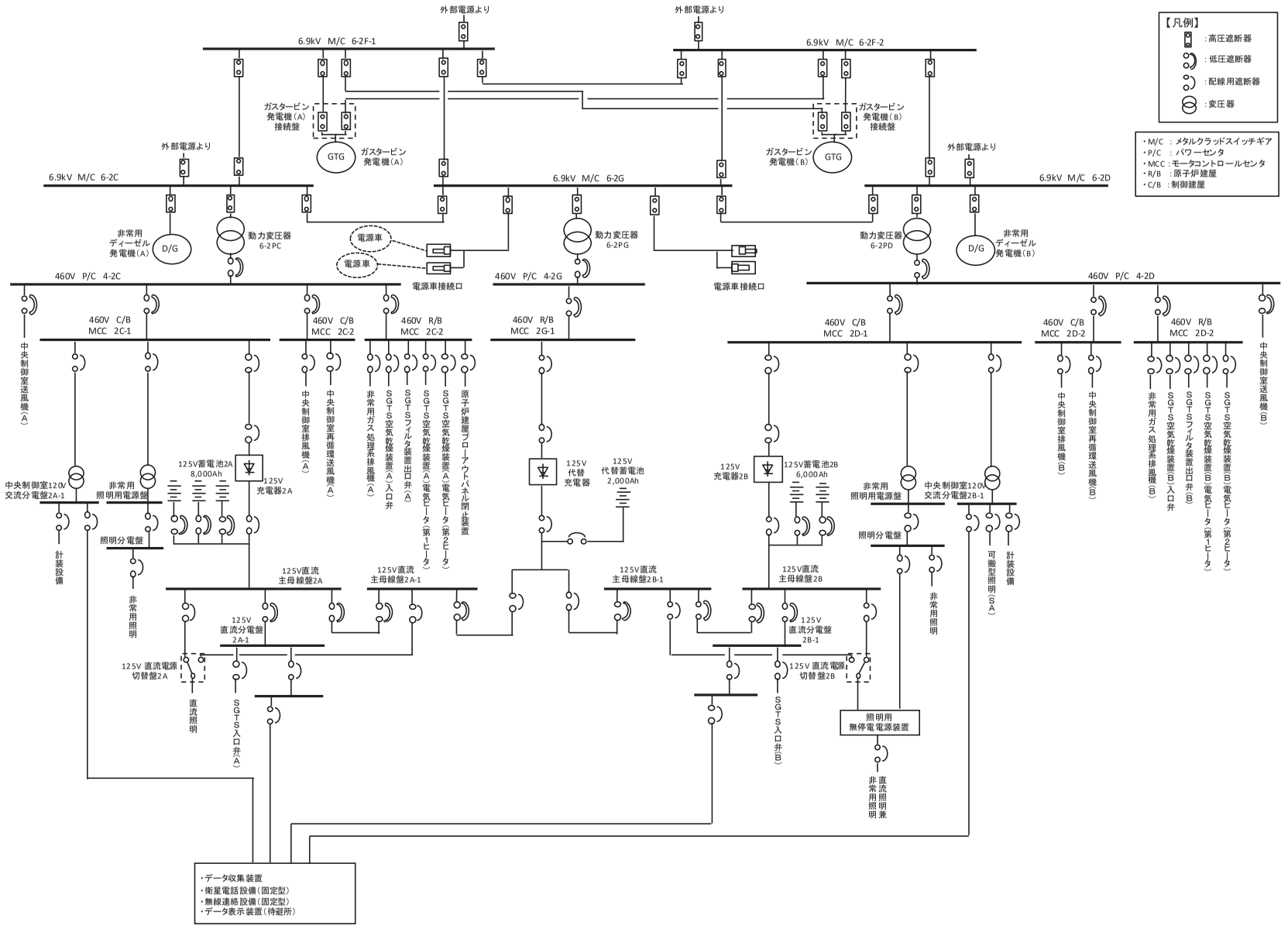


図 2.5-3　2 号炉中央制御室 給電系統概要図（重大事故等時）

：ＳＡ 範囲

表 2.5-1　ガスタービン発電機(連続定格容量 約 6,000kW（約 3,000kW 2 個）) の最大所要負荷

負荷名称	負荷容量
緊急時対策建屋	305.00 kW
緊急用電気品建屋	375.00 kW
125V 充電器	105.00 kW
125V 充電器	105.00 kW
中央制御室 120V 交流分電盤	52.50 kW
中央制御室 120V 交流分電盤	52.50 kW
非常用照明	180.00 kW
非常用照明	180.00 kW
中央制御室送風機	110.00 kW
中央制御室再循環送風機	15.00 kW
復水移送ポンプ	45.00 kW
復水移送ポンプ	45.00 kW
燃料プール冷却浄化系ポンプ	75.00 kW
非常用ガス処理系排風機等	35.00 kW
非常用ガス処理系排風機等	35.00 kW
代替循環冷却ポンプ	90.00 kW
原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ	22.00 kW
補機類	593.50 kW
その他負荷	799.50 kW
合計（連続負荷） （最大負荷）	3,220.00 kW (4,614.24 kW)



通常点灯時
（非常用照明及び直流照明兼非常用照明）



直流照明兼非常用照明点灯時のイメージ
（写真：シミュレータ施設）

図 2.5-4　非常灯照明下での中央制御室の状況

59-8-2-51

：ＳＡ 範囲

(1) 可搬型照明（ＳＡ）を用いた場合の監視操作について

中央制御室の照明が全て消灯した場合に使用する可搬型照明（ＳＡ）は,5個使用する設計とする。数量はシミュレータ施設を用いて，監視操作に必要な照度を確保できることを確認している。操作箇所に応じて可搬型照明（ＳＡ）の向きを変更することにより，更に照度を確保できることを確認している。

仮に可搬型照明（ＳＡ）が活用できない場合のため，可搬型照明（懐中電灯，ヘッドライト及びランタン）を中央制御室に保管する。

表2.5-2 に中央制御室に配備する可搬型照明の概要を示す。

表2.5-2 中央制御室に配備する可搬型照明の概要

名称	保管場所	数量	仕様
可搬型照明（ＳＡ） 	中央制御室	5 個 （予備 1 個（中央制御室待避所の予備 1 個と共用））	（ＡＣ）100V―240V 点灯時間：10 時間以上 （蓄電池による点灯時）
可搬型照明 （懐中電灯） 	中央制御室	10 個 （運転員 7 名分＋予備 3 個）	電源：乾電池（単三×4） 点灯時間：155 時間
可搬型照明 （ヘッドライト） 	中央制御室	10 個 （運転員 7 名分＋予備 3 個）	電源：乾電池（単三×3） 点灯時間： High モード　12 時間 Low モード　120 時間
可搬型照明 （ランタン） 	中央制御室	4 個 （発電課長 1 個＋発電副長 1 個＋運転員 1 個＋予備 1 個）	電源：乾電池（単一×4） 点灯時間：45 時間

：ＳＡ 範囲

可搬型照明（ＳＡ）は，図 2.5-5 に示すとおり制御盤から約 3mの位置に設置する。照度については，可搬型照明（ヘッドライト）及び可搬型照明（ＳＡ）を用いて，直流照明兼非常用照明の設計値である照度 200 ルクスに対し，操作を行う盤面で 300 ルクス以上の照度を確認し，監視操作が可能なことを確認している。



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

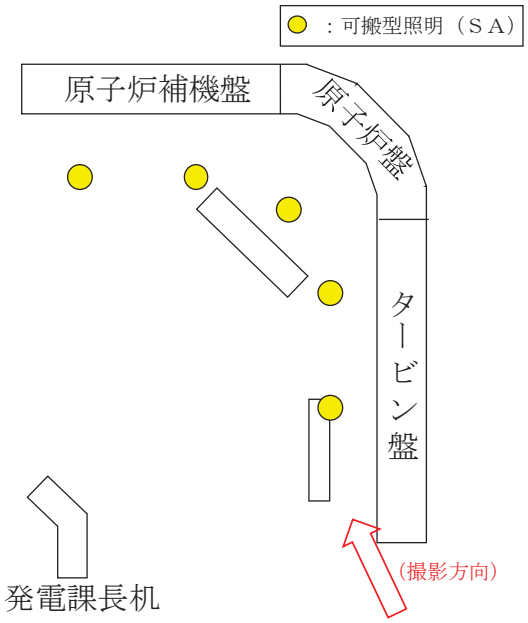


図2.5-5 シミュレータ施設における可搬型照明（ＳＡ）点灯状況

59-8-2-53

：ＳＡ 範囲

中央制御室の照明が全て消灯した場合，裏盤についての監視操作は，可搬型照明（ヘッドライト）を運転員が装着して行う。（図2.5-6 参照）

可搬型照明の照度は，制御盤から約2mの位置に運転員を配置した場合に，操作を行う盤面で300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。



（シミュレータ施設におけるヘッドライト使用状況）

図 2.5-6　可搬型照明（ヘッドライト）使用イメージ

：ＳＡ 範囲

3. 添付資料

3.1 中央制御室待避所へ待避する際の対応について

原子炉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，運転員の対応を以下にまとめる。

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系作動前（待避前）

有効性評価において炉心損傷後に格納容器ベントを実施する「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において中央制御室待避所への待避前に行う運転員の対応を表3.1-1に示す。

想定するシナリオにおいて，原子炉水位は低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により維持され，運転員は適宜流量調整を実施する。原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施判断後，中央制御室待避所への待避前に運転員が行う必要のあるプラント操作は，原子炉への注水流量を調整することであるが，待避前に原子炉の崩壊熱相当の注水流量を確保するよう調整を行うことで，待避期間中のプラント操作を不要とすることが可能である。

なお，原子炉への注水流量は待避期間中においてもデータ表示装置（待避所）にて監視可能な設計としており，万一，待避期間中に操作が必要となった場合には，必要な放射線管理用資機材（防護具）を装備した上で，中央制御室待避所から退室し，操作を行うことも可能な設計としている。

その他，中央制御室待避所への待避前の準備として，表3.1-1に示す設備，資機材の操作又は確認を行う。

表3.1-1 中央制御室待避所への待避前に行う運転員の対応

プラント操作	・低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉への注水流量調整
居住性対策設備	・中央制御室換気空調系の事故時運転モードへの切替え（事故時運転モード（少量外気取入）で運転中の場合） ・中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧 ・酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタの設置，電源入
監視設備	・データ表示装置（待避所）電源入
通信連絡設備	・現場要員や緊急時対策所との通信連絡のための，無線連絡設備（固定型），衛星電話設備（固定型）の準備（通話確認）

59-8-3-1

：ＳＡ 範囲

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系作動中（待避中）

運転員は，原子炉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所に移動し，出入口扉を閉めるとともに，中央制御室待避所に施設する差圧計を確認し，中央制御室待避所へ適切に空気が供給され，中央制御室待避所が加圧されていることを確認する。また，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により酸素濃度及び二酸化炭素濃度（酸素濃度が18%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，中央制御室待避所の放射線量率を可搬型エリアモニタにて監視する。

中央制御室待避所にとどまっている間にも，データ表示装置（待避所）を用いることで，原子炉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，中央制御室待避所に通信連絡設備を設置し，緊急時対策所との連絡が常時可能な設計とする。中央制御室待避所にこれら設備を設置することで，中央制御室内に居るとき同様，タイムリーな監視操作が可能な設計とする。

なお，万一，中央制御室待避所にとどまっている間に中央制御室に出る必要がある場合には，必要な放射線管理用資機材（防護具）を装備した上で，中央制御室待避所から退室する。必要な操作等の完了後には，前室において放射線管理用資機材（防護具）を脱衣した上で，中央制御室待避所へ再入室することで，中央制御室待避所内への放射性物質の持込み防止に配慮した設計とする。また，そのために必要な資機材等を中央制御室待避所に備える設計とする。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系作動後（待避解除）

運転員は，原子炉格納容器フィルタベント系作動に伴うプルーム放出から10時間経過後は，中央制御室内の放射線量率を可搬型エリアモニタで確認した上で，緊急時対策所との協議の上，中央制御室内での対応を再開する。

中央制御室待避所に待避する際の運転員の対応及び換気設備の概要を図 3.1-1 に示す。

59-8-3-2

：ＳＡ 範囲

対応操作		0h	45h	55h	168h
ベント開始			待避所へ待避		
プラント操作	原子炉への注水量調整		適宜実施		適宜実施
居住性対策設備	中央制御室換気空調系の事故時運転モードへの切替え（事故時運転モード（少量外気取入）で運転中の場合）		事故時運転モード※	事故時運転モード	事故時運転モード※
	中央制御室待避所加圧設備による加圧			待避所加圧	
	酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタの設置，電源入			監視	
監視設備	データ表示装置（待避所）の電源入			監視	
通信連絡設備	無線連絡設備（固定型），衛星電話設備（固定型）の通話確認			必要に応じ使用	

待避期間中の操作を不要とするため，待避前に実施する。

事故時運転モード（少量外気取入）で運転中の場合は切り替える。

※必要に応じ，事故時運転モード（少量外気取入）

▼：対応操作実施

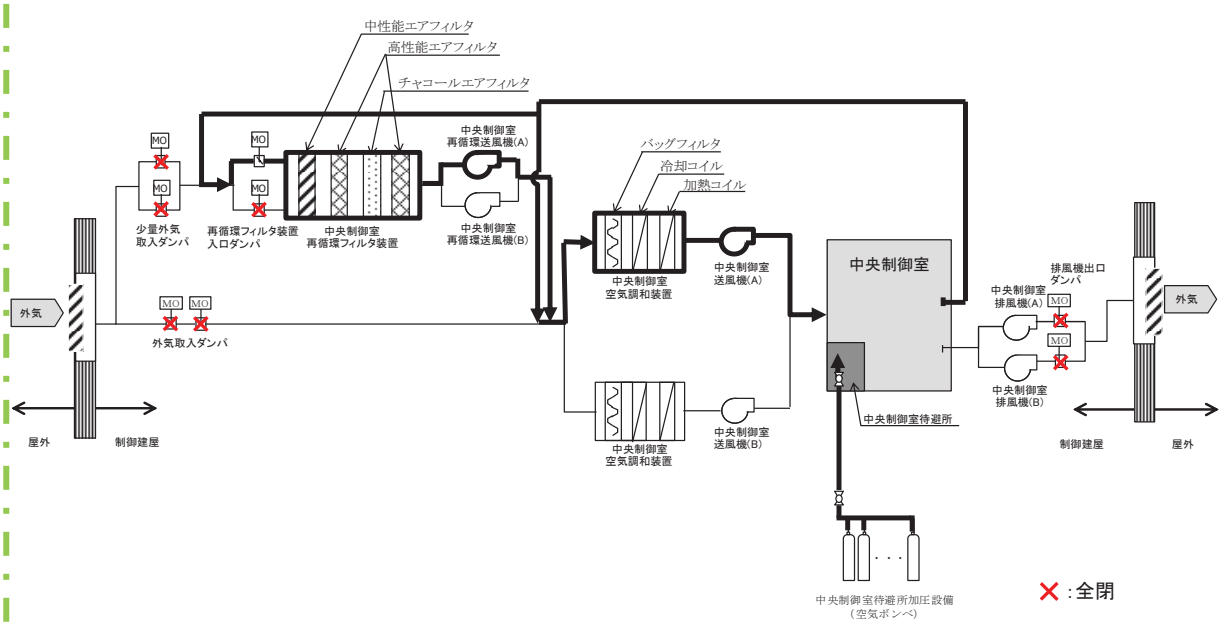


図 3.1-1　中央制御室待避所に待避する際の運転員の対応及び換気設備の概要

：ＳＡ 範囲

3.2　配備する資機材の数量について

(1) 放射線管理用資機材

中央制御室に配備する放射線管理用資機材の内訳を表3.2-1及び表3.2-2に示す。なお，放射線管理用資機材は，汚染が付着しないようビニール袋等であらかじめ養生し，配備する。

表 3.2-1　防護具

品名	配備数※17／保管場所					
タイベック	2,100 着※1	資機材保管エリア，地下 1 階廊下，緊急時対策所	147 着※7	中央制御室	約 20,000 着	構内（参考）
下着（上下セット）	2,100 着※1		147 着※7		約 6,000 着	
帽子	2,100 個※1		147 個※7		約 20,000 個	
靴下	2,100 足※1		147 足※7		約 30,000 足	
綿手袋	2,100 双※1		147 双※7		約 40,000 双	
ゴム手袋	4,200 双※2		294 双※8		約 150,000 双	
全面マスク	900 個※3		42 個※9		約 1,800 個	
電動ファン付き全面マスク	－		7 個※10		約 300 個	
電動ファン付き全面マスクバッテリー	－		35 個※11		約 300 個	
マスク用チャコールフィルタ（2 個／セット）	2,100 セット※1		147 セット※7		約 8,000 セット	
EVA スーツ（上下セット）	1,050 セット※4		74 セット※12		約 3,000 セット	
汚染区域用靴	40 足※5		8 足※13		約 500 足	
自給式呼吸器	－		4 セット※14		4 セット	
耐熱服	－		3 セット※15		3 セット	
タングステンベスト	20 着※6		4 着※16		10 着	

※１：60名（本部要員38名＋余裕）×7日及び現場要員40名×6回／日×7日
※２：※１×2
※３：60名（本部要員38名＋余裕）×3日及び現場要員40名×6回／日×3日（除染による再使用を考慮）
※４：（60名（本部要員38名＋余裕）×7日及び現場要員40名×6回／日×7日）×50%（年間降水日数を考慮）
※５：現場要員20名（プルーム通過直後の現場要員）×2
※６：現場要員20名（プルーム通過直後の現場要員）
※７：２号炉運転員7名×3回／日×7日
※８：※７×2
※９：２号炉運転員7名×6日
※10：２号炉運転員7名×1日
※11：２号炉運転員7名×5個／日×1日
※12：２号炉運転員7名×3回／日×7日×50%
※13：２号炉運転員のうち現場要員2名×2班×2
※14：炉心損傷後における原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱（現場操作）対応者2名＋予備2
※15：インターフェイスシステムLOCA対応者2名＋予備1
※16：２号炉運転員のうち現場要員2名×2班
※17：防護具が不足する場合は，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　計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数※9／保管場所			
個人線量計	電子式線量計	200 台※1	出入管理室	14 台※5	中央制御室
	ガラスバッジ	200 台※1		14 台※5	
表面汚染密度測定用サーベイメータ		8 台※2		4 台※6	
ガンマ線測定用サーベイメータ		8 台※3		4 台※7	
可搬型エリアモニタ		4 台※4	緊急時対策所	4 台※8	

※１：100 名（本部要員 38 名＋現場要員 40 名＋余裕）×2
※２：チェンジングエリア用 4 台（汚染検査を行う放射線管理班員 2 名分＋余裕）＋緊急時対策建屋内及び屋外用 4 台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員 2 名分＋余裕）
※３：チェンジングエリア用 4 台（チェンジングエリアのモニタリングを行う放射線管理班員 2 名分＋余裕）＋緊急時対策建屋内及び屋外用 4 台（屋外等のモニタリングを行う放射線管理班員 2 名分＋余裕）
※４：緊急時対策所内 2 台（1 台＋余裕）＋緊急時対策建屋内 2 台（1 台＋余裕）
※５：２号炉運転員 7 名×2
※６：チェンジングエリア用 2 台（汚染検査を行う放射線管理班員 1 名分＋余裕）＋中央制御室内外用 2 台（モニタリングを行う放射線管理班員 1 名分＋余裕）
※７：チェンジングエリア用 2 台（モニタリングを行う放射線管理班員 1 名分＋余裕）＋中央制御室内外用 2 台（モニタリングを行う放射線管理班員 1 名分＋余裕）
※８：中央制御室内 2 台（1 台＋余裕）＋待避所内 2 台（1 台＋余裕）
※９：予備含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

(2) 食糧等

中央制御室に配備する食糧等の内訳を表3.2-3に示す。なお，食糧等は，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　食糧等

品名		配備数※5
		中央制御室
食糧等	・食糧	147食※1
	・飲料水（1.5リットル）	98本※2
簡易トイレ		30個※3
ヨウ素剤		56錠※4

※1：7名（2号炉運転員）×7日×3食
※2：7名（2号炉運転員）×7日×2本
※3：7名（2号炉運転員）×（3回／10時間（プルーム通過中））＋余裕＝30個
※4：7名（2号炉運転員）×（初日2錠＋2日目以降1錠／1日×6日）＝56錠
※5：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（原子炉制御室）並びに「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」第 74 条第 1 項（原子炉制御室）に基づき，原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため，モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けることを基本的な考え方とする。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈第 74 条第 1 項（原子炉制御室）抜粋）

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

(2) チェンジングエリアの概要

チェンジングエリアは，下足エリア，脱衣エリア，サーベイエリア，除染エリアからなり，中央制御室バウンダリに隣接するとともに，要員の被ばく低減の観点から制御建屋内に設営する。概要は表 3.3-1 のとおり。

：ＳＡ 範囲

表 3.3-1　チェンジングエリアの概要

項目		概要
設営場所	制御建屋 中央制御室 北東側通路	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	通路区画化	中央制御室出入口通路を活用し，通路を区画化する。 なお，平常時から養生シートにより予め養生しておくことにより，速やかな設置作業を可能とする。
着手の判断基準	原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，放射線管理班長が，事象進展の状況（格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数を考慮して，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	放射線管理班	チェンジングエリアを速やかに設営できるよう定期的に訓練を行っている放射線管理班が設営を行う。

：ＳＡ 範囲

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(3) チェンジングエリアの設営場所及び屋内のアクセスルート

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

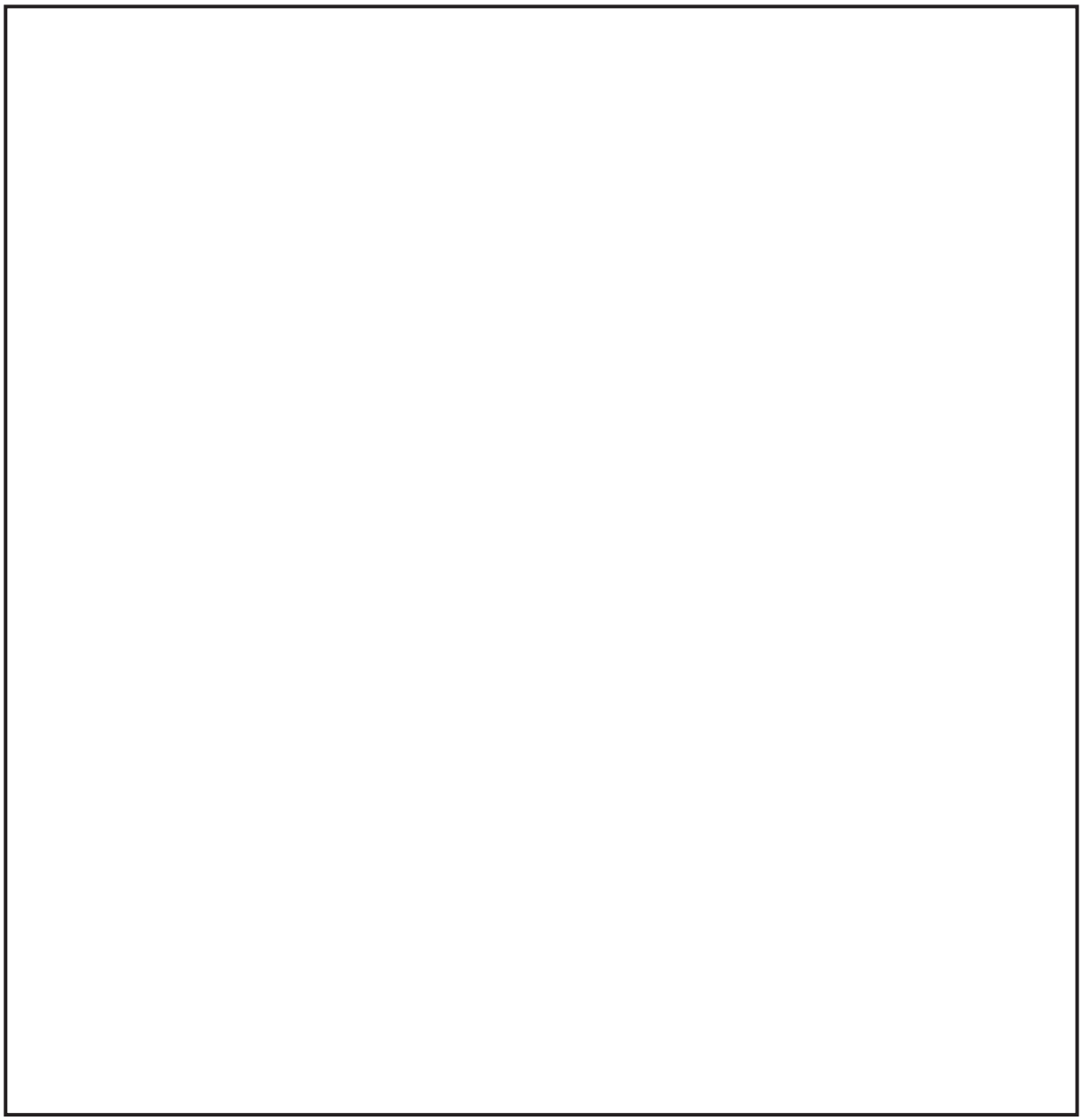


図 3.3-1　中央制御室チェンジングエリアの設営場所
及び屋内のアクセスルート

59-8-3-8

：ＳＡ 範囲

(4) チェンジングエリアの設営（考え方，資機材）

a．考え方

中央制御室への放射性物質の持ち込みを防止するため，図 3.3-2 の設営フローに従い，図 3.3-3 のとおりチェンジングエリアを設営する。チェンジングエリアの設営は，放射線管理班員 2 名で，約 90 分を想定している。なお，チェンジングエリアが速やかに設営できるよう定期的に訓練を行い，設営時間の短縮及び更なる改善を図ることとしている。

チェンジングエリアの設営は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合は，参集要員（12 時間後までに参集）のうち，チェンジングエリアの設営に割り当てることができる要員で行う。設営の着手は，放射線管理班長が，原子力災害対策特別措置法第 10 条特定事象が発生した後，事象進展の状況（格納容器雰囲気モニタ等により炉心損傷を判断した場合等），参集済みの要員数及び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（乾電池内蔵型照明の設置）

② ゴミ箱，棚，積層シート等の設置

③ 除染用資機材，可搬型空気浄化設備，表面汚染密度測定用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

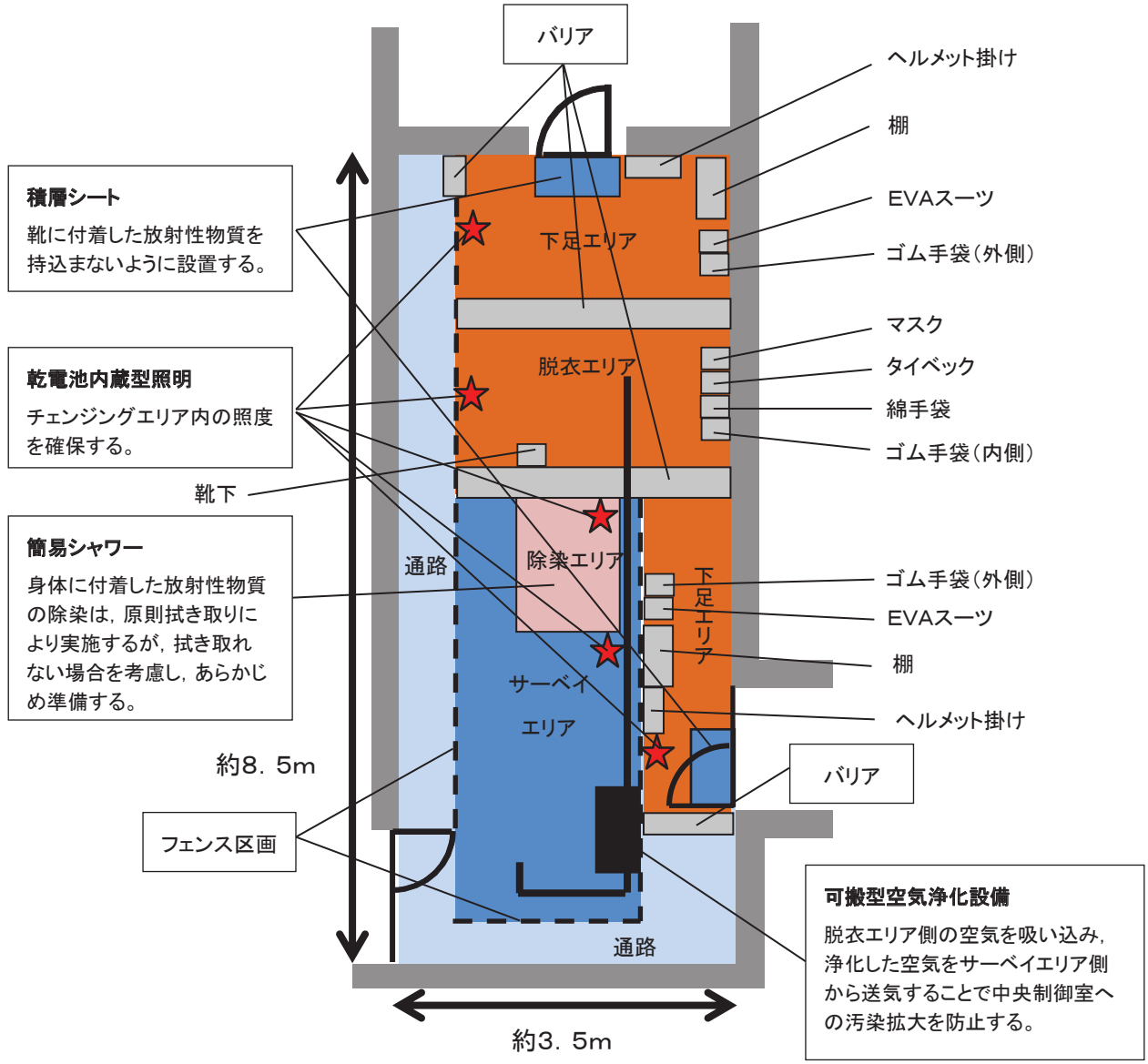


図 3.3-3　中央制御室チェンジングエリア

59-8-3-10

：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養生シートの張替え等も考慮して，表 3.3-2，図 3.3-4 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	根拠
養生シート（床用）	2 巻※1	チェンジングエリア設営及び補修に必要な数量
養生シート（壁用）	12 巻※2	
テープ	20 巻	
積層シート	6 枚	
ゴミ箱	7 個	
ポリ袋	100 枚	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	50 個	
はさみ	3 丁	
カッター	3 本	
マジック	3 本	
バリア	8 個※3	
フェンス	12 枚※4	
ヘルメット掛け	2 台	
棚	2 台	
除染エリア用ハウス	1 式※5	
簡易シャワー	1 台※6	
ポリタンク	1 台※7	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化設備	1 台（予備 1 台）	
可搬型空気浄化設備用ダクト	1 式	
乾電池内蔵型照明	5 台（予備 1 台）	

※１：仕様　1,800㎜×50m／巻

※２：仕様　2,100㎜×25m／巻

※３：仕様　900㎜×240㎜×235㎜／個（アルミ製）

※４：仕様　1,200㎜×900㎜×25㎜／個（アルミ製）

※５：仕様　1,100㎜×1,100㎜×1,950㎜／式（折りたたみ式，布製）

※６：仕様　タンク容量 7.5 リットル（手動ポンプ式）

※７：仕様　タンク容量 20 リットル（ポリタンク）

：ＳＡ 範囲



養生シート（床用）

＜仕様＞

1,800mm×50m/巻



養生シート（壁用）

＜仕様＞

2,100mm×25m/巻



バリア

＜仕様＞

900mm×240mm×235mm／個

（アルミ製）



フェンス

＜仕様＞

1,200mm×900mm×25mm／個

（アルミ製）



除染エリア用ハウス

＜仕様＞

1,100mm×1,100mm×1,950mm

（折りたたみ式，ポリエステル製）



簡易シャワー

＜仕様＞

容量 7.5 リットル

（手動ポンプ式）



ポリタンク

＜仕様＞

容量 20 リットル

（ポリタンク）

図 3.3-4　中央制御室チェンジングエリア用資機材

59-8-3-12

：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，汚染管理，廃棄物管理，環境管理)

ａ．出入管理

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

チェンジングエリアのレイアウトは，図 3.3-3 のとおりであり，チェンジングエリアには下記の①から④のエリアを設けることで中央制御室内への放射性物質の持ち込みを防止する。

① 下足エリア
靴及びヘルメット等を着脱するエリア。
② 脱衣エリア
防護具を適切な順番で脱衣するエリア。
③ 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。
④ 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。

① 下足エリアで，靴，ヘルメット，ゴム手袋外側，ＥＶＡスーツ等を脱衣する。
② 脱衣エリアで，タイベック，マスク，ゴム手袋内側，帽子，靴下，綿手袋を脱衣する
③ なお，チェンジングエリアでは，放射線管理班員が要員の脱衣状況を適宜確認し，指導，助言，防護具の脱衣の補助を行う。

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。

① 脱衣後，サーベイエリアに移動する。
② サーベイエリアにおいて汚染検査を受ける。
③ 汚染基準を満足する場合は中央制御室へ入室する。汚染基準を超える場合は，除染エリアに移動する。

59-8-3-13

：ＳＡ 範囲

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。

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。

① 汚染検査にて汚染基準を超える場合は，除染エリアに移動する。
② 汚染箇所をウェットティッシュで拭き取りする。
③ 再度汚染箇所について汚染検査する。
④ 汚染基準を超える場合は，簡易シャワーで除染する。(簡易シャワーでも汚染基準を超える場合は，汚染箇所を養生し，再度除染ができる施設へ移動する。)

ｅ．着衣

防護具の着衣手順は以下のとおり。

① 中央制御室内で，綿手袋，靴下，帽子，タイベック，ゴム手袋内側，マスク，ゴム手袋外側を着衣する。
② 下足エリアで，ヘルメット，靴を着用する。

放射線管理班員は，要員の作業に応じて，ＥＶＡスーツ等の着用を指示する。

ｆ．汚染管理

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る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 3.3-5 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。

：ＳＡ 範囲

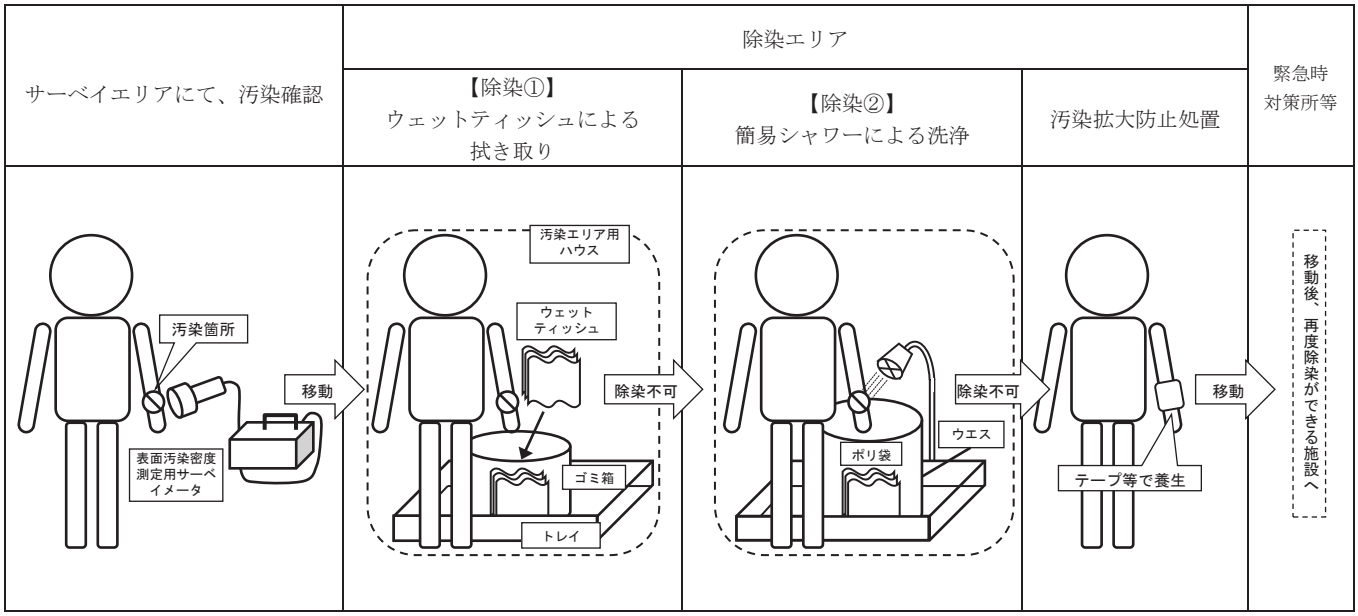


図 3.3-5　除染及び汚染水処理イメージ図

ｇ．廃棄物管理

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

ｈ．環境管理

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

プルーム通過後にチェンジングエリアの出入管理を再開する際には，表面汚染密度，線量率及び空気中放射性物質濃度の測定を実施し，必要に応じチェンジングエリアの除染を実施する。なお，測定及び除染を行った要員は，脱衣エリアにて脱衣を行う。

：ＳＡ 範囲

(6) チェンジングエリアに係る補足事項

a． 可搬型空気浄化設備

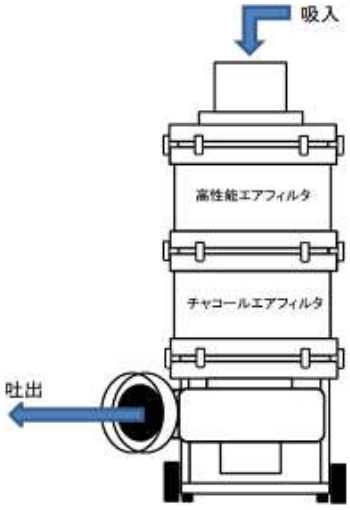
チェンジングエリアには，更なる被ばく低減のため，可搬型空気浄化設備を１台設置する。可搬型空気浄化設備は，汚染が拡大するおそれのある脱衣エリアの空気を吸い込み浄化するよう配置し，脱衣エリアを換気することで，中央制御室外で活動した要員の脱衣による汚染拡大を防止する。中央制御室内への汚染持込防止を目的とした可搬型空気浄化設備による換気ができていることの確認は，可搬型空気浄化設備の吸込口と吐出口において，吹き流し等を設置し，吹き流しの動きで空気の流れがあることを目視する等により確認する。可搬型空気浄化設備は，脱衣エリア等を換気できる風量とし，仕様等を図 3.3-6 に示す。

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。

従って，チェンジングエリア用の可搬型空気浄化設備についてもプルーム通過時には運用しないことから，可搬型空気浄化設備のフィルタが高線量化することでの居住性への影響はない。

ただし，可搬型空気浄化設備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。



外観図

○外形寸法：縦 約 500mm，横 約 500mm，高さ 約 1,400mm
○風量：10m³/min
○重量：約 65kg
○フィルタ：高性能エアフィルタ（１段）
　　チャコールエアフィルタ（１段）

高性能エアフィルタ（ＨＥＰＡフィルタ）
ろ材はガラス繊維であり，微粒子を含んだ空気がフィルタを通過する際に，微粒子が捕集される。

チャコールエアフィルタ
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過することにより吸着・除去される。

図 3.3-6　可搬型空気浄化設備の仕様等

：ＳＡ 範囲

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，下足エリア，脱衣エリアおよびサーベイエリアの境界をバリア等により区画する。チェンジングエリアの設営状況は図 3.3-7 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養生シートを貼ることとし，一時閉鎖となる時間を短縮している。

また，養生シート等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。

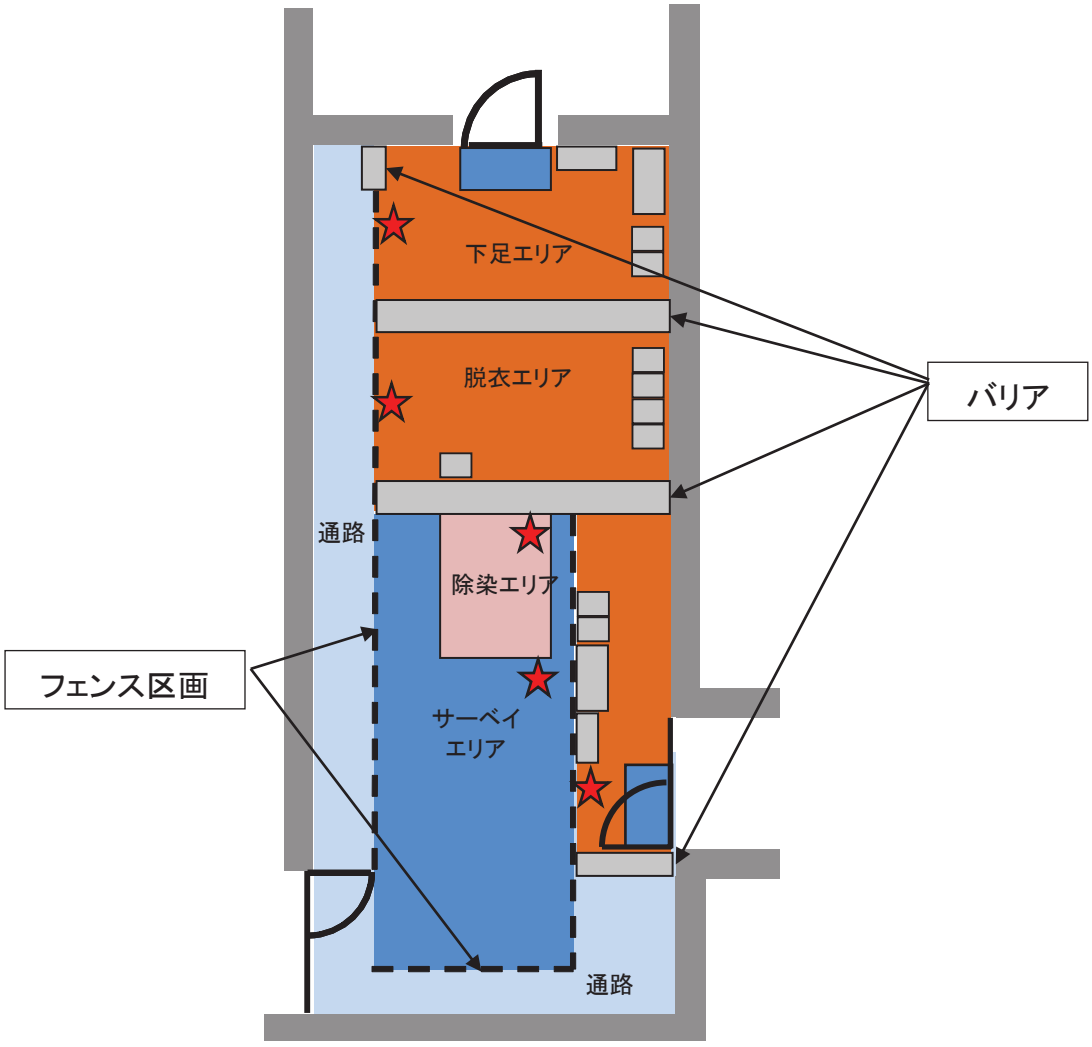


図 3.3-7　チェンジングエリア設営状況

：ＳＡ 範囲

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制御建屋内に設置し，図 3.3-8 のように，汚染の区分ごとにエリアを区画し，汚染を管理する。

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

図 3.3-8 のようにチェンジングエリア内に空気の流れをつくることで脱衣による汚染拡大を防止する。

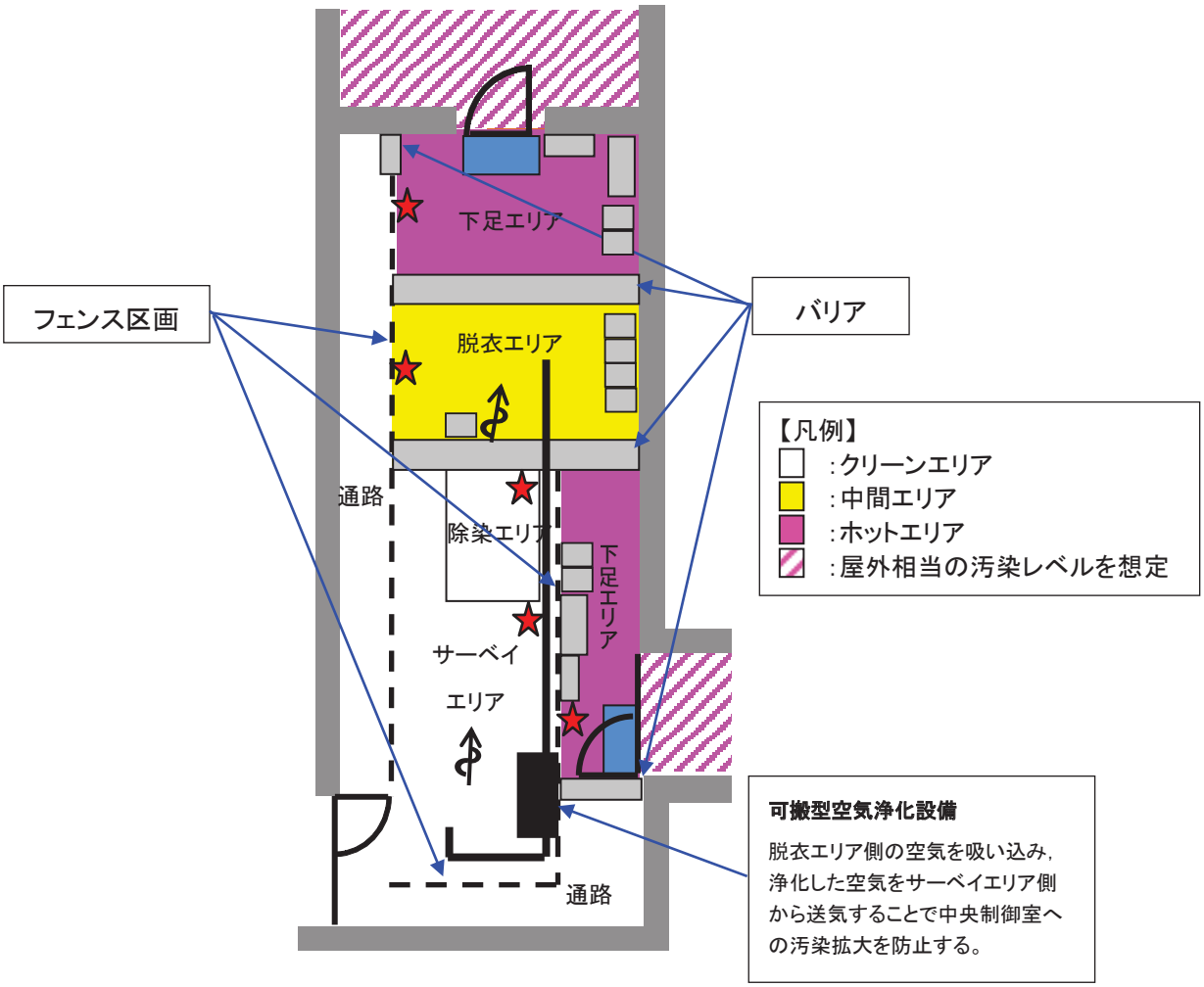


図 3.3-8　中央制御室チェンジングエリアの空気の流れ

：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は与えないようにする。ただし，中央制御室から緊急に現場に行く必要がある場合は，張り替え途中であっても，退室する要員は防護具を着用していることから，退室することは可能である。

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

(7) 汚染の管理基準

表 3.3-3 のとおり，状況に応じた汚染の管理基準を運用する。

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

表 3.3-3　汚染の管理基準

状況		汚染の管理基準※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/cm²）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：計測器の仕様や校正により計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/cm² 相当。

※3：120Bq/cm² 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/cm² 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

中央制御室におけるマスクの着用の判断基準は表 3.3-4 のとおりとする。

事故直後の運転員操作の輻輳を鑑みるとマスク着用の判断に迷わないことが最優先であることから，炉心損傷の判断後に運転員の中央制御室滞在時及び現場作業を実施する場合において，全面マスク等を着用する。

表 3.3-4　マスクの着用の判断基準

判断情報	判断方法	判断主体
炉心損傷を判断した場合	格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）で原子炉格納容器内のガンマ線線量率が，設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍を超えた場合，又は格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で 300℃以上を確認した場合	中央制御室 発電課長

(9) 乾電池内蔵型照明

チェンジングエリア設置場所付近の全照明が消灯した場合に乾電池内蔵型照明を使用する。乾電池内蔵型照明は，脱衣，汚染検査，除染時に必要な照度を確保するために表 3.3-5 に示す数量及び仕様とする。

表 3.3-5　チェンジングエリアの乾電池内蔵型照明

	保管場所	数量	仕様
乾電池内蔵型照明 	中央制御室	5 台（ 予備 1 台）	電源：乾電池（単一×4） 点灯可能時間： 約11時間 （ 消灯した場合，予備を点灯させ， 乾電池交換を実施する。）

(10) チェンジングエリアのスペースについて

中央制御室における現場作業を行う運転員は，2 名 1 組で 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約 15 分であり，全ての要員が汚染している場合（局所的に汚染し，拭き取りによる除染を行う者を 3 名，広範囲に汚染し，簡易シャワーによる除染を行う者を 1 名と想定）でも約 34 分であることを確認している。

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

：ＳＡ 範囲

(11) 放射線管理班の緊急時対応のケーススタディー

放射線管理班は，チェンジングエリアの設置以外に，可搬型代替モニタリングポストの設置（最大380分），可搬型モニタリングポストの設置（最大90分），代替気象観測設備の設置（210分）を行うことを想定している。これら対応項目の優先順位については，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，チェンジングエリアの設営を優先し，次に可搬型代替モニタリングポスト等の設置を行うことになる。また，夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合で，原子力災害対策特別措置法第10条発生直後から周辺環境が汚染してしまうような事象が発生した場合（ケース②）は，参集に12時間かかるとして，参集要員の放射線管理班6名が参集後，チェンジングエリアの設営を優先し，次に可搬型代替モニタリングポスト等の設置を行うことになる。

・ケース①（平日の勤務時間帯の場合）

経過時間[時間]				0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
対応項目	要員	参集前	参集後	事象発生▼ 要員参集▼ 10条▼												
		0	6													
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理班		2(A)													
可搬型代替モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(A)													
可搬型モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(B)													
代替気象観測設備の設置	放射線管理班		2(C)													
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(B)													
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(C)													

・ケース②（夜間・休日（平日の勤務時間帯以外）に事故が発生した場合）

経過時間[時間]				0	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22
対応項目	要員	参集前	参集後	事象発生▼ 10条▼	要員参集▼										
		0	6												
状況把握（モニタリングポストなど）	放射線管理班		2(A)												
可搬型代替モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(A)												
可搬型モニタリング設備の設置	放射線管理班		2(B)												
代替気象観測設備の設置	放射線管理班		2(C)												
緊急時対策所チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(B)												
中央制御室チェンジングエリアの設営	放射線管理班		2(C)												

：ＳＡ 範囲

3.4　中央制御室への地震及び火災等の影響

地震，自然災害（竜巻等），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

２号炉中央制御室の制御盤付近で被災した場合，運転員は制御盤への誤接触，運転員自身の転倒を防止するため，制御盤の手摺にて安全を確保するとともに警報発信状況等の把握に努める。また地震時においても運転員が必要な監視操作を行うことができるよう，中央制御室は基準地震動Ssに対し耐震性を有する制御建屋3階に設置するとともに，制御盤は必要な耐震性を有する設計とする。

○火災

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

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

○溢水

中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。万が一，火災が発生したとしても，運転員が火災状況を確認し，消火器にて初期消火を行うこととしているため，消火活動に伴う内部溢水による影響はない。

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

：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	中央制御室での運転操作に与える影響
内部火災（地震起因含む）	火災による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室にて火災が発生しても速やかに消火できるよう，「運転員が火災状況を確認し，二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内文書に定めることとしているため，中央制御室の機能は維持される。 （詳細については，設置許可基準規則第８条「火災による損傷の防止」に関する適合状況説明資料を参照）
内部溢水（地震起因含む）	溢水による中央制御室内設備の機能喪失	中央制御室には溢水源がないことを確認している。 火災が発生したとしても，「運転員が火災状況を確認し，二酸化炭素消火器にて初期消火を行う」ことを社内文書に定めることとしているため，内部溢水による影響がないことを確認している。 制御建屋内の蒸気配管については，溢水ガイドに基づき想定破損の除外が適応されることを確認している。 （詳細については，設置許可基準規則第９条「溢水による損傷の防止等」に関する適合状況説明資料を参照）
地震	地震時の誤接触等による誤操作	地震発生時の対応として「運転員は地震が発生した場合，制御盤から離れて誤接触を防止するとともに，制御盤の手摺にて身体の安全確保に努める」ことを社内文書に定めることとしている。
地震 風（台風） 竜巻 凍結 降水 積雪 落雷 地すべり	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	外部電源喪失においても，中央制御室の照明は，非常用ディーゼル発電機から給電され※，蓄電池からの給電により点灯する直流非常灯も備えており，機能が喪失することはない。また，乾電池式の可搬型照明を備えており，機能が喪失することはない。 （詳細については，設置許可基準規則第11条「安全避難通路等」に関する適合状況説明資料を参照） ※非常用ディーゼル発電機は各自然現象に対して，外部電源喪失の有無によらず健全性が確保されることを確認している。 地震：設計基準地震動に対して，耐震Sクラス設計であるため，健全性が確保される。 風(台風)：設計基準の風速による風圧に対して，外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 竜巻：設計基準の竜巻風速による複合荷重（風圧，気圧差，飛来物衝撃力）に対して，外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 凍結（低温）：制御建屋換気空調設備により温度制御されているため，本体設備への影響はない。屋外の軽油タンクは外気温の影響を受けにくい地下式としており，凍結等が発生しない設計としている。 降水：設計基準の降水に対して，外郭その他による防護で健全性が確保されることを確認。 積雪：設計基準の積雪による堆積荷重に対して，外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。 落雷：設計基準の雷撃電流値に対して，避雷針や保安器等による防護で健全性が確保されることを確認。 地すべり：女川原子力発電所には地すべり，土石流並びにがけ崩れを起こすような地形は存在しない。

59-8-3-23

：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	中央制御室での運転操作に与える影響
火山	外部電源喪失による照明等の所内電源の喪失	火山：設計基準の降下火砕物の堆積荷重に対して，外殻その他による防護で健全性が確保されることを確認。また，給気系はフィルタ交換等により閉塞せず健全性が確保されることを確認。 森林火災：防火帯の内側にあるため延焼せず，熱影響を評価して健全性が確保されることを確認。また，ばい煙に対してもフィルタにより健全性が確保されることを確認。
外部火災（森林火災）		
凍結	低温による中央制御室内設備が凍結することによる機能喪失	中央制御室換気空調系により温度制御されているため，中央制御室への影響はない。 （詳細については，設置許可基準規則第６条「外部からの衝撃による損傷の防止（凍結）」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換気空調系への影響	外部の状況を監視カメラ等で確認し，中央制御室内の有毒ガス・降下火砕物等が流入する可能性がある場合，及び中央制御室内において有毒ガスが流入したことを煙や異臭で確認した場合は，中央制御室換気空調系を手動で事故時運転モードへ切り替えることで外気を遮断できることから，中央制御室への影響はない。この場合の酸素濃度・二酸化炭素濃度への影響を【補足１】に示す。ただし，影響が長期化する場合は，必要に応じて一時的に外気を取り入れて換気する。 なお，外部火災時の有毒ガスについては，２号炉中央制御室外気取入口における濃度が IDLH（急性の毒性限界濃度（30 分曝露によって生命及び健康に対する即時の危険な影響を与える曝露レベルの濃度限度値））以下となるため，外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 外部火災以外の有毒ガスについても，敷地外有毒ガス及び敷地内屋内貯蔵有毒物質が影響を及ぼすことはなく，敷地内屋外設備からの有毒ガス，窒素ガスの濃度は外気取入口において判定基準以下となるため，同様に外気遮断運転の有無によらず問題とはならない。 （詳細については，設置許可基準規則第６条「外部からの衝撃による損傷の防止（外部火災）」，設置許可基準規則第６条「外部からの衝撃による損傷の防止（有毒ガス）」，設置許可基準規則第６条「外部からの衝撃による損傷の防止（火山）」に関する適合状況説明資料を参照）
外部火災（森林火災）有毒ガス	ばい煙や有毒ガスの発生による中央制御室内換気設備への影響	

59-8-3-24

：ＤＢ 範囲

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

1. 概要

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

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

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　空調設備編」に基づき，酸素濃度について評価した。

a. 評価条件

・在室人員　7 名
・中央制御室バウンダリ容積　8,800m^3
・空気流入はないものとする。
・初期酸素濃度　20.95%
・1 人当りの呼吸量は，事故時の運転操作を想定し，歩行時の呼吸量を適用して，24L/min とする。
・許容酸素濃度　18%以上（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 566 時間外気取入を遮断したままでも，中央制御室内に滞在する運転員の操作環境に影響を与えない。

表 1　外気隔離時の酸素濃度（設計基準事故及び重大事故時）

時間	6 時間	12 時間	24 時間	566 時間
酸素濃度	20.9%	20.8%	20.8%	18.0%

59-8-3-25

：ＤＢ 範囲
：ＳＡ 範囲

(2) 二酸化炭素濃度

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

a. 評価条件

・在室人員　7名

・中央制御室バウンダリ容積　8,800m^3

・空気流入はないものとする。

・初期二酸化炭素濃度　0.03%

・1 人あ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/min とする。

・許容二酸化炭素濃度　1.0%以下（労働安全衛生規則の許容炭酸ガス濃度 1.5%に余裕を見た数値）

なお，米国での研究レポート（U.S. Naval Medical Research Lab. Report No.228）には，1.5%環境下に 42 日間滞在しても，生理学的な機能や精神運動機能の明らかな低下はないとされている。

また，消防庁が発行している通知文書「二酸化炭素消火設備の安全対策について(通知)」（平成 8 年 9 月 20 日）には，2%未満において，はっきりした影響は認められないとされている。（表 2 参照）

59-8-3-26

：ＤＢ 範囲

：ＳＡ 範囲

表 2　二酸化炭素の濃度と人体への影響
（「二酸化炭素消火設備の安全対策について（通知）」より抜粋）

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

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 3 のとおりであり，265 時間外気取入を遮断したままでも，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 3　外気隔離時の二酸化炭素濃度（設計基準事故及び重大事故時）

時間	6 時間	12 時間	24 時間	265 時間
二酸化炭素濃度	0.06%	0.08%	0.12%	1.00%

：ＤＢ 範囲

：ＳＡ 範囲

3.5 中央制御室待避所のデータ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ

表3.5-1 データ表示装置（待避所）で確認できるパラメータ（1／10）

目　的	対象パラメータ
炉心反応度の状態確認	ＡＰＲＭレベル（平均）
	ＡＰＲＭ（Ａ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｂ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｃ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｄ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｅ）レベル
	ＡＰＲＭ（Ｆ）レベル
	ＳＲＮＭ（Ａ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｂ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｃ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｄ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｅ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｆ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｇ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ｈ）対数計数率
	ＳＲＮＭ（Ａ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｂ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｃ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｄ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｅ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｆ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｇ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ｈ）計数率高高
	ＳＲＮＭ（Ａ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｂ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｃ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｄ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｅ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｆ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｇ）線形％出力
	ＳＲＮＭ（Ｈ）線形％出力
	全制御棒全挿入

59-8-3-28

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	原子炉圧力(広帯域)ＢＶ
	原子炉圧力(広帯域)Ａ
	原子炉圧力(広帯域)Ｂ
	原子炉水位(広帯域)ＰＢＶ
	原子炉水位(広帯域)Ａ
	原子炉水位(広帯域)Ｂ
	原子炉水位(燃料域)ＰＢＶ
	原子炉水位(燃料域)Ａ
	原子炉水位(燃料域)Ｂ
	ＰＬＲポンプ（Ａ）入口温度
	ＰＬＲポンプ（Ｂ）入口温度
	ＳＲＶ　開
	ＲＨＲポンプ（Ａ）出口流量
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）出口流量
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）出口流量
	ＬＰＣＳポンプ出口流量
	ＨＰＣＳポンプ出口流量
	ＲＣＩＣポンプ出口流量
	ＨＰＡＣポンプ出口流量
	ＲＨＲヘッドスプレイライン洗浄流量
	ＲＨＲＢ系格納容器冷却ライン洗浄流量
	ＲＨＲ熱交換器（Ａ）冷却水入口流量
	ＲＨＲ熱交換器（Ｂ）冷却水入口流量
	ＲＣＷ　Ａ系　系統流量
	ＲＣＷ　Ｂ系　系統流量

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
炉心冷却の状態確認	６．９ｋＶ母線６－２Ａ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｂ電圧
	６．９ｋＶ母線６－Ｅ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＡ１電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＡ２電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＢ１電圧
	６．９ｋＶ母線６－２ＳＢ２電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｃ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｄ電圧
	６．９ｋＶ母線６－２Ｈ電圧
	Ｄ／Ｇ　２Ａ　しゃ断器投入
	Ｄ／Ｇ　２Ｂ　しゃ断器投入
	ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ　しゃ断器投入
	復水貯蔵タンク水位
	原子炉圧力容器温度（原子炉圧力容器胴フランジ下部温度）
	原子炉圧力容器温度（給水ノズルＮ４Ｂ温度）
	原子炉圧力容器温度（給水ノズルＮ４Ｄ温度）
	原子炉圧力容器温度（原子炉圧力容器下鏡上部温度）
	原子炉圧力容器温度（原子炉圧力容器下鏡下部温度）

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	ドライウェル圧力（広帯域）（最大）
	ドライウェル圧力
	圧力抑制室圧力（最大）
	圧力抑制室圧力
	ＲＰＶベローシール部周辺温度（最大）
	圧力抑制室水位（ＢＶ）
	圧力抑制室水位Ａ
	圧力抑制室水位Ｂ
	圧力抑制室内空気温度Ａ
	圧力抑制室内空気温度Ｂ
	圧力抑制室内空気温度Ｃ
	圧力抑制室内空気温度Ｄ
	サプレッションプール水温（最大）
	サプレッションプール水温度（11°）
	サプレッションプール水温度（34°）
	サプレッションプール水温度（56°）
	サプレッションプール水温度（79°）
	サプレッションプール水温度（101°）
	サプレッションプール水温度（124°）
	サプレッションプール水温度（146°）
	サプレッションプール水温度（169°）

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	サプレッションプール水温度（191°）
	サプレッションプール水温度（214°）
	サプレッションプール水温度（236°）
	サプレッションプール水温度（259°）
	サプレッションプール水温度（281°）
	サプレッションプール水温度（304°）
	サプレッションプール水温度（326°）
	サプレッションプール水温度（349°）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ａ（０～３０％）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ｂ（０～３０％）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ａ（０～１００％）
	ＣＡＭＳ水素濃度Ｂ（０～１００％）
	格納容器内水素濃度Ａ（Ｄ／Ｗ）
	格納容器内水素濃度Ａ（Ｓ／Ｃ）
	格納容器内水素濃度Ｂ（Ｄ／Ｗ）
	格納容器内水素濃度Ｂ（Ｓ／Ｃ）
	ＣＡＭＳ酸素濃度Ａ
	ＣＡＭＳ酸素濃度Ｂ
	ＣＡＭＳ（Ａ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ）
	ＣＡＭＳ（Ｂ）サンプル切替（Ｄ／Ｗ）
	Ｄ／Ｗ放射線モニタＡ
	Ｄ／Ｗ放射線モニタＢ
	Ｓ／Ｃ放射線モニタＡ
	Ｓ／Ｃ放射線モニタＢ
	ＲＨＲ　Ａ系格納容器スプレイ隔離弁開
	ＲＨＲ　Ｂ系格納容器スプレイ隔離弁開
	ＲＨＲポンプ（Ａ）出口圧力
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）出口圧力
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）出口圧力
	ＨＰＣＳポンプ出口圧力
	ＬＰＣＳポンプ出口圧力
	ＲＣＩＣポンプ出口圧力
	ＲＣＩＣポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
	ＨＰＡＣポンプ出口圧力
	ＨＰＡＣタービン入口蒸気圧力

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
格納容器内の状態確認	ドライウェル雰囲気温度（ドライウェルフランジ部（0℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ドライウェルフランジ部（180℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ＳＲＶ搬出入口上部周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（所員用エアロック上部周囲温度）
	ドライウェル雰囲気温度（電気ペネ部（45℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（電気ペネ部（225℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（315℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（機器搬出入用ハッチ下部（135℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（制御棒駆動機構搬出入口下部周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル内（90℃）周辺温度）
	ドライウェル雰囲気温度（ペデスタル内（270℃）周辺温度）
	復水移送ポンプ出口圧力
	ドライウェル水位Ａ（2cm）
	ドライウェル水位Ｂ（2cm）
	ドライウェル水位Ａ（23cm）
	ドライウェル水位Ｂ（23cm）
	ドライウェル水位Ａ（44cm）
	ドライウェル水位Ｂ（44cm）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（0.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（1.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（1.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.0m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.5m）
	原子炉格納容器下部水位Ａ（2.8m）
	原子炉格納容器下部水位Ｂ（2.8m）
	原子炉格納容器下部注水流量
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（Ａ）
	原子炉格納容器代替スプレイ流量（Ｂ）

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
放射能隔離の状態確認	スタック放射線モニタ（ＩＣ）Ａ
	スタック放射線モニタ（ＩＣ）Ｂ
	スタック放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ａ
	スタック放射線モニタ（ＳＣＩＮ）Ｂ
	主蒸気管放射能高高Ａ１
	主蒸気管放射能高高Ａ２
	主蒸気管放射能高高Ｂ１
	主蒸気管放射能高高Ｂ２
	ＰＣＩＳ内側隔離
	ＰＣＩＳ外側隔離
	ＭＳＩＶ（第１）全弁開
	主蒸気第１隔離弁（Ａ）開
	主蒸気第１隔離弁（Ｂ）開
	主蒸気第１隔離弁（Ｃ）開
	主蒸気第１隔離弁（Ｄ）開
	ＭＳＩＶ（第２）全弁開
	主蒸気第２隔離弁（Ａ）開
	主蒸気第２隔離弁（Ｂ）開
	主蒸気第２隔離弁（Ｃ）開
	主蒸気第２隔離弁（Ｄ）開
環境の情報確認	ＳＧＴＳ　Ａ系動作
	ＳＧＴＳ　Ｂ系動作
	ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）Ａ
	ＳＧＴＳ放射線モニタ（ＩＣ）Ｂ
	放水口モニタ（２号機）
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ１

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
環境の情報確認	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ２
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ３
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ４
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ５
	モニタリングポストＩＣ線量率Ｈ６
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ１
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ２
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ３
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ４
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ５
	モニタリングポストＮａＩ線量率Ｌ６
	風向（観測鉄塔）
	風向（露場観測）
	風速（観測鉄塔）
	風速（露場観測）
	大気安定度
非常用炉心冷却系（ＥＣＣＳ）の状態等	ＡＤＳ　Ａ系作動
	ＡＤＳ　Ｂ系作動
	ＲＣＩＣタービン止め弁開
	ＬＰＣＳポンプ　運転中
	ＨＰＣＳポンプ　運転中
	ＲＨＲポンプ（Ａ）　運転中
	ＲＨＲポンプ（Ｂ）　運転中
	ＲＨＲポンプ（Ｃ）　運転中
	ＲＨＲ　Ａ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開
	ＲＨＲ　Ｂ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開
	ＲＨＲ　Ｃ系ＬＰＣＩ注入隔離弁開
	総給水流量
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+7,010㎜）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,810㎜）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+6,000㎜）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+5,000㎜）］

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+4,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+3,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+2,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端+1,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-1,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-2,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-3,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（燃料ラック上端-4,000mm）］
	使用済燃料プール水位・温度（ヒートサーモ式） ［使用済燃料プール温度（プール底部付近）］
使用済燃料プールの状態確認	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ［使用済燃料プール水位（燃料ラック上端-4300mm～+7300mm）］
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ［使用済燃料プール上部温度］
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ［使用済燃料プール下部温度］
	燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）
	燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）

：ＳＡ範囲

目　的	対象パラメータ
水素爆発による格納容器の破損防止確認	フィルタ装置出口水素濃度（０～３０％）
	フィルタ装置出口水素濃度（０～１００％）
	フィルタ装置水位（A）（広帯域）
	フィルタ装置水位（B）（広帯域）
	フィルタ装置水位（C）（広帯域）
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
	フィルタ装置水温度（A）
	フィルタ装置水温度（B）
	フィルタ装置水温度（C）
	フィルタ装置出口放射線モニタ（A）
	フィルタ装置出口放射線モニタ（B）
水素爆発による原子炉建屋の損傷防止確認	原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度A）
	原子炉建屋内水素濃度（原子炉建屋オペレーティングフロア水素濃度B）
	原子炉建屋内水素濃度（バルブラッピング室）
	原子炉建屋内水素濃度（所員用エアロック前室）
	原子炉建屋内水素濃度（ＣＲＤ補修室）
	原子炉建屋内水素濃度（計装ペネトレーション室）
	原子炉建屋内水素濃度（トーラス室）
	静的触媒式水素再結合装置１動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置１動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置８動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置８動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置12動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置12動作監視装置出口温度
	静的触媒式水素再結合装置19動作監視装置入口温度
	静的触媒式水素再結合装置19動作監視装置出口温度

：ＳＡ範囲

3.6　中央制御室の共用取止めに伴う中央制御室居住性への影響について

1. はじめに

女川原子力発電所 2 号炉中央制御室については，申請時の計画において，隣接する 1 号炉と共用する設計としていたが,その後,中央制御室の共用を取り止め,1,2 号炉中央制御室間に，扉を有する分離壁を設置することとした旨，平成 30 年 4 月の審査会合において説明している。

上記，中央制御室の共用取止めに伴い，2 号炉中央制御室居住性に関して変更となる箇所と，その影響等について，以下に示す。

2. 中央制御室の共用取止めに伴い変更となる事項

中央制御室の共用取止めに伴い，2 号炉中央制御室居住性に関して変更となる箇所は以下のとおり。また，中央制御室の共用取止めの概要を図 3.6-1 に示す。

・1,2 号炉中央制御室間への分離壁，扉の設置
・2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数の変更
・中央制御室換気空調系バウンダリの縮小（14,000m^3⇒8,900m^3）
・被ばく評価上考慮する中央制御室遮蔽位置の変更

図 3.6-1　中央制御室共用取止めの概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-8-3-38

3. 分離壁及び扉の運用等について

(1)分離壁及び扉の機能

1,2 号炉中央制御室間に設置する分離壁及び扉は，基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計とするほか，厚さ 400㎜以上の普通コンクリートと同等以上の遮蔽性を有する設計とする。また，扉は，機器の搬出入時及び人の通行（緊急時）を可能とするため，機器搬入扉とマンドアの 2 種類の扉を設置し，内部溢水，内部火災，有毒ガス及び被ばく評価の観点から，水密性（4m水頭），耐火性（3 時間），気密性及び遮蔽性（厚さ 400㎜の普通コンクリートと同等以上）を有する設計とする。なお，扉の開閉状態については，中央制御室の運転員にて表示等により認知可能な設計とする。

(2)扉の運用

扉は，内部溢水，内部火災，有毒ガス及び被ばく評価の観点から，事象発生時には閉止要求があるため，事象発生時の開操作は行わない運用とする。通常時においては，機器の搬出入及び人の通行（緊急時）に使用する。

4. 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数の変更について

中央制御室の共用取止めに伴い，プルーム通過時において 2 号炉中央制御室待避所に待避する要員数を 1,2 号炉運転員の合計 10 名から，2 号炉運転員の 7 名へ変更し，1 号炉運転員 4 名は，緊急時対策所に待避する運用へ変更する。(表 3.6-1 参照）変更の経緯を以下に示す。

なお，2 号炉中央制御室待避所の設計は，従来のまま 12 名が収容可能な設計とすることで，設計上の影響はない。

(1)変更前（中央制御室共用）

変更前（中央制御室共用）においては，1 名の発電課長のもと，1,2 号炉それぞれの運転員が監視又は操作を行う体制としており，プルーム通過時には，1,2 号炉運転員が 2 号炉中央制御室待避所へ待避することとしていた。

(2)変更後（中央制御室共用取止め）

中央制御室の共用取止めに伴い，中央制御室を物理的に分離することとしたこと，また発電課長を各号炉に 1 名配置することで，指揮系統としても号炉ごとに独立させることとしたことから，プルーム通過時には，1 号炉運転員は，3 号炉運転員と同様に，緊急時対策所に待避することとした。なお，緊急時対策所に待避することは，被ばくの観点からも優位性がある。

表 3.6-1　プルーム通過時における 1,2 号炉運転員※1 の待避先

変更前（共用）

	待避先（カッコ内は人数）	
	1 号炉運転員	2 号炉運転員
発電課長※2	2 号炉中央制御室待避所(1)	
発電副長	2 号炉中央制御室待避所(1)	2 号炉中央制御室待避所(1)
運転員	2 号炉中央制御室待避所(2)	2 号炉中央制御室待避所(5)

変更後（共用取止め）

	待避先（カッコ内は人数）	
	1 号炉運転員	2 号炉運転員
発電課長※2	緊急時対策所(1)	2 号炉中央制御室待避所(1)
発電副長	緊急時対策所(1)	2 号炉中央制御室待避所(1)
運転員	緊急時対策所 (2)	2 号炉中央制御室待避所(5)

※1 運転員の人数は 1 号炉停止時，2 号炉運転時の人数を示す。
※2 当初 1，2 号炉合わせて 1 名配置していたが，共用取止めに伴い，1,2 号炉それぞれに配置する。

5. 空調バウンダリの縮小及び中央制御室遮蔽位置の変更について

図 3.6-1 に示すとおり，中央制御室換気空調系バウンダリの縮小及び被ばく評価上考慮する中央制御室遮蔽位置が変更となる。これについては，中央制御室居住性に係る被ばく評価の評価条件を変更のうえ再評価を実施し，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。

評価の詳細については「女川原子力発電所 2 号炉　原子炉制御室について　別添 2 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」及び「重大事故等対処設備について（補足説明資料）59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について」に示す。

3.7　2 号炉重大事故等時の 1,3 号炉における要員の待避先やプラントの対応・監視について

女川 2 号炉重大事故等時の他号炉の対応において，原子炉格納容器フィルタベント系を作動させる際は，プルームによる屋外環境の悪化等が懸念されるため，1 号炉及び 3 号炉運転員は緊急時対策所へ一旦待避することとしている。それら対応について以下にまとめた。図 3.7-1 に女川原子力発電所 2 号炉中央制御室と他号炉中央制御室の配置図を示す。

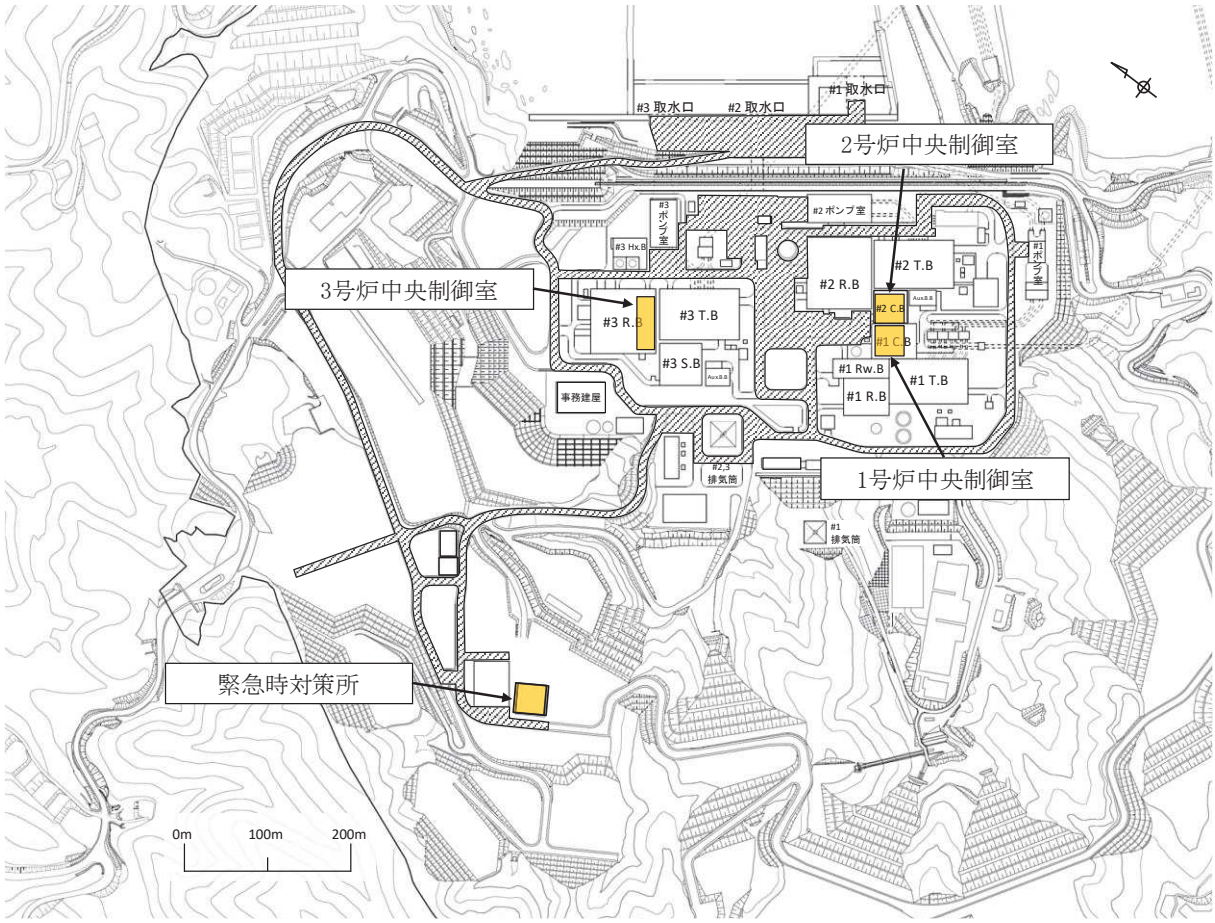


図 3.7-1　女川原子力発電所 1～3 号炉中央制御室配置図

1．1 号炉及び 3 号炉の対応と要員

1 号炉及び 3 号炉の運転員は，女川 2 号炉において重大事故等が発生した場合，必要に応じて各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施する。具体的には，燃料プール水位の監視を実施するとともに，スロッシングや崩壊熱による燃料プール水の蒸発に伴う水位低下に対し，常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。

これらの対応は，時間的余裕がある中で実施されることから，2 号炉におけるベント実施の際は，1 号炉及び 3 号炉運転員は緊急時対策所へ一旦待避し，プルームの影響が少なくなったことを確認した上で各中央制御室に戻り，監視及び必要な対応を再開する。

【参考】1,3 号炉の使用済燃料プールの水位変動評価について

1．1，3号炉の使用済燃料プールの水位変動評価について

参考表1　1，3号炉の必要な水量

	1 号炉	3 号炉
	停止中※1	停止中※1
	SFP	SFP
炉心燃料	全燃料取り出し	全燃料取り出し
原子炉圧力容器／プールゲート状態※2	開放（プールゲート開）	開放（プールゲート開）
水位	ウェル満水 （オーバーフロー水位）	ウェル満水 （オーバーフロー水位）
想定するプラントの状態	スロッシングによる漏えい＋全交流動力電源喪失	スロッシングによる漏えい＋全交流動力電源喪失
事象初期に喪失を想定する水量［m^3］※3	212	212
65℃到達までの時間［h］	316	366
100℃到達までの時間［h］	750（約 31 日）	869（約 36 日）
必要な注水量①［m^3@168h］※4	不要	不要
必要な注水量②［m^3@168h］※4	212	212
通常運転水位（オーバーフロー水位）から必要な遮蔽水位※5までの水位差［m］	1.3	1.3
事故発生から必要な遮蔽水位まで水位が低下する時間［h］	1964（約 81 日）	2217（約 92 日）
事故発生から TAF 到達までの時間［h］	6445（約 268 日）	7401（約 308 日）

※1　1号及び3号炉については，平成 29 年 4 月 1 日時点の崩壊熱により評価。2号炉については，燃料交換等を考慮した燃料取出スキームにより崩壊熱を算出し評価。

※2　1号及び3号炉は原子炉停止中を想定するため「プールゲート開」とする。

※3　1号及び3号炉は，2号炉の使用済燃料プール，原子炉ウェル及び蒸気乾燥器/気水分離器ピット（以下「DS ピット」という。）からのスロッシング量に基づき溢水量を設定（1号炉の使用済燃料プール，原子炉ウェル及び DS ピットは2号炉に比べて保有水量やプール表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる。3号炉の使用済燃料プール，原子炉ウェル及び DS ピットは保有水量やプール表面積が2号炉と同程度であり，溢水量は2号炉と同程度と考えられる。）。

※4　「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後の水位維持に必要な注水量。

※5　2号炉の使用済燃料プールの必要な遮蔽水位については，燃料有効長頂部より約 6.1m 以上水位を有していれば，燃料取替床高さの線量率が緊急時作業被ばく限度（100mSv）から十分余裕のある 10mSv/h 未満となるため，通常水位からの許容水位低下量は約 1.3m とする。必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は，原子炉建屋最上階での操作時間から設定している。原子炉建屋最上階での運転員及び重大事故等対応要員が実施する重大事故等対策の操作時間は 3.5 時間（保管場所と原子炉建屋最上階の移動時間を含む）以内であることを考慮すると，被ばく量は最大でも 35mSv となるため，緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。なお，1号及び3号炉の使用済燃料プールの必要な遮蔽水位については，保守的に2号炉の評価結果を採用。（2号炉の必要な遮蔽水位の評価は，使用済制御棒ハンガ及びラックに使用済制御棒が全て満たされた状態及び燃料貯蔵ラックに燃料が全て満たされた状態を設定していることなどから，1号及び3号炉の許容水位低下量は2号炉よりも大きくなると考えられる。）

59-9

原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

目　　次

26 条別添 2 参照　　本資料

1．中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について　26 条-別添 2-1-1
1.1 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-1
1.2 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-1
1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-1
1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-1
1.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-2
1.4.1.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路①）・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-2
1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく（経路②）　・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-2
1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-4
1.4.2 入退域時の被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-4
1.4.2.1 建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく（経路④）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-4
1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-4
1.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　26 条-別添 2-1-5

2．中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-1
2.1 評価事象・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-1
2.2 大気中への放出量の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-2
2.3 大気拡散の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-3
2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-4
2.4.1 中央制御室内での被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-5
2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-5
2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-5
2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-5
2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-2-5

26 条別添 2 参照　　本資料

2.4.2 入退域時の被ばく・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6
2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6
2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6
2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6
2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-6
2.5 評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-2-7

添付資料１　中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 26 条-別添 2-添 1-1-1
1-1　中央制御室の居住性（設計基準事故）に係る被ばく評価条件表・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 26 条-別添 2-添 1-1-1
1-2　被ばく評価に用いた気象資料の代表性について・・・・・ 26 条-別添 2-添 1-2-1
1-3　運転員の交替について・・・・・・・・・・・・・・・・・ 26 条-別添 2-添 1-3-1
1-4　内規※1との整合性について・・・・・・・・・・・・・・・ 26 条-別添 2-添 1-4-1

添付資料２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-1-1
2-1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-1-1
2-2　事象選定の考え方について・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-2-1
2-3　核分裂生成物の放出割合について・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-3-1
2-4　放射性物質の大気放出過程について・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-4-1
2-5　原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について・・・ 59-9-添 2-5-1
2-6　原子炉建屋の負圧達成時間について・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-6-1
2-7　被ばく評価に用いた気象資料の代表性について・・・・・・ 59-9-添 2-7-1
2-8　被ばく評価に用いる大気拡散評価について・・・・・・・・ 59-9-添 2-8-1
2-9　地表面への沈着速度の設定について・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-9-1
2-10　エアロゾル粒子の乾性沈着速度について・・・・・・・・・ 59-9-添 2-10-1
2-11　有機よう素の乾性沈着速度について・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-11-1
2-12　マスクによる防護係数について・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-12-1
2-13　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 59-9-添 2-13-1

2-14　放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-14-1
2-15　地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-15-1
2-16　室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-16-1
2-17　大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-17-1
2-18　原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について・・・・　59-9-添 2-18-1
2-19　原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-19-1
2-20　格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について・・　59-9-添 2-20-1
2-21　原子炉格納容器の漏えい率の設定について・・・・・・・・・・　59-9-添 2-21-1
2-22　制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-22-1
2-23　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・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-23-1
2-24　原子炉建屋の換気率について・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-24-1
2-25　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-25-1
2-26　審査ガイド※2への適合状況・・・・・・・・・・・・・・・・　59-9-添 2-26-1

（※１）原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）

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

２．中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価は，「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第 74 条抜粋）

> b）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
> ① 本規程第 37 条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
> ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
> ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
> ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

評価の結果，7 日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 51mSv，格納容器ベントを実施した場合で最大約 51mSv となった。なお，この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

このことから，判断基準である「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。

2.1 評価事象

女川原子力発電所２号炉においては，「想定する格納容器破損モードのうち、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」である「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失したシーケンス」においても，格納容器ベントを実施することなく事象を収束することのできる代替循環冷却系を整備している。しかしながら，被ばく評価においては，中央制御室の居住性評価を厳しくする観点から，代替循環冷却系を使用した場合のみならず，前述の「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失したシーケンス」において，原子炉格納容器フィルタベント系を経由した格納容器ベントを実施した場合も想定する。

2.2 大気中への放出量の評価

大気中へ放出される放射性物質の量は，上記 2.1 で示した事故シーケンスを想定し評価した。なお，原子炉格納容器から原子炉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屋への漏えい量を MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし，MAAP コードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中の放出量評価条件を設定し，放出量を評価した。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）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq](gross 値)	放出放射能量[Bq]（gross 値）
		原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}

表 2　大気中への放出放射能量（7 日間積算）
（格納容器ベントの実施を想定する場合）

核種グループ	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
	原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 9.6×10^{8}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.7×10^{8}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 6.3×10^{8}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.3×10^{8}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 7.9×10^{7}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 2.0×10^{7}	約 7.5×10^{10}

2.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては，女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月～2012 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]
原子炉格納容器フィルタベント系排気管（地上 36m）	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローアウトパネル（地上 0m）	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒（地上 80m）	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

2.4 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価

被ばく評価に当たっては，評価期間を事故発生後 7 日間とし，運転員が交替（5 直 3 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，本評価においては，1 直（1 日目）の中央制御室滞在開始時に事故が発生するものと想定した。

被ばく評価に当たって考慮した被ばく経路と被ばく経路のイメージを図 1 及び図 2 に示す。また，中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件を表 9 に，被ばく評価に係る換気空調設備の概略図を図 3 に示す。

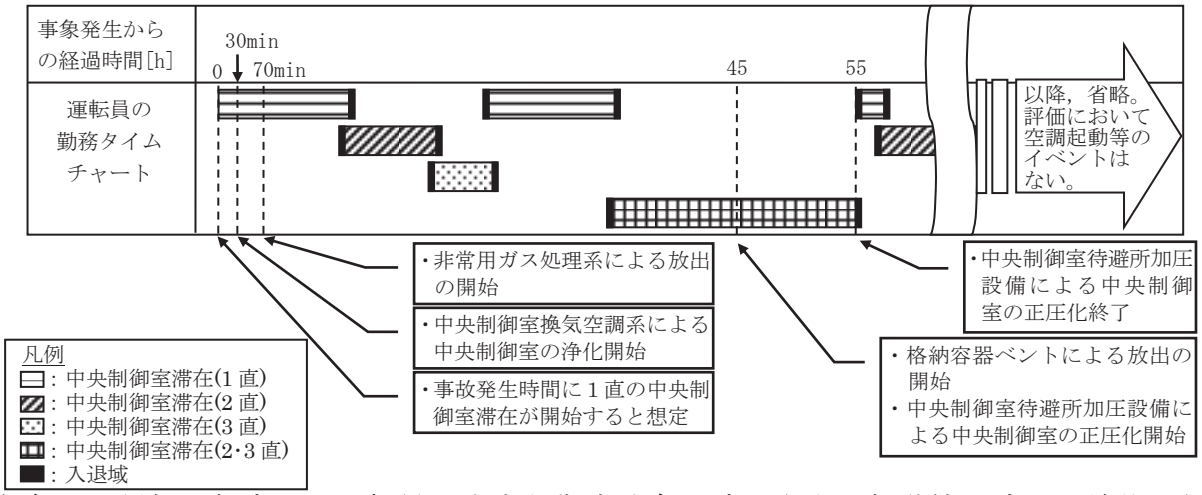
表 4　直交替サイクル

勤務	勤務時間	
1 直	21 時 30 分～9 時 00 分	11 時間 30 分
2 直	8 時 40 分～16 時 50 分	8 時間 10 分
3 直	16 時 30 分～21 時 50 分	5 時間 20 分
2 ・ 3 直	8 時 40 分～21 時 50 分	13 時間 10 分

表 5　直交替スケジュール例

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	滞在時間	入退域回数
A 班	2	23	3	／	1	1	休	49:40	10 回
B 班	3	／	1	1	休	休	2	36:30	8 回
C 班	日勤							0:00	0 回
D 班	1	1	休	休	2	23	3	49:40	10 回
E 班	休	休	2	23	3	／	1	38:10	8 回

※1 ： 1 直，　2 ： 2 直，　3 ： 3 直，　23 ： 2 ・ 3 直，
休 ： 休日，　日勤 ： 事務所勤務日



参考図　評価で想定した運転員の中央制御室滞在の時間や空調起動等の時間の前後関係

2.4.1 中央制御室内での被ばく

2.4.1.1 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等を踏まえて評価した。なお，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置は，原子炉建屋内に設置しているため，原子炉建屋の躯体により遮蔽されるため影響はない。

原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線については，QAD-CGGP2R コードを用い，スカイシャインガンマ線については ANISN コード及び G33-GP2R コードを用いて評価した。

2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果と建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）

地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果，地表面沈着効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて評価した。

2.4.1.4 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路④）

外気から中央制御室内に取り込まれた放射性物質による被ばくは，中央制御室内の放射性物質濃度を基に，放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの和として評価した。なお，内部被ばくの評価に当たっては，マスクの着用による防護効果を考慮した。また，格納容器ベントの際には運転員は図 4 に示す中央制御室待避所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）事故時運転モード（少量外気取入）：中央制御室換気空調系

中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）は，通常開いている外気取り入れダンパを閉止し，再循環させて放射性物質をフィルタにより低減し，フィルタを通した外気を少量取入れる運転モードである。具体的な系統構成を図 3 に示す。

中央制御室内の放射性物質濃度は事故時運転モード（少量外気取入）で評価している。

なお，中央制御室換気空調系の事故時運転モード（少量外気取入）への切り

換え時間については,運転操作や全交流動力電源喪失を想定した遅れを考慮し,有効性評価で設定した 30 分を起動遅れ時間として考慮した。

（２）中央制御室待避所加圧設備による中央制御室待避所の加圧

中央制御室待避所を中央制御室待避所加圧設備（以下,「加圧設備」という。）により正圧を維持することで，外気の流入を防止する効果を考慮した。

（３）中央制御室への外気の直接流入率

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は，保守的に換気率換算で 1.0 回／h を仮定して評価した。

2.4.2 入退域時の被ばく

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては，周辺監視区域境界から制御建屋中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は出入管理所と制御建屋出入口の 2 箇所とし，入退域ごとに各々の評価点に 7 分間及び 5 分間滞在するとして評価した。なお，原子炉格納容器フィルタベント系の屋外配管に付着した放射性物質からの影響についても，上記と同様の評価点及び滞在時間として評価した。

2.4.2.1 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑤）

事故期間中に原子炉建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは，評価点を屋外とすること以外は「2.4.1.1 原子炉建屋内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。

また，原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に付着した放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばくも上記と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑥）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.2 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路⑦）

中央制御室の壁等によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「2.4.1.3 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（経路③）」と同様な手法で実効線量を評価した。

2.4.2.4 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（経路⑧）

入退域時の内部被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量及び大気拡散効果を踏まえ評価した。なお，評価に当たってはマスクの着用による防護効果を考慮した。

2.5 評価結果のまとめ

代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の評価結果を表 6-1-1 及び表 6-1-2 に示す。また，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代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合で最大約 51mSv，格納容器ベントを実施した場合で最大約 51mSv となった。この評価結果は遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の評価としている。

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。

なお，参考として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に期待しない（DF=1）場合の評価結果について表 6-3 及び表 6-4 に示す。

表 6-1-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 6.2※4	23 直 約 2.7	3 直 約 1.4	－	1 直 約 1.3	1 直 約 1.2	－	約 13
B 班	3 直 約 5.3※4	－	1 直 約 1.9	1 直 約 1.5	－	－	2 直 約 0.87	約 9.5
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 46**※4	1 直 約 2.9	－	－	2 直 約 1.1	23 直 約 1.2	3 直 約 0.47※5	**約 51**
E 班	－	－	2 直 約 1.6	23 直 約 1.6	3 直 約 0.92	－	1 直 約 1.3※5	約 5.3

※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。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価
※3　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4　中央制御室内及び入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
※5　本評価において想定した直交替スケジュールでは，7 日目 3 直の班が中央制御室滞在中に，交替のために入域する 1 直勤務の班（本評価では 7 日目 1 直の班と同じ班を想定）が入域を終了した時点で評価期間終了（事象発生から 168 時間後）となる。本表では，評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理している。また，本表における 7 日目 3 直の被ばく線量は，7 日目 3 直の班が中央制御室滞在中に評価期間終了となることから，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量を示している。

表 6-1-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1※2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 7.1※3	23 直 約 4.8	3 直 約 2.3	－	1 直 約 3.2	1 直 約 2.9	－	約 21
B 班	3 直 約 6.0※3	－	1 直 約 3.8	1 直 約 3.5	－	－	2 直 約 2.0	約 16
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 520**※3	1 直 約 4.6	－	－	2 直 約 2.4	23 直 約 3.1	3 直 約 1.2※4	**約 530**
E 班	－	－	2 直 約 3.0	23 直 約 3.8	3 直 約 1.8	－	1 直 約 2.9※4	約 12

※1　入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※3　入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮
※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

表 6-2-1 各勤務サイクルでの被ばく線量
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 6.2※4	23 直 約 21	3 直 約 1.4	－	1 直 約 1.1	1 直 約 0.84	－	約 31
B 班	3 直 約 5.3※4	－	1 直 約 1.8	1 直 約 1.4	－	－	2 直 約 0.65	約 9.0
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 46**※4	1 直 約 2.9	－	－	2 直 約 0.88	23 直 約 0.84	3 直 約 0.34※5	**約 51**
E 班	－	－	2 直 約 1.6	23 直 約 1.3	3 直 約 0.79	－	1 直 約 0.98※5	約 4.6

※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。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価
※3　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4　中央制御室内及び入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
※5　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

表 6-2-2 各勤務サイクルでの被ばく線量
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）※1※2

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 7.1※3	23 直 約 25	3 直 約 2.0	－	1 直 約 1.6	1 直 約 1.2	－	約 37
B 班	3 直 約 6.0※3	－	1 直 約 3.0	1 直 約 2.4	－	－	2 直 約 0.75	約 13
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 520**※3	1 直 約 4.7	－	－	2 直 約 1.2	23 直 約 1.1	3 直 約 0.39※4	**約 520**
E 班	－	－	2 直 約 2.7	23 直 約 2.2	3 直 約 0.97	－	1 直 約 1.2※4	約 7.0

※1　入退域時においてマスク（PF=50）の着用を考慮
※2　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※3　入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮
※4　評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

表 6-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（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を DF=1 とした場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 8.7※4	23 直 約 5.2	3 直 約 3.0	－	1 直 約 3.1	1 直 約 2.8	－	約 23
B 班	3 直 約 7.5※4	－	1 直 約 4.0	1 直 約 3.5	－	－	2 直 約 2.2	約 17
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 55**※4	1 直 約 5.3	－	－	2 直 約 2.6	23 直 約 2.9	3 直 約 1.2※5	**約 66**
E 班	－	－	2 直 約 3.4	23 直 約 3.6	3 直 約 2.3	－	1 直 約 3.3※5	約 13

※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。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価
※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4 中央制御室内及び入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

表 6-4 各勤務サイクルでの被ばく線量（参考）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（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を DF=1 とした場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 8.7※4	23 直 約 24	3 直 約 3.0	－	1 直 約 2.8	1 直 約 2.5	－	約 41
B 班	3 直 約 7.5※4	－	1 直 約 3.3	1 直 約 3.3	－	－	2 直 約 2.0	約 16
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 55**※4	1 直 約 5.4	－	－	2 直 約 2.4	23 直 約 2.6	3 直 約 1.1※5	**約 66**
E 班	－	－	2 直 約 3.5	23 直 約 3.3	3 直 約 2.2	－	1 直 約 3.0※5	約 12

※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。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価
※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※4 中央制御室内及び入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

表 7-1-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.7×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 4.6×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-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 5.1×10^{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^{-2}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 5.3×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.1×10^{1}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-1-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.1×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.0×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.2×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.4×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-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 5.1×10^{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^{-2}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 5.3×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.3×10^{2}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-1 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.6×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 4.5×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-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 5.2×10^{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 5.7×10^{-3}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 5.4×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.1×10^{1}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 7-2-2 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.1×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.0×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.2×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.2×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-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 5.2×10^{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 5.7×10^{-3}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 5.4×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.2×10^{2}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-1 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.5×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 4.3×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-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 3.9×10^{-3}
	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^{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 5.0×10^{-5}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 4.6×10^{1}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-1-2 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.0×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.1×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-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 3.9×10^{-3}
	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^{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 5.0×10^{-5}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.2×10^{2}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-1 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.1×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.5×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 4.3×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-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 3.9×10^{-3}
	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^{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 5.0×10^{-5}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 4.6×10^{1}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 8-2-2 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮しない場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{-2}
	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 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.0×10^{2}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 4.9×10^{2}） （約 5.6×10^{0}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.1×10^{2}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-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 3.9×10^{-3}
	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^{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 5.0×10^{-5}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 2.3×10^{0}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 5.2×10^{2}

※1　遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表９　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（1/4）

項目			評価条件
停止時炉内内蔵量	発災プラント		2 号炉
	評価事象		大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗 ＋全交流動力電源喪失
	炉心熱出力		2,436MWt
	原子炉運転時間		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
	取替炉心の 燃料装荷割合		1 サイクル：0.229 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084
大気拡散	気象資料		女川原子力発電所における 1 年間の気象データ （2012 年 1 月～2012 年 12 月）（地上約 10m，地上約 71m）
	実効放出継続時間		全放出源：1 時間
	建屋巻き込み		【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 考慮する 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 考慮する 【排気筒】 巻込みの影響はないため考慮しない
	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		【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 地上 36m 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 地上 0m 【排気筒】 地上 80m※1
	着目方位	中央制御室 滞在時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系の給気口：5 方位 中央制御室中心：8 方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系の給気口：5 方位 中央制御室中心：6 方位 【排気筒】 中央制御室換気空調系の給気口：1 方位 中央制御室中心：1 方位
		入退域時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4 方位 制御建屋出入口：6 方位 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4 方位 制御建屋出入口：6 方位 【排気筒】 出入管理所：1 方位 制御建屋出入口：1 方位

※1 排気筒の放出源高さは，敷地境界における有効高さを使用

表 9　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（2/4）

項目		評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器の漏えい開始時刻	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）
	原子炉格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。 MAAP 解析上で，原子炉格納容器の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 ：1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd ：1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd ：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積
	原子炉圧力容器から原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%
	原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮
	原子炉格納容器からの 漏えいに関する捕集効果	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1
	原子炉格納容器内での 有機よう素の除去効果	未考慮
	原子炉格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	・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 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	9.0×10^{-4}[1/s]（上限 DF=200）
	サプレッションチェンバのプール水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
	原子炉格納容器から ベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-7} Ba 類：約 9.4×10^{-8} Ru 類：約 1.2×10^{-8} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-9}

表 9　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の主要条件（3/4）

項目		評価条件
原子炉格納容器外への放出	原子炉格納容器から 原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9}
		代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して， 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.2×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.2×10^{-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 45 時間後
	原子炉格納容器フィルタベント系 フィルタ装置による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50
	原子炉建屋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
	非常用ガス処理系排風機風量	2,500m^3/h
	原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から 70 分後
	原子炉建屋の換気率	・事故発生から 70 分後～168 時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 （非常用ガス処理系による放出） ・上記以外の期間： 無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい）
	非常用ガス処理系の フィルタ装置の除去効果	未考慮

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		主要条件
運転員の被ばく評価	中央制御室換気空調系再循環送風機及び再循環フィルタ装置（風量，フィルタ除去効率及び起動遅れ時間）	【風量】 事故発生から 0　～0.5 時間後：　0m³/h 事故発生から 0.5～168 時間後：8,000m³/h （外気取込 500m³/h を含む） 【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：90% 【高性能エアフィルタ除去効率】 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】 0.5 時間
	中央制御室バウンダリへの外気の直接流入率	1.0 回/h
	中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から 0 ～ 45 時間後：0m³/h 事故発生から 45～ 55 時間後：30m³/h※1 事故発生から 55～168 時間後：0m³/h
	マスク防護係数	入退域時：50（1 日目のみ 1,000） 中央制御室滞在時：50（1 日目のみ 1,000）
	ヨウ素剤の服用	未考慮
	交代要員体制の考慮	考慮する
	直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価コード	【原子炉建屋内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R コード ・スカイシャインガンマ線：ANISN コード，G33-GP2R コード 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 ・直接ガンマ線：QAD-CGGP2R 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

※1 代替循環冷却系により事象収束する場合は加圧設備の効果を考慮しない

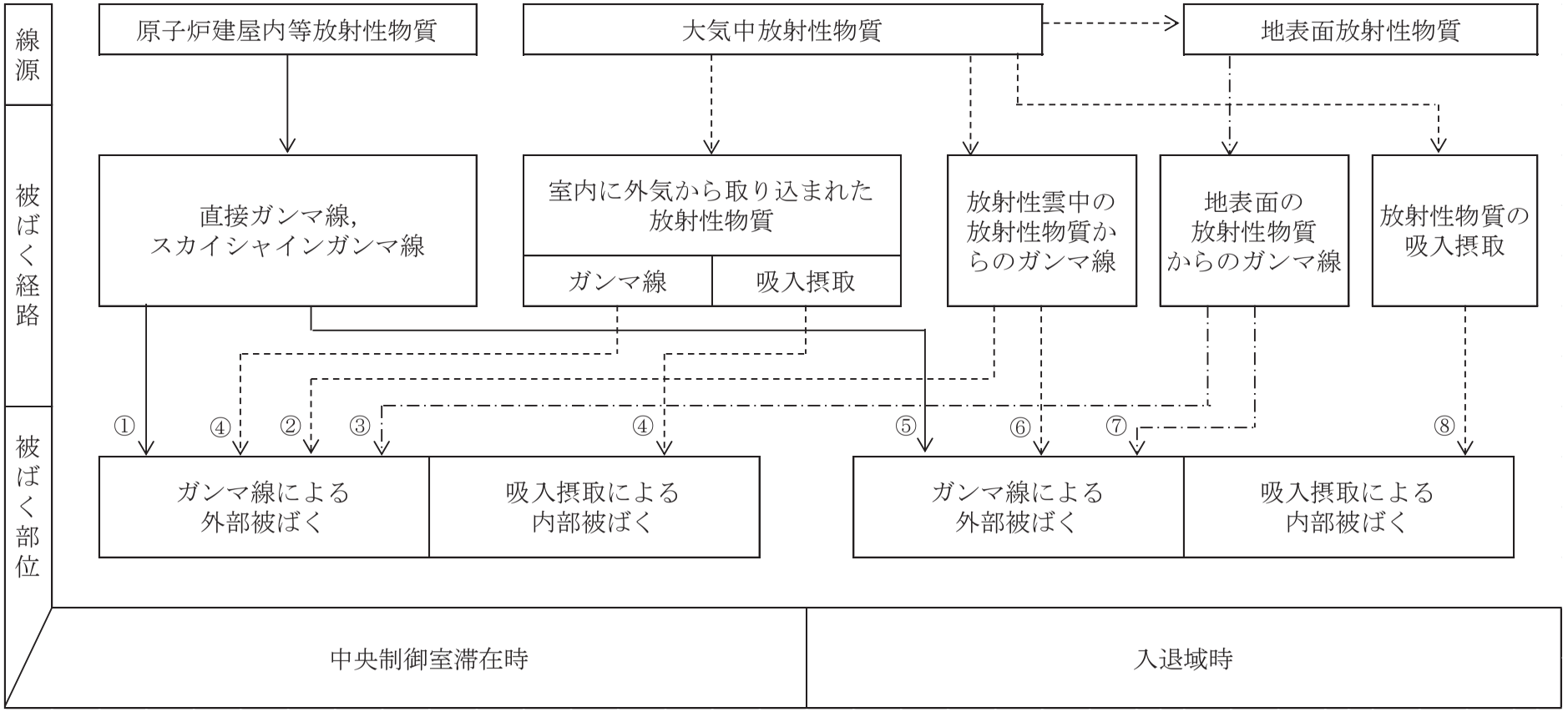


図１　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価において考慮する被ばく経路

中央制御室内	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	③地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	④室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（吸入摂取による内部被ばく，室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく）
入退域	⑤原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑥大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑦地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインガンマ線による外部被ばく）
	⑧大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく（吸入摂取による内部被ばく）

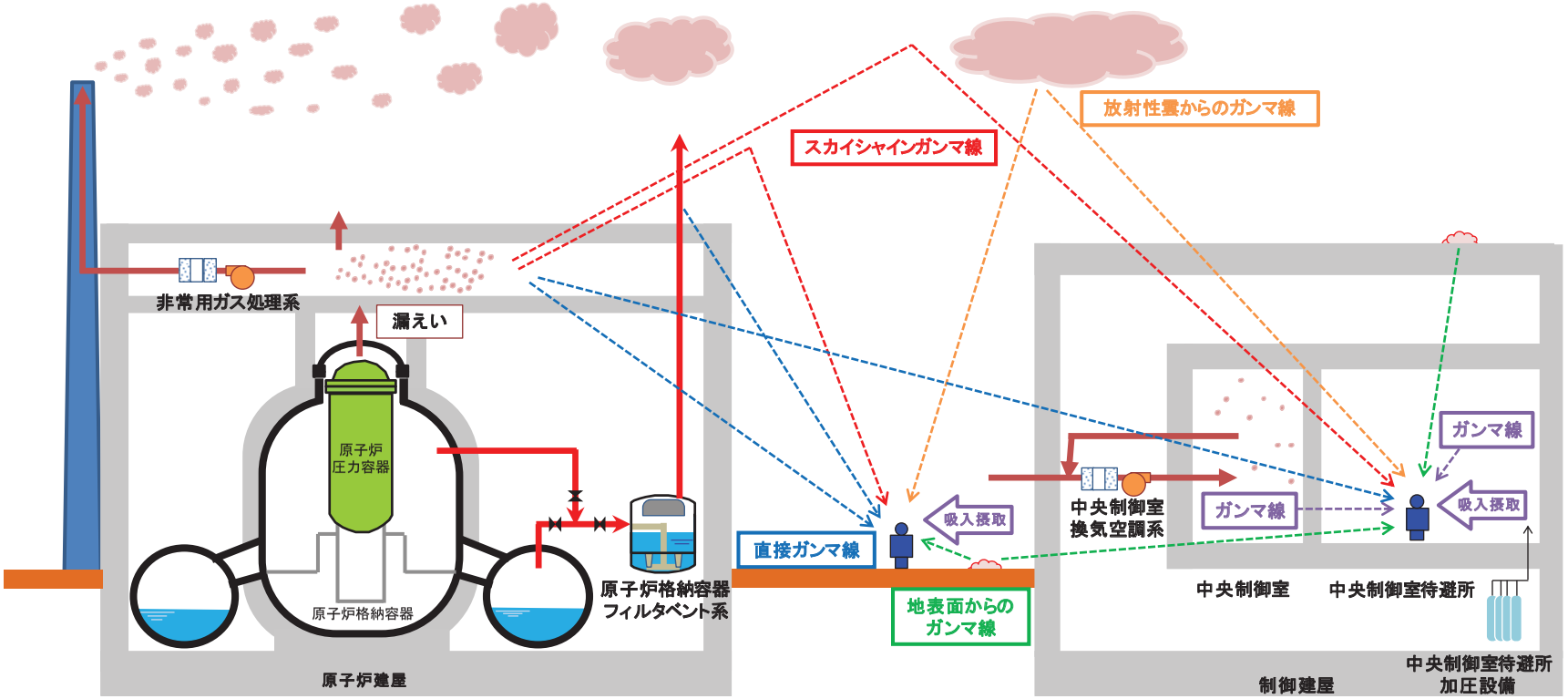


図２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価の被ばく経路イメージ図

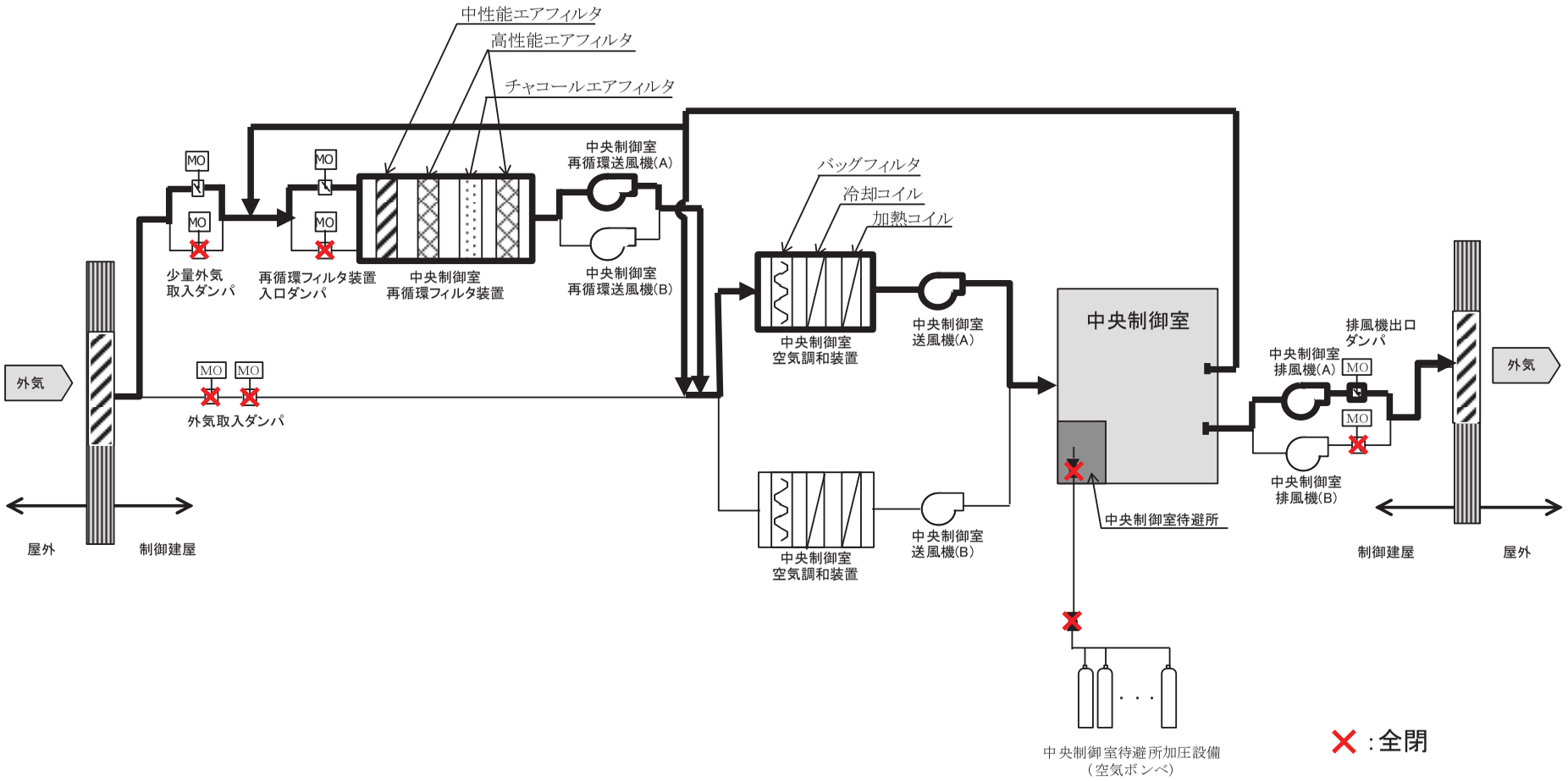
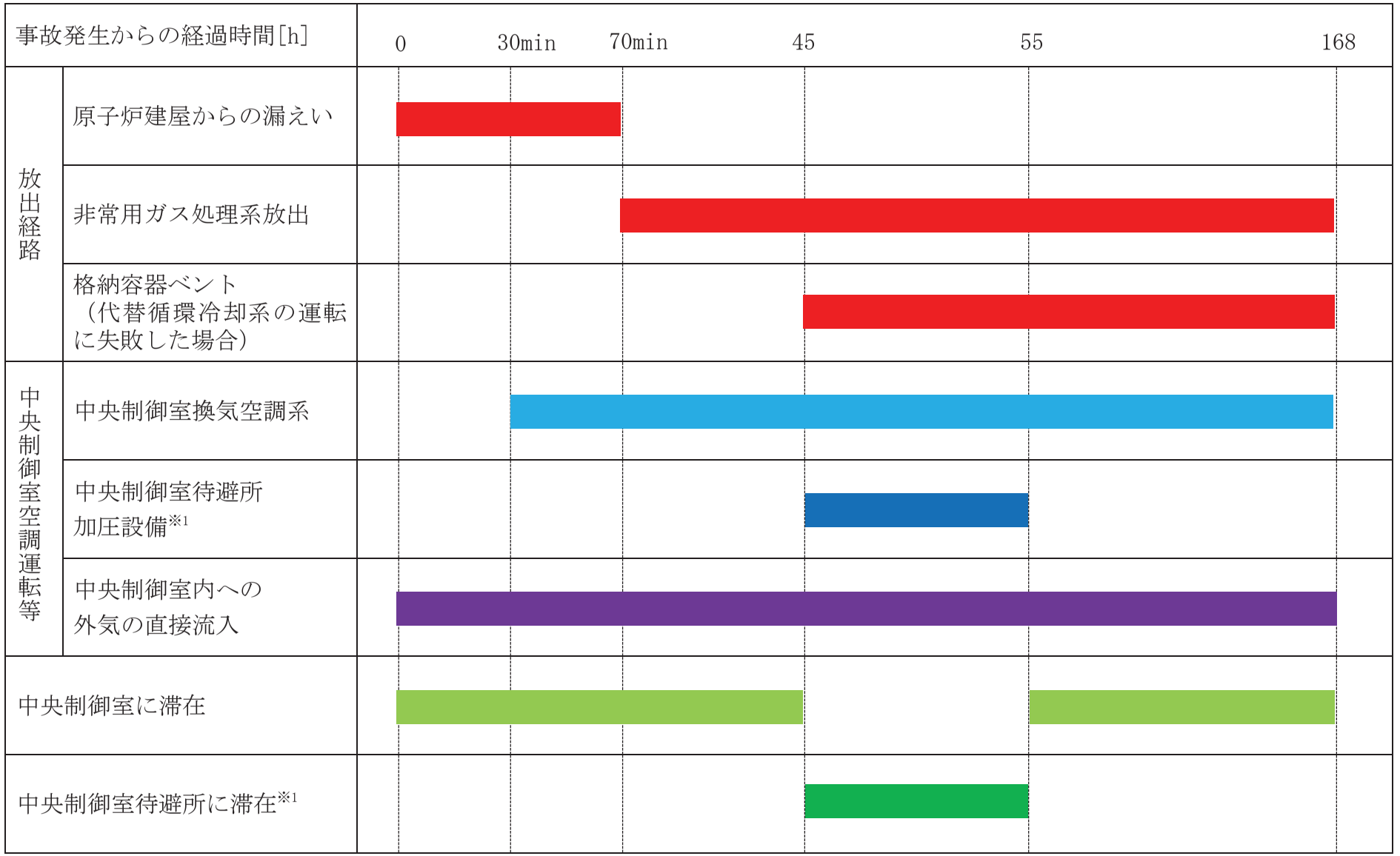


図３　中央制御室換気空調系（事故時運転モード（少量外気取入））の概要図



図 4　中央制御室待避所の設置場所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1　代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合は考慮しない

図５　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャート

添付資料２　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について

2-1　中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価条件表

表 2-1-1　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	4.2(3)h. 同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。
評価事象	大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失	運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定（添付資料 2 2-2, 2-20 参照）	4.1(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。
炉心熱出力	2,436MWt	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 ２サイクル：0.229 ３サイクル：0.229 ４サイクル：0.229 ５サイクル：0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 2-1-1　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 45 時間後 原子炉建屋漏えい： 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 原子炉建屋漏えい： 原子炉建屋の負圧が解消している期間 非常用ガス処理系による放出： 原子炉建屋の負圧達成時間を参照(添付資料 2 2-6 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。
原子炉格納容器内の pH 制御の効果	未考慮	原子炉格納容器内の 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原子炉格納容器に放出されるよう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	原子炉格納容器内の 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。
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率	開口面積を原子炉格納容器の圧力に応じ設定。MAAP 解析上で，原子炉格納容器の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 ：1.0Pd で 0.9%/日 1～1.5Pd ：1.5Pd で 1.1%/日 1.5～2Pd ：2.0Pd で 1.3%/日 に相当する開口面積	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。

表 2-1-1　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
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1	粒子状物質に対しては，原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮（添付資料 2 2-23 参照）	—
原子炉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 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記を MAAP 解析で評価	選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器内での有機よう素の除去効果	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉格納容器内で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 2 2-5 参照）	4.3(3)d.原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
サプレッションプールでのスクラビングによる無機よう素の除去係数	無機よう素：5	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定	—
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置による除去係数	希ガス：1	—	—
	粒子状放射性物質：1,000 無機よう素：500 有機よう素：50	設計値	

表 2-1-1　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
原子炉格納容器からベントラインへの流入割合	停止時炉内内蔵量に対して, 希ガス類：約 9.5×10^{-1} よう素類：約 3.0×10^{-2} Cs 類：約 1.2×10^{-6} Te 類：約 2.4×10^{-7} Ba 類：約 9.4×10^{-8} Ru 類：約 1.2×10^{-8} La 類：約 9.4×10^{-10} Ce 類：約 2.4×10^{-9}	MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき設定（添付資料 2 2-3 参照） よう素類については，よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされかたの違いを考慮	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器から原子炉建屋への流入割合	格納容器ベントの実施を想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して, 希ガス類：約 2.2×10^{-2} よう素類：約 8.3×10^{-4} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.3×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.3×10^{-9} 代替循環冷却系を用いて事象を収束することを想定する場合： 停止時炉内内蔵量に対して, 希ガス類：約 6.0×10^{-2} よう素類：約 2.2×10^{-3} Cs 類：約 3.1×10^{-6} Te 類：約 6.2×10^{-7} Ba 類：約 2.5×10^{-7} Ru 類：約 3.1×10^{-8} La 類：約 2.5×10^{-9} Ce 類：約 6.2×10^{-9}	同上	同上

表 2-1-1　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
原子炉建屋の換気率	・原子炉建屋負圧維持期間以外：無限大[回/日] ・原子炉建屋負圧維持期間：非常用ガス処理系を用いた場合の設計換気率 0.5[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屋内に放射性物質が保持されないものとした。 非常用ガス処理系により負圧維持している期間は非常用ガス処理系を用いている場合の設計換気率を基に設定	—
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風機風量	2,500m^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による除去係数	希ガス：1 粒子状放射性物質：1 無機よう素：1 有機よう素：1	保守的に考慮しないものとした	—
原子炉建屋負圧達成時間	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屋の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2 2-6 を参照）	—
事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり評価期間を設定	3.判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと。

表 2-1-2　大気中への放出放射能量（7 日間積算値）
（代替循環冷却系により事象を収束することを想定する場合）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq](gross 値)	放出放射能量[Bq]（gross 値）
		原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 1.6×10^{17}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 4.5×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 7.5×10^{10}

表 2-1-3　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）

核種グループ	停止時炉内内蔵量 [Bq](gross 値)	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
		原子炉格納容器フィルタベント系を経由した放出	原子炉建屋からの漏えい及び非常用ガス処理系による放出
希ガス類	約 1.6×10^{19}	約 4.6×10^{18}	約 8.9×10^{16}
よう素類	約 2.1×10^{19}	約 3.3×10^{15}	約 3.0×10^{15}
Cs 類	約 8.4×10^{17}	約 9.6×10^{8}	約 2.5×10^{12}
Te 類	約 6.0×10^{18}	約 6.7×10^{8}	約 2.7×10^{12}
Ba 類	約 1.8×10^{19}	約 6.3×10^{8}	約 2.9×10^{12}
Ru 類	約 1.8×10^{19}	約 1.3×10^{8}	約 4.2×10^{11}
Ce 類	約 5.5×10^{19}	約 7.9×10^{7}	約 2.8×10^{11}
La 類	約 4.1×10^{19}	約 2.0×10^{7}	約 7.5×10^{10}

表 2-1-4　大気拡散条件(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	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 女川原子力発電所における1 年間の気象データ（2012 年 1 月～2012 年 12 月）（地上約 10m） 【排気筒】 女川原子力発電所における1 年間の気象データ（2012 年 1 月～2012 年 12 月）（地上 71m）	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約 10m)の気象データを使用 【排気筒】 排気筒と同じ高さの高所風(地上約 71m)の気象データを使用 また，審査ガイドに示されたとおり発電所において観測された 1 年間の気象データを使用 （添付資料 2 2-7 を参照）	4.2(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも 1 年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
実効放出 継続時間	全放出源：1 時間	保守的に 1 時間と設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：地上 36m ・原子炉建屋ブローアウトパネル：地上 0m ・排気筒：地上 80m	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 なお，建屋巻込みの影響を受けない排気筒の放出源高さは，敷地境界における有効高さを使用	4.3(4)b. 放出源高さは、4.1 (2) a で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1 (2) a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。

表 2-1-4　大気拡散条件(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 2 2-8 を参照）	4.2(2)c．評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。
建屋巻き込み	・原子炉格納容器フィルタベント系排気管：考慮する ・原子炉建屋ブローアウトパネル：考慮する ・排気筒：考慮しない	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため,建屋による巻き込み現象を考慮。 排気筒については高さが周囲の建屋の 2.5 倍以上あるため巻き込みの影響を受けない。	4.2 (2)a. 原子炉制御室の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定	4.2 (2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室滞在時】 ・中央制御室換気空調系給気口 ・中央制御室中心 【入退域時】 ・出入管理所 ・制御建屋出入口	審査ガイドに示されたとおり設定	4.2.(2)b. 2) 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が属する建屋の表面とする。 4.2.(2)b. 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。

表 2-1-4　大気拡散条件(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	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 中央制御室換気空調系 給気口：5 方位 (SE,SSE,S,SSW,SW) 中央制御室中心：8 方位 (ENE,E,ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 中央制御室換気空調系 給気口：5 方位 (SE,SSE,S,SSW,SW) 中央制御室中心：6 方位 (ESE,SE,SSE,S,SSW,SW) 【排気筒】 中央制御室換気空調系 給気口：1 方位 (ESE) 中央制御室中心：1 方位 (ESE)	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定（添付資料 2 2-8 を参照）	4.2 (2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図５ に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。
	入退域時	【原子炉格納容器フィルタベント系排気管】 出入管理所：4 方位 (SSW,SW,WSW,W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE,S,SSW,SW,WSW,W) 【原子炉建屋ブローアウトパネル】 出入管理所：4 方位 (SSW,SW,WSW,W) 制御建屋出入口：6 方位 (SSE,S,SSW,SW,WSW,W) 【排気筒】 出入管理所：1 方位 (SE) 制御建屋出入口：1 方位 (ESE)		

表 2-1-4　大気拡散条件(4/4)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
建屋投影面積	2,050m^2	審査ガイドに示されたとおり設定 風向に垂直な投影面積のうち最も小さいもの	4.2 (2)b.1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。 4.2 (2)b.2) 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、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 2-1-5　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/m³]	相対線量 [Gy/Bq]
原子炉格納容器フィルタベント系排気管 （地上 36m）	中央制御室 換気空調系給気口	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローアウトパネル （地上 0m）	中央制御室 換気空調系給気口	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒 （地上 80m）	中央制御室 換気空調系給気口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-1-6　原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及び
スカイシャインガンマ線の評価条件

項目		評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線源強度	原子炉建屋内 線源強度分布	放出された放射性物質が自由空間容積に均一に分布するとし，運転員の交替ごとの積算線源強度を計算	運転員の交替を考慮した場合の評価をより適切に行えるように設定	4.3 (5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後 7 日間の積算線源強度を計算する。
	事故の評価期間	7 日	審査ガイドに示されたとおり設定	同上
計算モデル	原子炉建屋 遮蔽厚さ	図 2-1-1 のとおり (評価点高さ) 床面上 1.2m	審査ガイドに示された評価方法に基づき設定(コンクリート厚の施工誤差を考慮して評価モデルを設定)	4.3 (5)a.原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	中央制御室 遮蔽厚さ			
	評価点		中央制御室及び中央制御室待避所において,最も線量の高い箇所を選定	—
評価コード	直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード スカイシャインガンマ線： ANISN コード，G33-GP2R コード (参考) 【原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からの寄与】 直接ガンマ線： QAD-CGGP2R コード		直接ガンマ線の線量評価に用いる QAD-CGGP2R は三次元形状を,スカイシャインガンマ線の線量評価に用いる ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ一次元,三次元形状を扱う遮蔽解析コードであり,ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は，線源条件，遮蔽体条件であり,これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。したがって，設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD-CGGP2R，ANISN 及び G33-GP2R はそれぞれ許認可での使用実績がある。	—

表2-1-7　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度(1/2)（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

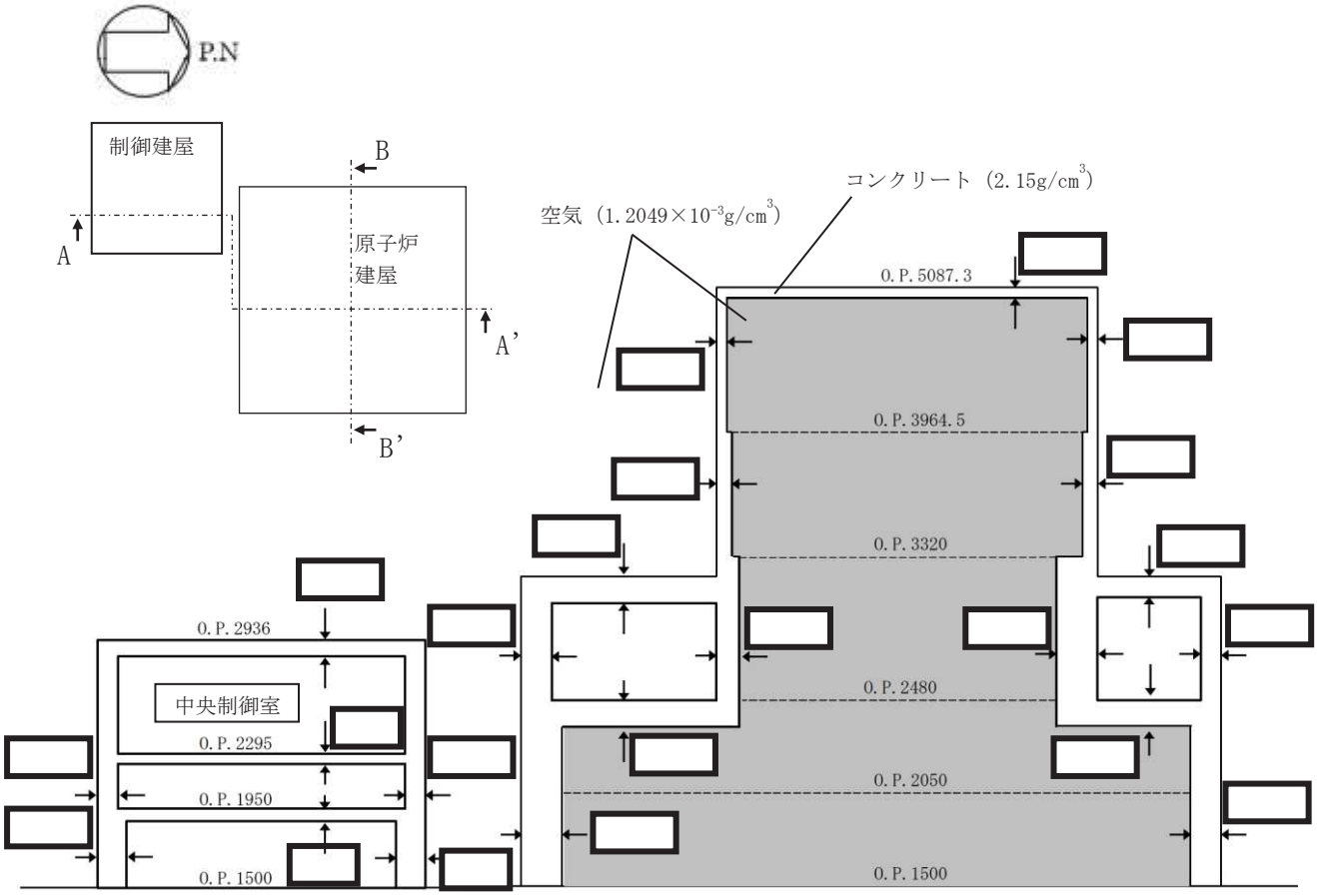
エネルギ（MeV）		線源強度（photons）※1						
下限	上限（代表エネルギ）	24時間後時点	48時間後時点	72時間後時点	96時間後時点	120時間後時点	144時間後時点	168時間後時点
－	1.00×10^{-2}	約1.2×10^{20}	約3.2×10^{20}	約5.2×10^{20}	約7.0×10^{20}	約8.8×10^{20}	約1.0×10^{21}	約1.2×10^{21}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約1.3×10^{20}	約3.5×10^{20}	約5.7×10^{20}	約7.8×10^{20}	約9.8×10^{20}	約1.2×10^{21}	約1.3×10^{21}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約7.1×10^{19}	約2.0×10^{20}	約3.3×10^{20}	約4.4×10^{20}	約5.5×10^{20}	約6.4×10^{20}	約7.2×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約6.7×10^{20}	約2.3×10^{21}	約4.1×10^{21}	約5.9×10^{21}	約7.6×10^{21}	約9.1×10^{21}	約1.1×10^{22}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約1.8×10^{19}	約4.3×10^{19}	約6.5×10^{19}	約8.4×10^{19}	約1.0×10^{20}	約1.2×10^{20}	約1.3×10^{20}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約1.2×10^{19}	約2.9×10^{19}	約4.3×10^{19}	約5.6×10^{19}	約6.8×10^{19}	約7.9×10^{19}	約8.9×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約9.6×10^{19}	約3.3×10^{20}	約6.0×10^{20}	約8.7×10^{20}	約1.1×10^{21}	約1.3×10^{21}	約1.6×10^{21}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約4.8×10^{20}	約1.6×10^{21}	約3.0×10^{21}	約4.3×10^{21}	約5.6×10^{21}	約6.7×10^{21}	約7.8×10^{21}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約8.6×10^{18}	約1.8×10^{19}	約2.5×10^{19}	約3.1×10^{19}	約3.7×10^{19}	約4.2×10^{19}	約4.6×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約1.5×10^{20}	約2.9×10^{20}	約3.3×10^{20}	約3.5×10^{20}	約3.6×10^{20}	約3.6×10^{20}	約3.7×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約3.0×10^{20}	約5.8×10^{20}	約6.7×10^{20}	約7.0×10^{20}	約7.1×10^{20}	約7.2×10^{20}	約7.3×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約2.8×10^{19}	約6.9×10^{19}	約1.1×10^{20}	約1.6×10^{20}	約2.0×10^{20}	約2.4×10^{20}	約2.7×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約1.4×10^{19}	約3.5×10^{19}	約5.6×10^{19}	約7.8×10^{19}	約9.9×10^{19}	約1.2×10^{20}	約1.4×10^{20}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約2.1×10^{19}	約3.9×10^{19}	約5.0×10^{19}	約5.6×10^{19}	約6.1×10^{19}	約6.4×10^{19}	約6.7×10^{19}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約6.8×10^{17}	約1.3×10^{18}	約1.7×10^{18}	約1.9×10^{18}	約2.0×10^{18}	約2.1×10^{18}	約2.2×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約3.0×10^{19}	約5.7×10^{19}	約7.3×10^{19}	約8.3×10^{19}	約8.9×10^{19}	約9.4×10^{19}	約9.8×10^{19}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約3.4×10^{19}	約6.5×10^{19}	約8.3×10^{19}	約9.4×10^{19}	約1.0×10^{20}	約1.1×10^{20}	約1.1×10^{20}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約9.4×10^{18}	約1.5×10^{19}	約1.8×10^{19}	約2.1×10^{19}	約2.3×10^{19}	約2.4×10^{19}	約2.6×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約1.9×10^{19}	約2.9×10^{19}	約3.6×10^{19}	約4.1×10^{19}	約4.5×10^{19}	約4.9×10^{19}	約5.1×10^{19}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約1.5×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.2×10^{19}	約2.3×10^{19}	約2.4×10^{19}	約2.5×10^{19}	約2.5×10^{19}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約4.5×10^{17}	約6.0×10^{17}	約6.6×10^{17}	約7.0×10^{17}	約7.3×10^{17}	約7.4×10^{17}	約7.6×10^{17}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約7.2×10^{18}	約9.6×10^{18}	約1.1×10^{19}	約1.1×10^{19}	約1.2×10^{19}	約1.2×10^{19}	約1.2×10^{19}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約3.0×10^{18}	約3.4×10^{18}	約3.5×10^{18}	約3.5×10^{18}	約3.6×10^{18}	約3.6×10^{18}	約3.6×10^{18}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約6.3×10^{18}	約7.2×10^{18}	約7.4×10^{18}	約7.5×10^{18}	約7.5×10^{18}	約7.6×10^{18}	約7.6×10^{18}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約1.9×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.1×10^{19}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約7.3×10^{17}	約7.4×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.8×10^{4}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.8×10^{4}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.8×10^{4}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.8×10^{4}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約3.4×10^{3}	約5.6×10^{3}	約6.9×10^{3}	約7.8×10^{3}	約8.2×10^{3}	約8.5×10^{3}	約8.7×10^{3}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約1.7×10^{3}	約2.8×10^{3}	約3.5×10^{3}	約3.9×10^{3}	約4.1×10^{3}	約4.3×10^{3}	約4.4×10^{3}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}

※1　有効数字3桁目を四捨五入した値

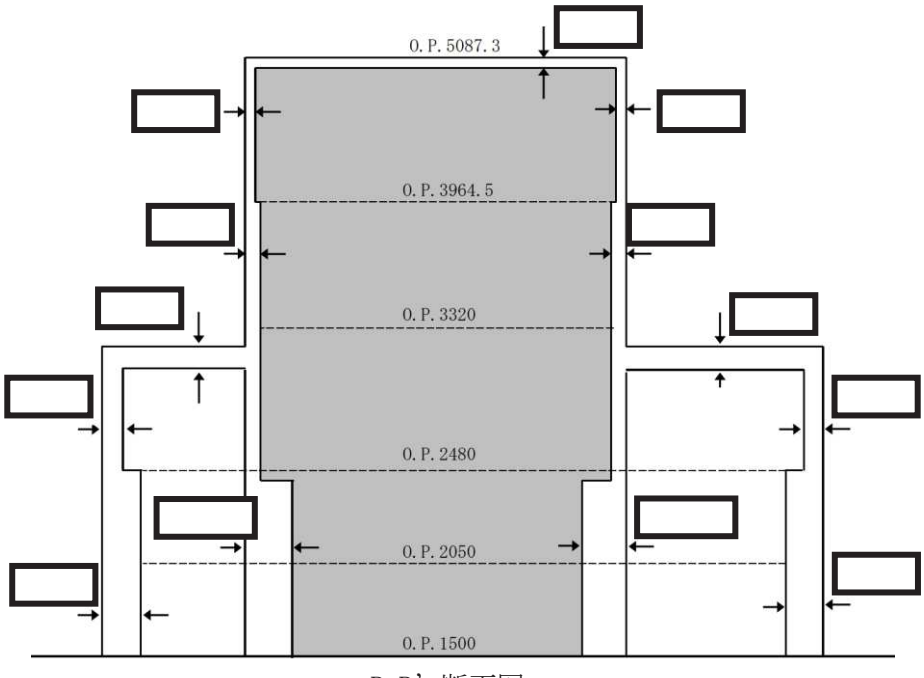
表2-1-7　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる原子炉建屋内の積算線源強度(2/2)（格納容器ベントの実施を想定する場合）

エネルギ（MeV）		線源強度（photons）※1						
下限	上限（代表エネルギ）	24時間後時点	48時間後時点	72時間後時点	96時間後時点	120時間後時点	144時間後時点	168時間後時点
－	1.00×10^{-2}	約1.2×10^{20}	約3.5×10^{20}	約5.2×10^{20}	約6.1×10^{20}	約6.5×10^{20}	約6.8×10^{20}	約6.9×10^{20}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約1.3×10^{20}	約3.9×10^{20}	約5.8×10^{20}	約6.7×10^{20}	約7.2×10^{20}	約7.5×10^{20}	約7.6×10^{20}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約7.1×10^{19}	約2.2×10^{20}	約3.3×10^{20}	約3.8×10^{20}	約4.1×10^{20}	約4.2×10^{20}	約4.3×10^{20}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約6.7×10^{20}	約2.5×10^{21}	約4.1×10^{21}	約4.9×10^{21}	約5.3×10^{21}	約5.6×10^{21}	約5.7×10^{21}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約1.8×10^{19}	約4.7×10^{19}	約6.6×10^{19}	約7.5×10^{19}	約7.9×10^{19}	約8.2×10^{19}	約8.3×10^{19}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約1.2×10^{19}	約3.1×10^{19}	約4.4×10^{19}	約5.0×10^{19}	約5.3×10^{19}	約5.4×10^{19}	約5.5×10^{19}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約9.6×10^{19}	約3.7×10^{20}	約6.0×10^{20}	約7.2×10^{20}	約7.9×10^{20}	約8.2×10^{20}	約8.4×10^{20}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約4.8×10^{20}	約1.8×10^{21}	約3.0×10^{21}	約3.6×10^{21}	約3.9×10^{21}	約4.1×10^{21}	約4.2×10^{21}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約8.6×10^{18}	約2.0×10^{19}	約2.6×10^{19}	約2.9×10^{19}	約3.0×10^{19}	約3.1×10^{19}	約3.1×10^{19}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約1.5×10^{20}	約3.1×10^{20}	約3.5×10^{20}	約3.6×10^{20}	約3.6×10^{20}	約3.6×10^{20}	約3.6×10^{20}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約3.0×10^{20}	約6.2×10^{20}	約7.0×10^{20}	約7.2×10^{20}	約7.2×10^{20}	約7.2×10^{20}	約7.2×10^{20}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約2.8×10^{19}	約7.5×10^{19}	約1.1×10^{20}	約1.3×10^{20}	約1.4×10^{20}	約1.5×10^{20}	約1.5×10^{20}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約1.4×10^{19}	約3.7×10^{19}	約5.6×10^{19}	約6.6×10^{19}	約7.2×10^{19}	約7.5×10^{19}	約7.7×10^{19}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約2.1×10^{19}	約4.2×10^{19}	約5.0×10^{19}	約5.2×10^{19}	約5.3×10^{19}	約5.3×10^{19}	約5.3×10^{19}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約6.8×10^{17}	約1.4×10^{18}	約1.7×10^{18}	約1.7×10^{18}	約1.8×10^{18}	約1.8×10^{18}	約1.8×10^{18}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約3.0×10^{19}	約6.2×10^{19}	約7.3×10^{19}	約7.6×10^{19}	約7.7×10^{19}	約7.8×10^{19}	約7.8×10^{19}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約3.4×10^{19}	約7.0×10^{19}	約8.3×10^{19}	約8.7×10^{19}	約8.8×10^{19}	約8.9×10^{19}	約8.9×10^{19}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約9.4×10^{18}	約1.6×10^{19}	約1.7×10^{19}	約1.8×10^{19}	約1.8×10^{19}	約1.8×10^{19}	約1.8×10^{19}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約1.9×10^{19}	約3.2×10^{19}	約3.5×10^{19}	約3.6×10^{19}	約3.6×10^{19}	約3.6×10^{19}	約3.6×10^{19}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約1.5×10^{19}	約2.1×10^{19}	約2.2×10^{19}	約2.2×10^{19}	約2.2×10^{19}	約2.2×10^{19}	約2.2×10^{19}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約4.5×10^{17}	約6.3×10^{17}	約6.6×10^{17}	約6.7×10^{17}	約6.7×10^{17}	約6.7×10^{17}	約6.7×10^{17}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約7.2×10^{18}	約1.0×10^{19}	約1.1×10^{19}	約1.1×10^{19}	約1.1×10^{19}	約1.1×10^{19}	約1.1×10^{19}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約3.0×10^{18}	約3.4×10^{18}	約3.5×10^{18}	約3.5×10^{18}	約3.5×10^{18}	約3.5×10^{18}	約3.5×10^{18}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約6.3×10^{18}	約7.3×10^{18}	約7.4×10^{18}	約7.4×10^{18}	約7.4×10^{18}	約7.4×10^{18}	約7.4×10^{18}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約1.9×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}	約2.0×10^{19}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約7.3×10^{17}	約7.4×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}	約7.5×10^{17}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}	約9.7×10^{15}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約9.6×10^{4}	約1.6×10^{5}	約2.0×10^{5}	約2.2×10^{5}	約2.3×10^{5}	約2.4×10^{5}	約2.5×10^{5}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.9×10^{4}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.9×10^{4}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.9×10^{4}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約1.1×10^{4}	約1.8×10^{4}	約2.3×10^{4}	約2.5×10^{4}	約2.7×10^{4}	約2.8×10^{4}	約2.9×10^{4}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約3.4×10^{3}	約5.6×10^{3}	約7.0×10^{3}	約7.8×10^{3}	約8.3×10^{3}	約8.6×10^{3}	約8.8×10^{3}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約1.7×10^{3}	約2.8×10^{3}	約3.5×10^{3}	約3.9×10^{3}	約4.1×10^{3}	約4.3×10^{3}	約4.4×10^{3}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}	約0.0×10^{0}

※1　有効数字3桁目を四捨五入した値



A-A’断面図



B-B’断面図

※　評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

単位：cm

図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（1/2）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-1-15

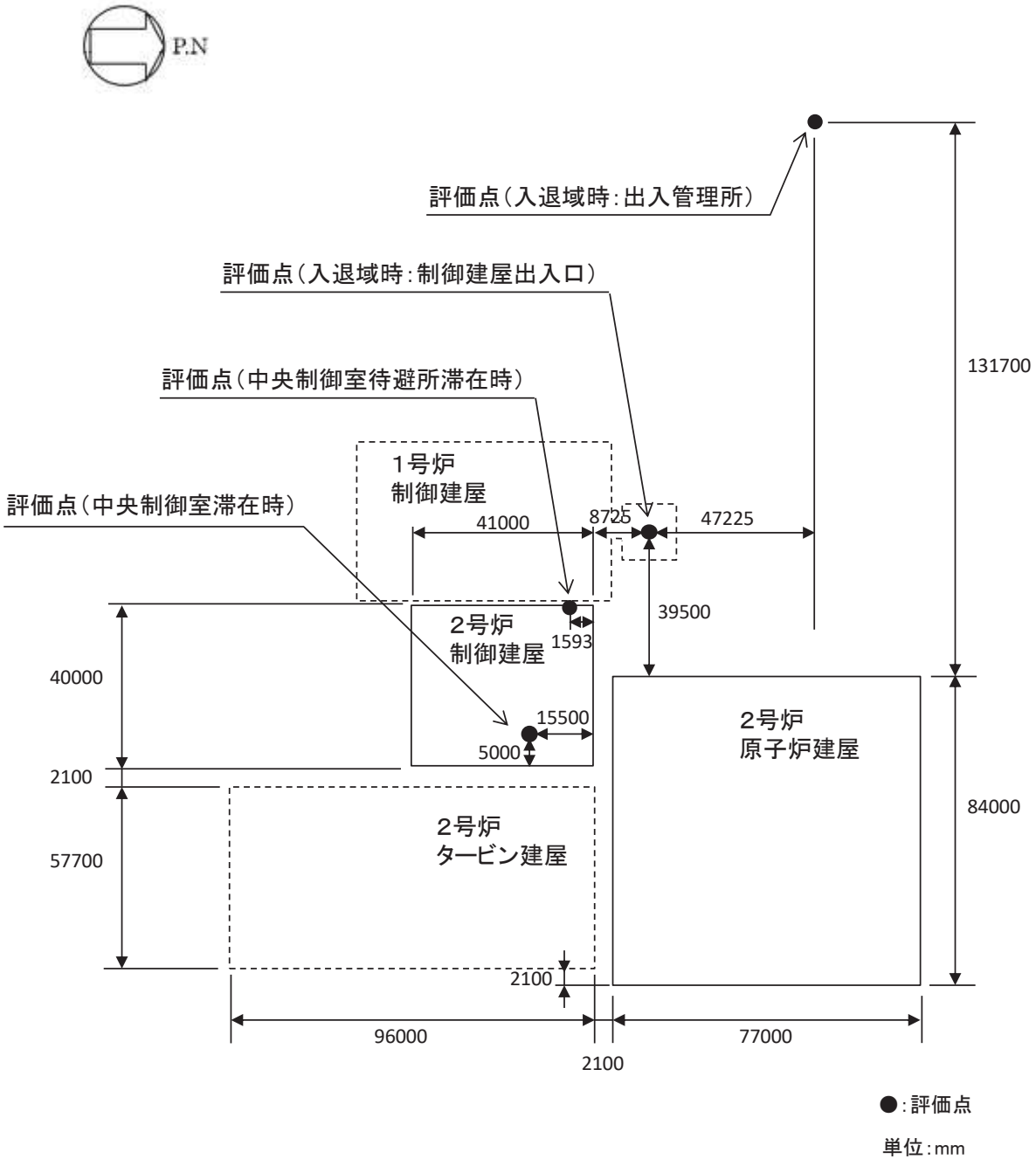


図 2-1-1　直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の計算モデル（2/2）

表 2-1-8　防護装置の設備条件(1/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環ファン流量	事故発生から 0 分 ～ 30 分：0m³/h 30 分～168 時間：8,000m³/h	炉心の著しい損傷が発生した場合には恒設の中央制御室換気空調系のチャコールフィルタ及び高性能エアフィルタにより放射性物質を低減	4.2(2)e. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
中央制御室換気空調系非常用再循環運転の起動遅れ時間	30 分	選定した事故シーケンスに基づき，非常用電源の復旧を見込んだ作動時間	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。
事故時における外気取り込み	事故時運転モード（少量外気取入）：500m³/h	審査ガイドに従って非常用換気空調系から室内に取り入れることを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室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）
中央制御室待避所加圧設備の空気供給量	事故発生から 0 ～ 45 時間後：0m³/h 事故発生から 45～ 55 時間後：30m³/h※1 事故発生から 55～168 時間後：0m³/h ※1 格納容器ベントの実施に伴い評価期間中に放出される放射性物質のうち，大部分が放出される期間（数時間（添付資料 2 2-4 図 2-4-5 参照））に余裕を持たせ，加圧設備による正圧化時間を 10 時間と設定		

表 2-1-8　防護装置の設備条件(2/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置高性能エア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。
中央制御室換気空調系再循環フィルタ装置チャコールフィルタの除去効率	希ガス：0% 無機よう素：90% 有機よう素：90% 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	1.0 回／h	「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，1,2 号炉の中央制御室（空間容積：14,000m^3）について空気流入率試験を実施した結果，最大で 0.21 回/h であり，空気流入量換算では 2,940m^3/h であった。仮に 2 号炉中央制御室（空間容積：8,900m^3）のみへの空気流入量を 2,940m^3/h と仮定すると，換気率換算で 0.33 回/h となるため，被ばく評価においては保守的に 1.0 回/h として設定した。	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 2-1-8　防護装置の設備条件(3/3)

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
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： 8,900m^3 中央制御室内待避所： 148m^3	設計値を基に設定	4.2(2)e. 原子炉制御室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バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。
放射性物質のガンマ線による外部被ばくに係る容積	中央制御室バウンダリ： 8,900m^3 中央制御室内待避所： 148m^3	同上	同上
マスクの防護係数	入退域時：50 （1 日目のみ 1,000） 中央制御室滞在時：50 （1 日目のみ 1,000）	性能上期待できる値(添付資料 2 2-12 参照)。入退域時及び中央制御室滞在時ともにマスクの着用を考慮した。	②運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
ヨウ素剤の服用	未考慮	保守的に考慮しないものとした	—
要員の交替	考慮する	運用を基に設定	③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
入退域に要する時間	入域及び退域でそれぞれ 1 回当たり， ・出入管理所に 7 分とどまるものとする ・制御建屋出入口に 5 分とどまるものとする	実測値に余裕を持たせ設定	—

表 2-1-9　線量換算係数及び地表面への沈着速度の条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） I-131：2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132：3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133：4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134：1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135：9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134：2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136：2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137：3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	ICRP Publication 71 及び ICRP Publication 72 に基づく	—
呼吸率	1.2 m^3/h	ICRP Publication 71 に基づき，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：1.2 cm/s 無機よう素：1.2 cm/s 有機よう素：4.0×10^{-3}cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針（降水時における沈着率は乾燥時の 2～3 倍大きい）を参考に，湿性沈着を考慮して乾性沈着速度（0.3cm/s）の 4 倍を設定。乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2※1 及び NRPB-R322 より設定。（添付資料 2-2-9,2-10,2-11 を参照）	4.2.(2)d.放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

※1　NUREG/CR-4551 Vol.2″Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters″

2-2　事象の選定の考え方について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に当たっては，評価事象として，重大事故等対策の有効性評価において想定する格納容器破損モードのうち，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定する必要がある。

女川原子力発電所2号炉においては，炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性を確認する上で想定する事故シナリオとして，炉心損傷が発生する「大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋全交流動力電源喪失」シナリオを選定した。

なお，女川原子力発電所2号炉においては，炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一に代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，原子炉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）

（１）大破断LOCAが発生し，原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。

（２）更にHPCS失敗，低圧ECCS失敗，全交流動力電源喪失（SBO）を想定するため，原子炉圧力容器への注水が出来ず炉心損傷に至る。事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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。

（３）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44時間経過した時点で，外部水源注水量限界（サプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位＋約２m））に到達しスプレイを停止する。

（４）格納容器スプレイを停止後，事象発生から約45時間後に原子炉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。

（１）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，津波及び地震・津波以外の自然現象の55事象から，地域性等を考慮して12事象（洪水，風（台風），竜巻，凍

結，降水，積雪，落雷，地すべり，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮）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。

（2）起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により，事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に，事象がどのように進展して最終状態に至るかを，安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し，事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって，表2-2-1のとおりグループ別に分類する。

表2-2-1　運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

出力運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

（３）重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

（２）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及び原子炉停止機能喪失については，炉心損傷に至らないため，重大事故等対処設備が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは，LOCA時注水機能喪失のみとなる。

しかしながら，重大事故等対策の有効性評価においては，格納容器破損モードとして，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（LOCA時注水機能喪失）に加えて，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH），原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI），水素燃焼，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の計5つを想定している※1。

これらのモードにおける原子炉格納容器の破損防止のための対応は，LOCA時注水機能喪失とDCHに集約されているため，LOCA時注水機能喪失とDCHのうち，運転員の被ばくの観点から結果が厳しくなる事故シーケンスを確認した結果，LOCA時注水機能喪失の方が厳しくなる結果となった（「2-20　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，炉心の著しい損傷が発生したと想定する場合，第一には代替循環冷却系を用いて事象を収束することとなる。しかしながら，被ばく評価においては代替循環冷却系の運転に失敗することも考慮し，原子炉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。

2-3　核分裂生成物の放出割合について

炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に当たっては，放射性物質の原子炉格納容器外への放出割合をMAAPコードとNUREG-1465の知見を利用し評価している。

大破断LOCA＋HPCS失敗＋低圧ECCS失敗＋全交流動力電源喪失するシナリオ（W/Wベント）でのMAAP解析による放出割合の評価結果（事故発生から168時間後時点）を表2-3-3に示す。ただし，以下に示すとおり，表2-3-3の値は中央制御室の居住性評価に使用していない。

表2-3-3によると，高揮発性核種（CsIやCsOH）の放出割合（10^{-6}オーダー）と比べ，中・低揮発性核種の放出割合が大きい（10^{-5}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わかっている。

表2-3-4は，TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが，希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）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2-3-5は，福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが，最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）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2-3-3の評価結果はこれらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これ

は，大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源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ないものと考えられる。

以上のことから，大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失するシナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際，単に MAAP 解析による評価結果を採用すると，放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため，他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで，炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性を評価する際は，MAAP 解析による放出割合の評価結果以外に，海外での規制等にも活用されている NUREG-1465（米国の原子力規制委員会（NRC）で整備されたものであり，米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として，中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている）の知見を利用するものとした。このことにより，TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。

なお，事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋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 2-3-1 のとおりであり，NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく，本評価において NUREG-1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 2-3-6 に示す。

表 2-3-1　MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定の比較

	燃料被覆管の損傷が開始し，ギャップからの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を破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 30 分※1	約 30 分～約 3.0 時間※2
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

※1　炉心損傷開始（燃料被覆管温度 1000K）～炉心溶融開始（燃料被覆管温度 2500K）

※2　原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価方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，原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合，原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合ともに MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお，Cs の放出割合は CsI グループと CsOH グループの放出割合※1※2 及び I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より，以下の式を用いて評価する。

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

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 元素の炉心内内蔵重量
M_{Cs}　　：停止直後の Cs 元素の炉心内内蔵重量
W_I　　：I の原子量
W_{Cs}　　：Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており，各グループの放出割合は，当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価する。

② ①の評価をもとに，同位体の重量を足し合わせ，各元素の重量を評価する。

③ ②の結果を MAAP コードにインプットし，MAAP コードにて，各元素の化合物の重量を評価する。

④ 各化合物は表 2-3-2 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は，当該の核種グループに属する化合物の炉内内

蔵量の和として評価している。

表 2-3-2　各核種グループの炉内内蔵量

核種グループ	各核種グループに 対応する化合物	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む)
希ガス	Xe，Kr	
CsI	CsI，RbI	
TeO_2，Te_2	TeO_2，Te_2	
SrO	SrO	
MoO_2	MoO_2，RuO_2，TcO_2，RhO_2	
CsOH	CsOH，RbOH	
BaO	BaO	
La_2O_3	La_2O_3，Pr_2O_3，Nd_2O_3，Sm_2O_3， Y_2O_3，ZrO_2，NbO_2，AmO_2，CmO_2	
CeO_2	CeO_2，NpO_2，PuO_2	
Sb	Sb	
UO_2	UO_2	

※表中に示す 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。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

２．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。

（１）原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合

放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一※1 とし，Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率が，168 時間経過時点において NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。表 2-3-7 及び表 2-3-8 に NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

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

$F_i(T)$	：時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合
$F_{\mathrm{noble\ gass}}(T)$	：時刻 T における希ガスグループの放出割合
γ_i	：NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合
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内への放出割合

※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ほとんど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため，格納容器ベント後の燃料からの追加放出はほとんどなく，事故初期に原子炉格納容器内に放出され，原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

格納容器ベントに伴い中・低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが，その流入の仕方，すなわち放出割合の経時的な振る舞いは，同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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

（２）原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合

放出割合の経時的な振る舞いはCsと同一※2とし，Csの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は，168時間経過時点においてNUREG-1465で得られた比率に等しいとして，以下の評価式に基づき評価した。

$$F_i(T) = F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}}$$

$F_i(T)$	：時刻Tにおけるi番目のMAAP核種グループの放出割合
γ_i	：NUREG-1465におけるi番目のMAAP核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器内への放出割合
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内への放出割合

※2　中・低揮発性の核種グループは原子炉格納容器内で粒子状物質として振る舞い，沈着や格納容器スプレイ等により気相部から除去されると考えられる。また，事故発生後，原子炉格納容器の気相部からの除去が進んだ後は原子炉格納容器からの漏えいはほとんどなくなるものと考えられる。

本評価では，中・低揮発性の核種グループ同様，原子炉格納容器内で粒子状物質として除去されるＣｓを代表として参照し，中・低揮発性の核種グループの「各時刻における漏えい割合」を，「各時刻におけるCs の漏えい割合」に比例するものとした。

表 2-3-3　MAAP 解析による放出割合の評価結果
（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用しない）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 （事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.6×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 4.5×10^{-7}
SrO	約 4.7×10^{-5}
MoO_2	約 1.1×10^{-6}
CsOH	約 1.2×10^{-6}
BaO	約 2.5×10^{-5}
La_2O_3	約 4.2×10^{-5}
CeO_2	約 4.2×10^{-5}
Sb	約 2.5×10^{-6}
Te_2	0
UO_2	0
Cs※1	約 1.2×10^{-6}

※1　CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価（評価式は参考 1 を参照）

表 2-3-4　TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

（単位：%）

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	^{144}Ce	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr	^{106}Ru	^{125}Sb	^{137}Cs	^{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 2-3-5　福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

（単位：Bq/kg・乾土）

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

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

表 2-3-6 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合
（炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価に使用）

核種グループ	停止時炉内内蔵量に対する 原子炉格納容器フィルタベント系への放出割合 （事故発生から 168 時間後時点）
希ガス	約 9.6×10^{-1}
CsI	約 1.3×10^{-6}
TeO_2	約 2.4×10^{-7}
SrO	約 9.5×10^{-8}
MoO_2	約 1.2×10^{-8}
CsOH	約 1.2×10^{-6}
BaO	約 9.5×10^{-8}
La_2O_3	約 9.5×10^{-10}
CeO_2	約 2.4×10^{-9}
Sb	約 2.4×10^{-7}
Te_2	0※2
UO_2	0※2
Cs※1	約 1.2×10^{-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 2-3-7 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器内への放出割合※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 Table3.12「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（NUREG-1465 では,「Gap Release」,「Early In-Vessel」,「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性評価における想定事故シナリオでは，原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため，原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和を用いる。）

表 2-3-8 NUREG-1465（抜粋）

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
*** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

セシウムの放出割合の評価方法

１．セシウムの放出割合

（１）CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsI の初期重量[kg]} = M_I + M_I/W_I \times W_{Cs}$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs}$$

セシウム元素初期重量[kg]：M_{Cs}　　よう素元素初期重量[kg]：M_I

セシウム原子量[-]：W_{Cs}　　よう素原子量[-]：W_I

（２）CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

$$\text{CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]} = M_{Cs} - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$
$$= M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}$$

（３）セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = M_I/W_I \times W_{Cs} \times X + (M_{Cs} - M_I/W_I \times W_{Cs}) \times Y$$

X：CsI 放出割合（MAAP 解析により得られる）

Y：CsOH 放出割合（MAAP 解析により得られる）

（４）セシウムの放出割合

１．（３）で得られたセシウムの放出量から，セシウムの放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出割合} = \text{セシウムの放出量} / \text{セシウム元素初期重量}$$
$$= M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs} \times X + (1 - M_I/W_I \times W_{Cs}/M_{Cs}) \times Y$$
$$= Y + M_I/M_{Cs} \times W_{Cs}/W_I \, (X - Y)$$

2-4 放射性物質の大気放出過程について

原子炉格納容器からサ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，原子炉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，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は，原子炉建屋から非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を経由して，又は直接大気中に放出される。

大気中への放射性物質の放出経路ごと及び事故発生からの経過時間ごとの単位時間当たりの放射性物質の放出割合の評価式※1 を以下に示す。また，放射性物質の大気放出過程を図 2-4-1 から図 2-4-4 に示し，大気中への放出トレンドを図 2-4-5 から図 2-4-7 に示す。

※1 各評価式における放出割合等は停止時炉内内蔵量に対する割合を表す。

1．原子炉格納容器からサ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

$$q_{PCV\rightarrow 大気}(t) = q_{PCV\rightarrow FCVS}(t) \times \frac{1}{DF_1 \cdot DF_2}$$

$q_{PCV\rightarrow 大気}(t)$ ：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]
（原子炉格納容器からサプレッションチェンバの排気ライン）

DF_1 ：原子炉格納容器フィルタベント系の除去係数[-]※1

DF_2 ：よう素フィルタの除去係数[-]※1

※1 除去係数は添付資料 2 2-1 を参照

2．原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質

①事故発生から原子炉建屋の負圧達成まで（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
原子炉建屋からの大気中への放出割合[1/s]

$q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$ ：時刻 t における単位時間当たりの
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s]

T_1 ：原子炉建屋の負圧達成時間（事故発生 70 分後）[s]

※1 SGTS 起動時間及び排気風量並びに原子炉建屋の設計気密度を基に評価し設定（添付資料 2 2-6 を参照）

※2 この期間では原子炉建屋の負圧が達成されていないことから，放射性物質は原子炉

建屋から大気中に直接放出されるものとして評価した。評価に当たっては，原子炉建屋の換気率を保守的に無限大[回/日]とした。

②原子炉建屋負圧達成後

（事故発生 70 分後から 168 時間後（評価期間（7 日間）中で SGTS は停止しないことを想定）

$$q_{R/B\rightarrow大気}(t) = \lambda \cdot Q_{R/B}(t) \qquad (t \geqq T_1)^{※1}$$

$$\frac{dQ_{R/B}(t)}{dt} = -\lambda \cdot Q_{R/B}(t) + q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$$

$$Q_{R/B}(T_1)^{※2} = \int_0^{T_1} q_{PCV\rightarrow R/B}(t)dt$$

$q_{R/B\rightarrow大気}(t)$ ：時刻 t における単位時間当たりの
原子炉建屋から大気中への放出割合[1/s]

$q_{PCV\rightarrow R/B}(t)$ ：時刻 t における単位時間当たりの
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合[1/s]

$Q_{R/B}(t)$ ：時刻 t における原子炉建屋内での存在割合[-]

λ ：原子炉建屋の換気率[1/s]
（原子炉建屋の設計気密度を基に設定※3）

T_1 ：原子炉建屋の負圧達成時間（事故発生 70 分後）[s]

※1 この期間では原子炉建屋の負圧が維持されているため，放射性物質は原子炉建屋から大気中に直接放出されず，SGTS を経由して大気中へ放出される。

※2 原子炉建屋の負圧達成時間（T_1）における，停止時炉内内蔵量に対する原子炉建屋内での存在割合は，保守的に時刻 T_1までに原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の全量が原子炉建屋内に存在するものとして評価した。

※3 原子炉建屋の換気率は，SGTS を用いる場合の原子炉建屋の設計換気率（0.5 回/日）を採用している。

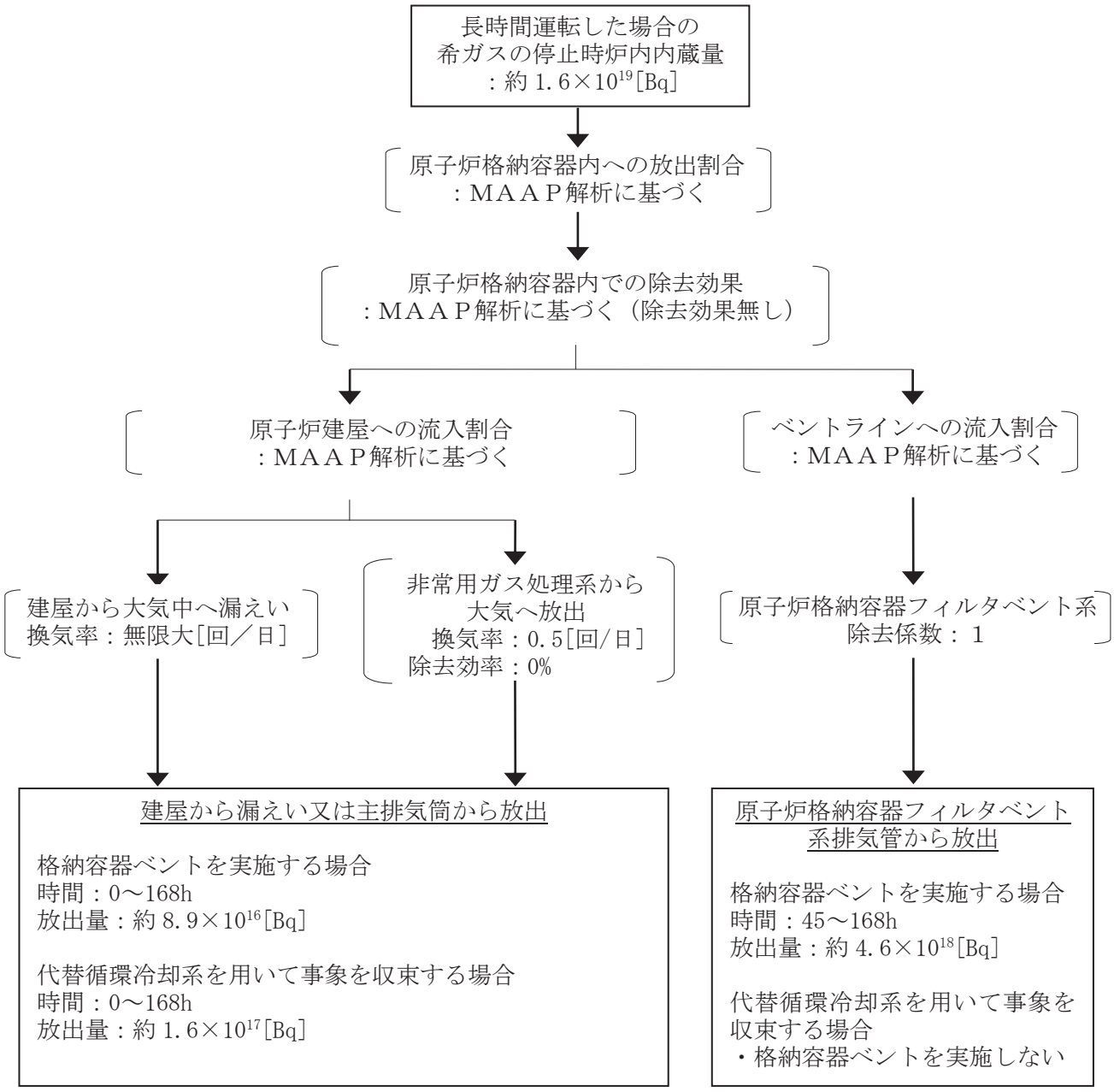


図 2-4-1 炉心の著しい損傷が発生した場合の希ガスの大気放出過程

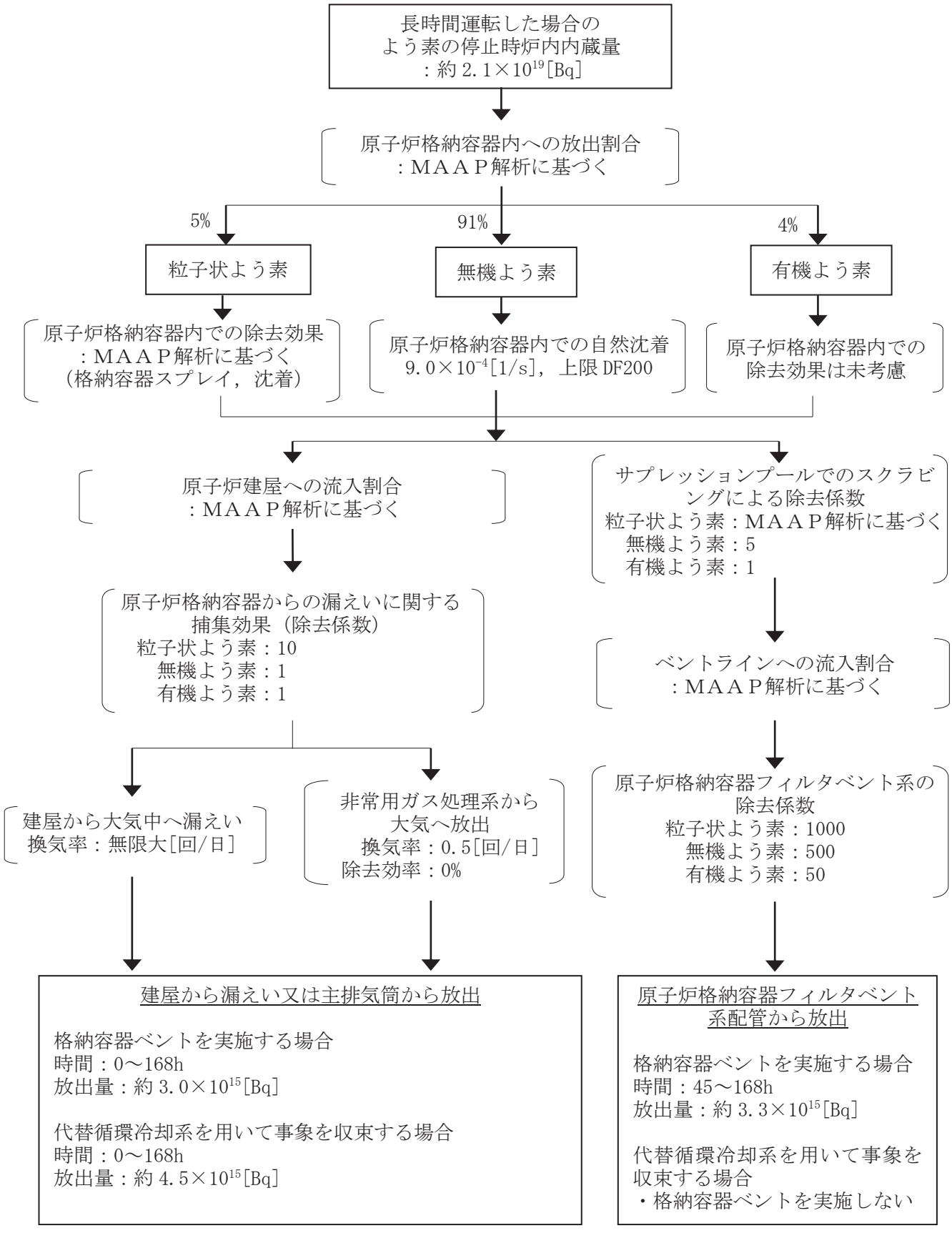


図 2-4-2 炉心の著しい損傷が発生した場合のよう素の大気放出過程

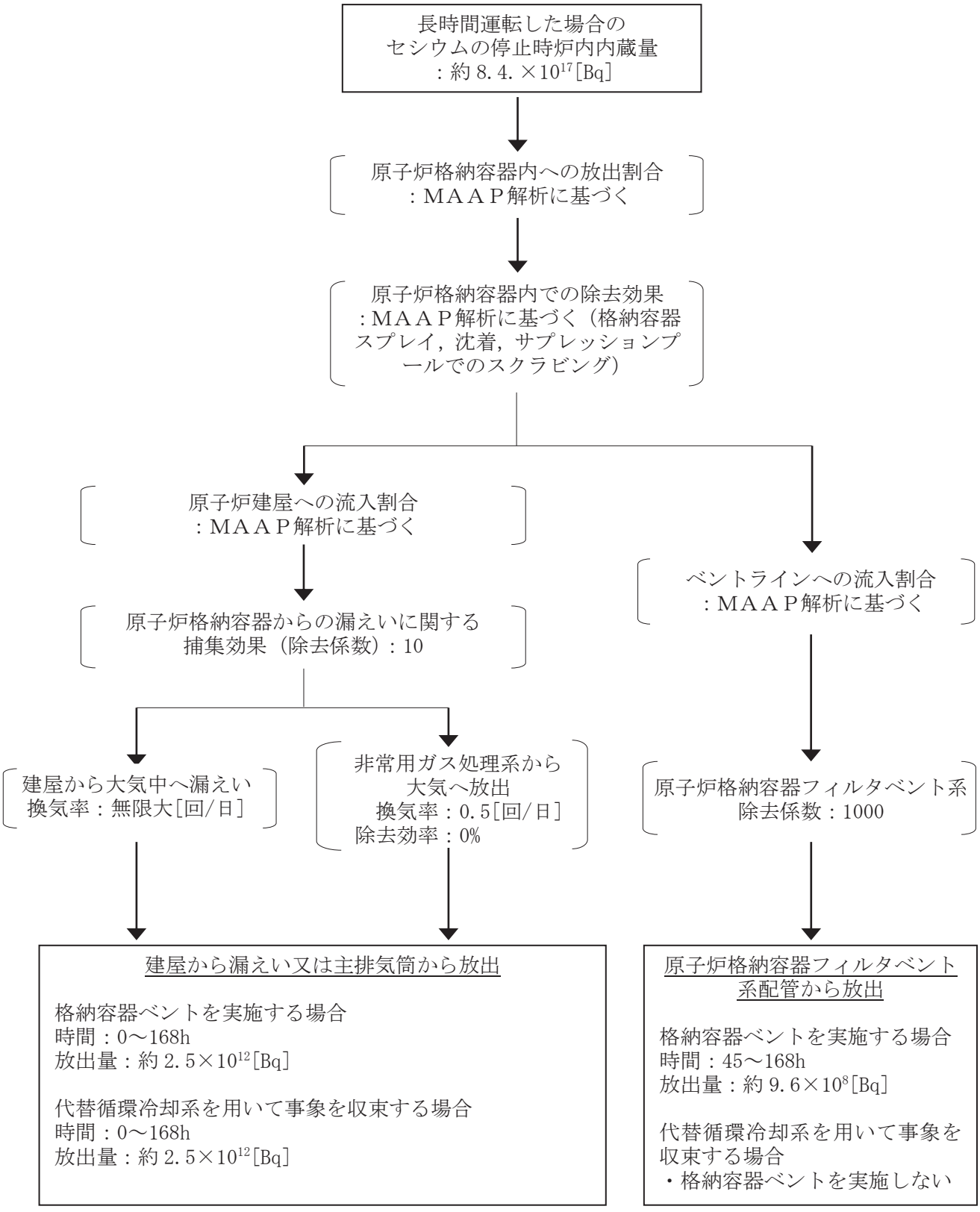


図 2-4-3 炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウムの大気放出過程

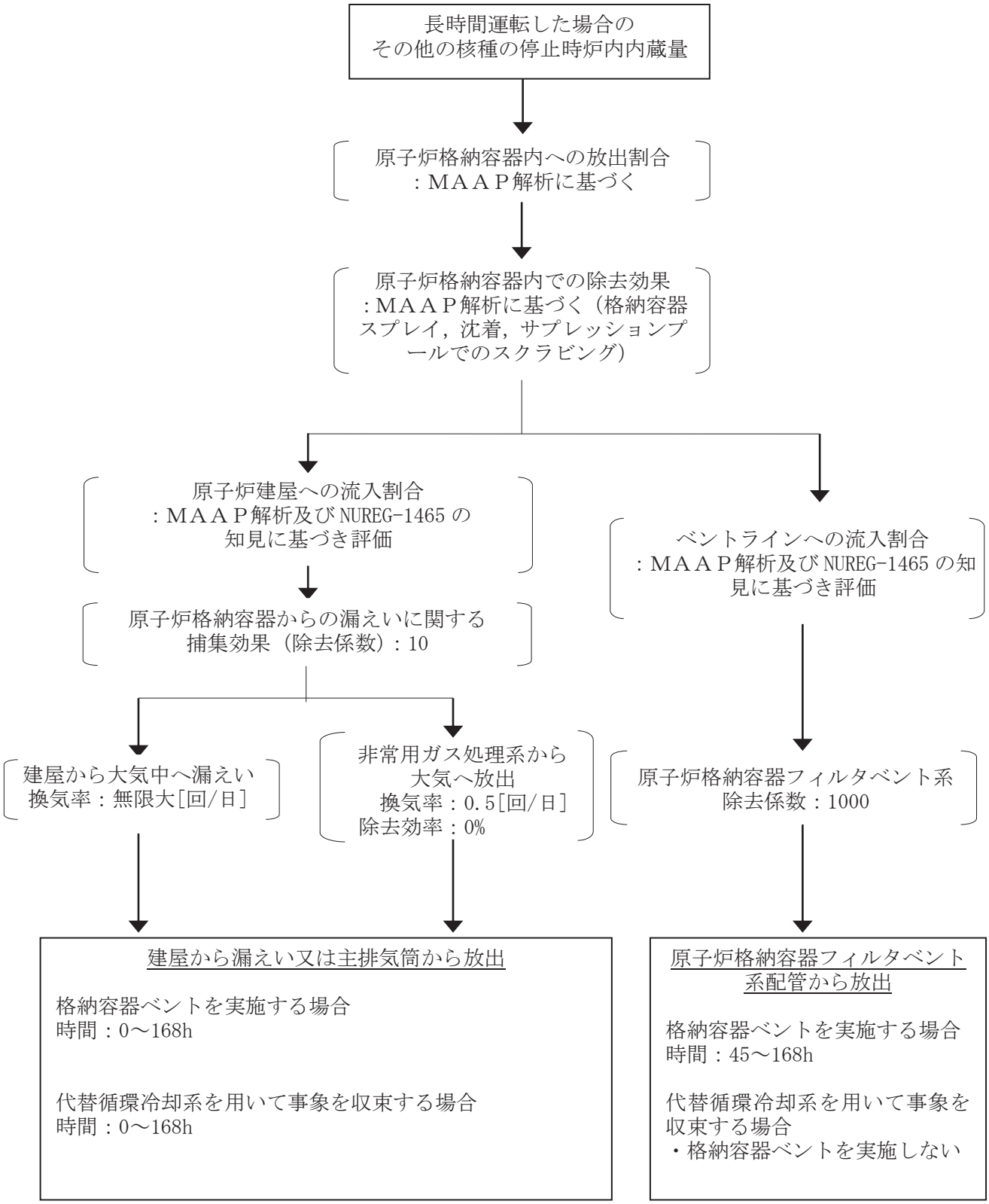


図 2-4-4 炉心の著しい損傷が発生した場合のその他核種の大気放出過程

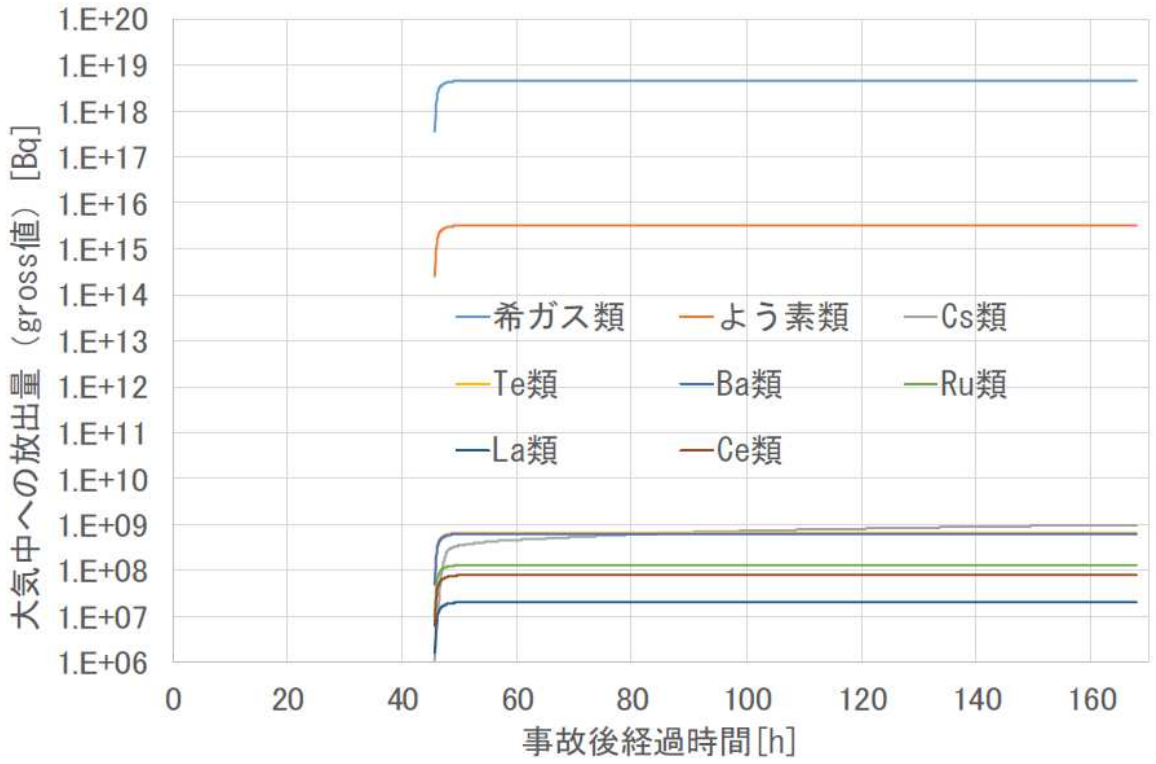


図 2-4-5 格納容器ベント実施時のベントライン経由の放出トレンド

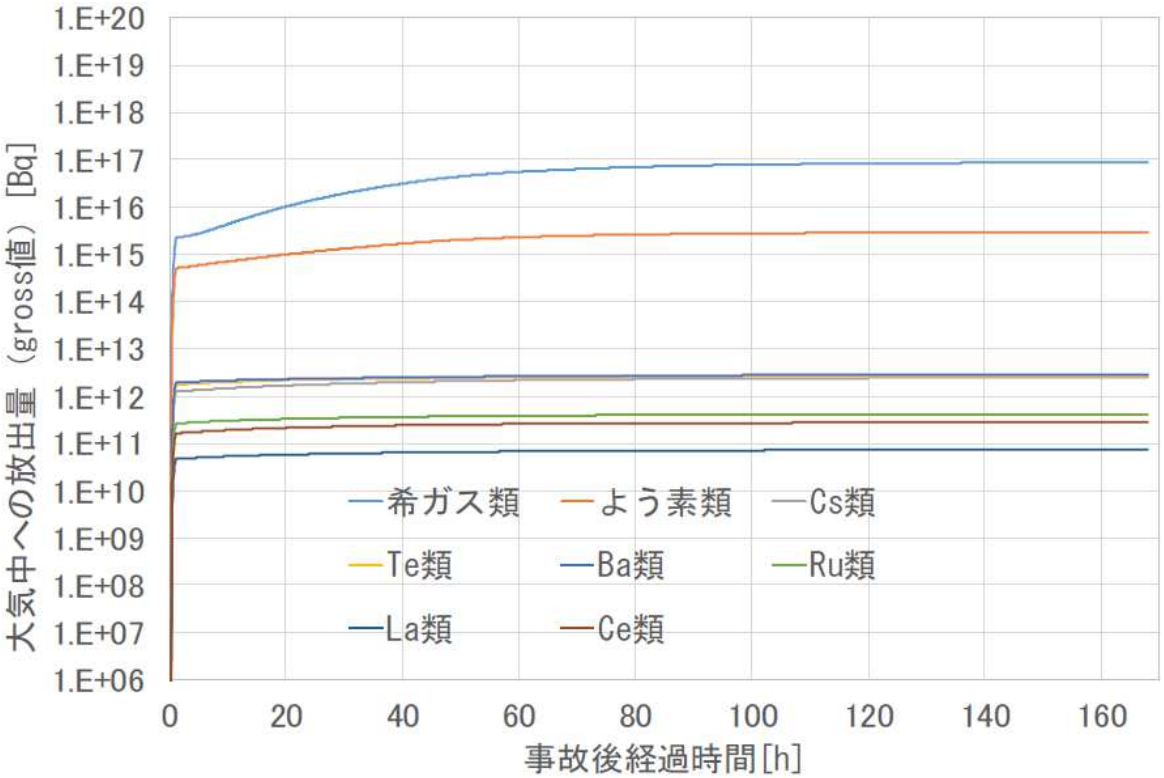


図 2-4-6 格納容器ベント実施時の原子炉建屋経由の放出トレンド

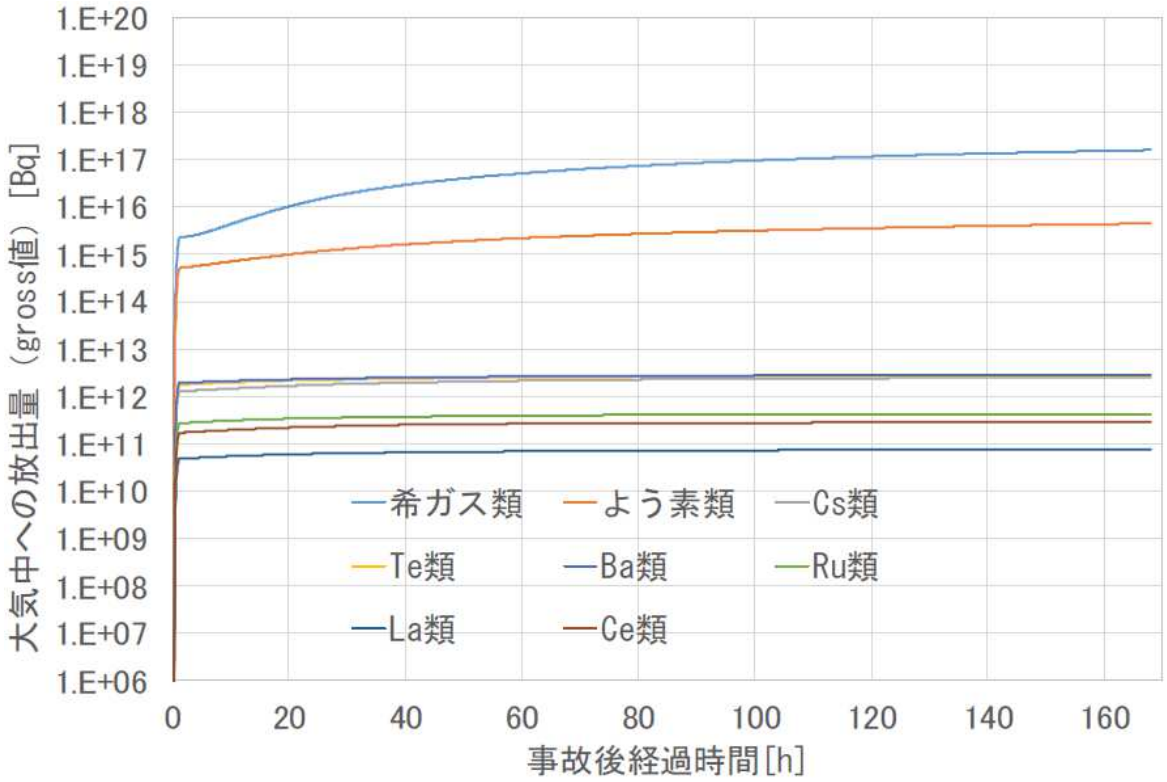


図 2-4-7 代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合の
原子炉建屋経由の放出トレンド

2-5 原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果について

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

自然沈着率の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の濃度の時間変化は，無機よう素の自然沈着率を用いると以下の式で表される。

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = -\lambda_d \cdot \rho(t)$$

$\rho(t)$ ：時刻 t における原子炉格納容器内における無機よう素の濃度[μ 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。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \cdot log\left(\frac{\rho(t_1)}{\rho(t_0)}\right)$$

NUPEC 報告書では，Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”の記載（CSE A6 実験）より，「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では，時刻 0 分で濃度 10^5 μ g/m^3 であったものが，時刻 30 分で 1.995×10^4 μ 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 9.0×10^{-4}[1/s]を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く，格納容器スプレイをしていない状態下での挙動を模擬するためのものであると考えられる。なお，米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の無機よう素が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

CSE A6 実験等から，原子炉格納容器に浮遊している放射性物質が，放出された放射性物質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であり，原子炉格納容器内の無機よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去されることが分かっている。そこで，原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果の設定に当たっては，自然沈着率として上式により得られた事故初期の自然沈着率（9.0×10^{-4}[1/s]）を代表として適用し，また，自然沈着による上限 DF（除去効率）を 200 とした。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として，BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化を図 2-5-1 に示す。

なお，CSE A6 実験における無機よう素の初期濃度は $1\times10^5\,\mu g/m^3$ となっており，女川 2 号炉において原子炉格納容器気相部に放出される無機よう素の濃度も同じ 10^5 オーダーとなっている。

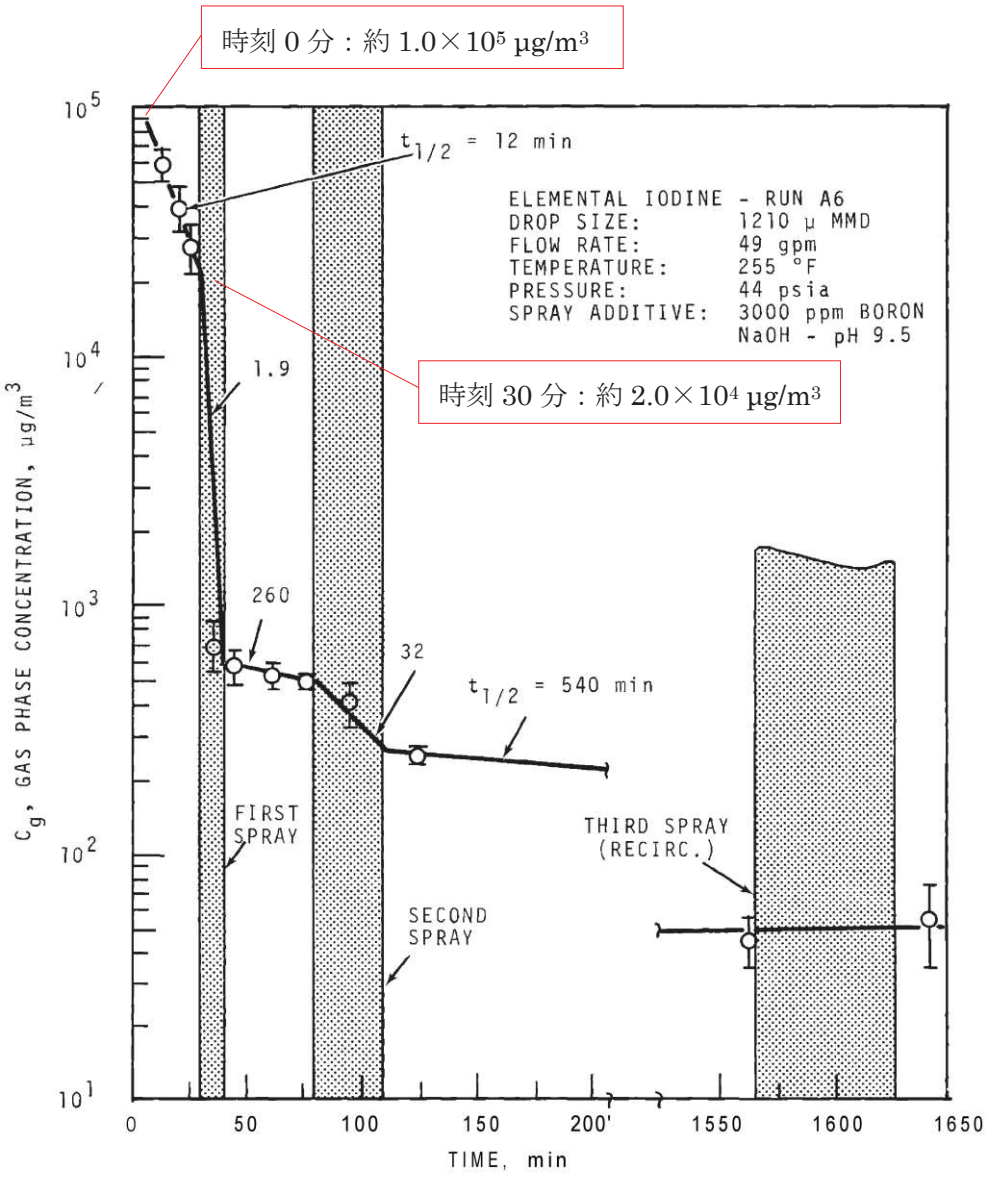


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

図 2-5-1　原子炉格納容器内における無機よう素濃度の時間変化

出典：BNWL-1244，“Removal of Iodine and PARTICLES from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

59-9-添 2-5-2

（参考）

CSE 実験の適応性について

CSE 実験と本被ばく評価で想定している事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失」における MAAP 解析結果による原子炉格納容器内の条件を表 1 で比較する。また，CSE 実験の試験体系を図 1 に示す。

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，実験条件は女川原子力発電所 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原子炉格納容器内の条件と概ね同等である。

表 1　CSE 実験条件と女川 2 号炉の条件の比較

	CSE 実験の Run No.			女川 2 号炉
	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 0.31[2]
雰囲気温度（℃）	約 120	約 120	約 120	約 170[2]
スプレイ	間欠[1]	なし	なし	あり（無機よう素は自然沈着のみ考慮）

(1) R.K.Hilliard, A.K.Postma, J.D.McCormack and L.F.Coleman, “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment”, Nucl. Technol., Vol.10, 499-519, 1971

(2) R.K.Hilliard, L.F.Coleman, C.E.Linderoth, J.D.McCormack and A.K.Postma, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays- Containment System Experiment Interim Report”, BNWL-1244, 1970

(3) R.K.Hilliard and L.F.Coleman, “Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiment”, BNWL-1457, 1970

[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原子炉格納容器内の濃度を用いている。

[2] 格納容器破損防止対策の有効性評価の事故シーケンス「大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋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

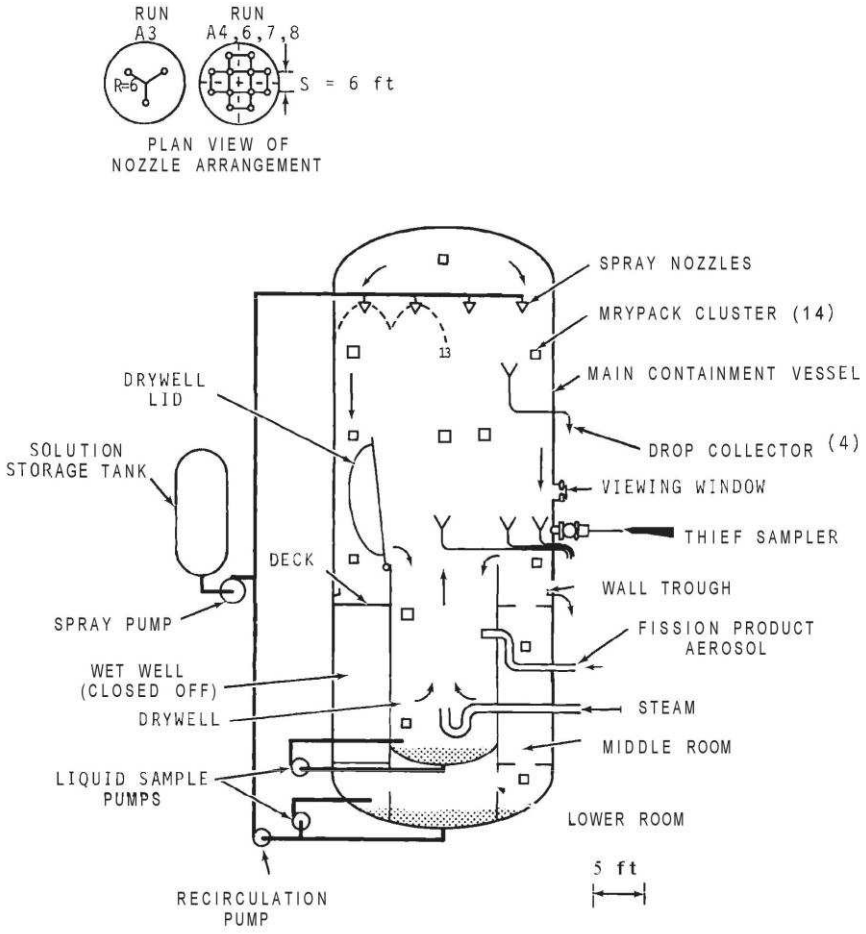


FIGURE 3. Schematic Diagram of Containment Arrangement Used in CSE Spray Tests

試験体系

容積：750m^3，直径：7.6m，高さ：20m

（MAIN ROOM(DRY WELL を含むデッキ上方)：約 600m^3，MIDDLE ROOM：約 60m^3，LOWER ROOM：約 100m^3）

図 1 CSE 実験の試験体系（スプレイ実施時）

CSE 実験 でスプレイを使用しない A-5 及び A-11 における無機よう素の原子炉格納容器気相部濃度の時間変化を図 2 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。

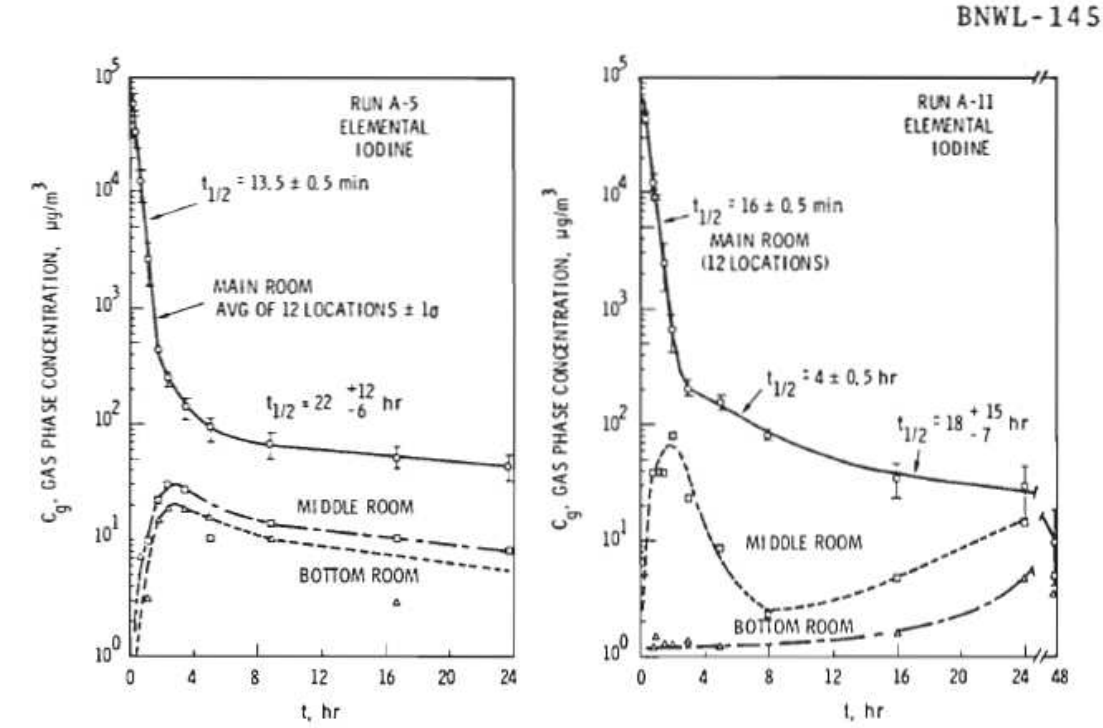


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

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

図 2 CSE A-5 及び A-11 実験による無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は評価する体系の体積と内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女川 2 号炉の比表面積について表 2 に示す。CSE 実験と女川 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 実験と女川 2 号炉の比表面積の比較

	CSE 実験体系	女川 2 号炉
体積(m^3)	約 600	約 13,000
表面積(m^2)	約 570	約 12,000
比表面積(m^{-1})	約 0.96	約 0.93

2-6 原子炉建屋の負圧達成時間について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用している原子炉建屋の負圧達成時間70 分（=非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）排風機起動 60 分+排風機起動から原子炉建屋負圧達成時間 10 分）は，表 2-6-1 に示すとおり設定している。なお，排風機起動から負圧達成までの時間については，原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい量，原子炉建屋外からのインリーク量を考慮して算出している（別紙参照）。

表 2-6-1 女川原子力発電所 2 号炉の原子炉建屋負圧達成時間について

		2 号炉
原子炉建屋自由空間体積		
SGTS 排風機流量		2,500m^3/h
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生～SGTS 排風機起動	60 分
	SGTS 排風機起動～負圧達成	＜約 10 分
		＜約 70 分
評価において使用する原子炉建屋負圧達成時間		70 分

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（別紙）

原子炉建屋負圧達成時間の算出について

原子炉建屋を SGTS 排風機で排気した際に負圧達成までに要する時間を評価する。

1．評価モデル

原子炉建屋の圧力評価モデルを図 1 に示す。

原子炉建屋圧力は，SGTS 排風機による排気と，原子炉建屋のインリーク及び原子炉格納容器からの漏えいのバランスにより決定されるものとする。

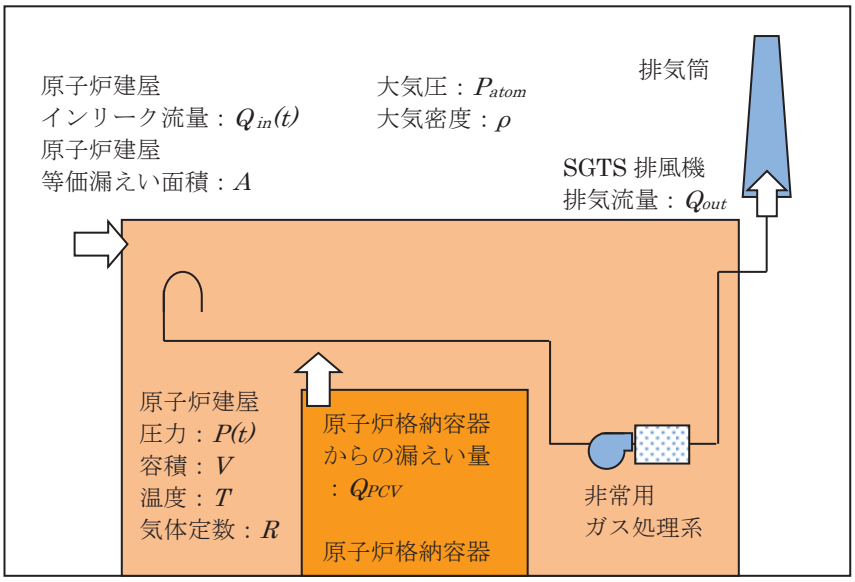


図 1 原子炉建屋の圧力評価モデル

２．評価式

原子炉建屋の圧力変化率は，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。

$$\frac{dp}{dt}=\frac{RT}{V}\frac{dn}{dt} \qquad \cdots（1）$$

したがって，原子炉建屋の圧力（p(t)）は次式に従う。

$$p(t+\Delta t)=P(t)+\Delta t\frac{RT}{V}\frac{dn}{dt}$$

$$\Leftrightarrow p(t+\Delta t)=P(t)+\Delta t\frac{RT}{V}\left\{\frac{p(t)}{RT}(-Q_{out}+Q_{in}(t)+Q_{PCV}(t))\right\}$$

$$\Leftrightarrow p(t+\Delta t)=P(t)+\Delta t\frac{p(t)}{V}\{(-Q_{out}+Q_{in}(t)+Q_{PCV}(t))\} \qquad \cdots（2）$$

Q_{out} ：ＳＧＴＳ排風機流量[m³/s]

$Q_{in}(t)$ ：原子炉建屋インリーク流量[m³/s]

$Q_{PCV}(t)$ ：原子炉格納容器からの漏えい流量[m³/s]

原子炉建屋インリーク流量$Q_{in}(t)$は大気圧と原子炉建屋の圧力の差により流量が変化し，その流量はベルヌーイ式で規定されることから次式のとおりとなる。

$$Q_{in}(t)=A\sqrt{\frac{2(p_{atom}-p(t))}{\rho}} \qquad \cdots（3）$$

A ：原子炉建屋等価漏えい面積[m²]

原子炉建屋等価漏えい面積 A は，原子炉建屋の設計気密度に基づき，式(3)と同じくベルヌーイ式により求められる。

原子炉格納容器からの漏えい流量 $Q_{PCV}(t)$ は，原子炉格納容器内のガスが原子炉建屋に漏えいし，体積膨張するものとして求める。全ての漏えいガスが凝縮せず，理想気体として存在すると仮定すると，その流量は次式のとおりとなる。

$$Q_{PCV}(t) = V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \quad \cdots (4)$$

γ_{PCV} ：原子炉格納容器設計漏えい率[%/日]

したがって，式(2)～(4)より，原子炉建屋の圧力変化量を求める評価式は以下のとおりとなる。

$$p(t+\Delta t) = p(t) + \Delta t \frac{p(t)}{V}\left(-Q_{out} + A\sqrt{\frac{2(p_{atom} - p(t))}{\rho}} + V_{PCV} \times \frac{\gamma_{PCV}}{100 \cdot 24 \cdot 3600} \times \frac{p_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T}{p(t)} \right)$$

３．評価条件

原子炉建屋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 原子炉建屋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))	101,325 (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
原子炉建屋圧力	$P(t)$	Pa(abs)	-	事故発生後，原子炉建屋圧力は大気圧まで戻ると想定し，初期圧力には大気圧を設定
原子炉建屋容積	V	m^3		設計値
原子炉建屋温度	T	K	313.15	40℃と仮定
原子炉建屋 等価漏えい面積	A	m^2		原子炉建屋の設計気密度に基づき，ベルヌーイ式より算出※1
SGTS 排風機流量	Q_{out}	m^3/s (m^3/h)	0.694 (2500)	設計値（定格流量）
原子炉格納容器圧力	p_{PCV}	Pa(gage) (kPa(gage))	384×10^3 (384)	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	m^3	13,100	設計値
原子炉格納容器温度	T_{PCV}	K	313.15	保守的に原子炉建屋と同じ温度を仮定
原子炉格納容器 設計漏えい率	γ_{PCV}	%/日	0.5	原子炉格納容器最高使用圧力の 0.9 倍までの設計漏えい率

※1 原子炉建屋の設計気密度は，「6.4mmAq の負圧状態にあるとき，内部への漏えい率が１日につき内部空間容積の 50%以下」である。ここでは，保守的に 50[%/日]における等価漏えい面積を使用した。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

４．評価結果

原子炉建屋圧力の時間変化を図 2 に示す。

SGTS 排風機起動後，原子炉建屋圧力は単調に低下し，約 520 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 520 秒を丸めて保守的に 10 分を使用する。

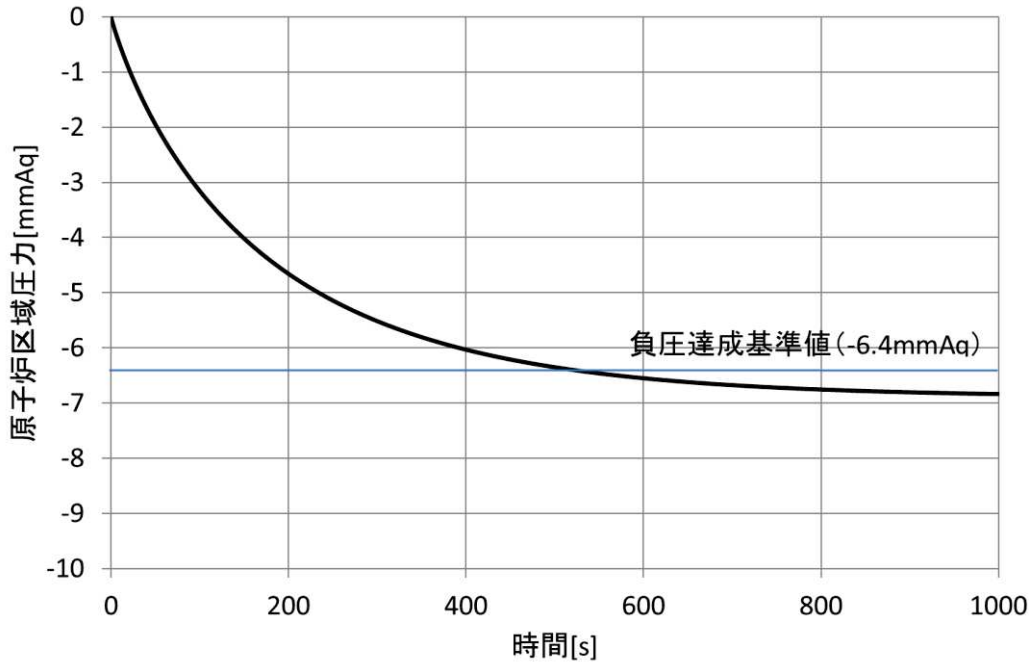


図 2 原子炉建屋圧力の時間変化

2-7 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

女川原子力発電所敷地内において観測した 2012 年 1 月から 2012 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あたり，当該１年間の気象データが長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討をＦ分布検定により実施した。

以下に検定方法及び検討結果を示す。

１．検定方法

（１）検定に用いた観測データ

気象資料の代表性を確認するに当たっては，通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するものの，被ばく評価では保守的に地上風を使用することもあることから，排気筒高さ付近を代表する地上高 71m の観測データに加え，参考として地上高 10m 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：2002 年　1 月～2011 年 12 月

検定年：2012 年　1 月～2012 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地上高 71m の観測データについては，有意水準 5%で棄却された項目が 0 項目であり，地上高 10m の観測データについては 1 項目であったことから，棄却数が少なく検定年が長期間の気象状態を代表していると判断した。

検定結果を表 2-7-1 から表 2-7-4 に示す。

表 2-7-1　棄却検定表（風向）（地上高 71m）

検 定 年：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
統計期間：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）2002 年 1 月～2011 年 12 月

(%)

統計年 / 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.61	2.85	2.05	2.33	2.73	3.15	2.89	3.12	3.15	2.57	2.75	2.68	3.61	1.88	○
NNE	3.27	3.43	2.11	3.16	3.70	3.64	3.77	3.84	2.82	2.66	3.24	3.03	4.58	1.91	○
NE	7.31	7.60	4.20	6.63	7.85	8.08	9.13	7.12	5.48	6.41	6.98	7.41	10.29	3.67	○
ENE	6.50	7.58	5.73	6.35	7.88	6.27	6.40	6.37	6.55	5.90	6.56	6.66	8.16	4.95	○
E	5.25	5.99	5.47	5.56	7.59	5.32	6.49	6.23	5.29	4.69	5.79	5.99	7.75	3.84	○
ESE	2.70	3.53	2.97	3.35	3.43	2.63	3.06	3.55	3.25	2.67	3.12	3.32	3.97	2.26	○
SE	2.69	2.78	2.07	2.30	3.13	2.64	2.84	3.04	3.60	2.07	2.72	2.99	3.87	1.57	○
SSE	3.55	3.53	2.84	3.40	4.26	3.45	3.77	3.81	3.17	2.85	3.47	4.28	4.50	2.43	○
S	3.12	3.49	2.81	3.05	3.60	2.77	3.84	3.92	3.00	3.29	3.29	3.83	4.26	2.31	○
SSW	4.52	4.85	6.46	4.87	4.49	5.31	5.13	5.21	5.37	4.43	5.07	5.65	6.49	3.64	○
SW	7.77	8.00	11.13	8.44	6.85	8.42	7.01	8.03	10.79	9.54	8.59	7.46	12.06	5.13	○
WSW	6.31	4.59	6.04	5.21	4.99	5.07	4.58	4.74	5.96	6.00	5.35	4.34	6.92	3.77	○
W	8.24	6.35	9.38	7.96	6.86	8.03	7.68	8.11	9.40	9.59	8.15	7.21	10.70	5.61	○
WNW	15.11	14.49	17.51	18.32	13.32	14.88	12.86	14.19	13.60	15.58	14.98	14.76	19.16	10.80	○
NW	15.64	15.19	14.56	14.34	14.93	15.76	15.83	14.00	13.57	17.17	15.08	15.14	17.59	12.58	○
NNW	3.95	4.02	3.30	2.70	2.95	3.62	3.29	3.35	3.51	3.24	3.39	3.66	4.36	2.43	○
CALM	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○

表 2-7-2　棄却検定表（風速）（地上高 71m）

検 定 年：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
統計期間：敷地内 B 点（標高 175m，地上高 71m）2002 年 1 月～2011 年 12 月

（%）

統計年 / 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.48	1.73	1.37	2.03	1.44	0.98	1.44	1.39	1.48	1.35	1.47	1.60	2.11	0.83	○
0.5～1.4	9.43	8.36	7.98	8.18	10.11	8.36	10.99	8.87	9.64	9.20	9.11	9.22	11.38	6.84	○
1.5～2.4	12.93	13.70	12.09	12.06	15.86	12.66	15.36	14.10	14.75	13.93	13.74	13.84	16.87	10.61	○
2.5～3.4	14.26	14.48	13.32	12.39	14.62	15.09	14.91	15.12	14.79	14.98	14.39	13.48	16.49	12.30	○
3.5～4.4	12.70	13.10	12.70	12.33	11.94	14.10	12.74	13.00	12.16	12.46	12.73	12.56	14.15	11.30	○
4.5～5.4	10.22	10.40	10.27	10.16	9.33	10.24	8.91	9.83	10.28	10.89	10.05	10.28	11.39	8.71	○
5.5～6.4	8.46	7.95	8.74	9.00	7.87	8.79	7.94	7.75	7.62	8.29	8.24	8.39	9.39	7.09	○
6.5～7.4	7.33	6.79	7.45	7.43	6.09	7.27	6.67	6.47	6.30	6.58	6.84	7.07	8.03	5.66	○
7.5～8.4	5.89	5.32	5.89	6.18	5.32	6.08	5.28	5.18	5.58	5.60	5.63	5.89	6.49	4.78	○
8.5～9.4	4.62	4.56	4.49	5.68	4.04	4.73	4.19	4.74	4.59	4.57	4.62	4.23	5.65	3.59	○
9.5以上	12.69	13.60	15.69	14.56	13.38	11.71	11.55	13.55	12.81	12.15	13.18	13.43	16.22	10.13	○

表 2-7-3　棄却検定表（風向）（地上高 10m）

検 定 年：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
統計期間：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2002 年 1 月～2011 年 12 月

(%)

統計年 / 風向	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	6.78	6.42	4.08	4.87	6.19	7.63	7.40	7.86	6.30	6.35	6.39	6.73	9.19	3.58	○
NNE	3.72	3.90	2.58	4.16	2.76	2.82	2.98	2.21	2.09	2.52	2.97	2.50	4.67	1.27	○
NE	3.58	3.15	2.49	3.22	4.67	4.19	4.66	3.60	3.09	3.05	3.56	3.24	5.29	1.84	○
ENE	6.15	5.46	5.00	5.69	7.48	5.44	6.40	5.78	5.53	4.50	5.74	6.13	7.67	3.81	○
E	4.48	5.99	5.23	6.04	6.99	5.45	6.57	6.57	5.96	5.06	5.83	6.23	7.67	3.98	○
ESE	2.67	2.81	2.30	3.21	2.83	2.33	2.46	2.68	2.72	1.66	2.57	2.41	3.56	1.59	○
SE	4.61	5.99	5.17	5.05	6.44	5.02	5.92	6.12	5.43	4.80	5.45	6.49	6.93	3.97	○
SSE	1.67	1.97	2.19	1.91	2.13	1.86	1.97	2.18	1.58	1.90	1.93	2.19	2.41	1.46	○
S	2.91	2.47	3.16	2.68	3.01	3.34	3.36	3.91	3.48	3.80	3.21	5.18	4.31	2.12	×
SSW	7.84	6.91	7.98	6.65	5.27	6.86	5.62	7.31	7.31	7.15	6.91	7.45	8.97	4.84	○
SW	12.07	11.53	16.25	13.46	11.77	13.45	11.53	12.58	15.60	15.27	13.37	10.95	17.60	9.14	○
WSW	3.88	3.41	4.86	4.42	3.14	4.73	4.21	4.08	4.66	4.98	4.24	4.00	5.71	2.78	○
W	12.01	10.50	11.59	12.47	11.03	11.71	12.16	11.99	11.77	12.45	11.77	11.42	13.23	10.31	○
WNW	14.06	15.20	15.26	13.55	11.14	10.93	9.78	9.64	9.95	10.12	11.98	9.27	17.44	6.52	○
NW	5.19	6.01	5.09	5.40	6.27	7.41	6.59	6.55	7.30	8.19	6.38	7.52	8.81	3.95	○
NNW	2.99	2.89	2.09	2.04	2.28	3.09	2.34	2.09	2.55	2.24	2.46	2.43	3.40	1.52	○
CALM	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○

表 2-7-4　棄却検定表（風速）（地上高 10m）

検 定 年：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2012 年 1 月～2012 年 12 月
統計期間：敷地内 A 点（標高 70m，地上高 10m）2002 年 1 月～2011 年 12 月
(%)

統計年 / 風速(m/s)	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	平均値	検定年 2012	棄却限界		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	5.40	5.37	4.69	5.17	6.60	3.76	6.04	4.87	4.66	5.96	5.23	5.86	7.17	3.28	○
0.5～1.4	34.04	34.09	31.73	33.29	38.00	35.73	40.82	38.53	37.30	39.08	36.20	38.52	43.16	29.25	○
1.5～2.4	29.75	28.20	28.64	30.49	28.23	31.70	29.52	28.47	30.39	28.80	29.44	30.05	32.21	26.68	○
2.5～3.4	16.45	16.81	17.14	16.74	14.32	16.95	13.26	15.18	15.24	15.79	15.81	15.76	18.85	12.76	○
3.5～4.4	8.41	8.58	9.44	8.46	7.54	7.88	6.84	7.66	7.47	6.76	7.92	6.46	9.89	5.95	○
4.5～5.4	3.59	4.06	4.72	3.68	3.46	2.55	2.14	3.42	3.35	2.35	3.35	2.30	5.23	1.47	○
5.5～6.4	1.28	1.81	2.25	1.42	1.34	0.97	1.02	1.26	1.17	0.99	1.36	0.71	2.31	0.41	○
6.5～7.4	0.65	0.66	0.86	0.56	0.35	0.30	0.27	0.41	0.33	0.18	0.46	0.21	0.97	-0.05	○
7.5～8.4	0.25	0.36	0.32	0.15	0.11	0.09	0.04	0.15	0.08	0.05	0.16	0.10	0.43	-0.11	○
8.5～9.4	0.11	0.05	0.16	0.02	0.03	0.03	0.04	0.03	0.00	0.01	0.05	0.03	0.17	-0.07	○
9.5以上	0.06	0.01	0.06	0.00	0.01	0.02	0.01	0.01	0.00	0.00	0.02	0.00	0.07	-0.03	○

2-8 被ばく評価に用いる大気拡散評価について

中央制御室の居住性評価で用いる相対濃度及び相対線量は，実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい値から順に並べて整理し，累積出現頻度 97%に当たる値としている。着目方位を図 2-8-1 から図 2-8-12，評価結果を表 2-8-1 に示す。

相対濃度及び相対線量の評価に当たっては，年間を通じて 1 時間ごとの気象条件に対して相対濃度及び相対線量を算出し，小さい値から順に並べて整理した。評価結果を表 2-8-2 から表 2-8-5 に示す。

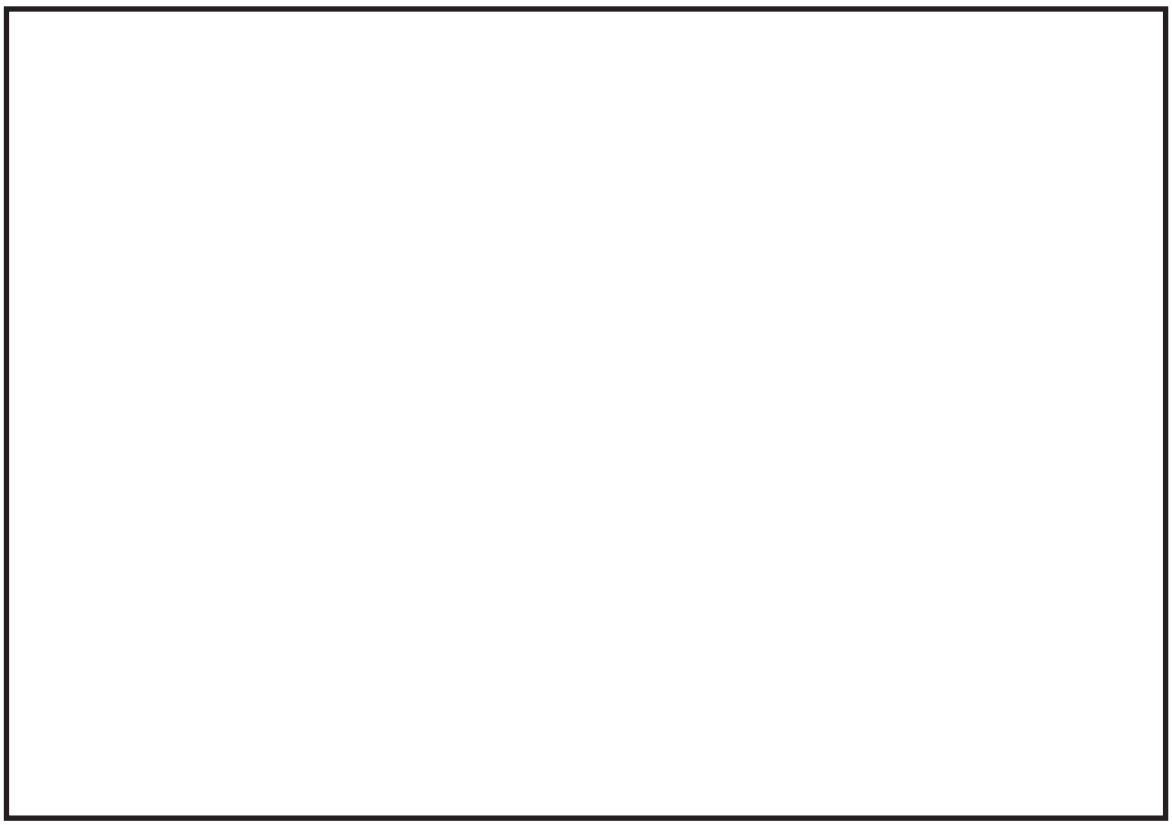


図 2-8-1　着目方位

（放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：中央制御室換気空調系給気口）

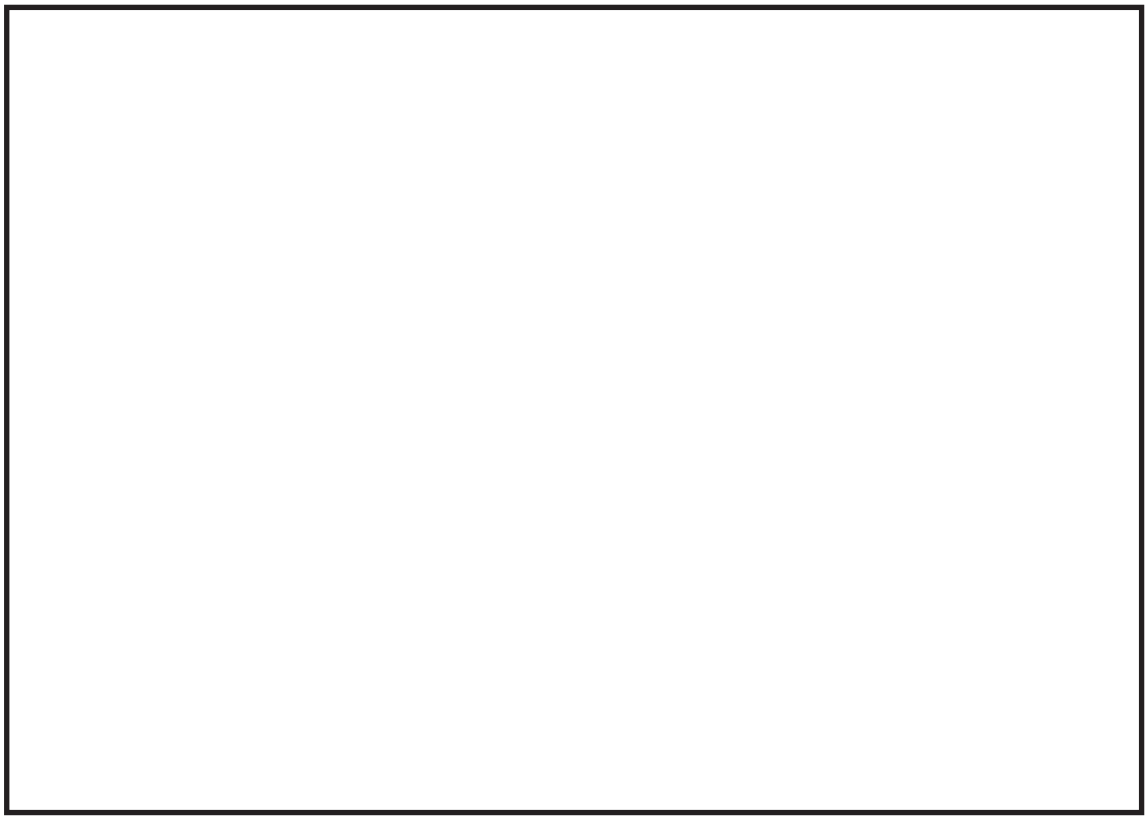


図 2-8-2　着目方位

（放出点：原子炉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）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-2

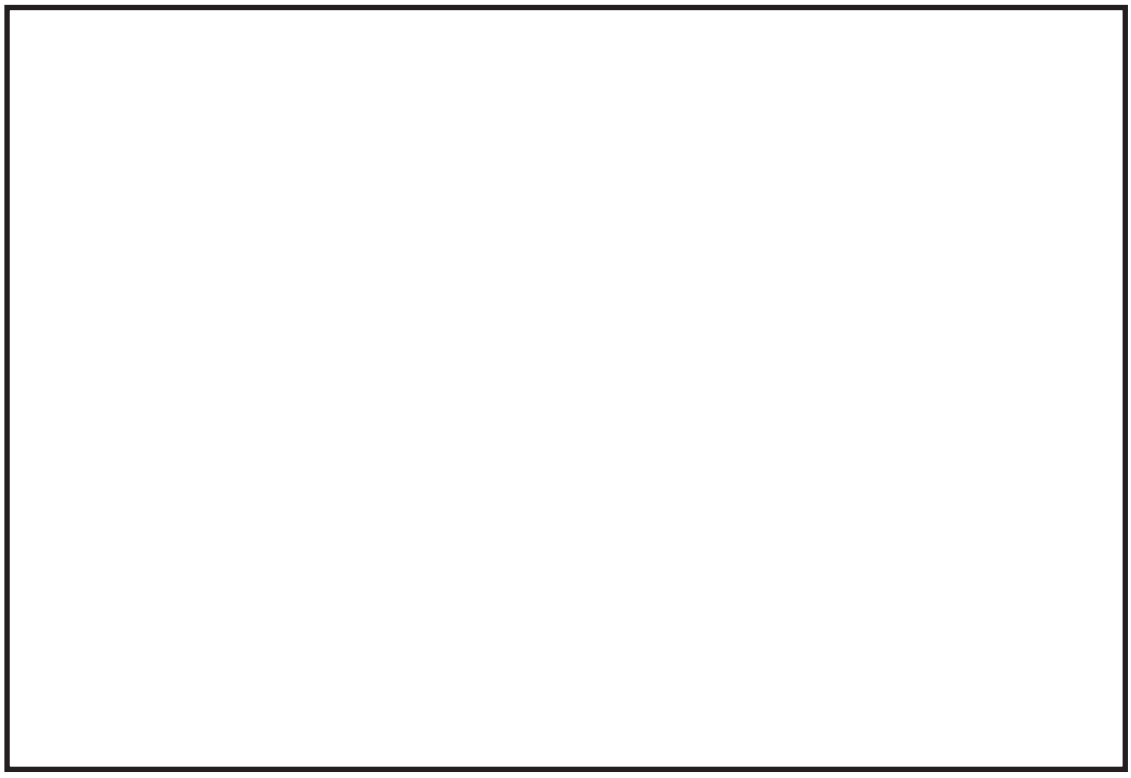


図 2-8-3　着目方位

（放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：出入管理所）

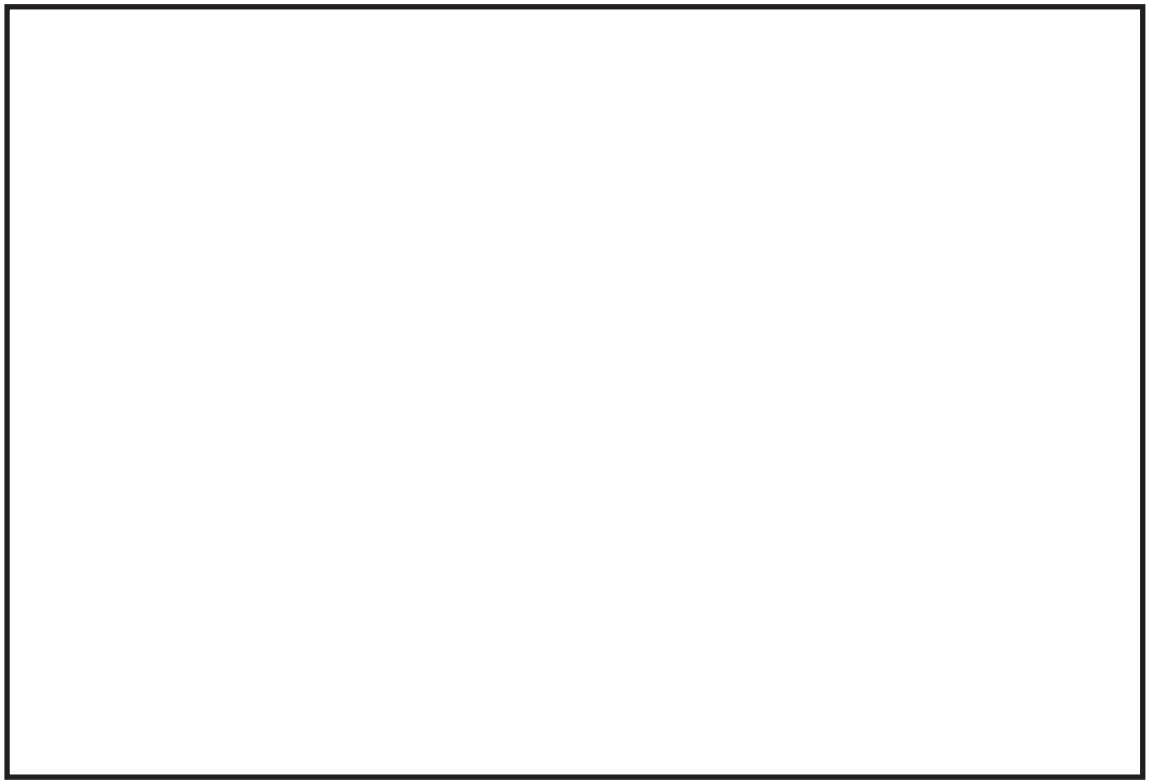


図 2-8-4　着目方位

（放出点：原子炉格納容器フィルタベント系排気管，評価点：制御建屋出入口）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

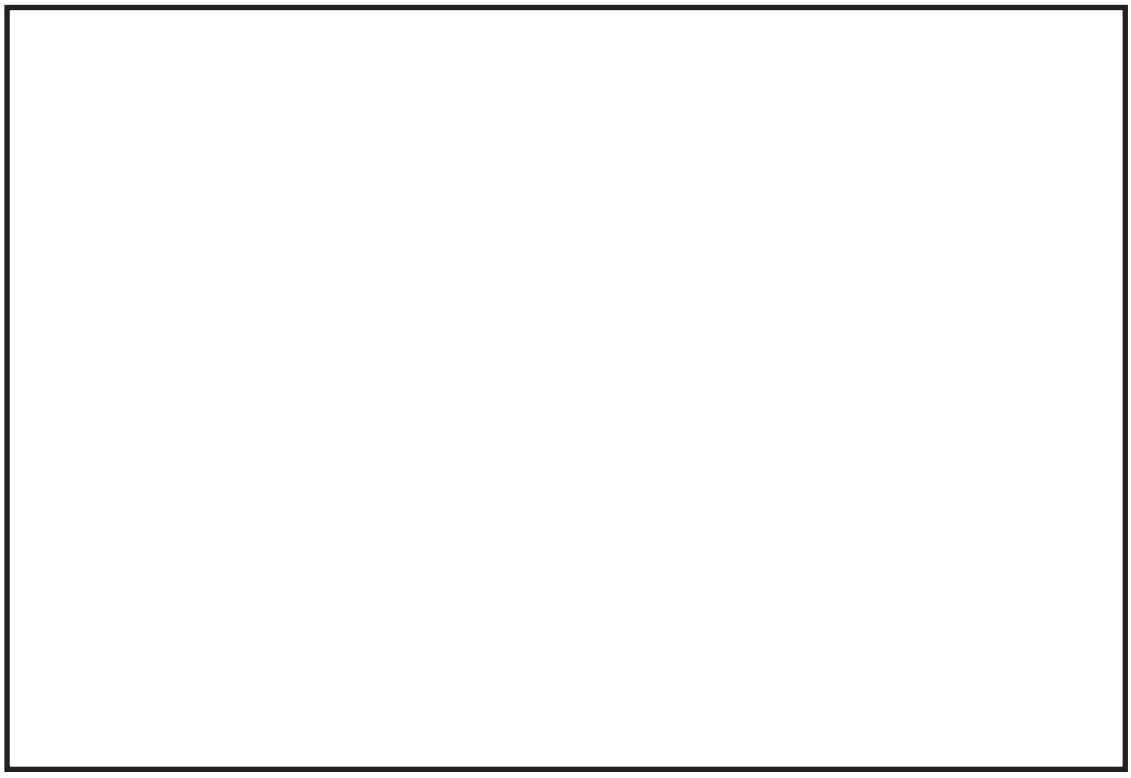


図 2-8-5　着目方位
（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室換気空調系給気口）

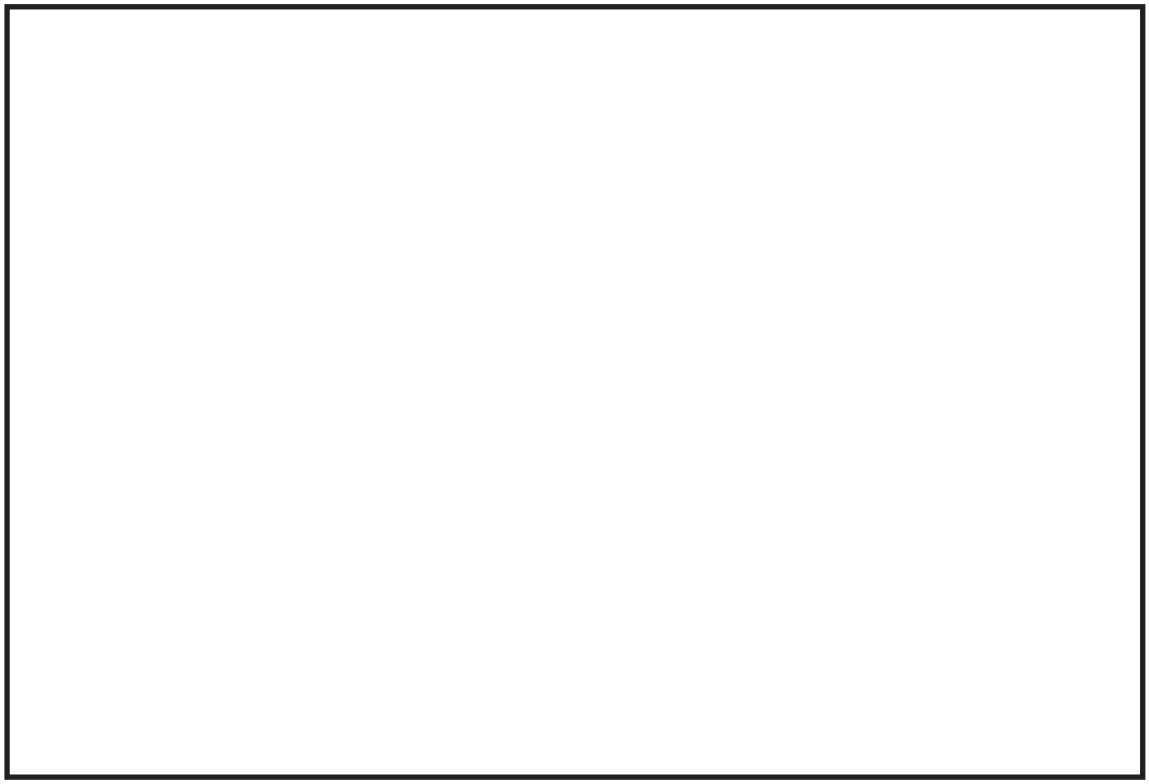


図 2-8-6　着目方位
（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：中央制御室中心）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

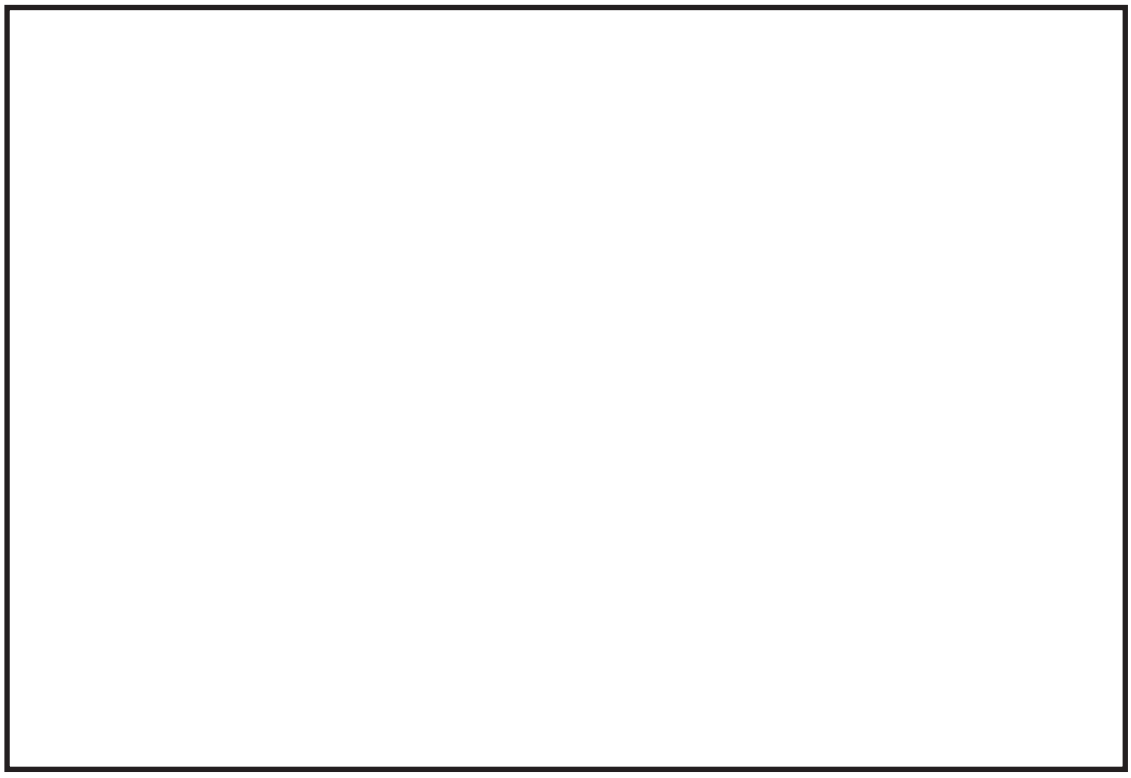


図 2-8-7　着目方位
（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：出入管理所）

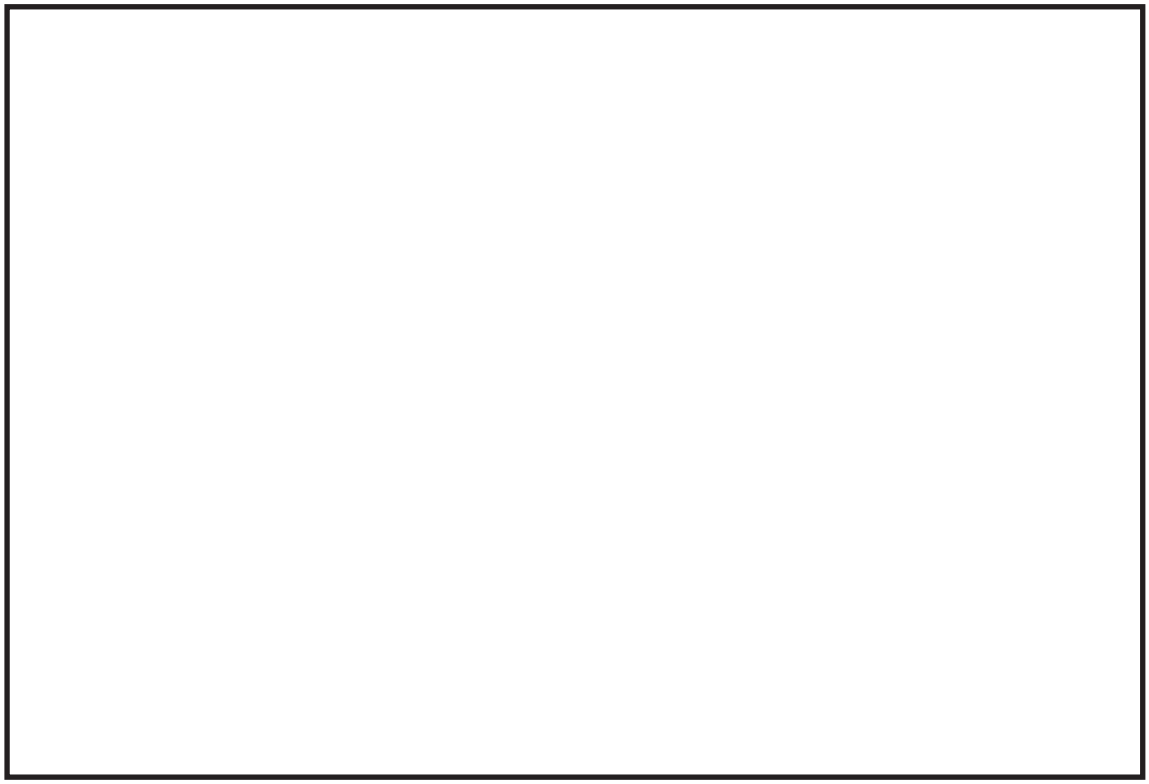


図 2-8-8　着目方位
（放出点：原子炉建屋ブローアウトパネル，評価点：制御建屋出入口）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-5

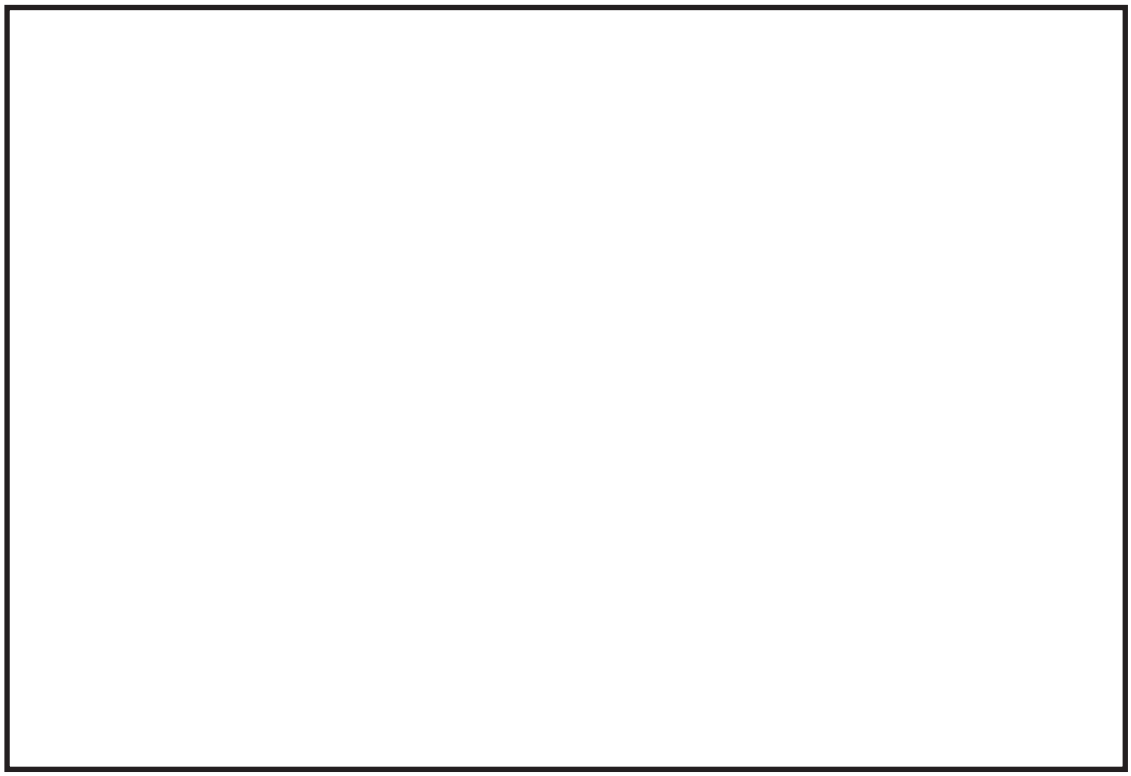


図 2-8-9　着目方位
（放出点：排気筒，評価点：中央制御室換気空調系給気口）

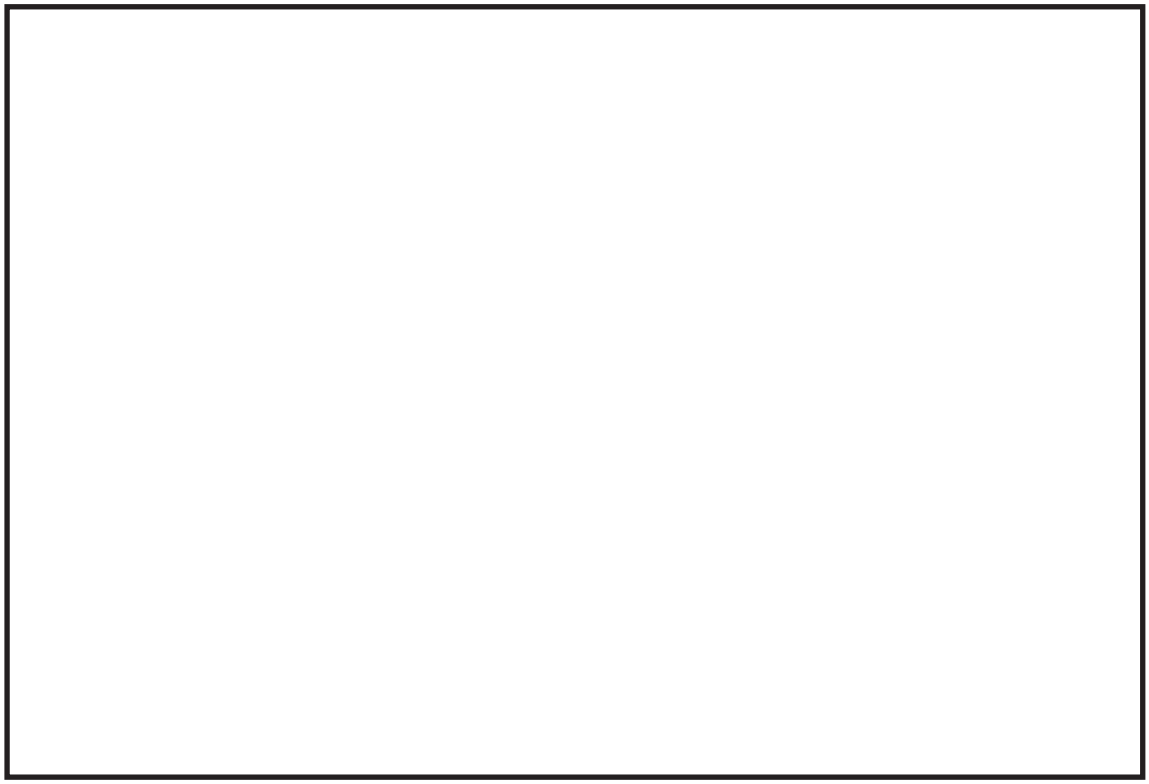


図 2-8-10　着目方位
（放出点：排気筒，評価点：中央制御室中心）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

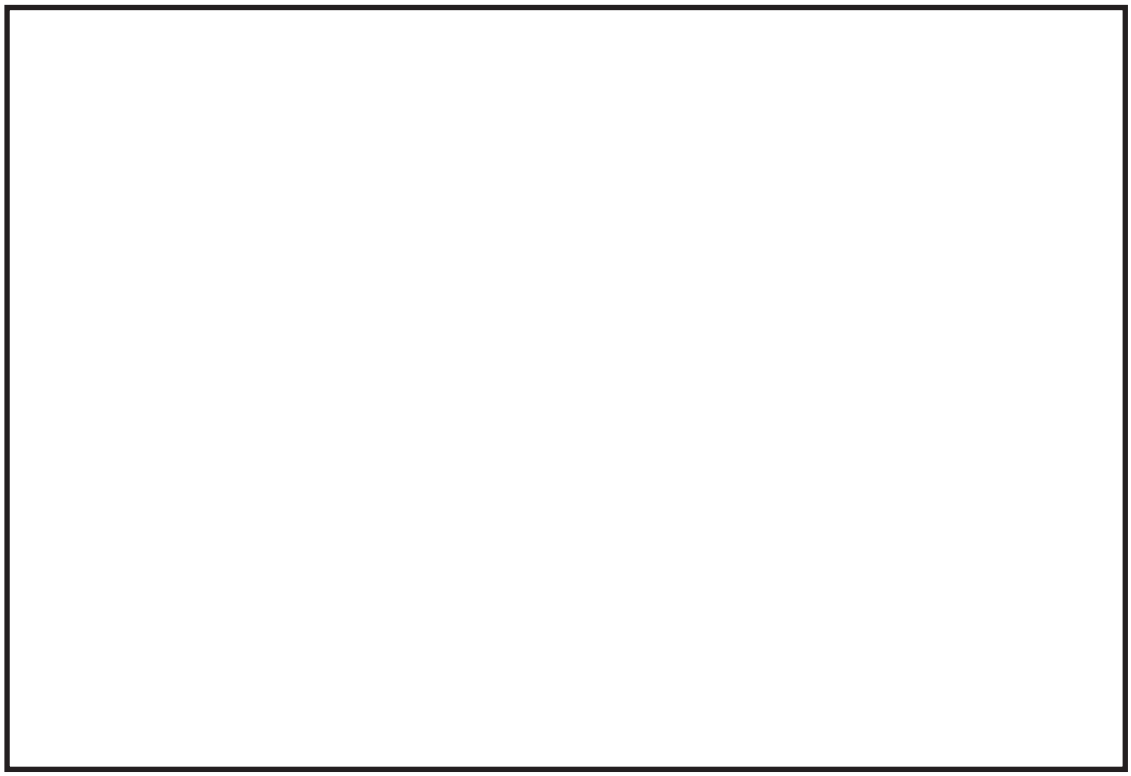


図 2-8-11　着目方位
（放出点：排気筒，評価点：出入管理所）

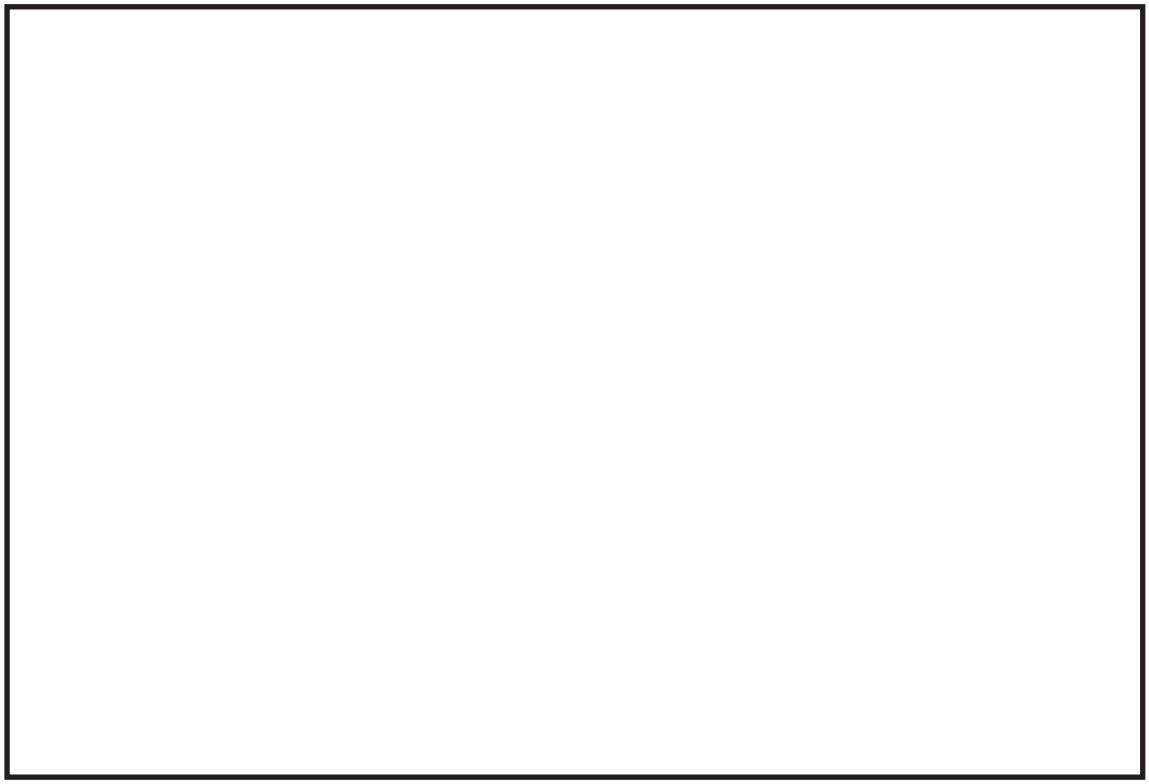


図 2-8-12　着目方位
（放出点：排気筒，評価点：制御建屋出入口）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

59-9-添 2-8-7

表 2-8-1　各評価点における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]
原子炉格納容器フィルタベント系排気管（地上 36m）	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	5.8×10^{-4}	4.6×10^{-18}
	中央制御室中心	ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	8.6×10^{-4}	6.6×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	5.0×10^{-4}	4.3×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	7.1×10^{-4}	5.6×10^{-18}
原子炉建屋ブローアウトパネル（地上 0m）	中央制御室換気空調系給気口	SE, SSE, S, SSW, SW	1.3×10^{-3}	5.0×10^{-18}
	中央制御室中心	ESE, SE, SSE, S, SSW, SW	1.6×10^{-3}	6.3×10^{-18}
	出入管理所	SSW, SW, WSW, W	9.9×10^{-4}	4.4×10^{-18}
	制御建屋出入口	SSE, S, SSW, SW, WSW, W	1.5×10^{-3}	6.0×10^{-18}
排気筒（地上 80m）	中央制御室換気空調系給気口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	中央制御室中心	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}
	出入管理所	SE	4.0×10^{-6}	1.4×10^{-19}
	制御建屋出入口	ESE	2.8×10^{-6}	1.0×10^{-19}

※放出源高さは放出エネルギーによる影響は未考慮

表 2-8-2　相対濃度及び相対線量の値（中央制御室換気空調系給気口）

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]
中央制御室換気空調系給気口	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	5.8E-04	97.01	4.6E-18
		97.00	5.8E-04	97.00	4.6E-18
		96.99	5.8E-04	96.99	4.6E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建屋ブローアウトパネル	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	1.3E-03	97.01	5.0E-18
		97.00	1.3E-03	97.00	5.0E-18
		96.99	1.3E-03	96.99	5.0E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	排気筒	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		97.01	2.8E-06	97.01	1.0E-19
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
		・・・	・・・	・・・	・・・

表 2-8-3　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	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	8.6E-04	97.01	6.6E-18
		97.00	8.6E-04	97.00	6.6E-18
		96.99	8.6E-04	96.99	6.6E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建屋ブローアウトパネル	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	1.6E-03	97.01	6.3E-18
		97.00	1.6E-03	97.00	6.3E-18
		96.99	1.6E-03	96.99	6.3E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	排気筒	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		97.01	2.8E-06	97.01	1.0E-19
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
		・・・	・・・	・・・	・・・

表 2-8-4　相対濃度及び相対線量の値（出入管理所）

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]
出入管理所	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	5.0E-04	97.01	4.3E-18
		97.00	5.0E-04	97.00	4.3E-18
		96.99	5.0E-04	96.99	4.3E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建屋ブローアウトパネル	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	9.9E-04	97.01	4.4E-18
		97.00	9.9E-04	97.00	4.4E-18
		96.99	9.9E-04	96.99	4.4E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	排気筒	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	4.0E-06	97.02	1.4E-19
		97.01	4.0E-06	97.01	1.4E-19
		96.99	4.0E-06	96.99	1.4E-19
		・・・	・・・	・・・	・・・

表 2-8-5　相対濃度及び相対線量の値（制御建屋出入口）

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]
制御建屋出入口	原子炉格納容器フィルタベント系排気管	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	7.1E-04	97.01	5.6E-18
		97.00	7.1E-04	97.00	5.6E-18
		96.99	7.1E-04	96.99	5.6E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	原子炉建屋ブローアウトパネル	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.01	1.5E-03	97.01	6.0E-18
		97.00	1.5E-03	97.00	6.0E-18
		96.99	1.5E-03	96.99	6.0E-18
		・・・	・・・	・・・	・・・
	排気筒	・・・	・・・	・・・	・・・
		97.02	2.8E-06	97.02	1.0E-19
		97.01	2.8E-06	97.01	1.0E-19
		96.99	2.8E-06	96.99	1.0E-19
		・・・	・・・	・・・	・・・

2-9 地表面への沈着速度の設定について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において，地表面への沈着速度として，乾性沈着及び湿性沈着を考慮した沈着速度（エアロゾル粒子及び無機よう素：1.2cm/s，有機よう素 4.0×10^{-3} cm/s）を用いている。

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（昭和 51 年 9 月 28 日 原子力委員会決定，一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日）の解説において，葉菜上の放射性よう素の沈着率を考慮するときに，「降水時における沈着率は，乾燥時の 2～3 倍大きい値となる」と示されている。これを踏まえ，湿性沈着を考慮した沈着速度は，乾性沈着による沈着も含めて乾性沈着速度（添付資料 2 2-10，2-11 を参照）の 4 倍と設定した。

湿性沈着を考慮した沈着速度を，乾性沈着速度の 4 倍として設定した妥当性の検討結果を以下に示す。

１．検討手法

湿性沈着を考慮した沈着速度の妥当性は，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比が 4 倍を超えていないことによって示す。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)］に従い評価した相対濃度を用いた。

$$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i = V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (1)$$

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$　：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]（0.003　NUREG/CR-4551 Vol.2 より）

（２）湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$：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：ウォッシュアウト係数[1/s]
（ $=9.5\times10^{-5}\times Pr_i^{0.8}$　学会標準より）
Pr_i：時刻ｉで降水強度[mm/h]
Σ_{zi}：時刻ｉでの建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
h：放出高さ[m]

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は以下で定義される。

$$\frac{\text{乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97\%値}}{\text{乾性沈着率の累積出現頻度 97\%値}}$$

$$= \frac{\left(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i + \chi/Q(x,y,0)_i \cdot \Lambda_i \sqrt{\frac{\pi}{2}} \Sigma_{zi} \exp\left[\frac{h^2}{2\Sigma_{zi}{}^2}\right]\right)_{97\%}}{(V_d \cdot \chi/Q(x,y,z)_i)_{97\%}} \quad \cdots\cdots (3)$$

２．評価結果

表 2-9-1 に中央制御室滞在時及び入退域時の評価点における検討結果を示す。

乾性沈着率に放出点と同じ高さの相対濃度を用いたとき，乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値と，乾性沈着率の累積出現頻度 97%値の比は 1.0～1.2 程度となった。

以上より，湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着速度の 4 倍と設定することは保守的であるといえる。

表 2-9-1　沈着率評価結果

放出源及び放出源高さ※	評価点	①乾性沈着率 ($1/m^2$)	②乾性沈着率+湿性沈着率 ($1/m^2$)	比 (②/①)
原子炉格納容器フィルタベント系排気管（地上 36m）	中央制御室換気空調系給気口	約 1.7×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}	約 1.2
	中央制御室中心	約 2.6×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 1.0
	出入管理所	約 1.5×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	約 1.2
	制御建屋出入口	約 2.1×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 1.2
原子炉建屋ブローアウトパネル（地上 0m）	中央制御室換気空調系給気口	約 3.9×10^{-6}	約 4.1×10^{-6}	約 1.1
	中央制御室中心	約 4.8×10^{-6}	約 5.5×10^{-6}	約 1.1
	出入管理所	約 3.0×10^{-6}	約 3.3×10^{-6}	約 1.1
	制御建屋出入口	約 4.5×10^{-6}	約 5.3×10^{-6}	約 1.2
排気筒（地上 80m）	中央制御室換気空調系給気口	約 8.4×10^{-9}	約 9.0×10^{-9}	約 1.1
	中央制御室中心	約 8.4×10^{-9}	約 9.0×10^{-9}	約 1.1
	出入管理所	約 1.2×10^{-8}	約 1.3×10^{-8}	約 1.1
	制御建屋出入口	約 8.4×10^{-9}	約 9.0×10^{-9}	約 1.1

※放出源高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮

2-10 エアロゾル粒子の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性評価では，地表面へのエアロゾル粒子の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（1.2cm/s，添付資料 2 2-9 参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として 0.3cm/s を用いている。乾性沈着速度の設定の考え方を以下に示す。

エアロゾル粒子の乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551※1に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されるとしている。原子力発電所内は舗装面が多く，建屋屋上はコンクリートであるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では 0.5μm～5μm の粒径に対して検討されているが，原子炉格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾル粒子は原子炉格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾル粒子は放出されにくいと考えられる。

また，W.G.N.Slinn の検討※2によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると 0.1μm～5μm の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（図 2-10-1）である。以上のことから，中央制御室の居住性に係る線量影響評価におけるエアロゾル粒子の乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

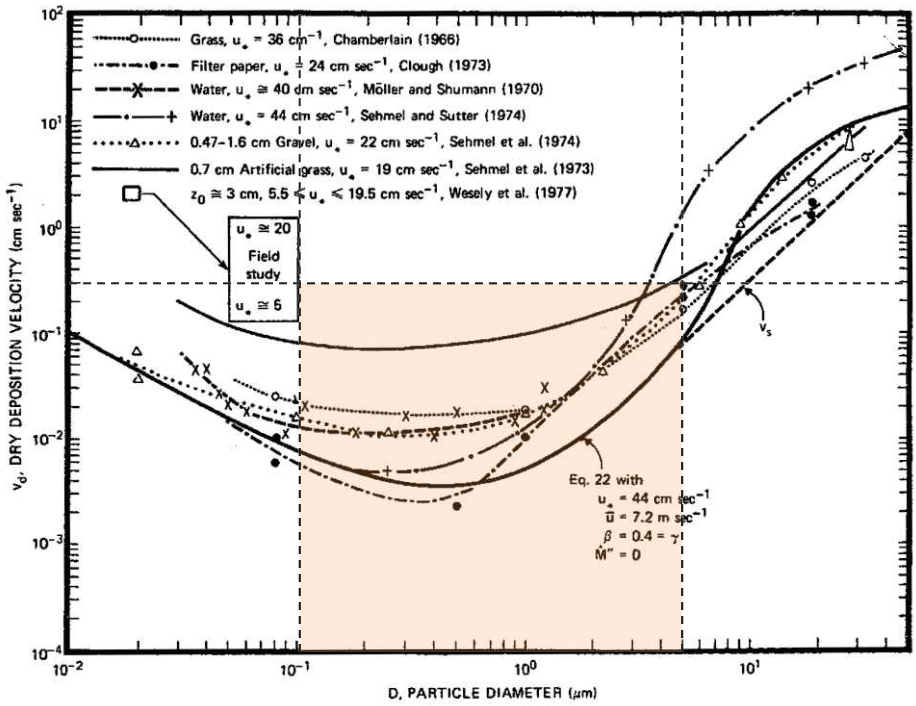


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.[19–25] The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 2-10-1　様々な粒径における地表沈着速度（Nuclear Safety Vol.19※2）

※1　J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

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

（参考）

炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径について

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として本評価で設定している「0.1μｍ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原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから，炉心の著しい損傷が発生した場合の粒径分布を想定し，「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表１の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに，炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために，海外の規制機関（NRC 等）や各国の合同で実施されている炉心の著しい損傷が発生した場合のエアロゾルの挙動の試験等（表１の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を表１に示す。

この表で整理した試験等は，想定するエアロゾル発生源，挙動範囲（原子炉格納容器，一次冷却材配管等），水の存在等に違いがあるが，エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく，原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

したがって，過去の種々の調査・研究により示されている範囲を包含する値として，0.1μｍ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径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 （μm）	備　考
①	LACE　LA2※1	約0.5～5 （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した条件で実施した比較試験
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が実施した試験※3	0.1～3.0 （参考1-2）	炉心の著しい損傷が発生した場合の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD※3	0.29～0.56 （参考1-2）	炉心の著しい損傷が発生した場合の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP※3	0.5～0.65 （参考1-2）	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子の粒径はPHEBUS 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) LA2, ORNL

※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

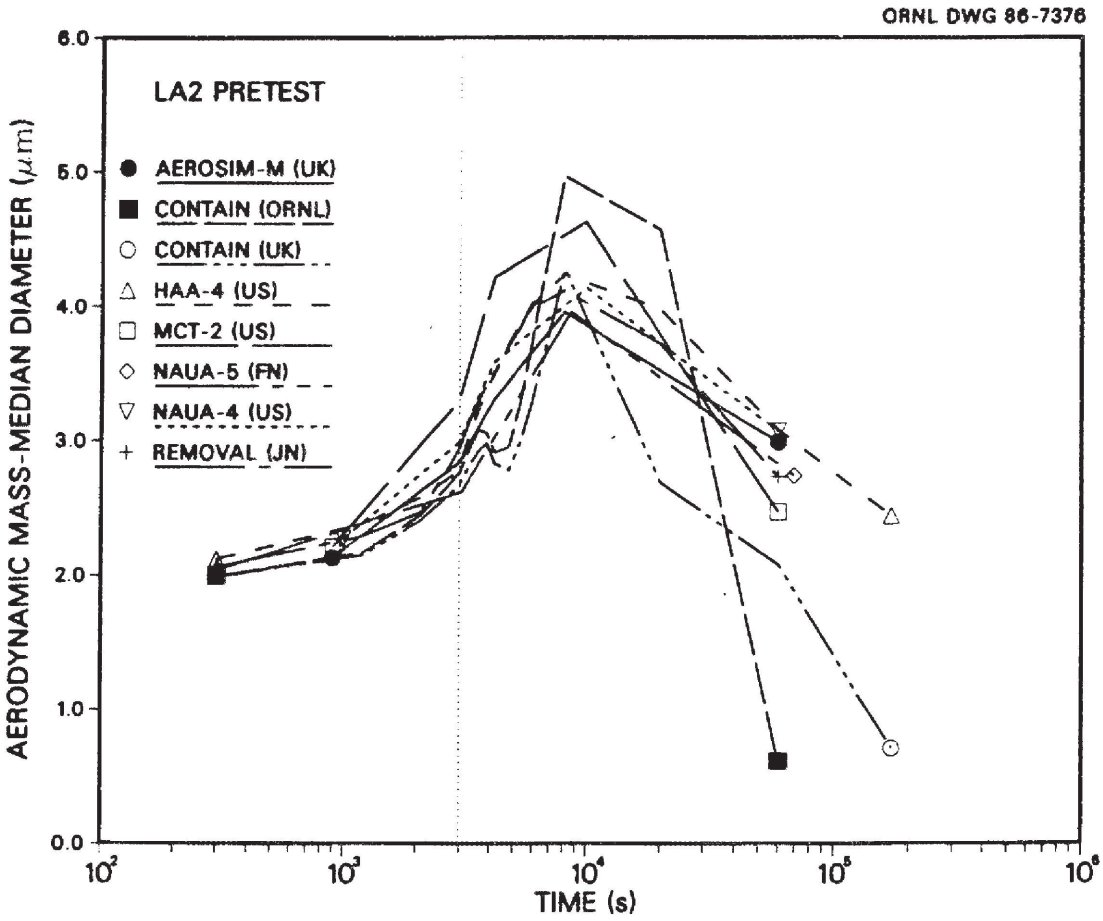


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

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:

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 *AECL*

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

9.2.1.2 *PBF-SFD*

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

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した試験	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
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された，炉心の著しい損傷が発生した場合の，炉心燃料から 1 次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

2-11 有機よう素の乾性沈着速度について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，原子炉建屋から放出されるよう素のうち，無機よう素はエアロゾル粒子と同じ沈着速度を用いた。有機よう素についてはエアロゾル粒子とは別に，乾性沈着速度として，NRPB-R322 を参照し 10^{-3}cm/s と設定した。以下にその根拠を示す。

１．英国放射線防護庁（NRPB）による報告

英国放射線防護庁 大気拡散委員会による年次レポート（NRPB-R322※1）に沈着速度に関する報告がなされている。本レポートでは，有機よう素について，植物に対する沈着速度に関する知見が整理されており，以下のとおり報告されている。

・植物に対する沈着速度の"best judgement"として 10^{-5} m/s（10^{-3}cm/s）を推奨

２．日本原子力学会による報告

日本原子力学会標準レベル３PSA 解説4.8に沈着速度に関する以下の報告がなされている。

・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり，沈着速度が小さく，実験では 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，有機よう素の沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことが言える。

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，エアロゾルへ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-R322　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_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as 10^{-5} m s^{-1} and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1}. Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

There appear to be no data for the deposition of methyl iodide to building surfaces: the deposition velocity will be limited by adsorption processes and chemical reactions (if any) at the surface, for which specific data are required. No recommendations are given in this case. For vegetation within the urban area (lawns and parks etc), it is recommended that the values for extended grass surfaces be used.

2-12　マスクによる防護係数について

炉心の著しい損傷が発生した場合の居住性に係る被ばく評価において，以下の検討を踏まえ，全面マスクによる防護係数を 50，電動ファン付き全面マスクによる防護係数を 1000 として使用する。

１．厚生労働省労働基準局長通知について

「電離放射線障害防止規則の一部を改正する省令の施行等について」（基発 0412 第１号　都道府県労働局長あて厚生労働省労働基準局長通知）によると，「200 万ベクレル毎キログラムを超える事故由来廃棄物等を取り扱う作業であって、粉じん濃度が 10 ミリグラム毎立方メートルを超える場所における作業を行う場合、内部被ばく線量を１年につき１ミリシーベルト以下とするため、漏れを考慮しても、50 以上の防護係数を期待できる捕集効率 99.9%以上の全面型防じんマスクの着用を義務付けたものであること」としている。

●以下，電離放射線障害防止規則（最終改正：平成 25 年７月８日）抜粋

第三十八条　事業者は、第二十八条の規定により明示した区域内の作業又は緊急作業その他の作業で、第三条第三項の厚生労働大臣が定める限度を超えて汚染された空気を吸入するおそれのあるものに労働者を従事させるときは、その汚染の程度に応じて防じんマスク、防毒マスク、ホースマスク、酸素呼吸器等の有効な呼吸用保護具を備え、これらをその作業に従事する労働者に使用させなければならない。

●以下，基発 0412 第１号（平成 25 年４月 12 日）抜粋

キ 保護具（第 38 条関係）

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

	放射能濃度 200 万 Bq/kg 超	放射能濃度 50 万 Bq/kg 超 200 万 Bq/kg 以下	放射能濃度 50 万 Bq/kg 以下
高濃度粉じん作業（粉じん濃度 10mg/m^3 超の場所における作業）	捕集効率 99.9%以上（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 2-12-1　マスクメーカーによる除染係数検査結果
CA-N4RI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 (Bq/cm^3)	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm^3)	DF 値	出口濃度 (Bq/cm^3)	DF 値	
9.45×10^{-2}	ND (4.17×10^{-7})	2.27×10^{5}	8.33×10^{-7}	1.13×10^{5}	試験流量：20L/min 通気温度：30℃ 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。

$$\text{防護係数(PF)} = 100 / \{\text{漏れ率（\%）} + \text{フィルタ透過率（\%）}\}$$
$$= 100 / (0.01 + 0.083) \fallingdotseq 1075$$

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。

3．電動ファン付き全面マスクの防護係数 1000 について

空気中の放射性物質の濃度が特に高い環境で作業を行う場合（例えば，可搬型陽圧化空調機の起動前における中央制御室滞在時等），電動ファン付き全面マスクを着用する。

電動ファン付き全面マスクを納入している 2 つのマスクメーカーにおいて，電動ファン付き全面マスク（よう素吸収缶）についての除染係数を検査している。本検査は，放射性ヨウ化メチルを用い除染係数を算出したものである。その結果は，DF $\geqq 1.71\times10^{3}$ と十分な除染係数を有することを確認した。（フィルタの透過率は 0.058%以下）

表 2-12-2　マスクメーカーA による除染係数検査結果
RDG－72HP（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 (Bq/cm^3)	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm^3)	DF 値	出口濃度 (Bq/cm^3)	DF 値	
8.83×10^{-2}	1.91×10^{-5}	4.62×10^{3}	2.64×10^{-5}	3.34×10^{3}	試験流量：47L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
8.08×10^{-5}	ND	$\underline{1.71\times10^{3}}$※1	4.73×10^{-8}	$\underline{1.71\times10^{3}}$	

ND：検出限界値未満

※1　10 時間試験において最初に検出されたサンプリング時間の DF を示す

表 2-12-3　マスクメーカーB による除染係数検査結果
CA－V3NRI（吸収缶）放射性ヨウ化メチル通気試験

入口濃度 (Bq/cm^3)	4 時間後		10 時間後		試験条件
	出口濃度 (Bq/cm^3)	DF 値	出口濃度 (Bq/cm^3)	DF 値	
8.84×10^{-2}	5.04×10^{-7}	1.75×10^{5}	3.03×10^{-6}	2.92×10^{4}	試験流量：38L/min 通気温度：30℃ 相対湿度：95%RH
9.89×10^{-5}	ND (3.3×10^{-8})	3.0×10^{3}※2	ND (2.2×10^{-8})	4.5×10^{3}※2	

ND：検出限界値未満（括弧内が検出限界値）

※2　DF 値は，検出限界値より算出した

また，同じくマスクメーカーにより電動ファン付き全面マスクの漏れ率を検査しており，0.01%未満であった。

電動ファン付き全面マスクは，電動ファンを内蔵しており，図 2-12-1 のとおり着用者の呼吸を常に監視しながらフィルタを通した十分な量の空気を面体に供給することで，面体内を常に陽圧に保つことができるため，全面マスクに比べ着用者による防護係数の低下の可能性は低い。

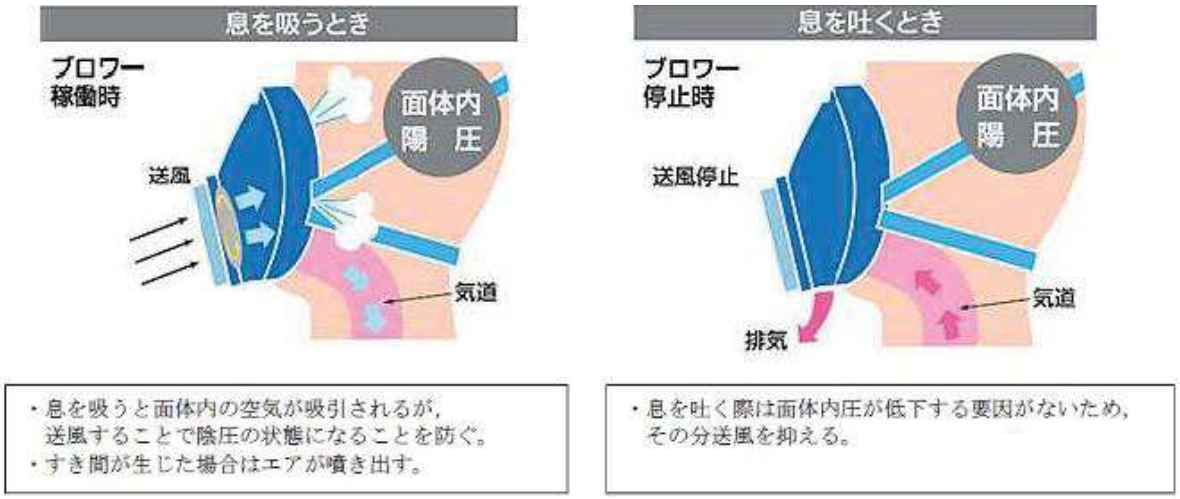


図 2-12-1　陽圧化マスクのイメージ
（興研株式会社 HP より一部抜粋）

以上のことから，JIS T 8150:2006「呼吸用保護具の選択，使用及び保守管理方法」の防護係数の求め方に従い，漏れ率と除染係数（フィルタ透過率）から計算される防護係数は約 1470 であった。

$$\text{防護係数(PF)} = 100 / \{ \text{漏れ率（\%）} + \text{フィルタ透過率（\%）} \}$$
$$= 100 / (0.01 + 0.058) \fallingdotseq 1470$$

このため，電動ファン付き全面マスクによる防護係数は，保守的に 1000 とする。

加えて，電動ファン付き全面マスクは，面体内が陽圧化するため，全面マスクに比べ楽に呼吸をすることができる。

電動ファン付き全面マスクのバッテリー稼働時間は，メーカー公称値として 5 時間以上となっている。なお，電源が切れた状態においても，全面マスク同等の防護係数を有する。

2-13 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線）による被ばくは，原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度，施設の位置，遮蔽構造，地形条件等から評価する。具体的な評価方法を以下に示す。なお，中央制御室の居住性に係る被ばく評価においては，原子炉格納容器フィルタベント系排気管内に取り込まれた放射性物質からのガンマ線（直接ガンマ線）による被ばくについても評価しており，評価方法については「2-18 原子炉格納容器フィルタベント系排気管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」に記載する。

１．原子炉建屋内の積算線源強度

原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の積算線源強度[photons]は，核種ごとの積算崩壊数[Bq・s]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。なお，放射性物質は自由空間内（約1.2×10^{5}m^{3}）に均一に分布するものとした。

$$S_{\gamma}=\sum_{k}Q_{k}\cdot s_{k\gamma}$$

S_{γ}　：エネルギーγの photon の積算線源強度[photons]
Q_{k}　：核種 k の積算崩壊数[Bq･s]
$s_{k\gamma}$　：核種 k のエネルギーγの photon の放出率[photons/(Bq･s)]

核種ごとの積算崩壊数は以下の式により評価した。ここで，核種の原子炉建屋内への漏えい率[Bq/s]は，添付資料２　2-1 の表 2-1-1 に示すとおり，MAAP 解析結果及び NUREG-1465 の知見に基づき評価した。また，よう素類については，よう素の化学形態に応じた原子炉格納容器内での除去のされ方の違いを考慮した。

$$Q_{k}=\int_{0}^{T}q_{k}(t)\cdot\frac{1}{\lambda_{k}}\cdot\left(1-\exp\left(-\lambda_{k}(T-t)\right)\right)dt$$

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 の原子炉建屋への漏えい率[Bq/s]
λ_{k}　：核種 k の崩壊定数[1/s]
T　：評価期間[s]

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は，制動放射（UO_2）を考慮した ORIGEN2 ライブラリ（gxuo2brm.lib）値を参照する。また，エネルギー群を ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造（18 群）から MATXSLIB-J33（42 群）に変換した。変換方法は「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009 年 9 月（社団法人）日本原子力学会）の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。(図 2-13-1 参照)

以上の条件に基づき評価した原子炉建屋内の積算線源強度は添付資料 2 2-1 の表 2-1-7 のとおり。

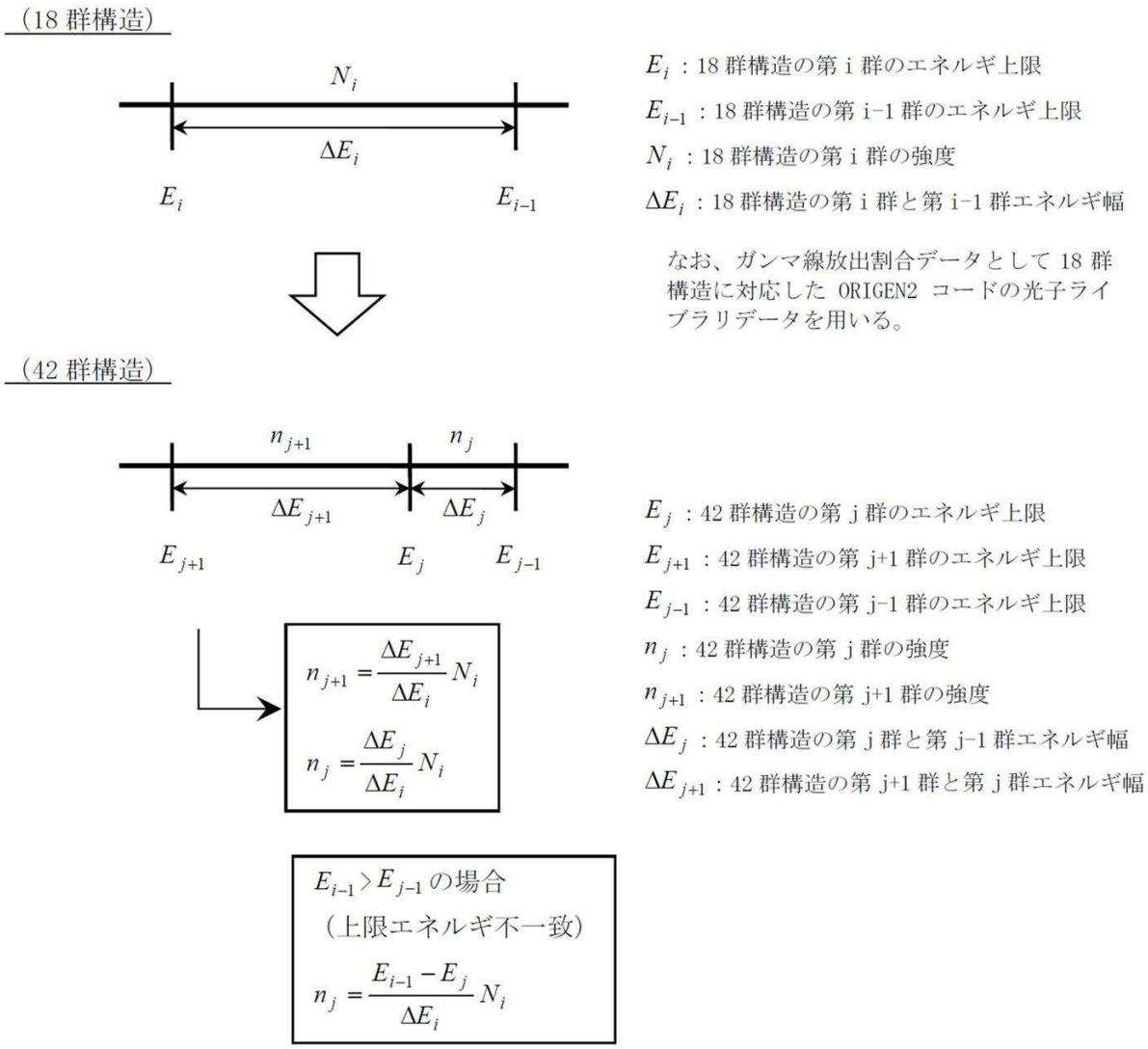


図 2-13-1　エネルギー群の変換方法

２．評価体系

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価体系は添付資料 2 2-1 の図 2-1-1 のとおり。

中央制御室滞在時の評価に当たっては，制御建屋の外壁，床面及び中央制御室待避所の遮蔽効果のみを考慮した。評価点は中央制御室及び中央制御室待避所の中で直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線量の合計が最も高い箇所（原子炉建屋に最も近い壁面付近は壁面に対し斜めに透過するガンマ線が多くなるために遮蔽効果が大きくなり線量が最も高い位置にはならないことから，遮蔽効果が小さくなるように躯体に対し垂直に透過してくるガンマ線が多くなる壁面から離れた評価点を選定）とし，評価点高さは中央制御室の床面から 1.2m 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。評価点は出入管理所及び制御建屋出入口とし，評価点高さは地面から 1.2m とした。

なお，直接ガンマ線の評価に当たっては，原子炉建屋の地下階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は地下階の外壁及び土壌により十分に遮蔽されると考えられることから，1 階から最上階（3 階）までの自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線のみを考慮するものとした。また，スカイシャインガンマ線の評価に当たっては，下層階の自由空間中の放射性物質に起因するガンマ線は原子炉建屋の床面により十分に遮蔽されると考えられることから，最上階（3 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 2-13-1 及び表 2-13-2 に示す。

表 2-13-1 評価結果（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

評価位置		積算日数	評価結果[mSv]	
			直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室 滞在時		1日	約 5.0×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}
		2日	約 5.3×10^{-2}	約 1.9×10^{-3}
		3日	約 5.4×10^{-2}	約 2.2×10^{-3}
		4日	約 5.5×10^{-2}	約 2.4×10^{-3}
		5日	約 5.5×10^{-2}	約 2.5×10^{-3}
		6日	約 5.6×10^{-2}	約 2.6×10^{-3}
		7日	約 5.6×10^{-2}	約 2.7×10^{-3}
入退域時	出入管理所	1日	約 3.7×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
		2日	約 5.0×10^{0}	約 1.7×10^{0}
		3日	約 5.7×10^{0}	約 2.1×10^{0}
		4日	約 6.1×10^{0}	約 2.3×10^{0}
		5日	約 6.5×10^{0}	約 2.6×10^{0}
		6日	約 6.8×10^{0}	約 2.8×10^{0}
		7日	約 7.0×10^{0}	約 2.9×10^{0}
	制御建屋 出入口	1日	約 5.4×10^{0}	約 3.5×10^{0}
		2日	約 7.3×10^{0}	約 6.1×10^{0}
		3日	約 8.4×10^{0}	約 7.5×10^{0}
		4日	約 9.1×10^{0}	約 8.6×10^{0}
		5日	約 9.6×10^{0}	約 9.5×10^{0}
		6日	約 1.0×10^{1}	約 1.1×10^{1}
		7日	約 1.1×10^{1}	約 1.1×10^{1}

表 2-13-2 評価結果（格納容器ベントを実施する場合）

評価位置		積算日数	評価結果[mSv]	
			直接ガンマ線	スカイシャインガンマ線
中央制御室 滞在時		1日	約 5.0×10^{-2}	約 1.4×10^{-3}
		2日	約 5.4×10^{-2}	約 2.0×10^{-3}
		3日	約 5.4×10^{-2}	約 2.2×10^{-3}
		4日	約 5.4×10^{-2}	約 2.2×10^{-3}
		5日	約 5.4×10^{-2}	約 2.3×10^{-3}
		6日	約 5.4×10^{-2}	約 2.3×10^{-3}
		7日	約 5.4×10^{-2}	約 2.3×10^{-3}
入退域時	出入管理所	1日	約 3.7×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
		2日	約 5.2×10^{0}	約 1.8×10^{0}
		3日	約 5.7×10^{0}	約 2.1×10^{0}
		4日	約 5.8×10^{0}	約 2.2×10^{0}
		5日	約 5.9×10^{0}	約 2.3×10^{0}
		6日	約 5.9×10^{0}	約 2.3×10^{0}
		7日	約 5.9×10^{0}	約 2.3×10^{0}
	制御建屋 出入口	1日	約 5.4×10^{0}	約 3.5×10^{0}
		2日	約 7.7×10^{0}	約 6.5×10^{0}
		3日	約 8.4×10^{0}	約 7.7×10^{0}
		4日	約 8.6×10^{0}	約 8.1×10^{0}
		5日	約 8.7×10^{0}	約 8.3×10^{0}
		6日	約 8.8×10^{0}	約 8.4×10^{0}
		7日	約 8.8×10^{0}	約 8.4×10^{0}

2-14 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，放射性雲中の放射性物質からのガンマ線（クラウドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価する。

具体的な評価方法を以下に示す。

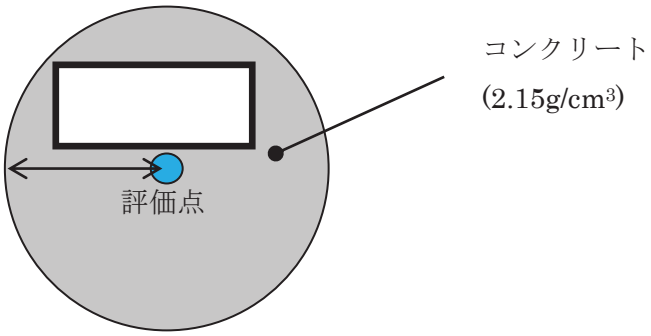
１．放出量及び大気拡散

大気中への放出放射能量は添付資料２ 2-1 の表 2-1-2 及び表 2-1-3 の値を用いた。また，使用する相対線量は添付資料２ 2-1 の表 2-1-5 の値を用いた。

２．評価体系

中央制御室滞在時の評価においては，中央制御室を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽厚さをコンクリート［　　］と設定した。また，中央制御室待避所滞在時の評価においては，中央制御室待避所を囲む遮蔽を考慮し，遮蔽厚さをコンクリート［　　］と設定した。評価モデルを図 2-14-1 に示す。

入退域時の評価においては，保守的に周囲に遮蔽壁がないものとした。



※1　評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

図 2-14-1 クラウドシャインガンマ線に対する中央制御室滞在時の遮蔽モデル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

３．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】

$$H = \sum_k \int_0^T h_k(t)dt$$

$$h_k(t) = K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t) \cdot \sum_\gamma p_{k\gamma} \cdot B_\gamma \cdot \exp(-\mu_\gamma \cdot \mathrm{X})$$

【入退域時】

$$H = \sum_k \int_0^T K \cdot (D/Q) \cdot q_k(t)dt$$

H	：クラウドシャインガンマ線による実効線量[Sv]
$h_k(t)$	：クラウドシャインガンマ線のうち，核種 k からのガンマ線による単位時間当たりの実効線量[Sv/s]
K	：空気カーマから実効線量への換算係数(1)[Sv/Gy]
D/Q	：相対線量[Gy/Bq]
$q_k(t)$	：時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s](0.5MeV 換算)
$p_{k\gamma}$	: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]

ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した。また，遮蔽効果を考慮する際のガンマ線エネルギー群は，ORIGEN2 のガンマ線ライブラリの群構造（18 群）から MATXSLIB-J33（42 群）に変換した。変換方法は，直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくの評価時と同様，「日本原子力学会標準　低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」（2009 年 9 月 社団法人 日本原子力学会）の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。

４．評価結果

クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-14-1 及び表 2-14-2 に示す。

表 2-14-1 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7 日	約 7.1×10^{0}
入退域時	出入管理所	7 日	約 2.0×10^{1}
	制御建屋出入口	7 日	約 2.5×10^{1}

表 2-14-2 クラウドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（格納容器ベントを実施する場合）

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		7 日	約 1.8×10^{2}
中央制御室待避所滞在時		10 時間	約 7.0×10^{0}
入退域時	出入管理所	7 日	約 2.4×10^{3}
	制御建屋出入口	7 日	約 3.1×10^{3}

2-15 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価における地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グランドシャインガンマ線）による被ばくは，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び沈着速度並びに建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。

具体的な評価方法を以下に示す。

１．入退域時における評価方法

（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，出入管理所及び制御建屋出入口と同じ濃度で，その周辺の地表面に一様に沈着しているものと仮定した。

地表面の単位面積当たりの積算線源強度[photons/m^2]は，核種ごとの単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m^2]に核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]を乗ずることで評価した。

$$S_\gamma = \sum_k Q_k \cdot s_{k\gamma}$$

S_γ　：エネルギーγの photon の積算線源強度[photons/m^2]
Q_k　：核種 k の積算崩壊数[Bq・s/m^2]
$s_{k\gamma}$　：核種 k のエネルギーγの photon の放出率[photons/(Bq・s)]

ここで，核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m^2]は以下の式により評価した。

$$Q_k = \int_0^T (\chi/Q) \cdot q_k(t) \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_k} \cdot (1 - \exp(-\lambda_k \cdot (T - t)))dt$$

Q_k　：核種 k の単位面積当たりの積算崩壊数[Bq・s/m^2]
(χ/Q)　：相対濃度[s/m^3]
$q_k(t)$　：時刻 t における核種 k の大気中への放出率[Bq/s]
V_g　：地表面への沈着速度[m/s]
f_1　：沈着した放射性物質のうち残存する割合(1)[-]
λ_k　：核種 k の崩壊定数[1/s]
T　：評価期間[s]

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は，出入管理所及び制御建屋出入口の値として表 2-1-5 の値を用いた。

地表面への沈着速度は乾性沈着及び湿性沈着を考慮した値を用いた。(添付資料 2 2-9,2-10,2-11 を参照)

核種ごとエネルギーごとの放出率[photons/(Bq・s)]は，制動放射（UO_2）を考慮した ORIGEN2 ライブラリ（gxuo2brm.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「日本原子力学会標準 低レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2008」(2009 年 9 月（社団法人）日本原子力学会）の附属書 H に記載されている変換方法を用いた。(図 2-13-1 参照)

以上の条件に基づき評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 2-15-1 から表 2-15-4 に示す。

表2-15-1 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
（出入管理所）（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

エネルギ（MeV）		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 3.8×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 4.2×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 3.2×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.3×10^{13}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 8.5×10^{12}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 5.6×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 2.4×10^{12}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.2×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.4×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.2×10^{13}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.3×10^{13}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.5×10^{14}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 7.6×10^{13}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 4.2×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 1.4×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 6.1×10^{13}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 7.0×10^{13}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.6×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 3.3×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 2.6×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 8.0×10^{11}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.3×10^{13}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 4.1×10^{12}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 8.7×10^{12}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 1.3×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 1.2×10^{11}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 4.6×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 4.6×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 5.2×10^{0}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 5.2×10^{0}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 5.2×10^{0}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 5.2×10^{0}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 1.8×10^{-1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 9.2×10^{-2}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

表2-15-2 グランドシャインガンマ線の評価に用いる単位面積当たりの積算線源強度
（制御建屋出入口）（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

エネルギ（MeV）		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 5.7×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 6.4×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 4.8×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.0×10^{13}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.3×10^{13}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 8.5×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 3.6×10^{12}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.8×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 8.1×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.8×10^{13}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.5×10^{13}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.3×10^{14}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.1×10^{14}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 6.3×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 2.1×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 9.2×10^{13}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{14}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 2.5×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 4.9×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 4.0×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 1.2×10^{12}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.9×10^{13}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 6.2×10^{12}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 1.3×10^{13}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.0×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 1.9×10^{11}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 6.9×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 6.9×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 7.9×10^{0}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 7.9×10^{0}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 7.9×10^{0}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 7.9×10^{0}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 2.8×10^{-1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.4×10^{-1}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

表2-15-3 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
（出入管理所）（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギ（MeV）		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 3.9×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 4.3×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 3.3×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.4×10^{13}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 8.7×10^{12}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 5.8×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 2.5×10^{12}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.2×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 5.5×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.2×10^{13}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 2.4×10^{13}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.6×10^{14}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 7.9×10^{13}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 4.3×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 1.4×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 6.3×10^{13}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 7.1×10^{13}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 1.7×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 3.3×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 2.6×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 8.0×10^{11}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.3×10^{13}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 4.1×10^{12}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 8.7×10^{12}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 1.3×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 1.2×10^{11}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 4.6×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 4.6×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 5.2×10^{0}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 5.2×10^{0}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 5.2×10^{0}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 5.2×10^{0}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 6.0×10^{-1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 1.8×10^{-1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 9.2×10^{-2}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

表2-15-4 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
（制御建屋出入口）（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギ（MeV）		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 5.9×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 6.5×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 5.0×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.0×10^{13}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.3×10^{13}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 8.7×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 3.7×10^{12}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.9×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 8.3×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.8×10^{13}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.6×10^{13}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.4×10^{14}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.2×10^{14}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 6.4×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 2.1×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 9.4×10^{13}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{14}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 2.5×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 5.0×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 4.0×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 1.2×10^{12}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 1.9×10^{13}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 6.2×10^{12}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 1.3×10^{13}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.0×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 1.9×10^{11}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 6.9×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 6.9×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 7.9×10^{0}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 7.9×10^{0}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 7.9×10^{0}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 7.9×10^{0}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 9.1×10^{-1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 2.8×10^{-1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.4×10^{-1}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

（２）評価体系

ａ．線源領域

出入管理所及び制御建屋出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2000m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。線源領域及び評価モデルを図2-15-1に示す。

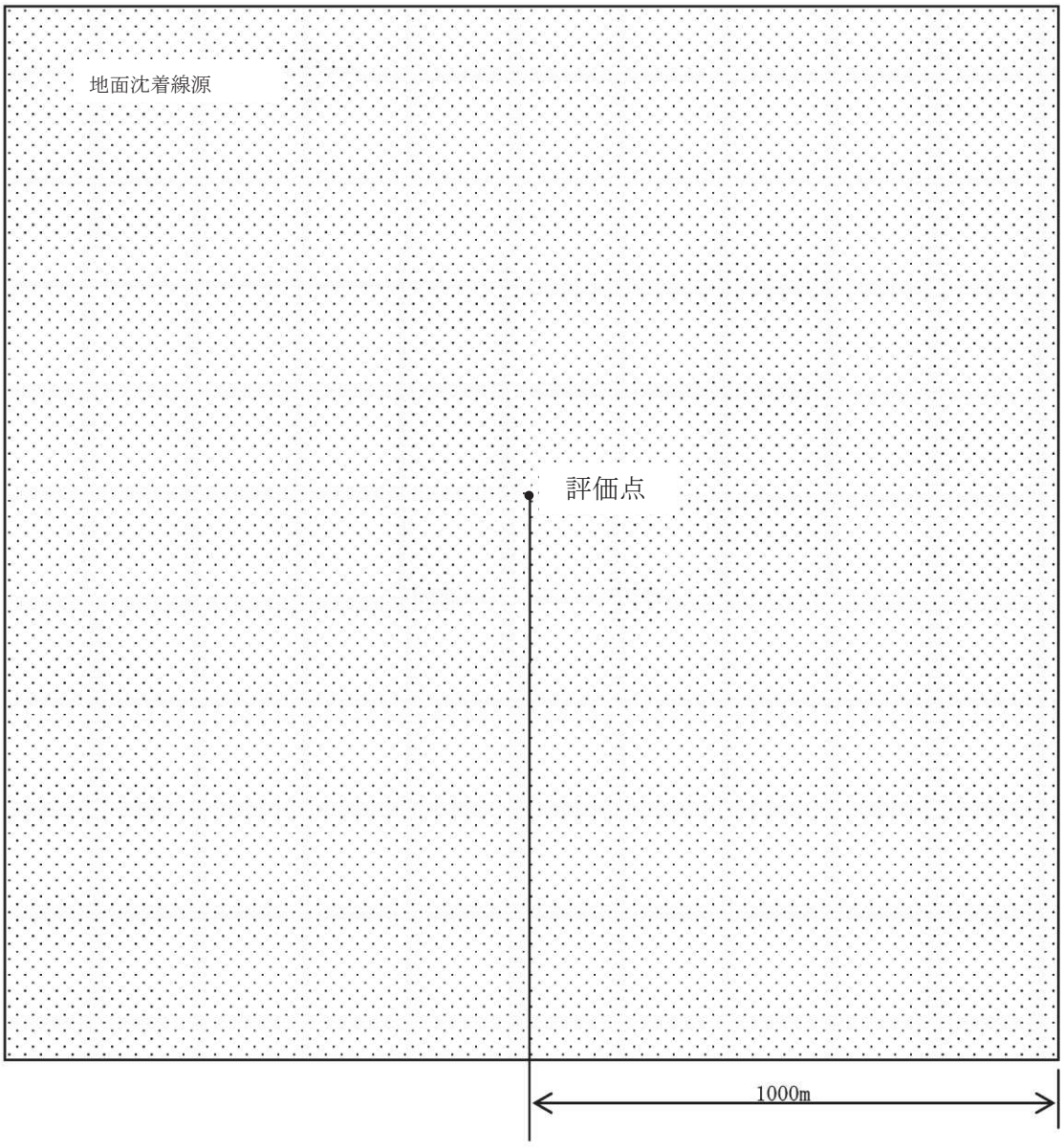
ｂ．遮蔽及び評価点

入退域時の評価に当たっては，周囲の建屋による遮蔽効果は保守的に考慮しないものとした。評価点は出入管理所及び制御建屋出入口とし，評価点高さは地面から1.2mとした。

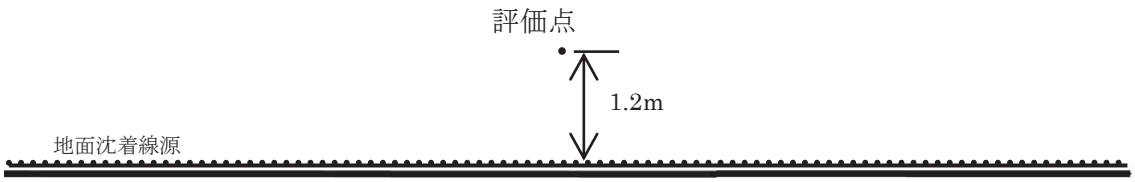
（３）評価コード

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



【平面図】



【断面図】

図 2-15-1　入退域時のグランドシャインガンマ線評価モデル
（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）地表面の単位面積当たりの積算線源強度

放射性物質が，中央制御室の中心位置と同じ濃度で，制御建屋の屋上及び制御建屋周りの地表面に一様に沈着しているものと仮定し，１．（１）と同様の手法で単位面積当たりの積算線源強度を評価した。

評価した地表面の単位面積当たりの積算線源強度を表 2-15-5 及び表 2-15-6 に示す。

表2-15-5 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
（中央制御室中心）（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

エネルギ（MeV）		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 6.1×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 6.8×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 5.1×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.1×10^{13}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.4×10^{13}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 9.1×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 3.9×10^{12}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.9×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 8.7×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.9×10^{13}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.7×10^{13}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.4×10^{14}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.2×10^{14}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 6.7×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 2.2×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 9.9×10^{13}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{14}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 2.6×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 5.2×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 4.2×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 1.3×10^{12}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 2.1×10^{13}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 6.6×10^{12}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 1.4×10^{13}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.1×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 2.0×10^{11}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 7.4×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 7.4×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 8.4×10^{0}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 8.4×10^{0}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 8.4×10^{0}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 8.4×10^{0}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 3.0×10^{-1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.5×10^{-1}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

表2-15-6 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
（中央制御室中心）（格納容器ベントを実施する場合）

エネルギ（MeV）		単位面積当たりの積算線源強度 (photons/m^2)（168 時間後時点）
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 6.3×10^{13}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 7.0×10^{13}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 5.3×10^{13}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 2.2×10^{13}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 1.4×10^{13}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 9.3×10^{12}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 4.0×10^{12}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 2.0×10^{13}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 8.9×10^{12}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 1.9×10^{13}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 3.9×10^{13}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 2.6×10^{14}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 1.3×10^{14}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 6.9×10^{13}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 2.3×10^{12}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 1.0×10^{14}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 1.1×10^{14}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 2.7×10^{13}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 5.3×10^{13}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 4.3×10^{13}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 1.3×10^{12}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 2.1×10^{13}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 6.6×10^{12}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 1.4×10^{13}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 2.1×10^{12}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 2.0×10^{11}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 7.4×10^{8}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 7.4×10^{8}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 8.4×10^{0}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 8.4×10^{0}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 8.4×10^{0}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 8.4×10^{0}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 9.7×10^{-1}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 3.0×10^{-1}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 1.5×10^{-1}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

（２）評価体系

ａ．線源領域

制御建屋屋上及び制御建屋周辺の地表面を線源領域とした。

制御建屋屋上は平坦であるとし，線源領域の面積は制御建屋の屋上の面積（1640m^2=41m×40m）と同一とした。

制御建屋周辺の地表面は平坦であるとし，線源領域範囲は地表面からの影響が飽和する範囲に対し保守的に制御建屋を中心とした 2000m 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。線源領域及び評価モデルを図 2-15-2 から図 2-15-6 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，制御建屋の外壁・床・天井及び中央制御室待避所遮蔽のみを遮蔽として考慮した。制御建屋の評価モデルの断面図を図 2-15-3 及び図 2-15-5 に，平面図及び評価点を図 2-15-4 及び図 2-15-6 に示す。遮蔽の厚さは建屋の壁・床・天井のコンクリート厚さを考慮し設定した。また，コンクリートの組成は普通コンクリート（密度 2.15g/cm^3）とした。なお，評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮し，公称値から-5mm とした保守的な遮蔽モデルとなっている。

評価点は，地表面の線源からのグランドシャインガンマ線と，制御建屋の屋上の線源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箇所を選定し評価点とした。なお，評価点高さは中央制御室及び待避所の床面から 1.2m とした。

（３）評価コード

評価コードは QAD-CGGP2R コード※1 を用いた。

※1 ビルドアップ係数は GP 法を用いて計算した

３．評価結果

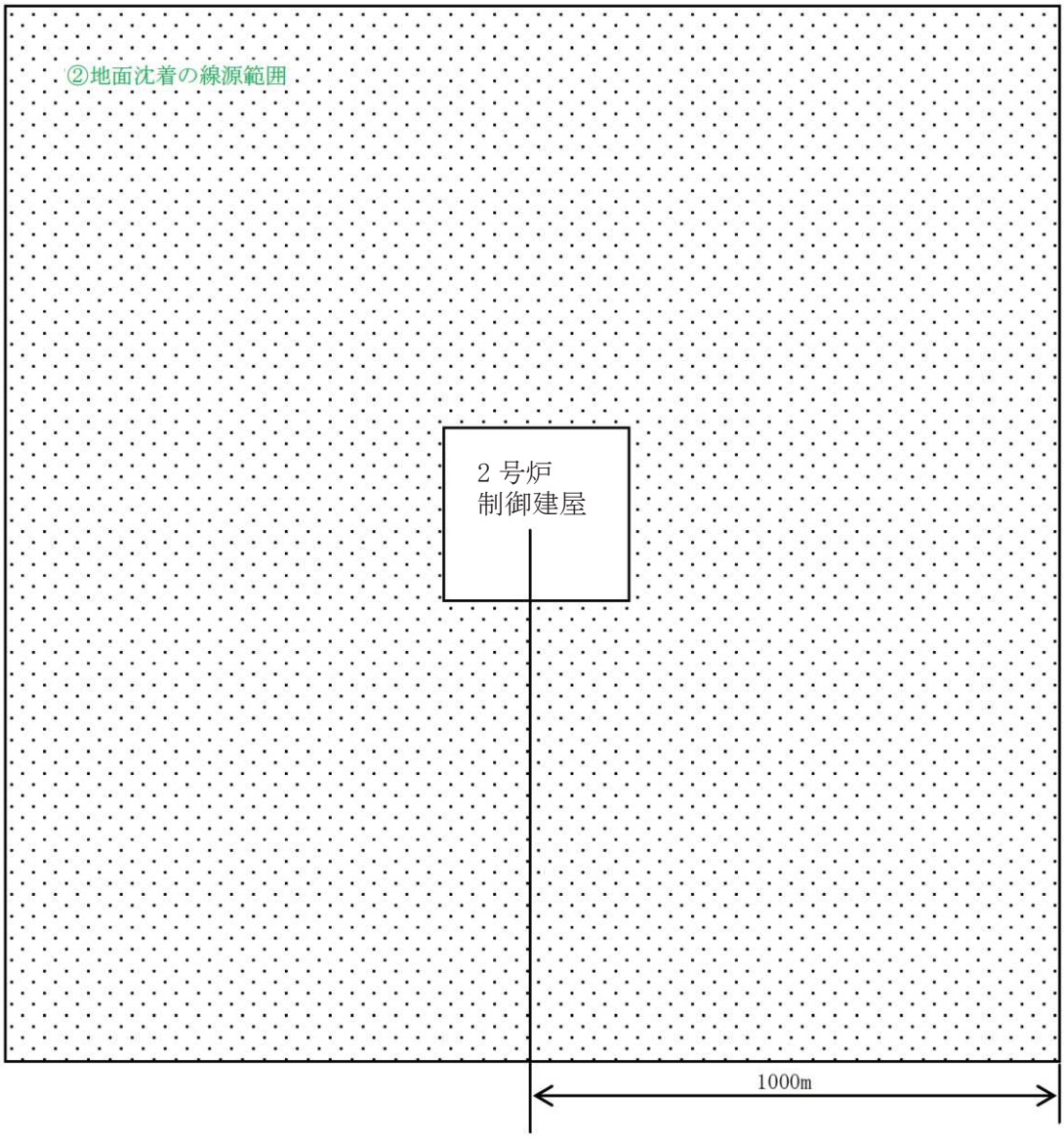
グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果を表 2-15-7 及び表 2-15-8 に示す。

表 2-15-7 グランドシャインガンマ線による被ばくの評価結果
（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）

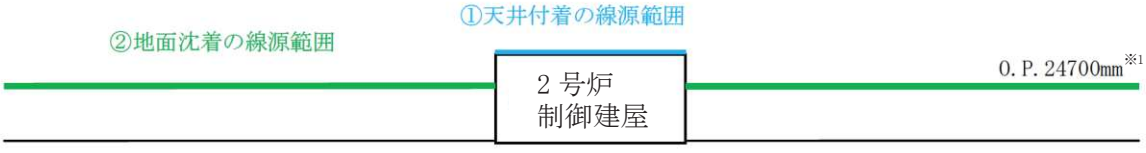
評価位置		線源	積算日数	実効線量[mSv]
中央制御室滞在時		地表面沈着分	7 日	約 8.4×10^{0}
		屋上沈着分	7 日	約 2.9×10^{0}
		合計	7 日	約 1.2×10^{1}
入退域時	出入管理所	合計	7 日	約 4.6×10^{2}
	制御建屋出入口	合計	7 日	約 6.9×10^{2}

表 2-15-8 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		地表面沈着分	7 日	約 8.5×10^{0}
		屋上沈着分	7 日	約 2.9×10^{0}
		合計	7 日	約 1.2×10^{1}
中央制御室待避所滞在時		地表面沈着分	10 時間	約 2.9×10^{-1}
		屋上沈着分	10 時間	約 4.3×10^{-3}
		合計	10 時間	約 2.9×10^{-1}
入退域時	出入管理所	合計	7 日	約 4.7×10^{2}
	制御建屋出入口	合計	7 日	約 7.1×10^{2}



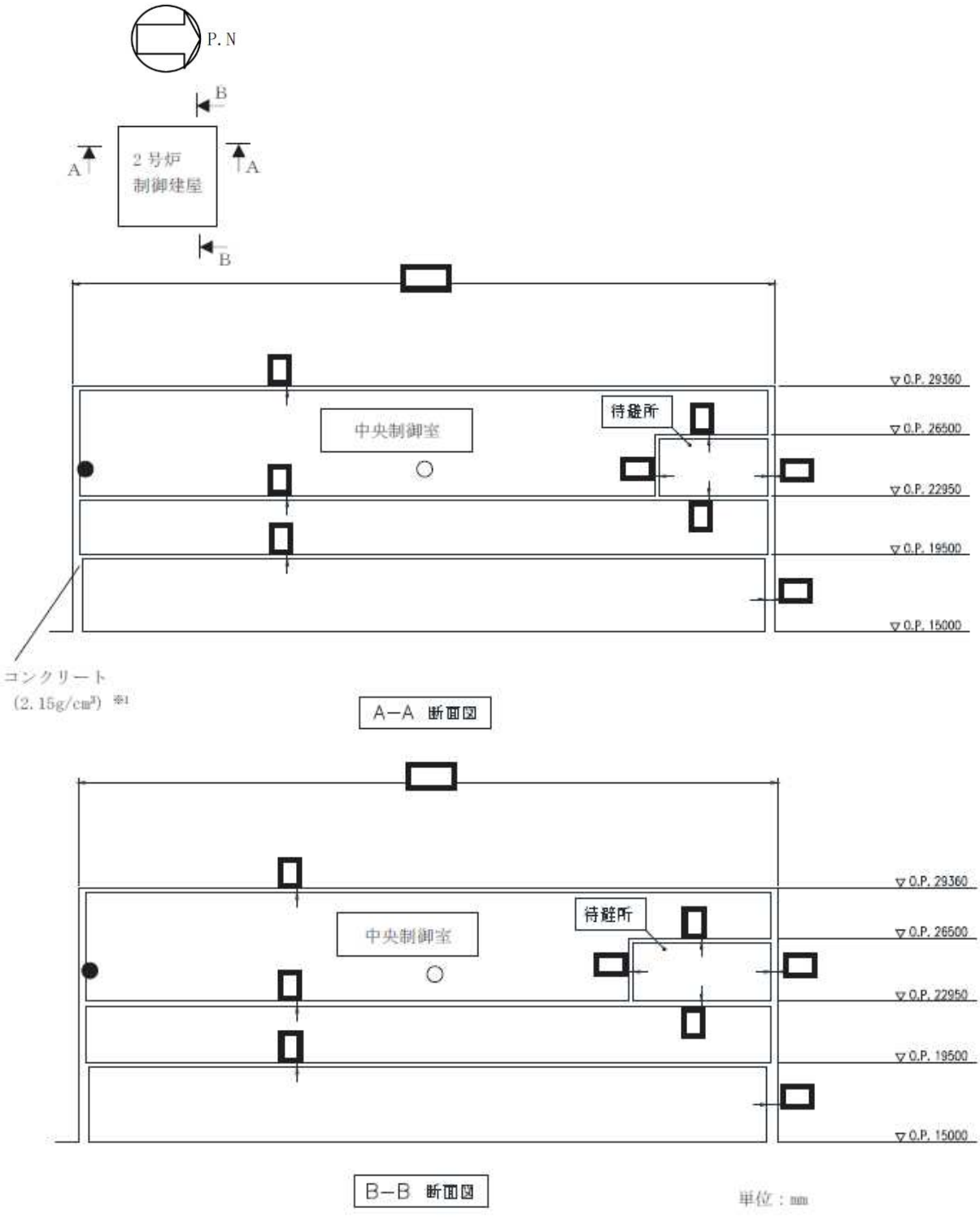
【平面図】



【断面図】

※1 地表面に沈着する線源は保守的に中央制御室内の評価点高さとした。また，待避所内を評価する際の線源高さは待避所内の評価点高さである 0.P.24800㎜ とする。

図 2-15-2 制御建屋周辺の線源領域（中央制御室滞在時）

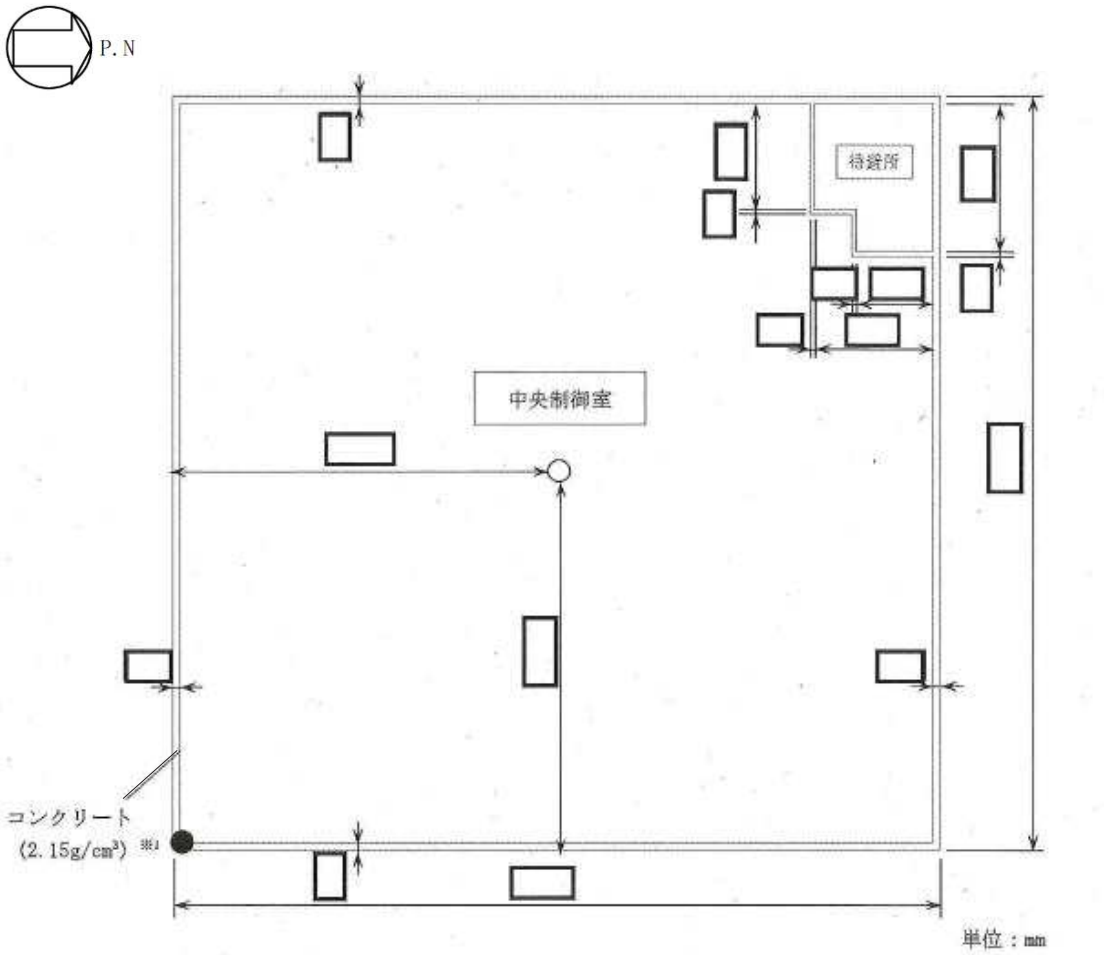


※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面（フリーアクセスフロア）から 1.2m の高さ

図 2-15-3 評価モデルの断面図及び評価点（中央制御室滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

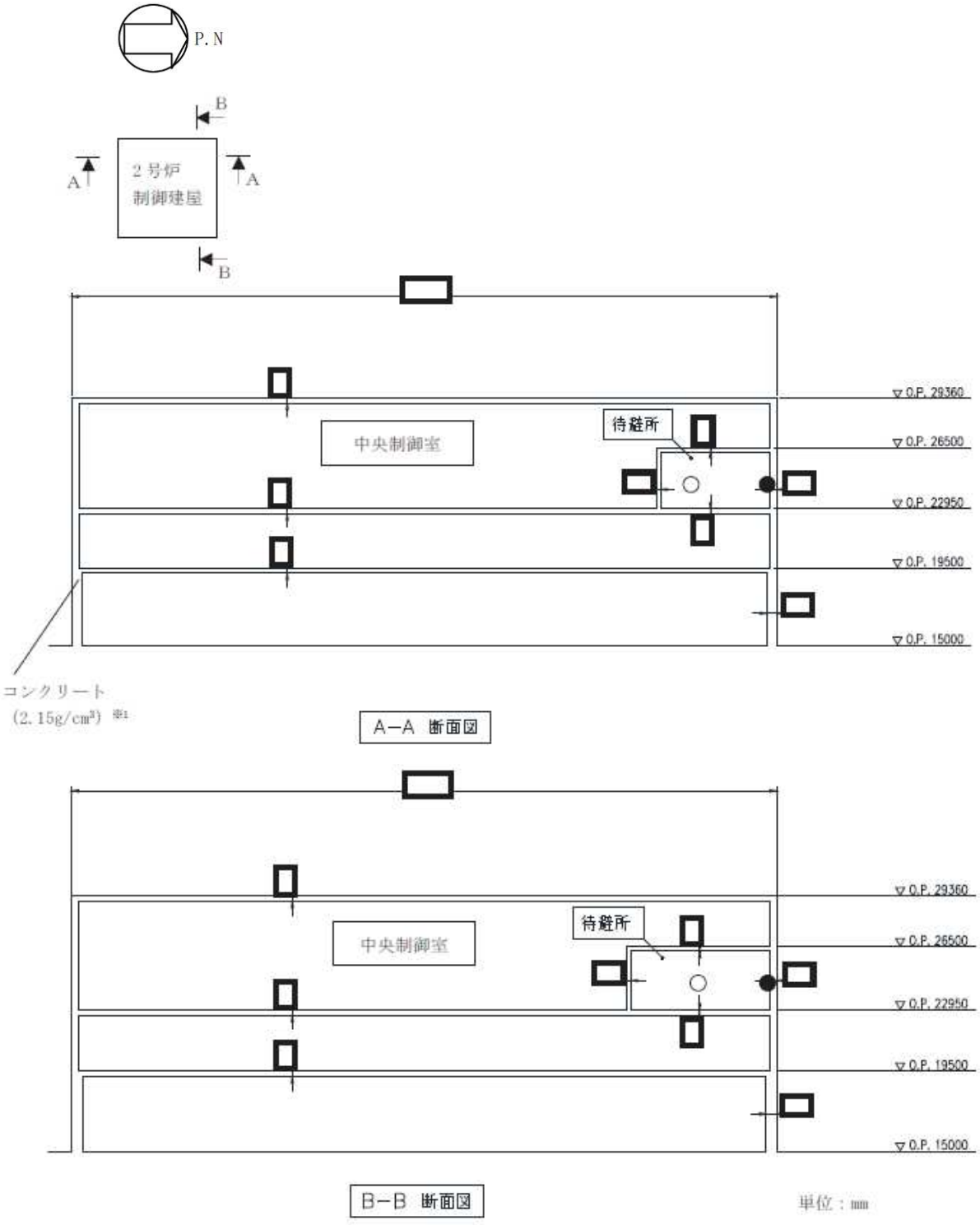


※1　評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2　床面（フリーアクセスフロア）から 1.2m の高さ

図 2-15-4 評価モデルの平面図及び評価点（中央制御室滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

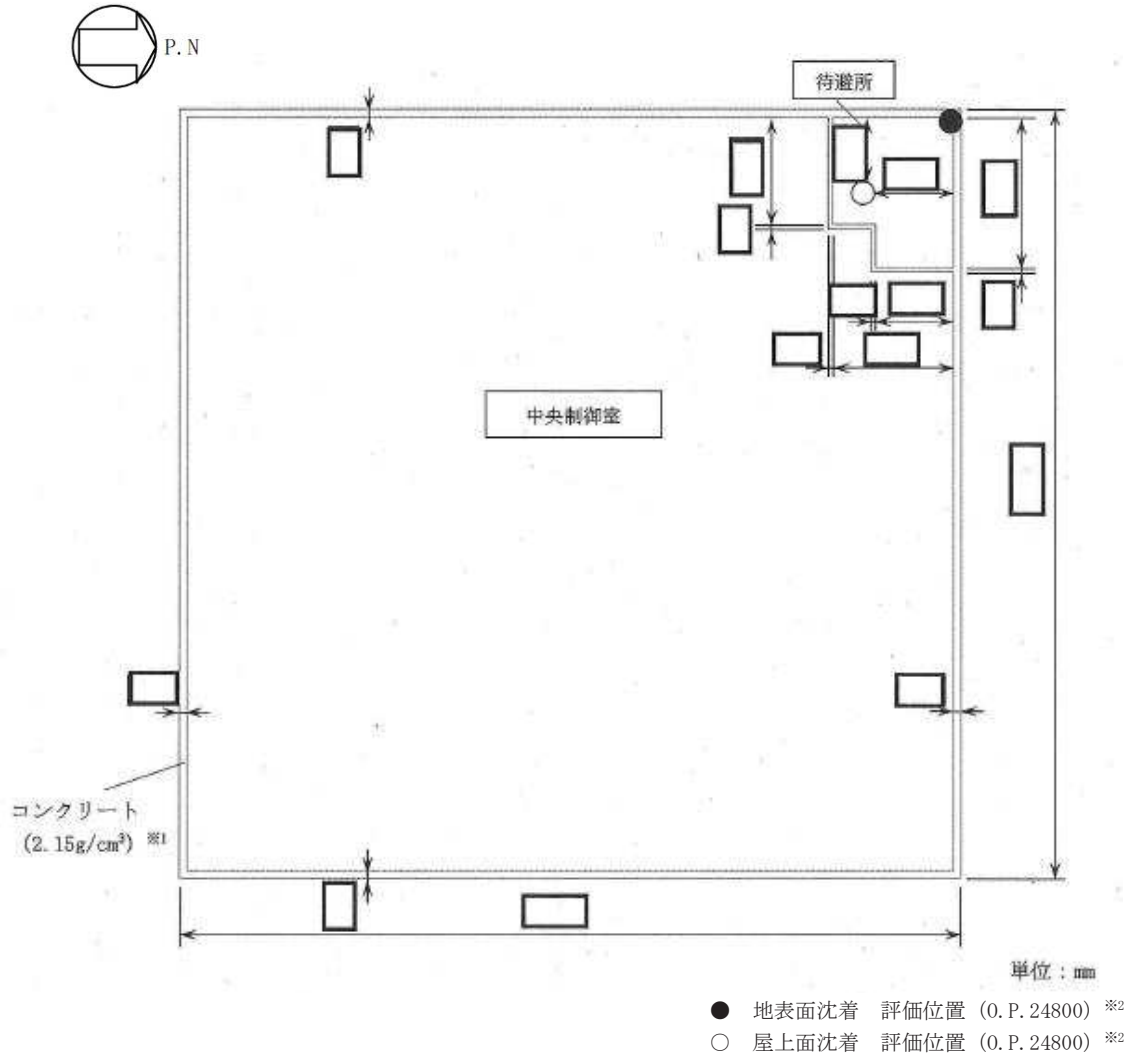


※1 評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2 床面（フリーアクセスフロア）から 1.2m の高さ

図 2-15-5 評価モデルの断面図及び評価点（中央制御室待避所滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



※1　評価モデルはコンクリートの施工誤差を考慮して設定

※2　床面（フリーアクセスフロア）から 1.2m の高さ

図 2-15-6　評価モデルの平面図及び評価点（中央制御室待避所滞在時）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2-16 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における，室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価方法を以下に示す。なお，中央制御室換気空調系の再循環フィルタ装置は地下2階に設置されており，建屋の床による遮蔽や離隔距離を十分に確保していることから，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，中央制御室換気空調系の効果を考慮し，以下の式で評価した。なお，保守的な想定として，中央制御室待避所内の放射性物質の濃度は，中央制御室待避所加圧設備による正圧化が終了した直後に中央制御室内の放射性物質の濃度と同一になるものとし，かつ加圧設備からの空気供給に伴う放射性物質濃度の低減効果は見込まないものとした。

【中央制御室に滞在している期間】

$$m_{1k}(t) = \frac{M_{1k}(t)}{V_1}$$

$$\frac{dM_{1k}(t)}{dt} = -\lambda_k \cdot M_{1k}(t) - (G_1 + \alpha + \frac{G_2 \cdot E_k}{100}) \cdot \frac{M_{1k}(t)}{V_1} + (1 - \frac{E_k}{100}) \cdot G_1 \cdot S_k(t) + \alpha \cdot S_k(t)$$

$$S_k(t) = (\chi / Q) \cdot Q_k(t)$$

$m_{1k}(t)$ ：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 ：中央制御室換気空調系の外気取入量[m^3/s]
G_2 ：中央制御室換気空調系の再循環風量のうちフィルタ通過量[m^3/s]
E_k ：中央制御室換気空調系の非常用再循環フィルタ装置の除去効率[%]
$S_k(t)$ ：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]

【中央制御室待避所に滞在する期間】

$$m_{0k}(t)=\frac{M_{0k}(t)}{V_0}$$

$$\frac{dM_{0k}(t)}{dt}=-\lambda_k\cdot M_{0k}(t)$$

$m_{0k}(t)$ ：時刻 t における核種 k の中央制御室待避所内の放射能濃度[Bq/m^3]
$M_{0k}(t)$ ：時刻 t における核種 k の中央制御室待避所内の放射能量[Bq]
V_0 ：中央制御室待避所バウンダリ内容積[m^3]
λ_k ：核種 k の崩壊定数[1/s]

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は表 2-1-5 の値を用いた。

2．評価体系

室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価にあたり想定した評価体系を図 2-16-1 に示す。なお，線源領域は中央制御室及び中央制御室待避所内の空間部とし，室内の放射能濃度は一様とした。

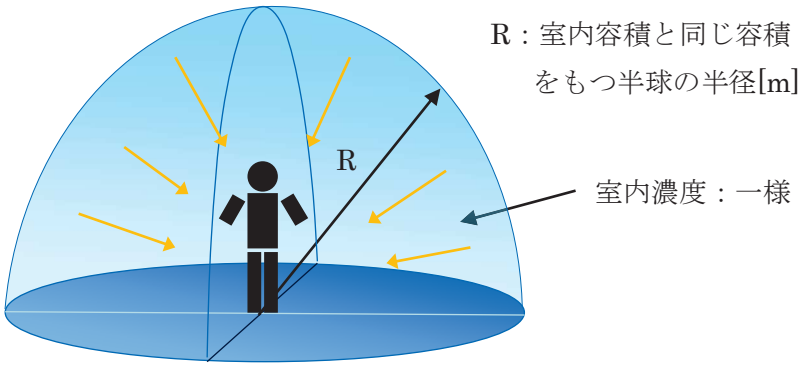


図 2-16-1　室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価モデル図

３．評価コード

中央制御室及び中央制御室待避所内の放射性物質の吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している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，評価コードを使用せず，以下の式を用いて評価した。

【吸入摂取による内部被ばく】

$$H = \frac{1}{PF} \cdot \sum_k \int_0^T R \cdot H_{k\infty} \cdot C_k(t)dt$$

H	：放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]
R	：呼吸率(1.2/3600)※1[m^3/s]
$H_{k\infty}$	：核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数※2[Sv/Bq]
$C_k(t)$	：時刻 t における核種 k の室内の放射能濃度[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

【外部被ばく】

$$H = \int_0^T 6.2\times10^{-14} \cdot E_\gamma \cdot (1-e^{-\mu R}) \cdot C_\gamma(t)dt$$

H	：ガンマ線による外部被ばくの実効線量[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	：室内容積と同じ容積をもつ半球の半径[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 2-16-1 及び表 2-16-2 に示す。

表 2-16-1 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）
（運転員の交替を考慮しない場合）

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	実効線量[mSv]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 5.7×10^{0}
		7 日	吸入摂取による内部被ばく※1	約 5.2×10^{2}

※1 マスクの着用を考慮しない場合

表 2-16-2 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくの評価結果
（格納容器ベントを想定する場合）
（運転員の交替を考慮しない場合）

評価位置	線源	積算日数	被ばく経路	実効線量[mSv]
中央制御室	中央制御室内浮遊分	7 日	外部被ばく	約 5.8×10^{2}
		7 日	吸入摂取による内部被ばく※1	約 3.5×10^{3}
中央制御室待避所	中央制御室待避所内浮遊分	10 時間	外部被ばく	約 2.2×10^{-3}
		10 時間	吸入摂取による内部被ばく※1	約 2.5×10^{0}

※1 マスクの着用を考慮しない場合

2-17 大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法について

中央制御室の居住性評価における，大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価方法を以下に示す。

１．放出量及び大気拡散

核種の大気中への放出率[Bq/s]は添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に基づき評価した。また，相対濃度は表 2-1-5 の値を用いた。

２．評価コード

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくは，評価コードを使用せず以下に示す式を用いて評価した。

$$H = \frac{1}{PF} \cdot \sum_{k} \int_{0}^{T} R \cdot H_{k\infty} \cdot (\chi/Q) \cdot C_k(t) dt$$

H	：放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量[Sv]
R	：呼吸率(1.2/3600)※1[m^3/s]
$H_{k\infty}$	：核種 k の吸入摂取時の実効線量への換算係数※2[Sv/Bq]
(χ/Q)	：相対濃度[s/m^3]
$C_k(t)$	：時刻 t における核種 k の環境放出率[Bq/s]
T	：評価期間[s]
PF	：マスクの防護係数[-]

※１ ICRP Publication71 に基づく成人活動時の呼吸率を設定

※２ ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づき設定

３．評価結果

大気中に放出された放射性物質の入退域時の吸入摂取による被ばくの評価結果を表 2-17-1 及び表 2-17-2 に示す。

表 2-17-1 大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果（代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合）

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]※2
入退域時	出入管理所	7 日※1	約 7.6×10^{2}
	制御建屋出入口	7 日※1	約 1.1×10^{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 2-17-2　大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばくの評価結果（格納容器ベントの実施を想定する場合）

評価位置		積算日数	実効線量[mSv]※2
入退域時	出入管理所	7 日※1	約 5.4×10^{3}
	制御建屋出入口	7 日※1	約 7.6×10^{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

2-18 原子炉格納容器フィルタベント系排気管内の放射性物質からのガンマ線による被ばくの評価方法について

格納容器ベント実施に伴いベントラインに流入する放射性物質の大部分は，希ガス類を除き，原子炉格納容器フィルタベント系の排気管内に取り込まれ線源となる。ここでは，中央制御室の居住性に係る被ばく評価における，当該線源からのガンマ線（直接ガンマ線）による入退域時の被ばくの評価方法を示す。

なお，フィルタ装置内（スクラバ水，金属フィルタ及びよう素フィルタ）の放射性物質からのガンマ線については，十分な遮蔽能力（直接ガンマ線に対しては［　　］以上，スカイシャインガンマ線に対して［　　］以上のコンクリート遮蔽厚）があること及び線源強度から，他の被ばく経路からのガンマ線と比較し，十分小さいとして評価の対象外とした。

１．評価条件

（１）線源モデル

無機よう素及び粒子状放射性物質が排気管内に付着するものとし，希ガス及び有機よう素は排気管内に付着しないものと想定した。ここで，排気管内の放射性物質の付着割合としては，原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置を通過し，大気中に放出される無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の 10%が排気管 100m に付着するものとした（付着割合：10%/100m）。大気中に放出される放射能量は添付資料 2 2-1 の表 2-1-3 に示す。なお，保守的な想定として，評価期間中に屋外に放出される無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が格納容器ベント直後に排気管に移行し，上記の付着割合で付着するものとした。

直接ガンマ線の線源モデルは体積線源※1 とした。評価に用いた線源モデルを図 2-18-1 に示す。なお，評価モデルの排気管の長さは，屋外の排気管長さを包絡する長さとした。

※1 排気管 10m の線源強度は，表 2-18-1 を参照。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

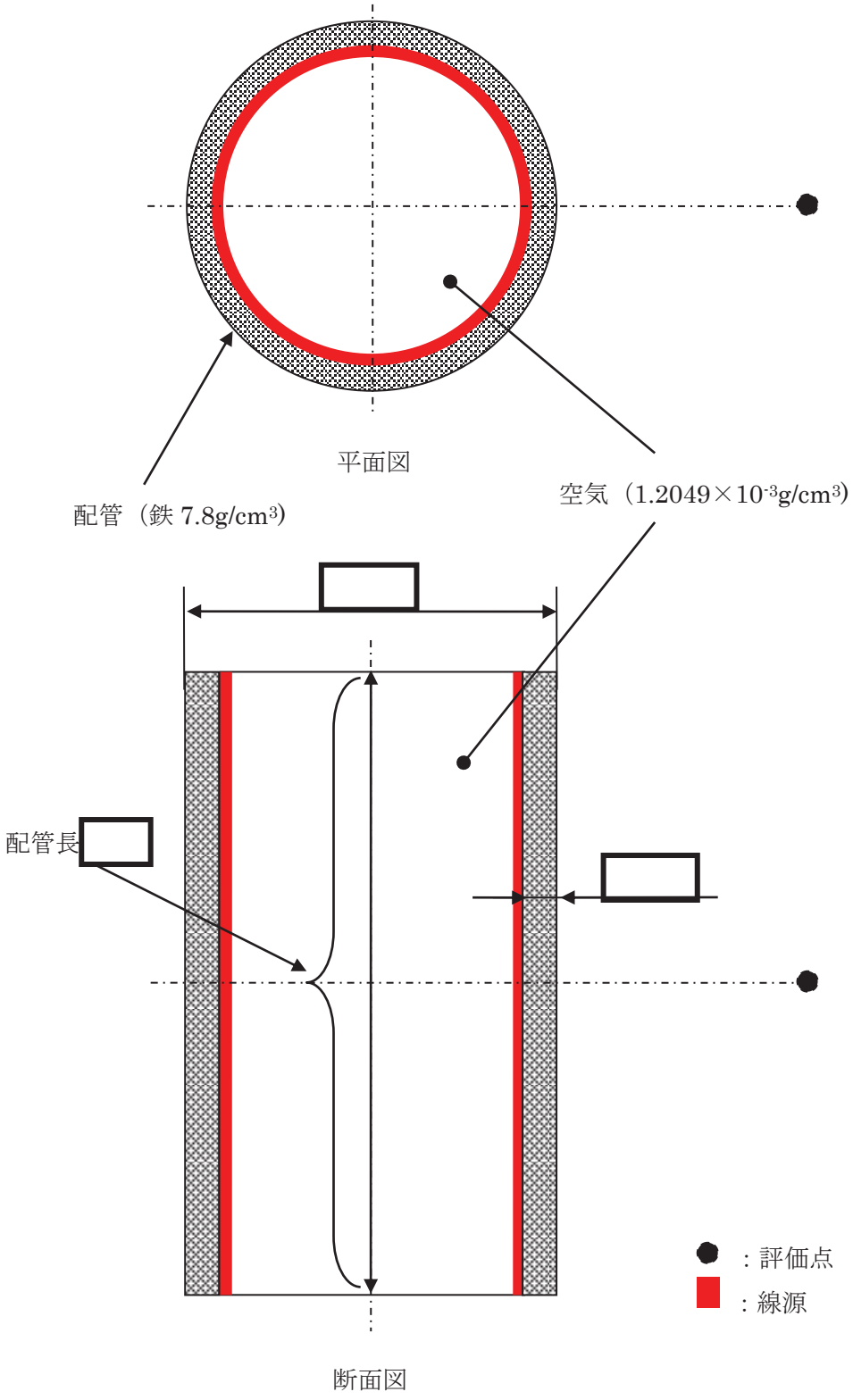


図 2-18-1　評価モデル（直接ガンマ線，排気管）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

（２）線源強度

排気管内の線源強度は，格納容器ベント開始時刻に無機よう素及び粒子状放射性物質の総量の 10%が配管 100m に移行するものとして線源強度を算出した。格納容器ベント開始時刻以降においては，排気管内の線源強度は時間減衰を考慮するものとした。

停止時炉内内蔵量に対する核種ごとの原子炉格納容器から原子炉格納容器フィルタベント系への流入割合（評価期間中に原子炉格納容器フィルタベント系に流入する総量）は，MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見に基づき評価した。なお，MAAP コードでは，よう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素及び無機よう素については，ベントラインへの流入割合の評価条件をそれぞれ設定し評価した。

以上の条件に基づき評価した格納容器ベント開始直後の線源強度を表 2-18-1 に示す。

表 2-18-1 排気管の線源強度（格納容器ベント開始直後）

エネルギ（MeV）		線源強度 (photons/(s・10m))
下限	上限(代表エネルギ)	
－	1.00×10^{-2}	約 3.2×10^{9}
1.00×10^{-2}	2.00×10^{-2}	約 3.6×10^{9}
2.00×10^{-2}	3.00×10^{-2}	約 2.7×10^{9}
3.00×10^{-2}	4.50×10^{-2}	約 1.1×10^{9}
4.50×10^{-2}	6.00×10^{-2}	約 6.8×10^{8}
6.00×10^{-2}	7.00×10^{-2}	約 4.5×10^{8}
7.00×10^{-2}	7.50×10^{-2}	約 2.2×10^{8}
7.50×10^{-2}	1.00×10^{-1}	約 1.1×10^{9}
1.00×10^{-1}	1.50×10^{-1}	約 3.7×10^{8}
1.50×10^{-1}	2.00×10^{-1}	約 9.2×10^{8}
2.00×10^{-1}	3.00×10^{-1}	約 1.8×10^{9}
3.00×10^{-1}	4.00×10^{-1}	約 1.5×10^{10}
4.00×10^{-1}	4.50×10^{-1}	約 7.6×10^{9}
4.50×10^{-1}	5.10×10^{-1}	約 3.6×10^{9}
5.10×10^{-1}	5.12×10^{-1}	約 1.2×10^{8}
5.12×10^{-1}	6.00×10^{-1}	約 5.3×10^{9}
6.00×10^{-1}	7.00×10^{-1}	約 6.0×10^{9}
7.00×10^{-1}	8.00×10^{-1}	約 6.1×10^{8}
8.00×10^{-1}	1.00×10^{0}	約 1.2×10^{9}
1.00×10^{0}	1.33×10^{0}	約 7.2×10^{8}
1.33×10^{0}	1.34×10^{0}	約 2.2×10^{7}
1.34×10^{0}	1.50×10^{0}	約 3.5×10^{8}
1.50×10^{0}	1.66×10^{0}	約 4.1×10^{7}
1.66×10^{0}	2.00×10^{0}	約 8.7×10^{7}
2.00×10^{0}	2.50×10^{0}	約 1.6×10^{7}
2.50×10^{0}	3.00×10^{0}	約 1.9×10^{5}
3.00×10^{0}	3.50×10^{0}	約 5.1×10^{2}
3.50×10^{0}	4.00×10^{0}	約 5.1×10^{2}
4.00×10^{0}	4.50×10^{0}	約 5.6×10^{-6}
4.50×10^{0}	5.00×10^{0}	約 5.6×10^{-6}
5.00×10^{0}	5.50×10^{0}	約 5.6×10^{-6}
5.50×10^{0}	6.00×10^{0}	約 5.6×10^{-6}
6.00×10^{0}	6.50×10^{0}	約 6.4×10^{-7}
6.50×10^{0}	7.00×10^{0}	約 6.4×10^{-7}
7.00×10^{0}	7.50×10^{0}	約 6.4×10^{-7}
7.50×10^{0}	8.00×10^{0}	約 6.4×10^{-7}
8.00×10^{0}	1.00×10^{1}	約 2.0×10^{-7}
1.00×10^{1}	1.20×10^{1}	約 9.8×10^{-8}
1.20×10^{1}	1.40×10^{1}	約 0.0×10^{0}
1.40×10^{1}	2.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
2.00×10^{1}	3.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}
3.00×10^{1}	5.00×10^{1}	約 0.0×10^{0}

（3）評価点

a．評価点の位置

入退域時の評価点は，出入管理所及び制御建屋出入口とした。各評価点の線源からの距離を表 2-18-2 に示す。

b．評価点の高さ

評価点の高さは排気管の中心位置とした。

c．評価点周りの遮蔽

評価点の周囲には保守的に遮蔽壁がないものとした。

表 2-18-2 各評価点の線源からの距離（入退域時）

評価点	線源
	配管（最近接点からの距離）
出入管理所	約 178m
制御建屋出入口	約 106m

（4）評価コード

直接ガンマ線の評価には，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。

（5）評価結果

原子炉格納容器フィルタベント系排気管からのガンマ線による入退域時の被ばくの評価結果を表 2-18-3 に示す。

表 2-18-3　原子炉格納容器フィルタベント系排気管からのガンマ線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	実効線量[mSv]
入退域時	出入管理所	7 日※2	約 1.4×10^{-2}
	制御建屋出入口	7 日※2	約 5.6×10^{-2}

※2 屋外に 7 日間滞在するものとして評価

2-19 原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力に余裕を見た出力とした場合の影響について

中央制御室の居住性に係る被ばく評価では，審査ガイドに基づき最適評価手法を採用しており，原子炉運転時の炉心熱出力として定格熱出力を参照している。以下では，原子炉運転時の炉心熱出力を，設計基準事故解析と同様に，定格熱出力に余裕を見た出力（定格熱出力の 105%）とした場合の影響を検討した。

検討の結果，定格熱出力の 105%での運転継続を仮定した場合においても，被ばく線量は最大約 54mSv となり，判断基準「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足することを確認した。以下，検討結果を示す。

＜検討＞

中央制御室の居住性に係る被ばく評価において考慮した各被ばく経路からの被ばく線量は，線源となる放射性物質の量に比例し，また，線源となる放射性物質の量は，停止時炉内内蔵量に比例する。

なお，停止時炉内内蔵量は，以下の式より評価している。

停止時炉内内蔵量[Bq]＝単位出力当たりの停止時炉内内蔵量※1[Bq/MW]×炉心熱出力[MW]

※1 電力共通研究「立地審査指針改定に伴うソースタームに関する研究（ＢＷＲ）」において評価

ここで，原子炉運転時の炉心熱出力を定格熱出力の 105%とした場合における放射性物質の環境中への放出割合として添付資料 2 2-1 の表 2-1-1 に示す値を用いる場合，各被ばく経路からの被ばく線量は炉心熱出力に比例することになる。この場合，炉心熱出力を定格熱出力の 105%とした場合における被ばく線量は，定格熱出力を用いて評価した結果を 1.05 倍することによって求められる。

定格熱出力を用いた場合における各被ばく経路からの合計値（最大約 51mSv※2）を 1.05 倍すると，評価結果は約 54mSv になり，判断基準「運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。

※2 「59-9 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について 2. 中央制御室の居住性（炉心の著しい損傷）に係る被ばく評価について」に示した評価ケースのうち，評価結果が最も厳しくなる代替循環冷却系を用いて事象収束に成功する場合の評価結果

2-20　格納容器雰囲気直接加熱発生時の被ばく評価について

中央制御室の居住性の評価に当たっては,「2-2　事象の選定の考え方について」のとおり,炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定し,代替循環冷却系を用いて事象を収束した場合及び原子炉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は事故発生のために重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定したシナリオであり,代替循環冷却系を用いることでPCVベントに至らず事象収束するものである。

このうち，LOCA 時注水機能喪失については上述のとおり想定事故シナリオとして評価していることから，ここではDCH発生時の被ばく影響を評価した。

１．中央制御室内の環境としての評価結果

（7 日間積算値）

設置許可基準規則の解釈第59条 1 b)②，同③において，運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替について考慮してもよいこととなっているが,設置許可基準規則第 59 条の要求事項である「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性を評価するうえでは,運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境として最も厳しい事象を選定する必要がある。

そこで,重大事故等対策の有効性評価のうち,LOCA時注水機能喪失とDCHの両シナリオにおいて，運用面での対策に期待せず，7 日間中央制御室内にとどまった場合の評価を実施した。評価結果を表2-20-1に示す。(以下,LOCA時注水機能喪失については「大LOCA(代替循環)」と記載する。)

表2-20-1のとおり，内部被ばく及び外部被ばくともに大LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としては大LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。(本評価結果に関する考察は別紙参照)

表 2-20-1　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（代替循環）	約 5.2×10^{2}	約 2.4×10^{1}	約 5.5×10^{2}
DCH（代替循環）	約 4.8×10^{1}	約 1.1×10^{0}	約 4.9×10^{1}

※1 大 LOCA（代替循環）：大破断 LOCA＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

※2 DCH（代替循環）：DCH（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

２．入退域を考慮した場合の評価結果

（7 日間積算値（1 班あたりの平均））

１．のとおり，中央制御室内環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認したが，中央制御室の運転員は通常 5 直 3 交替体制であり，炉心の著しい損傷が発生した場合においても交替することが想定されるため，交替の際の入退域時に屋外を通ることによる被ばくを含め，平均的な被ばく線量を確認した。

１．同様に，大 LOCA(代替循環)と DCH の両シナリオにおいて，中央制御室内でのマスク着用には期待しないが，運転員の交替を平均的に考慮して評価する。5 直 3 交替体制において，中央制御室滞在時間及び入退域回数が最大となる班は

中央制御室滞在時間　49 時間 40 分

入退域回数　10 回（1 回あたり 12 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 40 分/168 時間）

入退域時の被ばく線量

＝入退域評価点での被ばく線量 7 日間積算値×（10 回×12 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（1 日目は PF1000，2 日目以降は PF50）を着用するものとして評価する。評価結果を表 2-20-2 に示す。

表 2-20-2 のとおり，内部被ばく及び外部被ばくともに大 LOCA(代替循環)が大きい評価結果となった。すなわち，入退域時の屋外通過影響を考慮した場合においても，1 班あたりの平均的な環境としては大 LOCA(代替循環)の方が厳しくなることを確認した。

表 2-20-2　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（代替循環）	約 1.6×10^{2}	約 1.5×10^{1}	約 1.7×10^{2}
DCH（代替循環）	約 1.4×10^{1}	約 7.9×10^{-1}	約 1.5×10^{1}

３．運用面での対策も考慮した場合の評価結果

１．及び２．から，中央制御室内環境としては，平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても，大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。このうち DCH（代替循環）については，交替を考慮した平均的な線量として 100mSv/7 日間を下回ることを確認したが，運用面での対策を考慮した場合でも，100mSv/7 日間を下回ることを確認する。

大 LOCA(代替循環)については想定事故シナリオとして評価していることから，ここでは DCH 発生時の運転員の被ばく影響について，運用面での対策であるマスクの着用及び運転員の交替の両方を考慮した場合に 100mSv/7 日間を下回ることを確認する。運用面での対策については，簡易的に大 LOCA(代替循環)において想定していたものと同じ条件とする。

評価結果を表 2-20-3 に示す。また，被ばく線量の合計が最も大きい班（D 班）の評価結果の内訳を表 2-20-4 に，中央制御室内にてマスク（PF=1000）を用いている班・滞在日のうち代表例として D 班の 1 日目の評価結果を表 2-20-5 に，中央制御室内にてマスク（PF=50）を用いている班・滞在日のうち代表例として A 班の 2 日目の評価結果を表 2-20-6 に示す。

評価の結果,DCH 発生時においても運転員の被ばく線量は 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

表 2-20-3 各勤務サイクルでの被ばく線量（DCH(代替循環)）
（中央制御室内でマスクの着用を考慮した場合）（単位：mSv）※1※2※3

	1 日	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
A 班	2 直 約 0.44※4	23 直 約 0.72	3 直 約 0.31	－	1 直 約 0.50	1 直 約 0.46	－	約 2.4
B 班	3 直 約 0.37※4	－	1 直 約 0.59	1 直 約 0.54	－	－	2 直 約 0.31	約 1.8
C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
D 班	1 直 **約 1.6**※4	1 直 約 0.65	－	－	2 直 約 0.36	23 直 約 0.50	3 直 約 0.18※5	**約 3.3**
E 班	－	－	2 直 約 0.43	23 直 約 0.59	3 直 約 0.25	－	1 直 約 0.45※5	約 1.7

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※2 入退域時において，マスク（PF=50）の着用を考慮
※3 中央制御室滞在時において，マスク（PF=50）の着用を考慮。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価
※4 中央制御室滞在時及び入退域時において，事故後 1 日目のみマスク（PF=1000）の着用を考慮。中央制御室滞在時は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価
※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

表 2-20-4 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班（D 班）の合計）
(DCH(代替循環))（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.5×10^{-1}
	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 2.3×10^{-1}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 2.4×10^{0}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 2.2×10^{0}） （約 1.7×10^{-1}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 2.9×10^{0}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-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 2.1×10^{-1}
	⑧ 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{-2}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.9×10^{-1}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 3.3×10^{0}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 2-20-5 評価結果の内訳（D 班の 1 日目）
(DCH(代替循環))（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		D 班の 1 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 3.2×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{-1}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.9×10^{-1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 8.4×10^{-1}） （約 1.5×10^{-1}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.5×10^{0}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.3×10^{-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 4.5×10^{-3}
	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^{-2}
	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 5.9×10^{-5}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.4×10^{-1}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 1.6×10^{0}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

表 2-20-6 評価結果の内訳（A 班の 2 日目）
(DCH(代替循環))（中央制御室内でマスクの着用を考慮する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		A 班の 2 日目の実効線量※1
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-3}
	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 2.0×10^{-2}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.1×10^{-2}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 5.5×10^{-1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 5.4×10^{-1}） （約 1.1×10^{-2}）
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.9×10^{-1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.6×10^{-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 9.4×10^{-3}
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.7×10^{-2}
	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 4.0×10^{-3}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 1.3×10^{-1}
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 7.2×10^{-1}

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

４．結論

DCH 発生時の被ばく影響を評価した結果，１．及び２．のとおり，運用面での対策に期待しない場合における中央制御室内環境としても，平均的な運転員交替を考慮した場合の環境としても，DCH よりも大 LOCA(代替循環)の方が厳しいことを確認した。このことから，中央制御室の居住性評価に当たって，DCH ではなく大 LOCA(代替循環)を想定事故シナリオとして選定することは妥当であることを確認した。理由は以下のとおり。

・居住性評価においては運用面での対策も考慮してよいこととなっているが，運用面での対策は事象進展等に応じて決定するものであり，判断基準（100mSv/7 日間）を満足する範囲においては，同一事象であっても異なる対策をとることができること

・「運転員がとどまるために必要な設備」の妥当性評価に用いる事象を選定するために最も厳しい事象を確認する場合においては，同一事象であっても変動しうるパラメータは除外して，運転員をとりまく環境としての厳しさを確認する必要があること

また，DCH 発生時に運用面での対策を考慮することで運転員の被ばく線量が 100mSv/7 日間を下回ることを確認した。

（別紙）

大 LOCA(代替循環)シナリオ及び DCH シナリオの被ばく線量の違いについての考察

運転員がマスクを着用せずに 7 日間中央制御室内にとどまった場合，大 LOCA(代替循環)の方が被ばく線量が大きくなる。これは，表 2-20-1 に示すとおり大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことが原因である。

大 LOCA(代替循環)の内部被ばくの影響が大きいことは，各シナリオの放射性物質の放出開始時刻，非常用ガス処理系の起動時刻及び中央制御室換気空調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 2-20-1 参照）

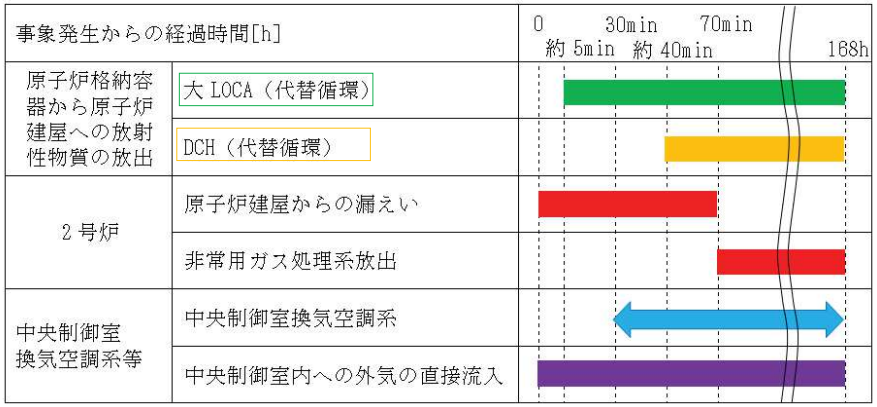
被ばく評価では，運転員の被ばく低減設備である中央制御室換気空調系（以下「MCR 空調」という。）及び非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）の効果を考慮しており，各設備の効果は事象発生から 30 分後（MCR 空調）及び 70 分後（SGTS）から期待している※1。これに対して，大 LOCA(代替循環)及び DCH の原子炉格納容器から原子炉建屋への放射性物質の放出開始時刻は，MAAP 解析から，事象発生から約 5 分後（大 LOCA(代替循環)）及び約 40 分後（DCH）となっており，大 LOCA(代替循環)の方が早い。

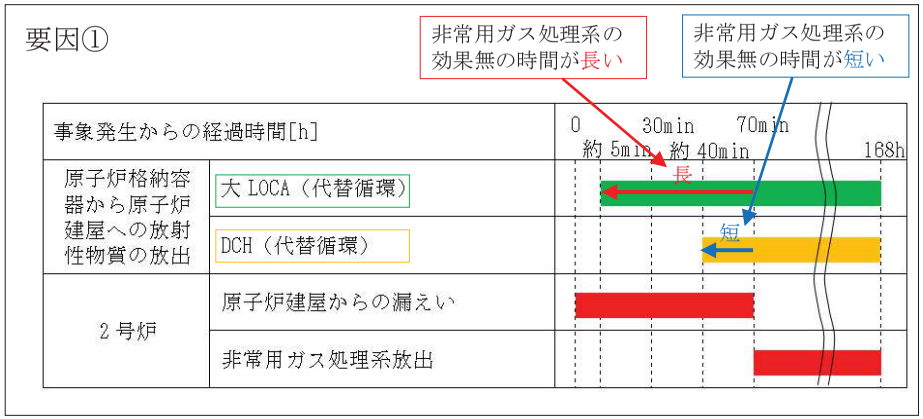
SGTS の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，どちらも SGTS 起動前に放出が開始している点では同じであるものの DCH に対し大 LOCA(代替循環)の方がより早く放出が開始するため，SGTS の効果に期待できない時間が長い。（図 2-20-1 要因①）

また，MCR 空調の起動時刻と各シナリオの放出開始時刻に着目すると，DCH では MCR 空調の起動後に放出が開始しているのに対して，大 LOCA(代替循環)では MCR 空調の起動前に放出が開始し，MCR 空調の効果に期待できない時間から放出が開始している。（図 2-20-1 要因②）

以上の要因により，大 LOCA(代替循環)の方が，事象初期における中央制御室内への空調フィルタを経由しない放射性物質の取り込み量が多く，内部被ばく及び外部被ばくともに大きくなり，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。

※1 SGTS により原子炉建屋の負圧を維持していない期間は，原子炉建屋の換気率は無限大[回/日]と設定している。また，MCR 空調を運転していない期間は，中央制御室に取り込まれた放射性物質が再循環フィルタ装置により低減される効果を考慮していない。





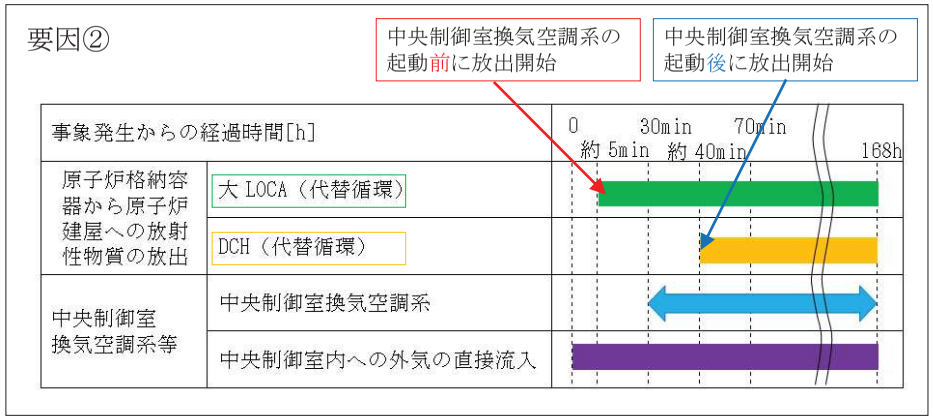


図 2-20-1　被ばく評価で想定する空調運用等タイムチャートと各シナリオにおける放射性物質の放出開始時刻

2-21　原子炉格納容器の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原子炉格納容器の圧力が 1Pd 以下の場合，1Pd～1.5Pd の場合及び 1.5Pd～2Pd の場合の３種類を設定する。

１．原子炉格納容器の圧力が 1Pd 以下の場合

原子炉格納容器の圧力が 1Pd 以下の場合，427kPa[gage]で 0.9%/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 5×10^{-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。

427kPa[gage]での 0.9%/日の設定は 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もとにさらに保守的な値を設定した。

２．原子炉格納容器の圧力が 1Pd～1.5Pd の場合

原子炉格納容器の圧力が 1Pd～1.5Pd の場合，640kPa[gage]で 1.1%/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 6×10^{-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。

640kPa[gage]での 1.1%/日の設定は 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もとにさらに保守的な値を設定した。

３．原子炉格納容器の圧力が 1.5Pd～2Pd の場合

原子炉格納容器の圧力が 1.5Pd～2Pd の場合，854kPa[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 7×10^{-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。

854kPa[gage]での 1.3%/日の設定は 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もとにさらに保守的な値を設定した。

◯AEC の評価式※1

＜原子炉格納容器の圧力が 1Pd の場合＞

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P_t - P_a)\times R_t \times T_t}{(P_d - P_a)\times R_d \times T_d}} = 0.873\%$$

L	：事故時の原子炉格納容器の漏えい率	
L_0	：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	【528kPa[abs]】
Pd	：設計圧力	【485kPa[abs]】
Pa	：原子炉格納容器外の圧力	【101.325kPa[abs]】
Rt	：事故時の気体定数※2	【487.4J/Kg･K】
Rd	：空気の気体定数	【287J/Kg･K】
Tt	：事故時の原子炉格納容器内の温度	【473.15K】
Td	：設計原子炉格納容器内の温度 漏えい試験時の温度(20℃)	【293.15K】

＜原子炉格納容器の圧力が 1.5Pd の場合＞

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P_t - P_a)\times R_t \times T_t}{(P_d - P_a)\times R_d \times T_d}} = 1.069\%$$

L	：事故時の原子炉格納容器の漏えい率	
Pt	：事故時の原子炉格納容器内の圧力	【741kPa[abs]】
Rt	：事故時の気体定数※2	【487.4J/Kg･K】
Tt	：事故時の原子炉格納容器内の温度	【473.15K】

＜原子炉格納容器の圧力が 2Pd の場合＞

$$L = L_0\sqrt{\frac{(P_t - P_a)\times R_t \times T_t}{(P_d - P_a)\times R_d \times T_d}} = 1.235\%$$

L	：事故時の原子炉格納容器の漏えい率	
Pt	：事故時の原子炉格納容器内の圧力	【955kPa[abs]】
Rt	：事故時の気体定数※2	【487.4J/Kg･K】
Tt	：事故時の原子炉格納容器内の温度	【473.15K】

※1 United States Atomic Energy Commission report ″reactor containment leakage testing and surveillance requirements″ USAEC technical safety guide, Dec. 1966

※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 16%：16%：68%より計算している。AEC の評価式が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小さ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ー水反応した場合の水素ガス量発生(約 990kg)を考慮して設定した。

◯GE の評価式（General Electric 社の漏えいモデル式）

＜原子炉格納容器の圧力が 1Pd の場合＞

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.502\%$$

L　：事故時の原子炉格納容器の漏えい率

L_0　：設計漏えい率（圧力 Pd に対して（ここでは 0.9Pd））　【0.5%/日】

Pt　：事故時の原子炉格納容器内の圧力　【528kPa[abs]】

Pd　：設計圧力　【485kPa[abs]】

Pa　：原子炉格納容器外の圧力　【101.325kPa[abs]】

＜原子炉格納容器の圧力が 1.5Pd の場合＞

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.506\%$$

L　：事故時の原子炉格納容器の漏えい率

Pt　：事故時の原子炉格納容器内の圧力　【741kPa[abs]】

＜原子炉格納容器の圧力が 2Pd の場合＞

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1-\left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1-\left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}} = 0.508\%$$

L　：事故時の原子炉格納容器の漏えい率

Pt　：事故時の原子炉格納容器内の圧力　【955kPa[abs]】

2-22　制御建屋における気密性及び遮蔽性に関するひび割れの影響について

鉄筋コンクリート構造の中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリは気密性，並びに鉄筋コンクリート構造の中央制御室遮蔽及び中央制御室待避所遮蔽は遮蔽性を維持する必要がある。

乾燥収縮ひび割れについては，実験結果等から，あらかじめ乾燥収縮ひび割れがある躯体と乾燥収縮ひび割れが無い躯体で，地震時のひび割れの傾向に大きな差異がないことを確認している。地震時については，建屋の機能維持は，建屋の各層の耐震壁が鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひずみ度の許容限界（2.0×10^{-3}）を満足していれば基本的な機能は満足されていると考えられるが，地震によらない場合を含めて躯体に生じるひび割れに対して，以下のとおり機能を維持する設計とする。

１．気密性の維持

気密性の維持に関して，乾燥収縮によるひび割れについては，「原子力施設における建築物の維持管理指針（(社) 日本建築学会，2015)」（以下，維持管理指針という。）によると，通常，コンクリート構造物の使用性が確保されていれば，空調機により機能維持できるとしている。そこで，維持管理指針の使用性に影響を与えるひび割れの評価基準（ひび割れ幅が 1 ㎜以上（屋内））を準用して補修を行い，定期的な空気流入率試験により，気密性を維持していることを確認する。

地震時に生じるひび割れについては，耐震壁のせん断ひずみがおおむね弾性状態にとどまらない場合は，建物・構築物の許容限界であるせん断ひずみを用いて空気漏えい量を算定し，設置する換気設備の性能以下であることを確認することで，気密性を維持する設計とする。また，スラブについては，地震時に生じる応力に対して鉄筋が降伏しないことを確認（鉄筋が降伏する場合は別途詳細検討）することで，気密性を維持する設計とする。（財）原子力発電技術機構は，「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書(注 1)」において，耐震壁の残留ひび割れからの通気量の評価式が，十分に実機への適用性があることを確認している。更に，開口部の存在による通気量割増率の評価式も示されており，「開口部の残留ひび割れ幅の割増率がおおよそ推定できる」としている。

したがって，中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリを構成する壁が鉄筋コンクリート造であり，壁厚も「原子炉建屋の弾塑性試験に関する報告書」に示される壁厚と同程度であることから，同文献にて提案されている各評価式を用い，中央制御室バウンダリ及び中央制御室待避所バウンダリにおける空気漏えい量の算出を行う。以下に評価式を示す。

（注 1）財団法人　原子力発電技術機構「耐震安全解析コード改良試験　原子炉建屋の弾塑性試験試験結果の評価に関する報告書　平成 5 年度」

$Q=C\gamma^{2.57}\Delta P/T$

ここで,

Q　：　単位面積当たりの流量（ℓ/min/㎡）

C　：　定数

（中央値は 2.24×10^{6}，95%非超過値は 1.18×10^{7}）

γ　：　最大せん断ひずみ

ΔP　：　差圧（mmAq）

T　：　壁厚（cm）

$$\Delta_Q = \{(a^2-1)\left(\frac{Q'}{Q_0}-1\right)-1\}\ \beta+1$$

ここで,

Δ_Q　：　通気量割増率

a　：　通気量割増範囲(=3)

$\frac{Q'}{Q_0}$　：　定数

（中央値とみなされる評価法では 1.81，安全側とみなされる評価法では 7.41）

β　：　壁の見付け面積に対する開口の総面積

２．遮蔽性の維持

維持管理指針によると，乾燥収縮によるひび割れは躯体を直線的に貫通するものではないため，遮蔽性に与える影響はないこと，地震などにより発生した貫通するひび割れの影響については放射線が直接通過することはないことの研究成果を踏まえ，コンクリート構造物の使用性が確保されていれば遮蔽性に影響を及ぼさないとしている。そこで，使用性に影響を与えるひび割れの評価基準（ひび割れ幅が 1 ㎜以上（屋内））を準用して補修を行うことにより，遮蔽性を維持する。

地震時に生じるひび割れについては，設計基準対象施設の耐震重要度分類及び重大事故等対処施設の施設区分に応じた地震力に対して構造強度を確保し，遮蔽体の形状及び厚さを確保することで，地震後における残留ひずみを小さくし，ひび割れがほぼ閉鎖し，貫通するひび割れが直線的に残留しないこととすることで，遮蔽性を維持する設計とする。

2-23 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

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，「女川原子力発電所２号炉　重大事故等対策の有効性評価について　付録４　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」において説明しており，DF=10 を適用できることを確認している。

（参考）「女川原子力発電所２号炉 重大事故等対策の有効性評価について 付録４」抜粋

付録４

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

目次

１．はじめに・・1
２．原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・2
2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・2
３．漏えい経路におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見・・・・・・・・・・・・・・・・9
3.1 NUPEC 試験概要・・・15
3.2 NUPEC 試験結果・・・18
４．NUPEC 試験の実機への適用性・・・21
4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・23
4.2 シール材の差異に対する考察・・・30
4.3 圧力条件に対する考察・・34
4.4 蒸気条件に対する考察・・34
4.5 破損時と健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察・34
５．まとめ・・39

1. はじめに

重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては，原子炉格納容器の限界温度，限界圧力を下回る領域において，最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。

ここで，原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは，原子炉格納容器フランジのシール部や電気配線貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合，これを主たる経路として発生すると考えられる。

漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから，エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。

本資料は，重大事故等時の BWR の原子炉格納容器（Mark-Ⅰ，Mark-Ⅱ及びそれぞれの改良型並びに RCCV)からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を表す捕集係数（以下「DF」という。）に関し，「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構　平成 15 年 3 月)」で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認及び適用可能な DF についてまとめたものである。

2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路

BWR の原子炉格納容器は Mark-Ⅰ，Mark-Ⅱ及びそれぞれの改良型並びに ABWR で採用している鉄筋コンクリート一体型の RCCV といった種類があり，その構造は前者が鋼鉄製の容器，後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが，そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており，放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。

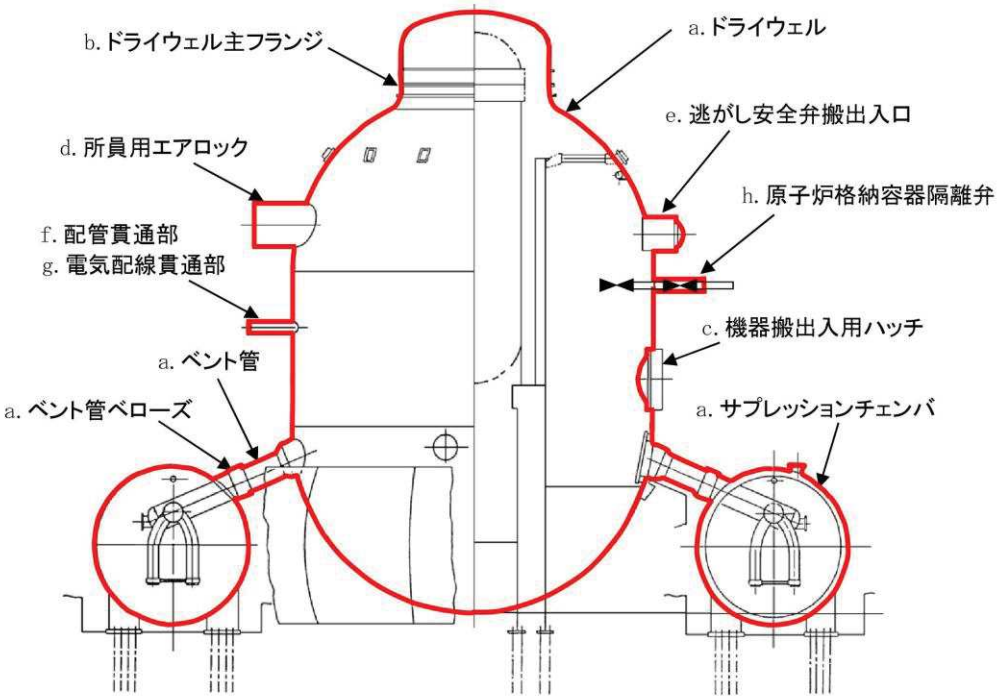
そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には，これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所について Mark-Ⅰ改良型で示す。（その他型式は別添参照）

2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所

原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり，Mark-Ⅰ改良型の原子炉格納容器の概要図を図 2-1 に示す。

原子炉格納容器バウンダリの構成部について，重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表 2-1 に示す。



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

a. 原子炉格納容器本体（ドライウェル，サプレッションチェンバ，ベント管（ベント管ベローズ含む））
b. ドライウェル主フランジ
c. 機器搬出入用ハッチ
d. 所員用エアロック
e. 逃がし安全弁搬出入口
f. 配管貫通部
g. 電気配線貫通部
h. 原子炉格納容器隔離弁

図 2-1　BWR（Mark-Ⅰ改良型）の原子炉格納容器の概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

表 2-1　BWR（Mark-Ⅰ改良型）の原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

構成部		機能喪失要因	
		構造部	シール部
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	－
	ベント管ベローズ	疲労破壊	－
b. ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口， シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	－
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	－
	円筒胴	延性破壊	変形， シール能力低下
	鏡板	座屈	－
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形， シール能力低下
	円筒胴	延性破壊	－
	シール部（扉以外）	－	シール能力低下
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	－
	鏡板	延性破壊	－
	フランジ	延性破壊	開口， シール能力低下
	ヒンジボルト	延性破壊	－
f. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	－
	スリーブ	延性破壊，座屈	－
	端板	延性破壊	－
	ボルト締付平板	延性破壊	－
	フランジ	延性破壊	開口， シール能力低下
	締付ボルト	延性破壊	－
	閉止板	延性破壊	－
	伸縮継手	疲労破壊	－
	短管	延性破壊	－
g. 電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	－
	アダプタ	延性破壊	－
	ヘッダ	延性破壊	－
	モジュール	－	シール能力低下
h. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	－
	シール部	－	シール能力低下

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち，構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方，シール部については，シール材と鋼材を密着させることによりシールしており，連続構造ではないことから，漏えいが生じる可能性は否定できない。

ここで，各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから，以下の三つに分類できる。(女川原子力発電所を例に主なシール部の構造を図 2-2 から図 2-9 に示す。)

① フランジ構造のシール部（b. ドライウェル主フランジ，c. 機器搬出入用ハッチ，d. 所員用エアロック，e. 逃がし安全弁搬出入口，f. 配管貫通部）
② 電気配線貫通部のシール部（g. 電気配線貫通部）
③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部（h. 原子炉格納容器隔離弁）

重大事故等環境下での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という本資料の目的に照らすと，前記①から③のうち原子炉格納容器の気相部から原子炉建屋の空間への漏えいが評価の対象となる。本資料で適用している実機想定の試験でのエアロゾル粒子の捕集効果は，フランジ構造や電気配線貫通部のシール部の漏えい経路において測定したものであり，原子炉格納容器全体の漏えい率に相当する大きな経路のものとなっている。

さらに，原子炉格納容器隔離弁のシール部は，以下の a. ～d. のような配管構成等であり，原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験※1 の実績も踏まえると，フランジ構造や電気配線貫通部のシール部からの漏えいに着目することが適切である。

a. 液相に接続する配管（封水の効果を期待できる）
b. 原子炉格納容器の内外で閉じた系を構成する配管
c. 気相に接続する配管のうち事故時に閉となる隔離弁を持つ配管（原子炉格納容器の限界温度及び圧力に対する健全性を確認した二つの隔離弁を設けている）
d. 気相に接続する配管のうち事故時に開となる隔離弁を持つ配管（計装等）（原子炉建屋への漏えい経路となり得る計器等と配管の取り合い部は，シール材を使用しており，また少数かつ小口径である）

※1 一般社団法人日本電気協会　原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）

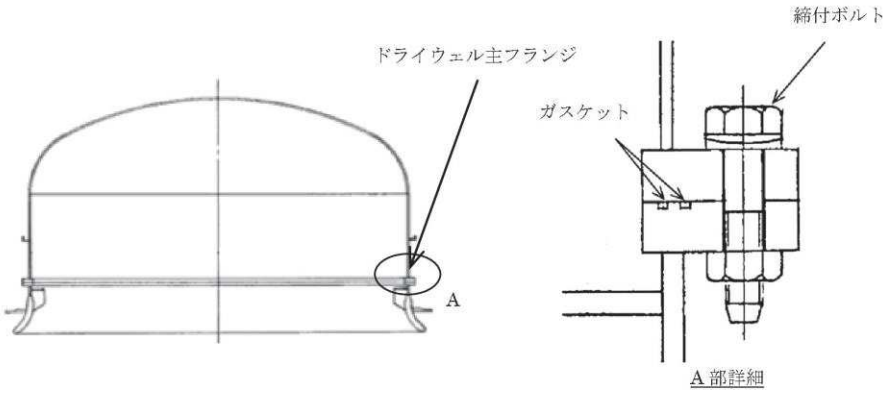


図 2-2　ドライウェル主フランジシール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

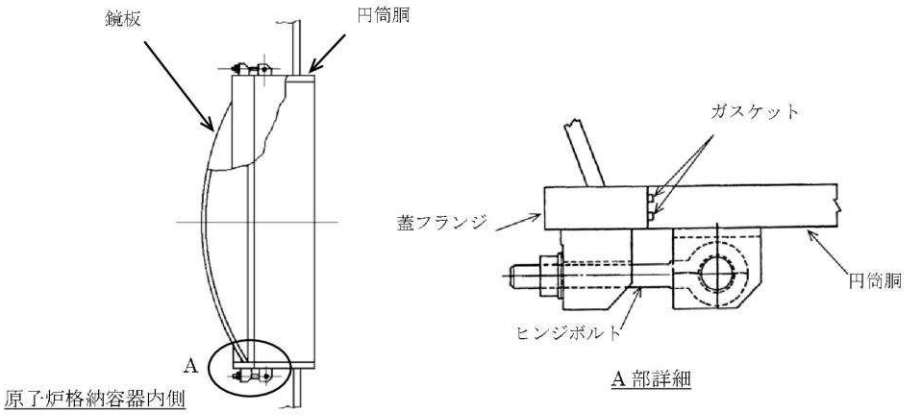


図 2-3　機器搬出入用ハッチシール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

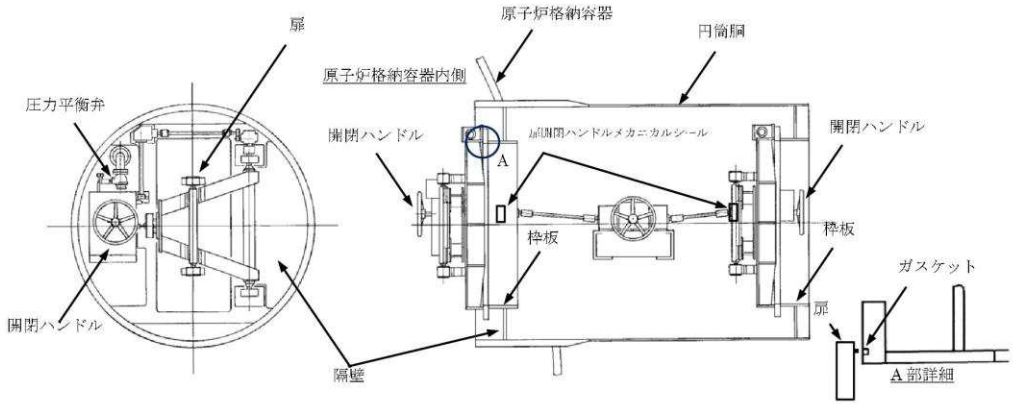


図 2-4　所員用エアロックシール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

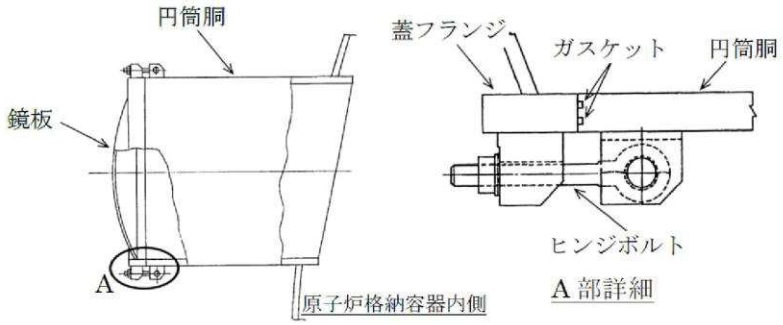


図 2-5　逃がし安全弁搬出入口シール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

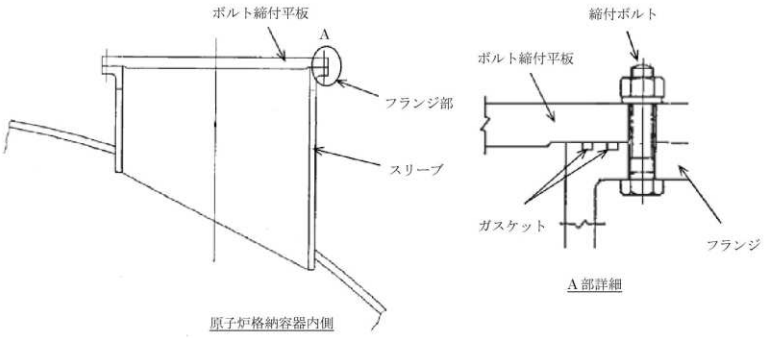


図 2-6　配管貫通部シール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

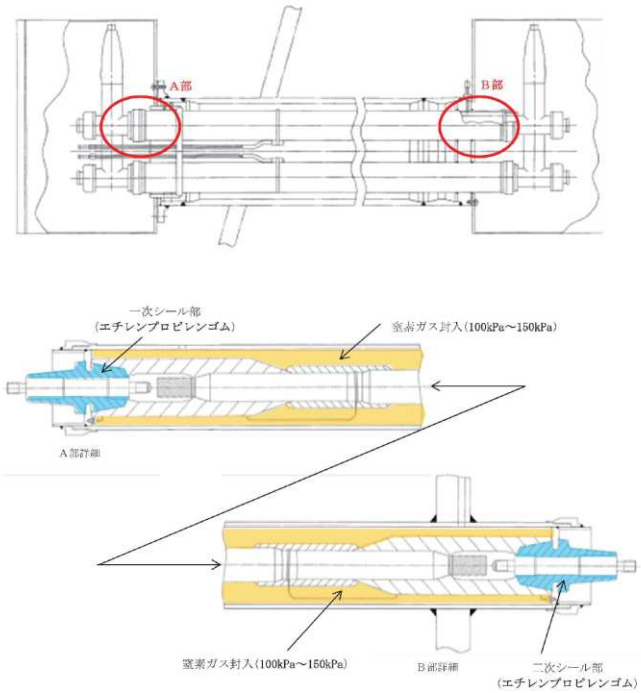


図 2-7　電気配線貫通部（高電圧）シール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

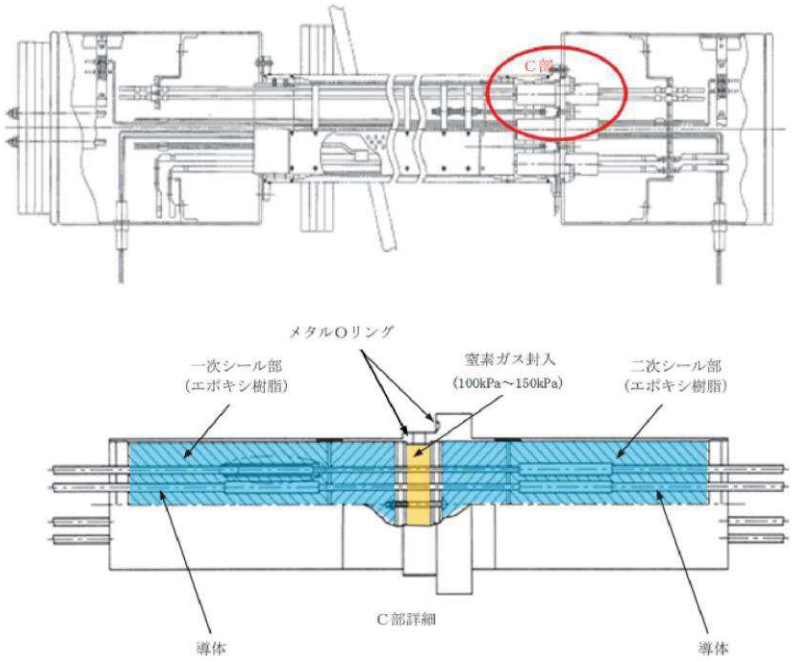


図 2-8　電気配線貫通部（低電圧）シール部概要図
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

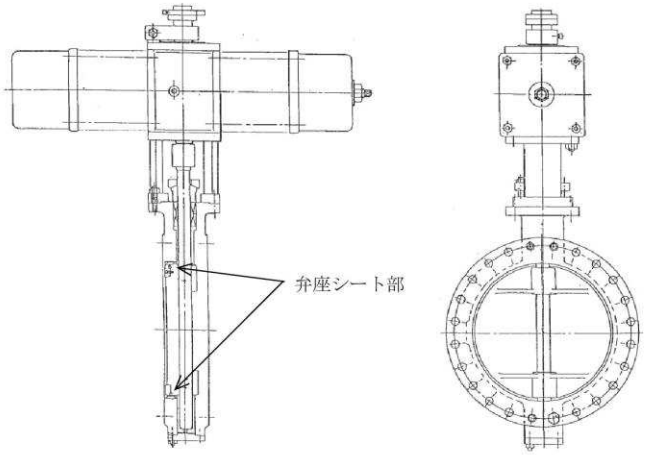


図 2-9　原子炉格納容器隔離弁シール部概要図（例）
（女川原子力発電所 2 号炉の場合）

3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見

漏えい経路を通るエアロゾル輸送の理論的及び実験的研究に関しては，米国サンディア国立研究所報告書「SAND2009-1701」※1 において文献が調査されている。ここではエアロゾルによる流路の閉塞に関する実験データをレビューしてエアロゾル輸送を予測するための簡易モデルを提唱した「Morewitz, et al.の研究」※2 をはじめ，毛細管やスロットなどでの小規模実験，コンクリートクラックや原子炉格納容器貫通部からの漏えい試験などが報告されている。

また，軽水炉のシビアアクシデント安全研究分野でのヨーロッパ及び各国の研究結果をまとめた「Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology」※3 においても核分裂生成物の輸送と放出についていくつかの試験データが報告されている。原子炉格納容器からの漏えいに係るエアロゾルの捕集特性に関連する試験を表 3-1 にまとめる。

これらの試験はその目的に応じ様々な条件下において漏えい経路でのエアロゾルの捕集効果，蒸気の凝縮やエアロゾルによる閉塞効果が確認されている。また，近年ではコンクリートクラックを通るエアロゾル輸送をモデル化する研究※4 が進められており，エアロゾルの捕集には，原子炉格納容器内部の圧力や温度などの熱水力学的特性や亀裂の幾何学的特性，エアロゾルの濃度や粒径分布等が考慮すべきパラメータとされている。

重大事故等時に原子炉格納容器貫通部に漏えいが生じた場合の漏えい部でのエアロゾル捕集効果については，実機と同様の貫通部を用いた試験は行われていなかった。そのような背景から，旧原子力安全・保安院の委託事業「原子炉格納容器信頼性実証事業」において，原子力発電技術機構により「放射性物質捕集特性試験※5」（以下「NUPEC 試験」という。）が行われ，原子炉格納容器のフランジや電気配線貫通部のシール部の実機模擬試験体を用いて実証試験が実施された。

以上のことから，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を検討する本資料においては，実機の原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目し重大事故等時の環境下を想定して実験を行った NUPEC 試験について確認することとした。

表 3-1　原子炉格納容器からの漏えい経路でのエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験

試験名	概　要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE 試験※6,7 （米国） （1964 年～1970 年）	原子炉格納容器内での FP の自然捕集，スプレイ捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の減衰を評価	1000MWe 級 PWR 格納容器 1/5 モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径 4.57mm），ニードル弁で構成） （図 3-1 参照）	122℃　0.24 MPa［gage］ Cs，I 等エアロゾル 通気時間 10～120 分	・捕集の程度は漏えい経路の幾何学的形状，材料ならびに FP の化学的・物理的形態に依存するとの知見が得られた。 ・DF10 から 100 程度と評価されているが，漏えい経路の形状，規模，材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
Nelson らの試験※8 （米国） （1975 年）	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径 0.52～1.57mm， 長さ 4.9～7.6cm （図 3-2 参照）	NaOH 等エアロゾル エアロゾル濃度 数 mg/m^3～$20g/m^3$	・高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であるとの知見が得られた。 ・エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しており DF は評価していないため適用できない。
Morewitz らの試験※2 （米国） （1978 年）	複雑な流路を通るエアロゾル輸送試験から簡易モデルを提案	幅 0.79～1.25mm の複雑流路 （図 3-3 参照）	Na_2O，Na_2CO_3 エアロゾル UO_2 エアロゾル等 エアロゾル濃度　数百 g/m^3	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との知見が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しており DF は評価していないため適用できない。
NUPEC 試験※5 （日本） （1989 年～1997 年）	重大事故等時の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を損傷させ漏えい経路を設定	100～200℃　ドライ条件 0.11～0.60 MPa［gage］ CsI エアロゾル エアロゾル濃度 10～$300mg/m^3$ 通気時間 4～5 時間	・DF10～1000 以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットの DF の違いは漏えい経路の形状の違いによる）であり，重大事故等時の環境下での実機模擬試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を 4. で確認する。
IRSN 試験※4,9 （欧州） （2000 年代）	亀裂の入ったコンクリート壁でのエアロゾル挙動を評価	コンクリート壁（幅 128cm×高さ 75cm×厚さ 10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図 3-4 参照）	フルオレセイン粒子を異なる粒径で実験 （60nm，0.8，1.1，4.1μm）	・粒径を変化させた実験結果から狭隘部では慣性沈着や乱流沈着が作用するとの知見が得られた。 ・コンクリートクラックでの沈着モデルに着目しており DF は評価していないため適用できない。
COLIMA 試験※10 （欧州） （2008 年）	シビアアクシデント条件下でコンクリート内の亀裂部に捕集されるエアロゾル量を評価	円筒形コンクリート（直径 13cm×高さ 30cm）を分割・亀裂（幅 0.5mm 範囲 13cm 長さ 30cm）を設定 （図 3-5 参照）	110℃　ドライ条件 コリウム由来エアロゾル （I，Cs，Te 等） 通気時間 5～10 分	・入口からの距離に応じ堆積物の組成を分析。ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり 10cm 以内で捕集されたとの知見が得られた。 ・捕集率 95%（DF20）と評価されているが，漏えい経路の形状，規模，材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

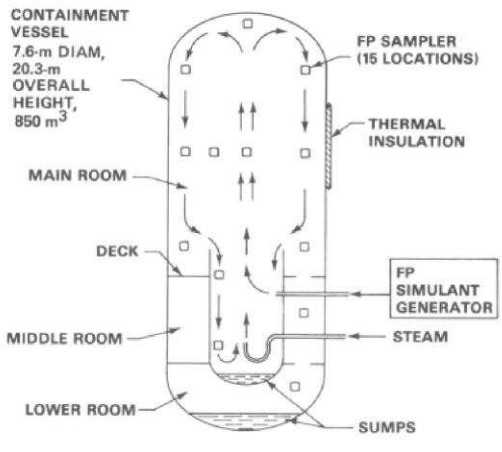


Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.

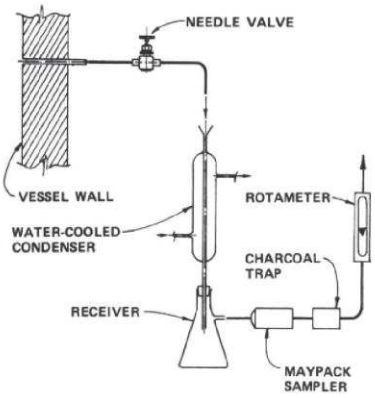


Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FPs.

図 3-1　CSE 試験体系とサンプリング装置※6

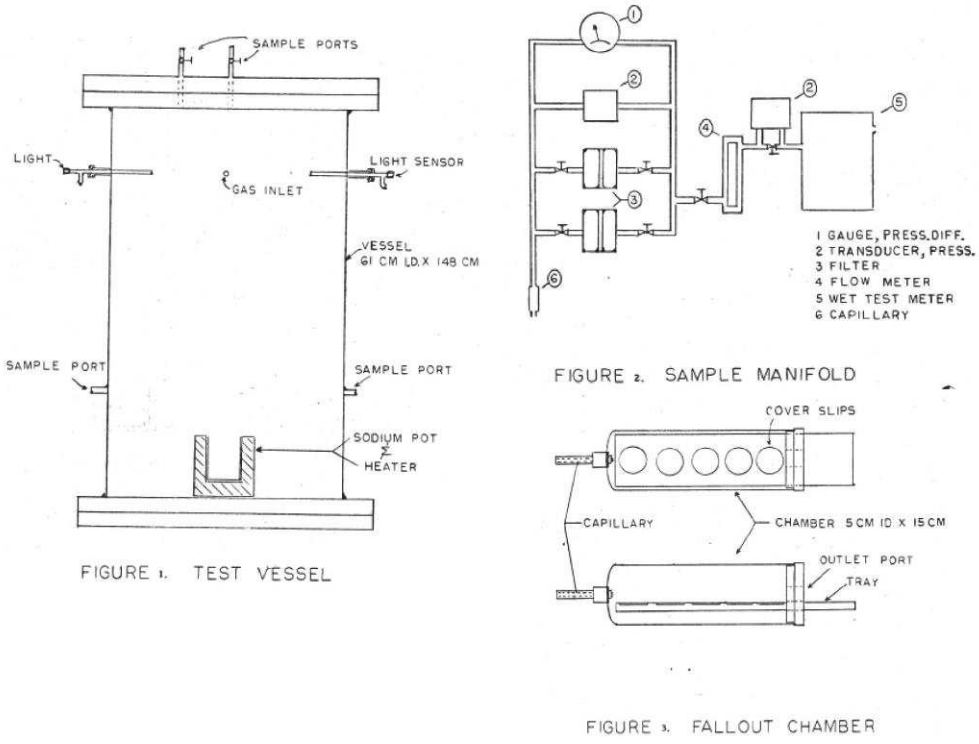


図 3-2　Nelson らの試験体系とサンプリング装置※8

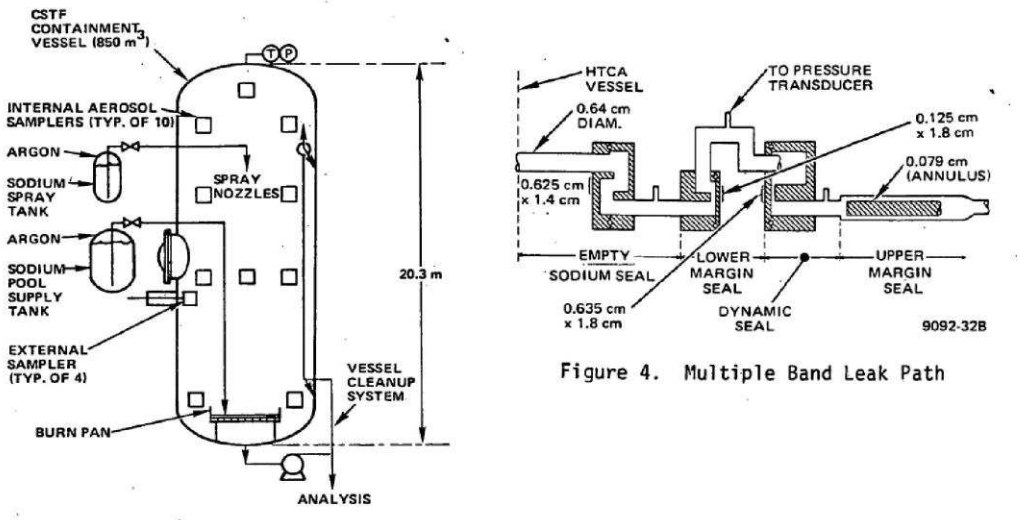
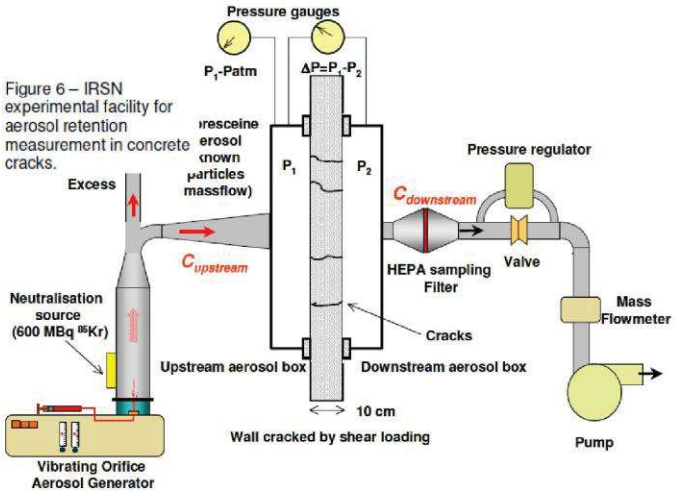


Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF

Figure 4. Multiple Band Leak Path

図 3-3　Morewitz らの試験体系と漏えい経路※2



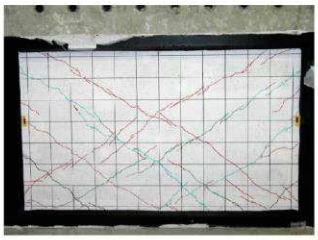


Fig. 7 – The cracks network reproduced in IRSN test.

図 3-4　IRSN 試験体系とコンクリートサンプル※4

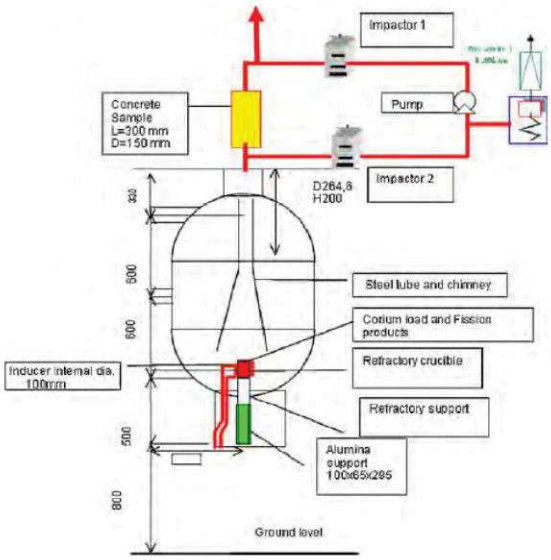


Fig. 1. Schematization of the test COLIMA on the concrete crack sample.

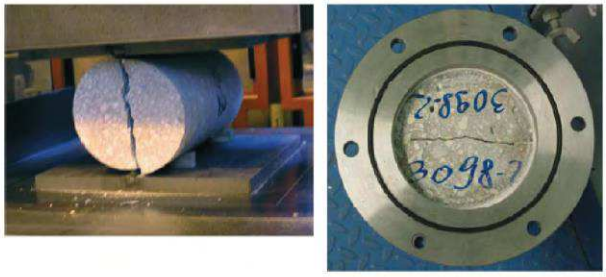


Fig. 2. Instant of the splitting of one of the cylindrical samples (left), and view of the inlet of a crack sample positioned and sealed in the flanged steel holder (right).

図 3-5　COLIMA 試験体系とコンクリートサンプル※10

※参考文献

1 Dana A. Powers, “Aerosol Penetration of Leak Pathways -An Examination of the Available Data and Models”, SAND2009-1701, 2009

2 H. A. Morewitz, et al., “Attenuation of Airborne Debris from Liquid-metal Fast Breeder Reactor Accidents”, HEDL-SA-1665, Hanford Engineering Development Laboratory, 1978.

3 Bal Raj Sehgal(Ed.), “Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology”, 1st ed., Support Provided by the SARNET (Severe Accident Network) in the Framework Programmes of Research of the European Commission, 2012.

4 F. Parozzi, et al., “Investigations on Aerosol Transport in Containment Cracks”, International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.

5「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（原子力発電技術機構　平成 15 年 3 月）

6 R. K. Hilliard, A. K. Postma, “Large-Scale Fission Product Containment Tests”, Nuclear Technology, vol. 53, n. 2, (1981) 163-175.

7 M. E. Witherspoon, A. K. Postma, “Leakage of Fission Products from Artificial Leaks in the Containment System Experiment”, BNWL-1582, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1971.

8 C. T. Nelson, R. P. Johnson, “Aerosol Leakage Tests”, Status of Safety Technology for Radiological Consequence Assessment of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Energy Research and Development Administration, ERDA-56, 1975.

9 T. Gelain, J. Vendel, “Research Works on Contamination Transfers Through Cracked Concrete Walls”, Nuclear Engineering and Design, 238 (2008) 1159-1165.

10 F. Parozzi, et al., “The COLIMA Experiment on Aerosol Retention in Containment Leak Paths Under Severe Nuclear Accidents”, Nuclear Engineering and Design, 261 (2013) 346-351.

3.1 NUPEC 試験概要

シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って，アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため，加熱モード，雰囲気ガス，放射線エージング等をパラメータにとり，原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後，破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い，リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について，その試験体に対しエアロゾルを供給し，入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。

NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に，試験装置の概略図を図 3-6 に示す。

表 3-2　NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット　：シリコンゴム
環境条件	定温度加熱　　：200℃/230℃で 20h 以上保持，圧力 0.8MPa 一定 周期的温度加熱　：120～200℃で数十 h 加熱，圧力 0.1～0.8MPa で変化 雰囲気ガス　　：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy

表 3-3　NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット　：シリコンゴム
環境条件	圧力　　：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス　　：水蒸気，空気 放射線エージング：800kGy，0kGy 昇温速度　　：約 0.5℃/min※1

※1　25℃毎に 1 時間程度保持させた後，リークが生じなければさらに加温した。加温は最大 400℃までとしている。また，シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため，試験体の入口側のみを加熱し，出口側は保温のみとした

表 3-4　NUPEC 試験における試験条件（エアロゾル捕集特性試験）

	NUPEC 試験における試験条件
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット　：シリコンゴム
エアロゾル濃度	10～300 mg/m^3（CsI）
エアロゾル粒子の粒径	1～2μm（CsI）
環境条件	温度：100～200℃※1 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件）※2

※1　貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため，試験体を 200℃以上（最大約 270～350℃まで）の環境で約 20 時間以上曝露し，リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している

※2　NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

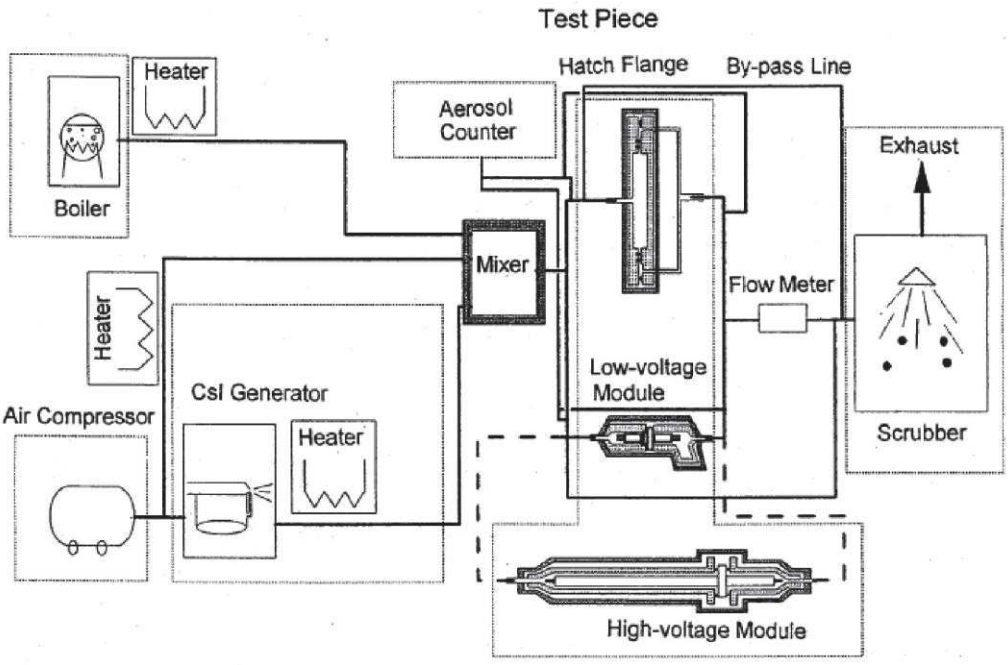


図 3-6　試験装置概略図（NUPEC 試験）

3.2 NUPEC 試験結果

3.2.1 健全性確認試験

リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表 3-5 に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても，加熱試験中にリークは見られなかった。

表 3-5　NUPEC 試験での健全性確認試験結果 [1)]

試験体	放射線エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えいの有無
低電圧モジュール					
0.9mm^2	無	空気	230	24	無 [2)]
0.9mm^2	有	水蒸気	120～200 [3)]	27	無
0.9mm^2	有	水蒸気	200	20	無
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無
100mm^2	有	水蒸気	200	20	無
2mm^2	有	水蒸気	200	20	無
高電圧モジュール					
500mm^2	無	空気	230	24	無
500mm^2	有	水蒸気	200	20	無
500mm^2	有	水蒸気	120～200 [3)]	42	無
フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 [2)]
甲丸タイプ	有	水蒸気	120～200 [3)]	50	無
グルーブ＆タングタイプ	有	水蒸気	120～200 [3)]	54	無

1) 圧力：0.8MPa
2) 室温降下時に微小漏えいが発生
3) 圧力：0.1～0.8MPa に相当

3.2.2 リーク発生条件評価試験

リーク発生条件評価試験の結果を表 3-6 に示す。リーク発生温度条件は，低電圧モジュールで 266～324℃であり，フランジ･ガスケットで 276～349℃であった。高電圧モジュールの場合は，400℃までの加熱の間ではリークは確認されなかった。

表 3-6 リーク発生条件評価試験結果（NUPEC 試験）

試験体	放射線エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度（℃）
低電圧モジュール				
0.9mm^2	有	水蒸気	0.8	303
0.9mm^2	有	水蒸気	0.8	284
0.9mm^2	有	水蒸気	0.4	284
0.9mm^2	無	水蒸気	1.0	266
0.9mm^2(T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324
0.9mm^2(T/C)	無	水蒸気	0.8	285
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301
100mm^2	有	水蒸気	0.8	280
2mm^2	有	水蒸気	0.8	286
高電圧モジュール				400℃まで昇温後室温降下時に微小漏えい 400℃まで漏えい無し
500mm^2	無	空気	0.8	
500mm^2	有	水蒸気	0.8	
フランジ・ガスケット				
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349
グルーブ&タングタイプ	有	水蒸気	0.8	345

※1　熱電対

3.2.3 エアロゾル捕集特性試験

NUPEC 試験により得られた，電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7，図 3-8，表 3-7 に示す。

低電圧モジュールの DF は 40～22000 の範囲，フランジ・ガスケットの DF は 11～25 の範囲との結果が得られている。この DF の違いは，リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。

すなわち，低電圧モジュールの場合には，シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっているため DF が大きくなったと考えられる。一方，フランジ・ガスケットの場合は，リークパスが比較的単純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため，DF は低電圧モジュールほどは大きくならかったと考えられる。

NUPEC 試験の結論として，リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して，DF として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。

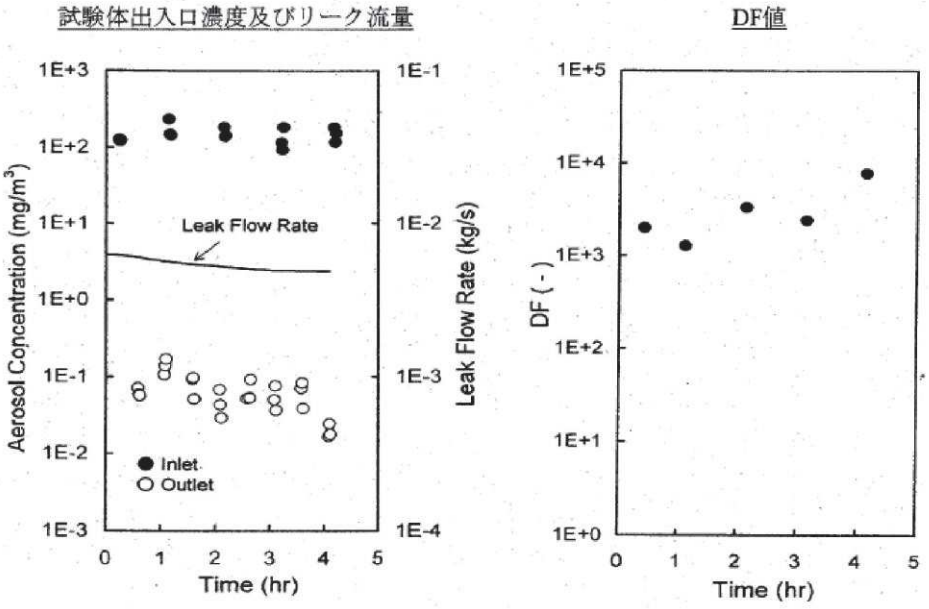


図 3-7 エアロゾル濃度，漏えいガス（空気）流量，DF の経時変化
（電気配線貫通部の一例）（NUPEC 試験）

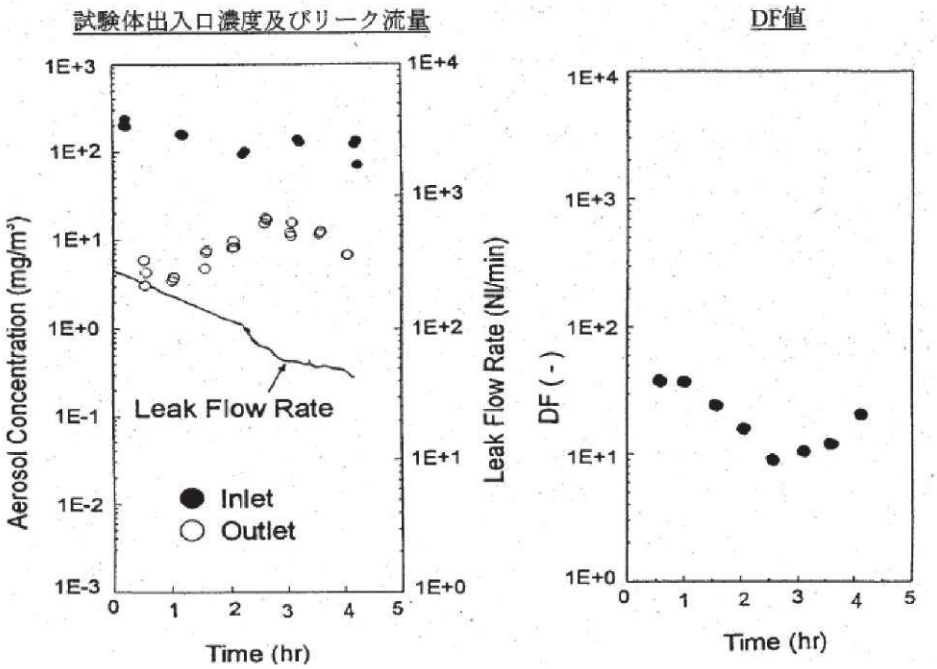


図 3-8 エアロゾル濃度，漏えいガス（空気）流量，DF の経時変化
（フランジ・ガスケットの一例）（NUPEC 試験）

表 3-7 試験により得られた DF（NUPEC 試験）

試験体	放射線エージング※2	加熱ガス※2	圧力※2 (MPa)	破損温度※2 (℃)	DF 全粒径範囲 (0.5～5μm)
低電圧モジュール					
0.9mm^2	有	水蒸気	0.8	303	1300
0.9mm^2	有	水蒸気	0.8	284	620
0.9mm^2	有	水蒸気	0.4	284	22000
0.9mm^2	無	水蒸気	1.0	266	2500
0.9mm^2(T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324	280
0.9mm^2(T/C)	無	水蒸気	0.8	285	160
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	270
100mm^2	有	水蒸気	0.8	280	340
2mm^2	有	水蒸気	0.8	286	40
フランジ・ガスケット					
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	11
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	11
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	13
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	20
グルーブ&タングタイプ	有	水蒸気	0.8	345	25

※1　熱電対

※2　3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

4. NUPEC 試験の実機への適用性

NUPEC 試験での試験条件と，BWR の原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し，実機への適用性を確認した。

条件比較の結果を表 4-1 にまとめ，条件ごと（漏えいを想定する対象，エアロゾル粒子の粒径，シール材の材質，環境条件（温度条件，圧力条件，蒸気条件））に適用性について考察した。

表 4-1　NUPEC 試験での試験条件と BWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較

	NUPEC 試験における試験条件	・Mark-Ⅰ（改良型含む）	・Mark-Ⅱ（改良型含む） ・RCCV	比較結果・考察
漏えいを想定する対象	・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・電気配線貫通部 ・フランジ・ガスケット	・漏えい想定箇所は，「2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所」に記載のとおりで，試験条件と同等である。
エアロゾル粒径	1～2μm（CsI） DF 評価範囲 0.5～5μm	数μm （事象初期（格納容器スプレイ実施前））	数μm （事象初期（格納容器スプレイ実施前））	・重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では数μm程度を想定している。NUPEC 試験では DF を 0.5～5μm で評価しており，重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】
シール材の材質	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂，メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 O リング※1 フランジ・ガスケット： 改良 EPDM	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂，メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 O リング※1 フランジ・ガスケット： 改良 EPDM	・電気配線貫通部について，試験で用いたシール材と実機のシール材が同様であることを確認した。 ・フランジ・ガスケットについて，試験で用いたシール材と実機のシール材は異なるが，試験の材質よりも実機の方が長期にわたり高温環境下においてシール機能を維持できることから，NUPEC 試験結果を適用できると考えられる。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
環境条件	温度：100～200℃※2 圧力：0.11 ～0.60MPa[gage] （ドライ条件）※3	温度：～200℃ 圧力：～0.853 MPa[gage] ～0.854 MPa[gage] （ウェット条件）※3	温度：～200℃ 圧力：～0.620 MPa[gage] （ウェット条件）※3	・重大事故等時に想定する温度条件は，試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・実験に用いたシール材は最大約 270～350℃の環境で曝露し，リークが発生したものを用いている。一方，実機においては 200℃以下であり，曝露環境試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】
				・重大事故等時に想定する圧力は，試験における測定時の圧力と差異があるが，NUPEC 試験によると DF と流量には明確な依存性がないことから，DF と圧力に対しても明確な依存性がないと考えられ，NUPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】
				・試験環境はドライ条件であるが，実機で想定する環境はウェット条件であるため，水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき，実機の方が DF が大きくなると考えられる。 【4.4 蒸気条件に対する考察】

※1　O リングはメタル製又はエチレンプロピレンゴム製 O リングを使用しているが，重大事故等時の環境下においてシール機能を維持できることを確認している

※2　貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため，試験体を 200℃以上（最大約 270～350℃まで）の環境で約 20 時間以上曝露し，リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している

※3　NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている

4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察

エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態，事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては，図 4-1 に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで，小粒径のエアロゾル粒子が集まり，より粒径の大きい粒子がつくられ，粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は，重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり，粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため，大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され，粒径分布はより小さい方向にシフトする。

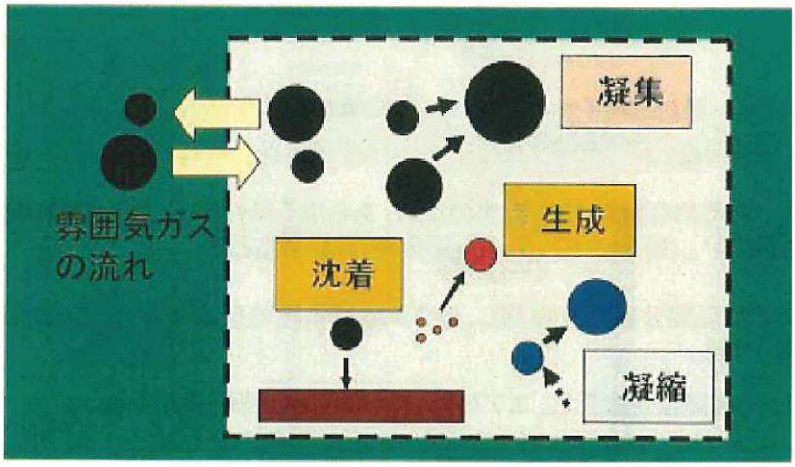


図 4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構

重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として 0.1μm～5μm の範囲であることは，粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。

重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから，重大事故等時の粒径分布を想定し，「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 4-2 の②，⑤に示す試験等を調査した。さらに，重大事故等時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重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表 4-2 の①，③，④）を調査した。以上の調査結果を表 4-2 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，存在する場所（原子炉格納容器，1 次冷却材配管等），水分の有無等に違いがあるが，エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく，原子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

また，実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では，エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。

NUPEC 試験においても，重大事故等時を想定し，1～2μm の粒径を目標としてCsI エアロゾル粒子を生成し，リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し，試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図 4-3「NUPEC 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」），0.5～5μm の範囲で DF を評価している。

以上より，NUPEC 試験で評価している粒径の範囲は，実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており，NUPEC 試験の結果は適用可能と考える。

表 4-2　重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合の
エアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 （μm）	備　考
①	LACE　LA2※1	約 0.5～5 （図 4-2 参照）	重大事故等時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した条件で実施した比較試験
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 が実施した試験※3	0.1～3.0 （参考 1-2）	重大事故等時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD※3	0.29～0.56 （参考 1-2）	重大事故等時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP※3	0.5～0.65 （参考 1-2）	重大事故等時の FP 挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径は PHEBUS 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”, ORNL/M-331, 1987.

※2　D. A. Powers and J. L. Sprung, “A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete”, NUREG/CR-5901, 1993.

※3　H. J. Allelein, et al., “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.

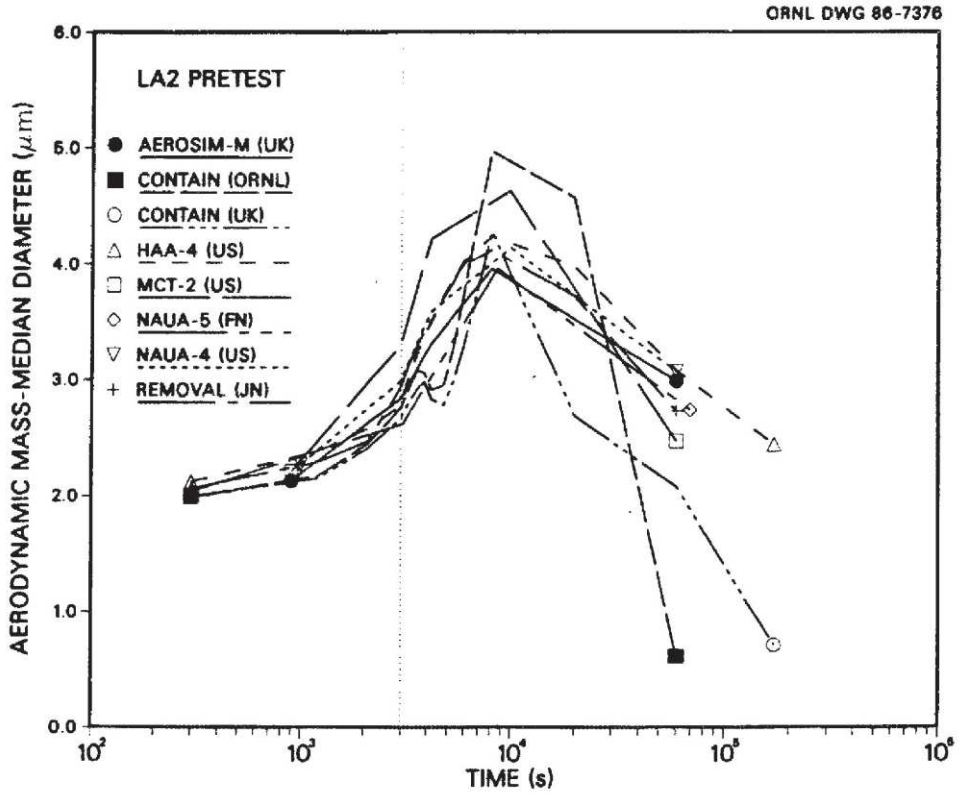


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

図 4-2　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

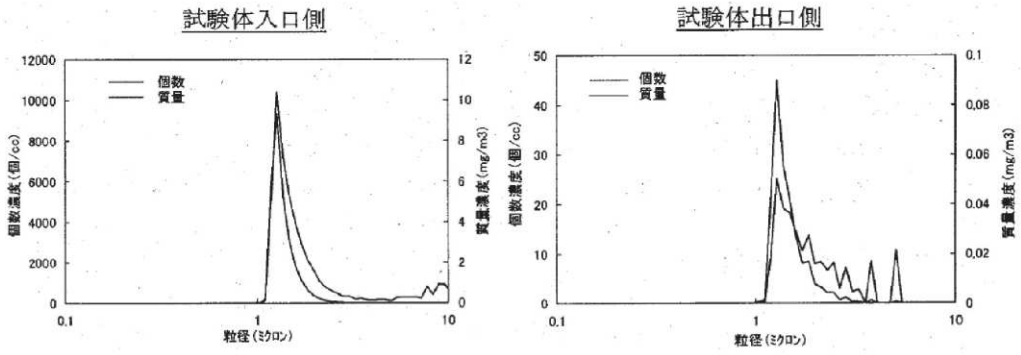


図 4-3　NUPEC 試験で用いた CsI 発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

参考 1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”，
NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 *AECL*

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

9.2.1.2 *PBF-SFD*

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

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した試験	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
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉で実施された，重大事故等時の条件下での炉心燃料から 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

4.2 シール材の差異に対する考察

4.2.1 フランジ・ガスケット

NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。

また，NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って，健全性確認試験が行われ，温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において，フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では，200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は，リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され，エアロゾル粒子の DF が確認されている。

実機では，従前は NUPEC 試験で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが，東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえ，ドライウェル主フランジ，機器搬出入用ハッチ等について高温耐性に優れた改良 EPDM を使用したシール材へ交換することとしている。

これら原子炉格納容器の各シール部の健全性については，原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において，重大事故等時の環境下において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している。※1

なお，NUPEC 試験及び原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において確認した実機フランジ模擬試験は，実機のフランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し，ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っている。NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。

以上のとおり，実機のフランジシール部については NUPEC 試験で使用している従来のシール材よりも長期にわたり，高温条件下においてシール機能を維持できる。その場合，漏えい経路は狭くなり，より大きな DF を期待できることから，NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。

※1「重大事故等対策の有効性評価について　付録 2　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」

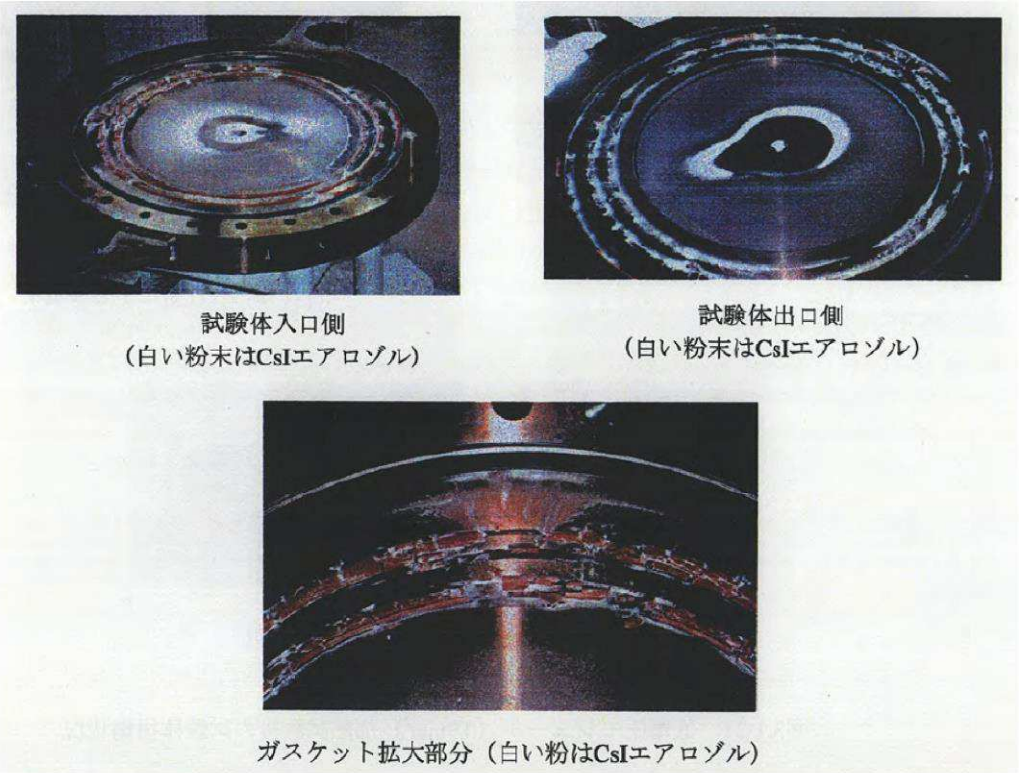
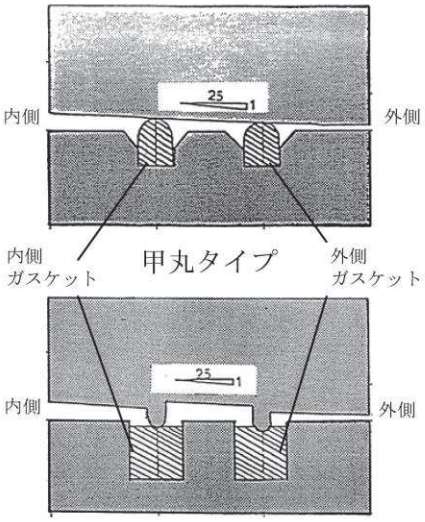
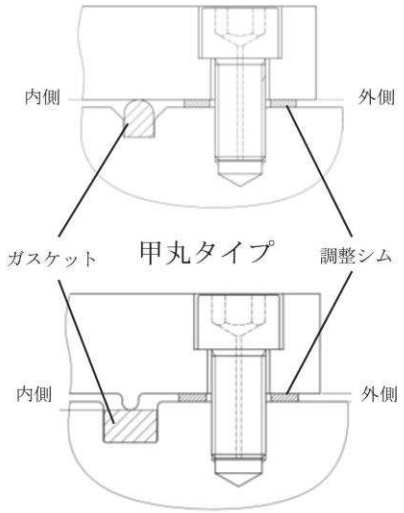


図 4-4 試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態
(200℃を超過して約 0.5℃/min の昇温速度で加熱，漏えい発生後，
温度を低下させ，エアロゾル捕集特性試験を実施した後の状態)

表 4-3　NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状

	NUPEC 試験※1	実機フランジ模擬試験※2
フランジ断面形状	 グルーブ&タングタイプ	 グルーブ&タングタイプ
フランジ面の開きの模擬	フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガスケットと上部フランジが接触する程度として 1/25 を設定。	フランジ面間に調整シムを設置することで開きを模擬。ガスケットの押込み量は，リークが発生しない程度に設定。

※1　原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成 6 年 3 月）」

※2　「重大事故等対策の有効性評価について　付録 2　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」

4.2.2 電気配線貫通部

NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って，健全性確認試験が行われ，温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において，電気配線貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では，電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し，シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果，約 300℃近くで漏えいが発生している。

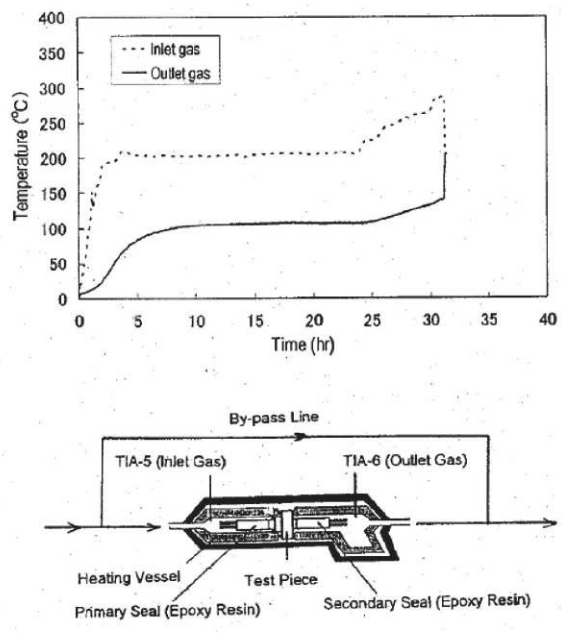


図 4-5 電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の
試験装置概要及び試験結果（NUPEC 試験，200℃を超える環境下）

実機の電気配線貫通部のシール材については，NUPEC 試験で使用したシール材と同様であり差異はなく，実機での原子炉格納容器の各シール部の健全性については，原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において，重大事故等時の環境下において閉じ込め機能を確保できることを確認※1している。

シール部が健全な場合には，漏えい経路は狭くなりより大きな DF を期待できることから，NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。

※1「重大事故等対策の有効性評価について　付録 2　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」

4.3 圧力条件に対する考察

NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については，一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが，図 3-7，図 3-8 に示すとおり，DF と流量には明確な依存性が確認できないことから，DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考える。

4.4 蒸気条件に対する考察

NUPEC 試験における蒸気環境について，重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの，蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため，シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに，ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮，エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため，試験条件（ドライ条件）に比べて重大事故等時で想定する条件（ウェット条件）の方がエアロゾル粒子の DF が大きくなると考えられる。

4.5 破損時と健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察

4.5.1 リーク形態について

シール部における気体のリーク形態は，分子拡散や分子流などの分子レベルでのリークと，連続流体の流れに分類できる。分子拡散によるリークは，気体分子が高分子材料等の表面から浸透し材料内を拡散して生じるものであり，分子流によるリークは，気体分子の平均自由行程（窒素分子の場合 0.01μm～0.1μm 程度のオーダー）と同等以下の極めて小さいリークパスで考慮されるものである。分子レベルでのリークにおいては，実機で考慮すべき粒径数μm 程度のエアロゾル粒子は漏えいしないと考えられる。

実機の原子炉格納容器における漏えいとしては，このような分子レベルでのリークは有意な影響を与えず，連続流体の流れを考慮すればよいとされており※1，NUPEC 試験での破損後のシール部材においても連続流体の流れの状態で測定されたデータにより DF が確認された。

※1 一般社団法人日本電気協会　原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）

4.5.2 リーク面積について

NUPEC 試験の DF 測定に用いられた破損後の部材（電気配線貫通部及びフランジ・ガスケット）と，健全な部材との差としては，部材一つ当たりのリーク面積の大きさとリークパスの形状の違いが挙げられる。

実機の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定すると，漏えい率から算出される総リーク面積は等価面積で 10mm^2 前後※2 となる。また，原子炉格納容器内の健全な部材一つ一つが微小なリーク面積を有し，全部材のリーク面積の和が総リーク面積であると仮定すると，健全な部材一つ当たりのリーク面

積はNUPEC試験で使用された破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm^2）に比べ1桁程度小さいと考えられる。

※2 重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価では，最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。この漏えい量に相当するリーク面積(等価面積)の導出過程を別添3に示す。ここではAECの評価式※3を用いて算出した漏えい率に相当する気体の漏えい量から，圧縮性流体の式を用いてリーク面積を求めており，これは漏えい経路の長さや形状などによるエネルギー損失を含めた形で表わされた面積である。なお，格納容器圧力が最高使用圧力を超えた場合（1Pd～2Pd)，$10mm^2$前後に相当する。

※3“Reactor Containment Leakage Testing and Surveillance Report”，USAEC Technical Safety Guide，1966.

原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成10年3月)」では，等価面積とDFとの相関について検討が行われている。等価面積は，試験体に供給される流量と圧力の測定結果から以下の式により得られる面積であり，電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットの部材の形状並びにエポキシ樹脂，エチレンプロピレンゴム及びシリコンゴムといった材質の相違は直接取り扱われていないものの，複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失等の効果が含まれている。なお，表4-4に示すとおり，NUPEC試験で使用された低電圧モジュール（破損時）では，等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されている。これはシール材のエポキシ樹脂が熱膨張し，ケーブルやSUSハウジングとの隙間が収縮したためと考えられる。フランジ・ガスケット（破損時）では明確な温度依存性は確認されていない。

等価面積とDFとの相関を考える場合，エアロゾル粒子の捕集メカニズムはリークパスの形状に依存するため，厳密にはリークパス形状の複雑な低電圧モジュールと，リークパス形状の単純なフランジ・ガスケットを別々に考える必要があるが，同報告書では，リークパス内の摩擦及び圧力損失等を考慮した等価面積を用いることで，近似的には両者を同一線上で比較することも可能であると判断している。なお，同報告書において等価面積の中にリークパス形状や摩擦等による圧力損失を示すK（流路係数）やC（流量係数）を含む形としたのは，試験体のリークパス形状が複雑であり，それらの係数を各々評価するのが困難なためとされており，実験で得られたデータを下記式の右辺へ代入することで等価面積として評価している。

$$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1}\left\{\left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{(\gamma+1)/\gamma}\right\}}}$$

m：質量流量(kg/s)　Ae：等価面積(m^2)

K：流路係数(-)　C：流量係数(-)

P_0：1 次側圧力(Pa)　P_b：2 次側圧力（大気圧）(Pa)

γ：比熱比(-)　T_0：1 次側温度(K)

R：空気の気体定数(287J/(kg･K))

図 4-6 に，1.28μm～1.38μm の粒径範囲（実機の粒径に近く，試験結果から DF を十分に評価できる粒径範囲として選定）における，等価面積と DF との関係（雰囲気温度 100℃での試験結果）を示す。図 4-6 では，低電圧モジュールはモジュール 1 体当たり，フランジ・ガスケットはガスケット 1m 当たりの等価面積で整理している。なお，前述の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定した場合の総リーク面積（等価面積で 10mm^2 前後）の全てがフランジ・ガスケットに起因するものと仮定すると，ガスケット 1m 当たりの等価面積は 0.1mm^2 のオーダーとなる。(同報告書では，ABWR の場合，フランジ・ガスケット周長の合計は 70m 程度であると整理)

図 4-6 に破線で示しているとおり，等価面積と DF にはある程度の相関があり，等価面積が小さいほど DF が大きくなる傾向となっている。低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのリークパス形状の複雑さに相違があるにも係わらず，等価面積で整理すると相関が見られることから，仮に雰囲気温度を 200℃（格納容器限界温度）とした場合でも，各部材のリークパス形状が変化する可能性はあるものの，等価面積と DF との相関関係は図 4-6 からほとんど変わらないと予想される。

また，同報告書では，上記の粒径範囲以外での DF についても言及しており，約 1μm の粒径での DF は上記の粒径範囲の DF の約 0.7 倍，約 2μm の場合には約 2 倍となると報告している。重大事故等時における実機の粒径が，放出量に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）で数μm 程度と想定されることを踏まえると，実機においては，等価面積に対する DF は図 4-6 に示されるものと同等以上になると考えられる。

健全時の部材のリークパスの形状には不確実性があるが，NUPEC 試験で使用されたフランジ・ガスケット（破損時）のリークパスが比較的単純な構造であること，健全時の部材のリーク面積が破損時に比べ小さくその分 DF が大きくなると予想されることから，破損時のフランジ・ガスケットの DF を，健全時の電気配線貫通部及びフランジ･ガスケットに対して適用することは妥当であると考えられる。

表 4-4　試験体のリーク面積の温度依存性

表3.1-13　試験体のリーク面積（等価面積）評価結果[注1)]　　単位：mm^2

	室温	373K	473K	個数比率(%)[注6)]
低電圧モジュール				
0.9mm^2	6.1 (2.3-13)[注2)]	5.9 (2.9-12)[注2)]	1.6(0.82-2.4)[注3)]	30
0.9mm^2（T/C）	17 (9.4-24)[注3)]	11 (7.6-15)[注3)]	-	10
2mm^2	-	2.6	1.7	45
100mm^2	3.5	2.9	1.7	5
同軸	19	11	-	10
平均（単純平均）	11	6.7	1.7	
平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7	
ﾌﾗﾝｼﾞ・ｶﾞｽｹｯﾄ				
甲丸	14 (12-17)[注4)]	16 (11-22)[注4)]	15 (9-18)[注5)]	-
ｸﾞﾙｰﾌﾞ・ﾀﾝｸﾞ	10	10	10	-
平均（単純平均）	12[注7)]	13[注7)]	13[注7)]	

注1)低電圧モジュールはモジュール1体当たり、ﾌﾗﾝｼﾞ・ｶﾞｽｹｯﾄはｶﾞｽｹｯﾄ1m当たりのリーク面積
注2)~注5）はそれぞれ試験のデータ数が4、2、5、3の平均値、（ ）内はその範囲
注6）低電圧モジュールの個数比率は、その他のﾀｲﾌﾟを除いた概算比率
注7) ﾌﾗﾝｼﾞ・ｶﾞｽｹｯﾄの場合は、甲丸とｸﾞﾙｰﾌﾞ・ﾀﾝｸﾞの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用

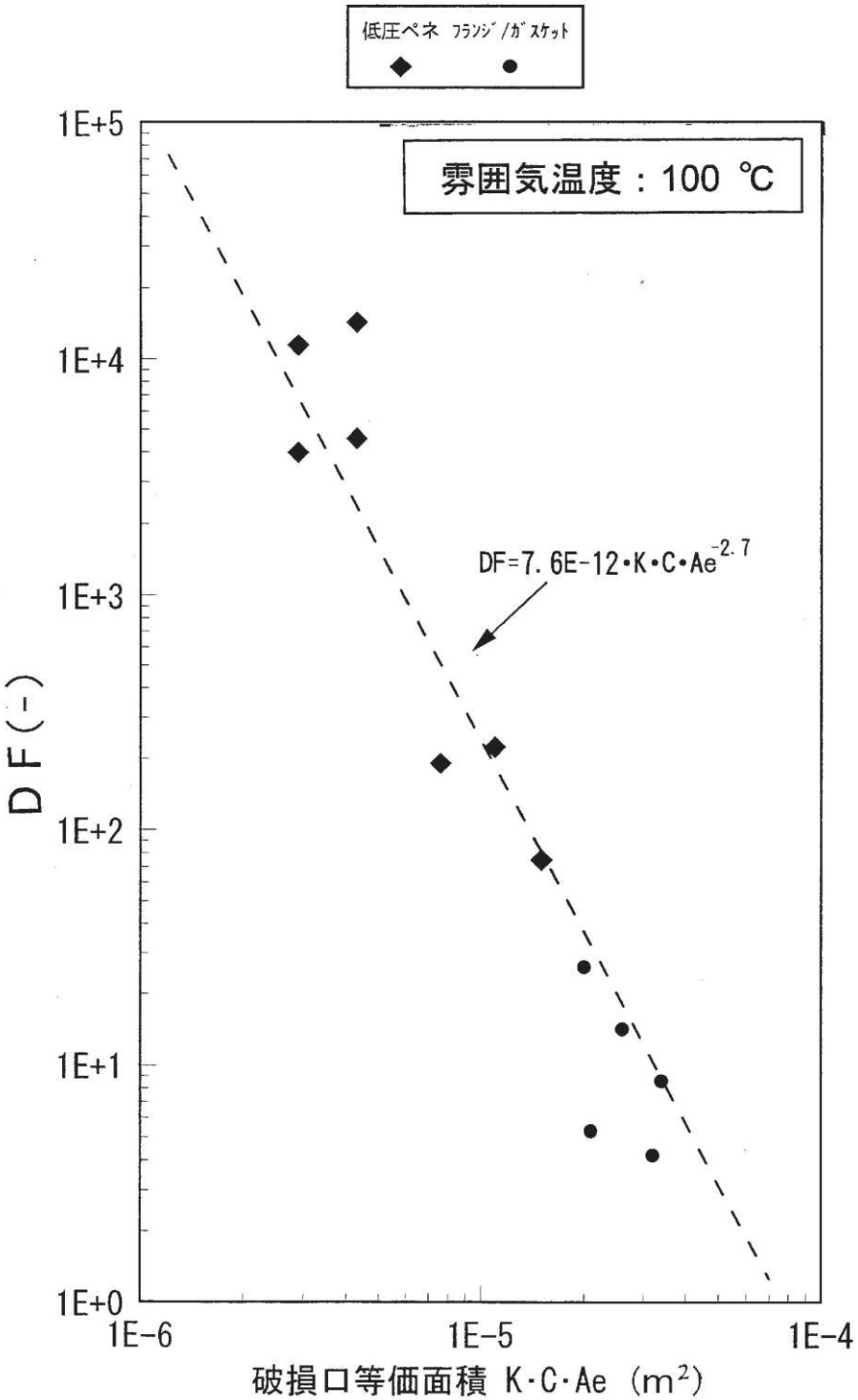


図 4-6 1.28μm～1.38μm の粒径範囲における破損口等価面積と DF との関係

5. まとめ

重大事故等時の被ばく評価等において適用する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について，原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と，漏えい孔におけるエアロゾル粒子の DF に関する既存の知見として NUPEC 試験の実機への適用性について考察し，適用可能であることを以下のとおり確認した。

a．NUPEC 試験では，シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として，有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し，原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。Mark-Ⅰ，Mark-Ⅱ及びそれぞれの改良型並びに ABWR における原子炉格納容器の構造を確認した結果，貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり，これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。

b．NUPEC 試験では，シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており，以下の事項が確認された。

－粒径分布が 1.28μm～1.38μm の粒径範囲において，破損口の流路係数などを含めた等価面積と DF にはある程度の相関性があり，等価面積が小さいほど DF が大きくなる傾向であることが示されている。

－DF の支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが，約 1μm の粒径での DF は上記の粒径範囲の DF の約 0.7 倍，約 2μm の場合には約 2 倍となることが確認されている。

－等価面積の温度による依存性は，低電圧モジュールでは，等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが，フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。

c．重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果として NUPEC 試験の試験結果を実機へ適用するにあたり，実機で想定される各種条件と比較した結果，以下の事項が確認された。

－シール材の材質，環境条件（圧力，蒸気条件）について NUPEC 試験条件と実機条件とを比較し，NUPEC 試験は実機に適用可能である。

－NUPEC 試験において，破損後のシール部材の DF は連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいはごくわずかであり，設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。

－設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は，等価面積で数 mm^2 前後と想定しており，これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると，NUPEC 試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数 mm^2）よりも 1 桁程度小さいと想定でき，等価面積に対する DF との関係からすると，DF は数 100 よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で，ある特定のフラン

ジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても,DF は 100 程度となると想定できる。

－エアロゾル粒子の粒径は，数μm 程度を想定しており，NUPEC 試験における粒子径の傾向によれば，等価面積に対する DF はより大きな値になると推定される。

以上のことから，重大事故等時の原子炉格納容器貫通部からの漏えいにおいて，貫通部におけるエアロゾル粒子の DF は数 100 程度を期待できる。よって，重大事故等時の被ばく評価等において適用する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値として，これに 1 桁程度の余裕をみて DF=10 とすることは妥当であると考える。

別添 1 東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（Mark-Ⅱ）

別添 2 柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（RCCV）

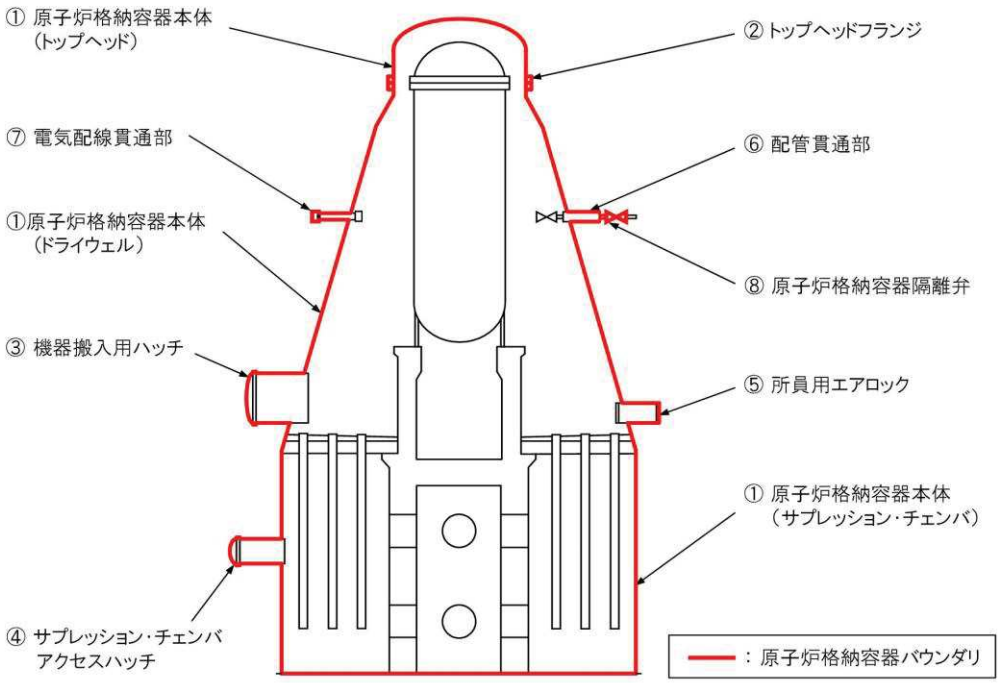
別添 3 原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について

東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（Mark-Ⅱ）

原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり，Mark-Ⅱ型の原子炉格納容器の概要図を図 1 に示す。

原子炉格納容器バウンダリの構成部について，重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。

原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因を表 1 に示す。



① 原子炉格納容器本体
② トップヘッドフランジ
③ 機器搬入用ハッチ
④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ
⑤ 所員用エアロック
⑥ 配管貫通部
・接続配管
・スリーブ
・平板類※，セーフエンド，伸縮継手
※ 平板，穴あき平板，フランジ，ボルト締め平板，フルードヘッド
⑦ 電気配線貫通部
・アダプタ，ヘッダ，モジュール
⑧ 原子炉格納容器隔離弁

図１ 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

表１　評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体（トップヘッド，ドライウェル，サプレッション・チェンバ）	一般構造部	延性破壊	－
	構造不連続部	延性破壊	－
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口，シール材劣化
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	－
	鏡板	延性破壊	－
	フランジ部	延性破壊	開口，シール材劣化
④サプレッション・チェンバアクセスハッチ	円筒胴	延性破壊	－
	鏡板	延性破壊	－
	フランジ部	延性破壊	開口，シール材劣化
⑤所員用エアロック	円筒胴，隔壁	延性破壊	－
	扉板	－	開口，シール材劣化
	シール部（扉以外）	－	シール材劣化
⑥配管貫通部	接続配管	延性破壊	－
	スリーブ（本体・取付部）	延性破壊	－
	平板類	延性破壊	開口，シール材劣化
	セーフエンド	延性破壊	－
	伸縮継手	疲労破壊	－
⑦電気配線貫通部	アダプタ	延性破壊	－
	ヘッダ	延性破壊	－
	モジュール	－	シール材劣化
⑧原子炉格納容器隔離弁	耐圧部（弁箱）	延性破壊	－
	シール部	－	シール材劣化

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち，構造部については鋼材で構成されており溶接部も含め連続構造であることから，漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方，シール部については，シール材と鋼材を密着させることによりシールしており，連続構造ではないことから，漏えいが生じる可能性は否定できない。各構成部のシール部の構造は図２のとおりであり，その構造及び漏えいのメカニズムから，以下の三つに分類できる。

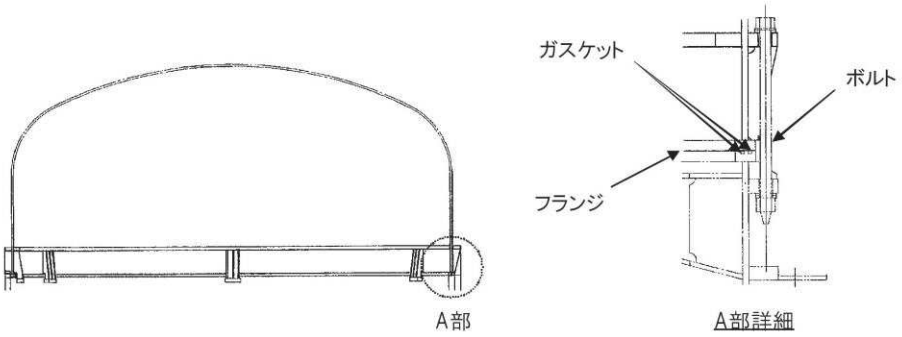
ａ．フランジ構造のシール部（②トップヘッドフランジ，③機器搬入用ハッチ，

④サプレッション・チェンバアクセスハッチ，⑤所員用エアロック，⑥配管貫通部）

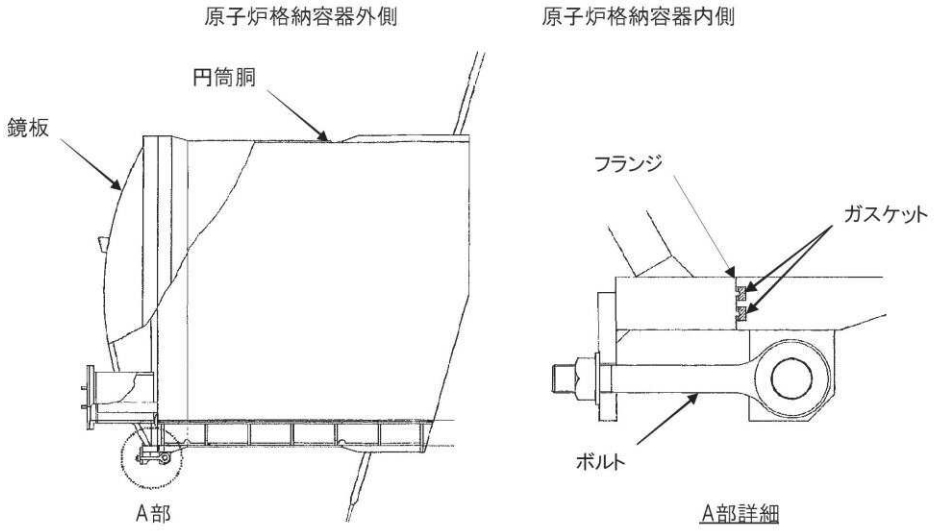
b．電気配線貫通部のシール部（⑦電気配線貫通部）

c．原子炉格納容器隔離弁のシール部（⑧原子炉格納容器隔離弁）

これらの各シール部の構造はMark-Ⅰ改良型と同様である。したがって，原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては，Mark-Ⅰ改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。



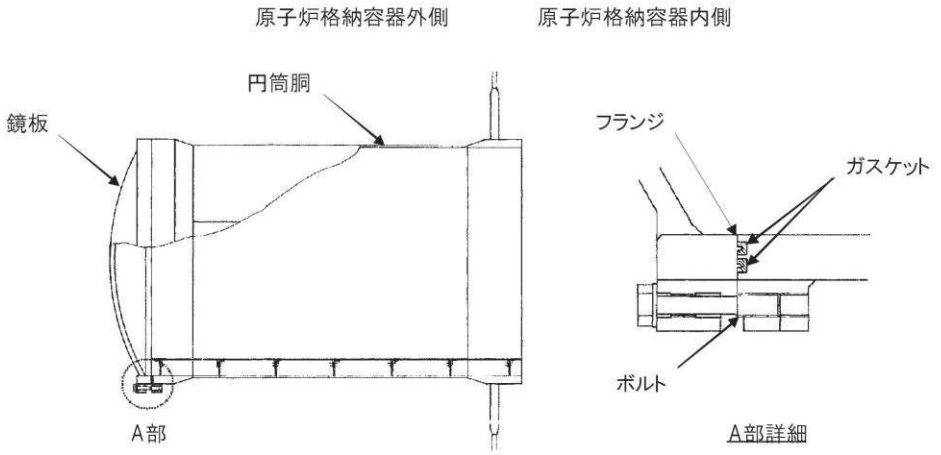
トップヘッドフランジ



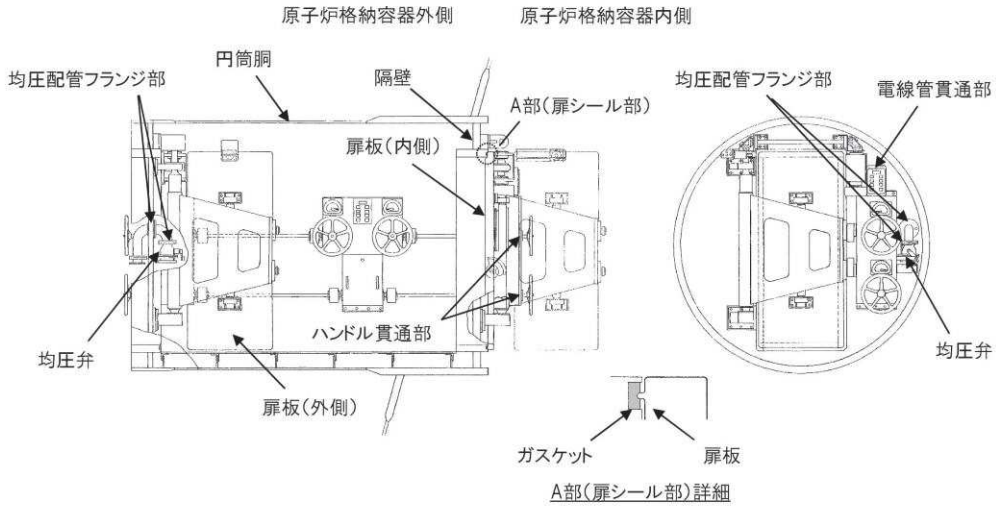
機器搬入用ハッチ

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（1／5）

別添 1-4

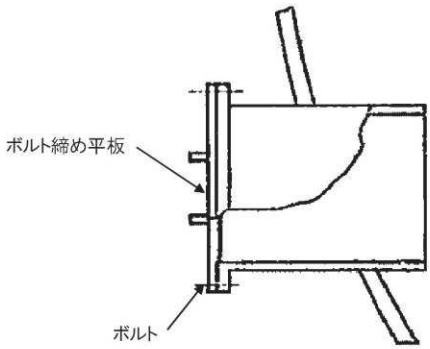


サプレッション・チェンバアクセスハッチ

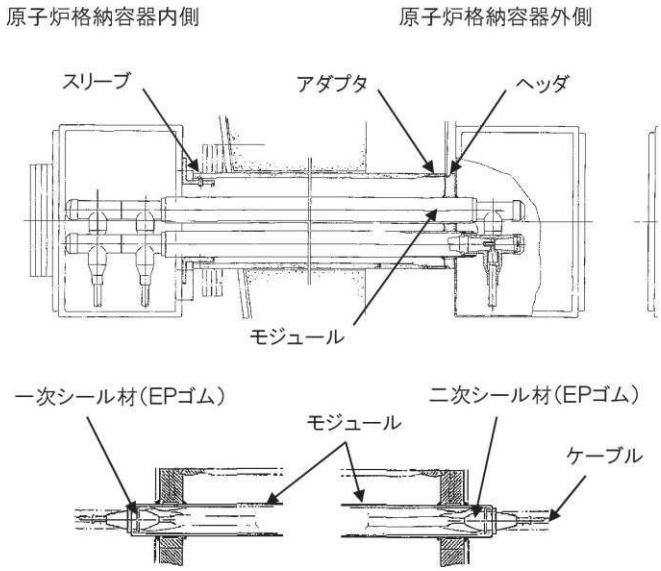


所員用エアロック

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（2／5）

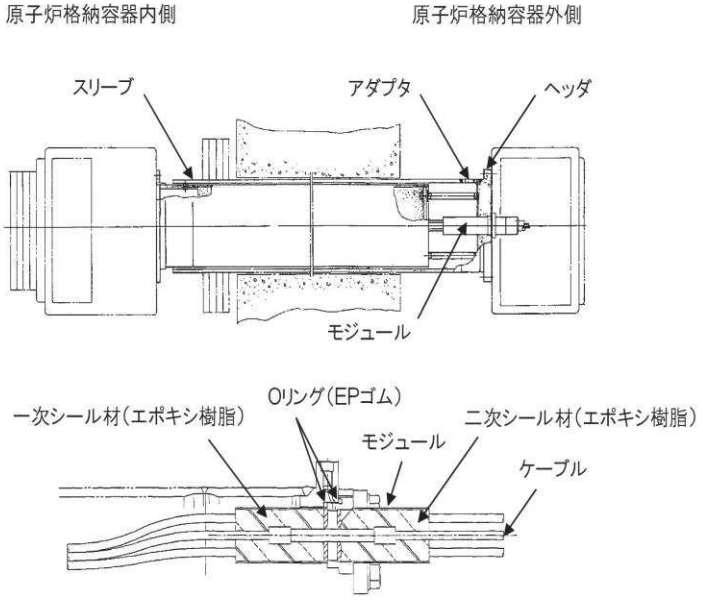


配管貫通部（平板類）

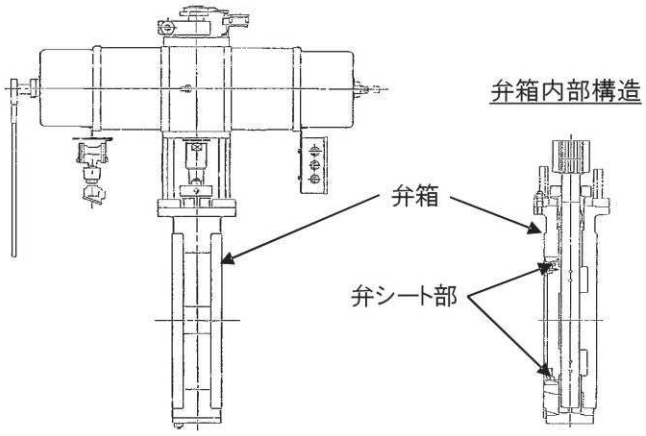


電気配線貫通部（高圧用）

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（3／5）

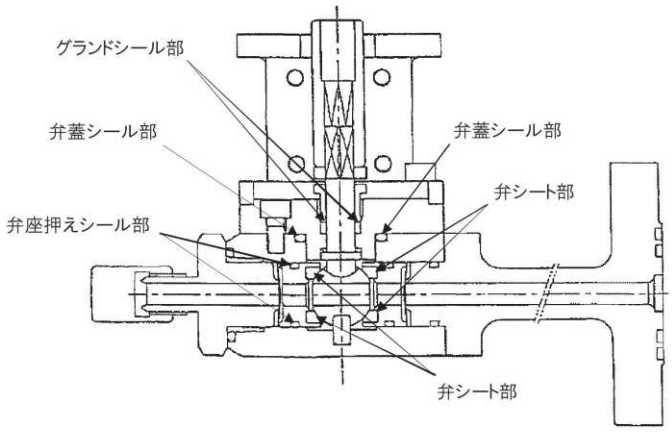


電気配線貫通部（低圧用）



原子炉格納容器隔離弁（不活性ガス系バタフライ弁）

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（4／5）



原子炉格納容器隔離弁（ＴＩＰボール弁）

図２　原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図（5／5）

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（RCCV）

原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり，RCCV 型の原子炉格納容器の概要図を図１に示す。

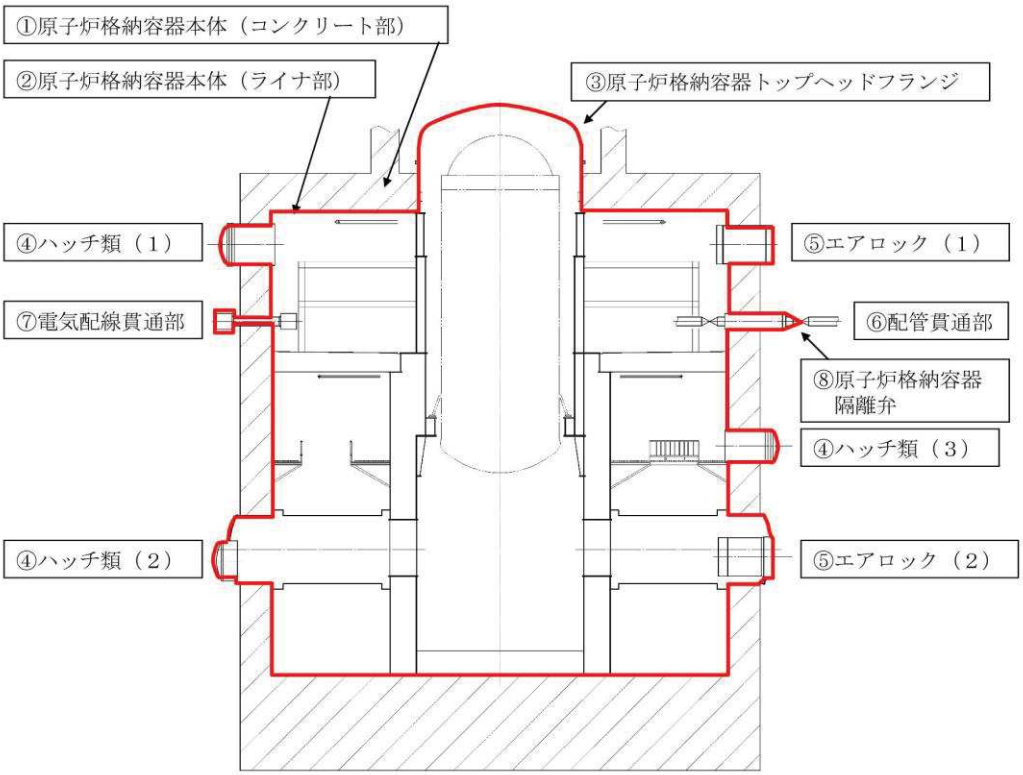
原子炉格納容器バウンダリを構成する各機器のうち，鋼材で構成されている部位については，溶接部も含め連続構造であることから，漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方，フランジ部やシール部については，シール材を鋼材や鋼板に密着させることによりシールしており，連続構造ではないことから，漏えいが生じる可能性は否定できない。原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち，漏えいが生じる可能性がある部位を表１に示す。

各構成部のシール部の構造は図２及び図３のとおりであり，その構造及び漏えいのメカニズムから以下の三つに分類できる。

a. フランジ構造のシール部（③原子炉格納容器トップヘッドフランジ，④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等），⑤エアロック，⑥配管貫通部）
b. 電気配線貫通部のシール部（⑦電気配線貫通部(高電圧：高電圧動力，低電圧：低電圧動力及び計測制御)）
c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部（⑧原子炉格納容器隔離弁）

これらの各シール部の構造は Mark-Ⅰ改良型と同様である。したがって，原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては，Mark-Ⅰ改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。



※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す

①原子炉格納容器本体（コンクリート部）
②原子炉格納容器本体（ライナ部）
③原子炉格納容器トップヘッドフランジ
④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）
⑤エアロック
⑥配管貫通部（貫通配管，スリーブ，端板，閉止フランジ，閉止板）
⑦電気配線貫通部
⑧原子炉格納容器隔離弁

ハッチ類（1）　上部ドライウェル機器搬入用ハッチ
ハッチ類（2）　下部ドライウェル機器搬入用ハッチ
ハッチ類（3）　サプレッション・チェンバ出入口
エアロック（1）　上部ドライウェル所員用エアロック
エアロック（2）　下部ドライウェル所員用エアロック

図1　原子炉格納容器の概要図

別添 2-2

表１　原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち，漏えいが生じる可能性がある部位

機器名称		構造	漏えい想定※	理由
①	原子炉格納容器本体（コンクリート部）	鉄筋コンクリート構造物	－	原子炉格納容器バウンダリではない
②	原子炉格納容器本体（ライナ部）	鋼製ライナ	×	溶接で接合された鋼板であるため
③	原子炉格納容器トップヘッドフランジ	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
		フランジ部：ガスケット	○	
④	ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
		シール部：ガスケット	○	
⑤	エアロック	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため
		シール部：ガスケット	○	
⑥	配管貫通部	貫通配管：鋼管	×	鋼管であるため
		スリーブ：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため
		端板：鋼板	×	鋼板であるため
		閉止板：鋼板	×	鋼板であるため
		フランジ部：ガスケット	○	
⑦	電気配線貫通部（高電圧：高電圧動力）（低電圧：低電圧動力及び計測制御）	本体：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため
		シール部：エポキシ樹脂	○	
⑧	原子炉格納容器隔離弁	本体：鋼製	×	鋼材であるため
		弁シート：メタル・ゴム等	○	

※漏えい想定：×・・・可能性は極めて低い，○・・・可能性あり

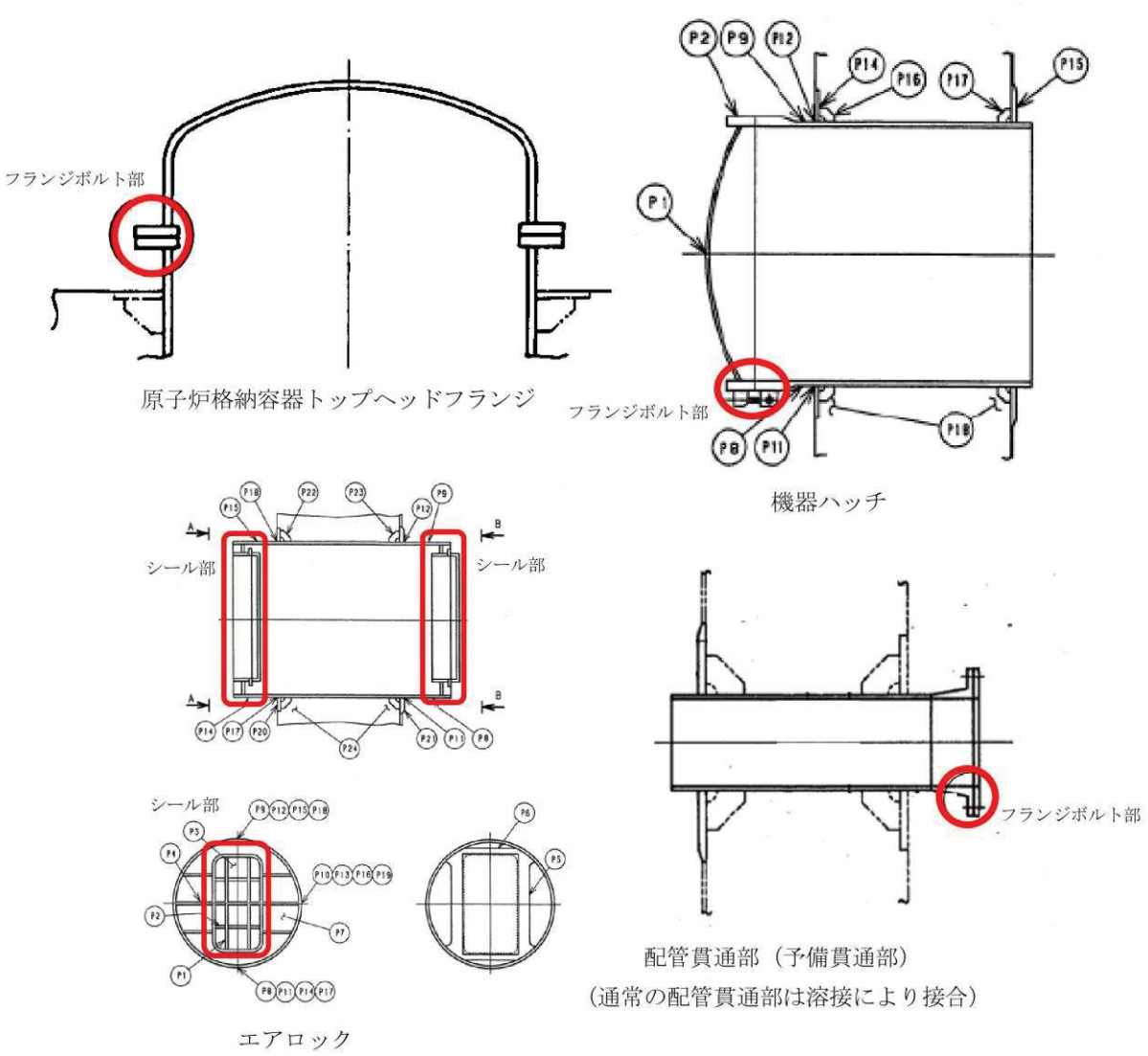
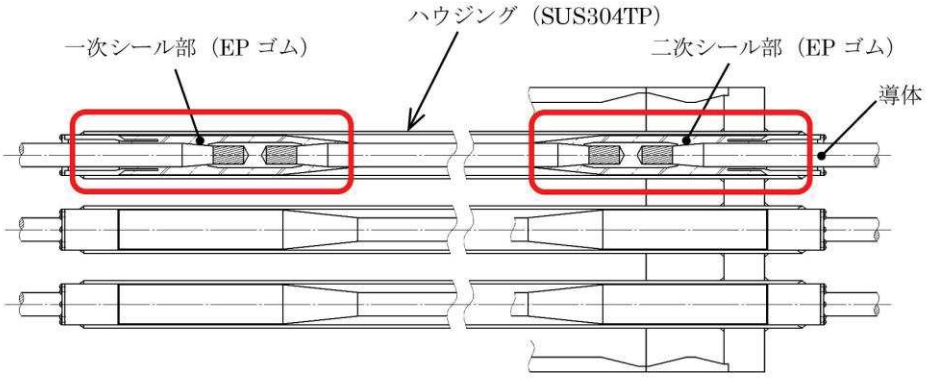
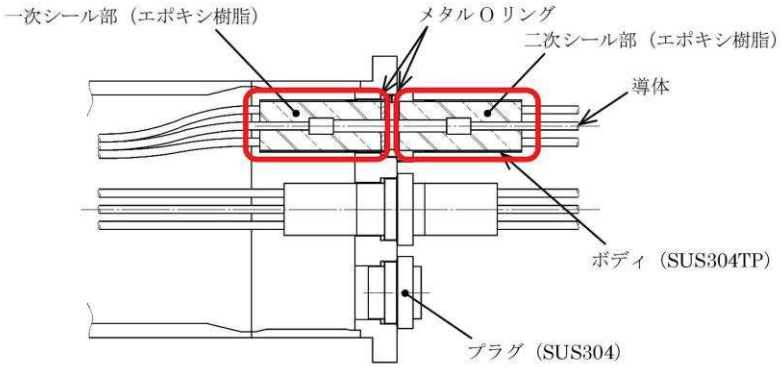


図２　フランジ構造のシール部

別添 2-4



高電圧用モジュール（高電圧動力用）



低電圧用モジュール（低電圧動力用及び計測制御用）

図 3　電気配線貫通部のシール部

別添 2-5

原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について

原子炉格納容器の漏えい率の設定方法及び原子炉格納容器の総リーク面積の算定方法を以下に示す。

1. 原子炉格納容器の漏えい率

原子炉格納容器の漏えい率は，格納容器温度・圧力に応じるものとし，原子炉格納容器の設計漏えい率及びAECの評価式を用いて算出した漏えい率に基づき設定している。

○AECの評価式※1

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

L：事故時の格納容器漏えい率(%/日)　L_0 ：設計漏えい率(%/日)
P_t ：事故時の格納容器内圧力(kPa[abs])　P_d ：設計圧力(kPa[abs])
P_a ：格納容器外の圧力(kPa[abs])　R_t ：事故時の気体定数(J/(kg･K))
R_d ：空気の気体定数(J/(kg･K))　T_t ：事故時の格納容器内温度(K)
T_d ：設計格納容器内温度(漏えい試験時の温度)(K)

※1 “Reactor Containment Leakage Testing and Surveillance Report”, USAEC Technical Safety Guide, 1966.

2. 原子炉格納容器の総リーク面積

原子炉格納容器の総リーク面積は，リーク流体として圧縮性流体（理想気体）を仮定し，以下の式から算出することができる。この式は，リーク流が臨界流となる場合に参照される式として，MAAP コードの中にも組み込まれている。

MAAP 解析の結果得られる原子炉格納容器の漏えい率が，前述の漏えい率を再現するような総リーク面積(等価面積)を求めると，格納容器圧力が最高使用圧力以下で数 mm^2，最高使用圧力を超過した場合で $10mm^2$ 前後という結果が得られる。

なお，原子炉格納容器の漏えい率は，質量流量（m），原子炉格納容器の空間容積及び流体密度から評価することができる。

$$m = A \cdot C \cdot \left[\frac{2 P_0 \gamma r^{\frac{2}{\gamma}} \left(1 - r^{\frac{\gamma-1}{\gamma}}\right)}{v \cdot (\gamma - 1)} \right]^{1/2}$$

$$r = \max(\eta_{crit}, P_b / P_0)$$

$$\eta_{crit} = \left(\frac{2}{1+\gamma}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

m：質量流量(kg/s)　A：漏えい経路の開口面積(m^2)

C：流量係数(≦1)(-)

P_0：1 次側圧力(Pa)　P_b：2 次側圧力（大気圧）(Pa)

γ：比熱比(-)　v：比容積(-)

理想気体の状態方程式($P_0 = R \cdot T_0/v$)を用いて上式を整理すると，次のとおり，NUPEC 報告書の等価面積の定義式と同様の式となる。この式は NUPEC 報告書と異なり流路係数（K）を使用しない式となっており，流路係数（K）は等価面積（A）に含まれる形となっていると解釈される。

また，等価面積（C・A）の算出に当たり，流量係数(C)として 1 以下の値を用いているため，C・A ≦ A となる。

$$C \cdot A = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2\gamma}{\gamma - 1}\left(\left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}}\right)}}$$

$$\eta_{crit} = \left(\frac{2}{1+\gamma}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

A：漏えい経路の開口面積(m²)　C：流量係数(-)

m：質量流量(kg/s)　　T_0：1 次側温度(K)

P_0：1 次側圧力(Pa)　P_b：2 次側圧力（大気圧）(Pa)

γ：比熱比(-)　R：気体定数(J/(kg･K))

（$P_b/P_0 < \eta_{crit}$ の場合，P_b/P_0 の代わりに η_{crit} を使用）

別添 3-3

2-24　原子炉建屋の換気率について

放射性物質の放出量については，これまで，事象発生直後から 70 分後までの原子炉建屋からの換気率は，無限大とし，非常用ガス処理系により負圧が達成した 70 分以降は，排気筒から換気率 0.5 回／日で放出するとした評価を行っている。

しかしながら，炉心の著しい損傷時における中央制御室運転員に対する被ばく影響に対し，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の機能が，線量の基準値を満たすうえで必要であるか否かについて，以下の 3 通りのケースの評価を行い判断する。この結果，必要な機能について重大事故等対処設備と位置づけ，最確条件を適用したベースケースとしての線量評価と位置付ける。

ケース１．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置：期待しない，非常用ガス処理系：期待しない（換気率：無限大）

ケース２．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置：期待する，　非常用ガス処理系：期待しない（換気率：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置閉止前を無限大，閉止後を 0.3 回／日）

ケース３．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置：期待する，　非常用ガス処理系：期待する（換気率：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置閉止前を無限大，閉止後を 0.5 回／日）

以下にケース２における原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置閉止後の換気率について最確値の検討結果を示す。

原子炉建屋は，事故時において原子炉建屋ブローアウトパネル又は原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が閉止しており，かつ，非常用ガス処理系が運転状態にある場合，建屋内は負圧に保たれて 0.5 回／日で換気する設計となっている。しかし，非常用ガス処理系が停止した場合，建屋周辺の風によって建屋外とは差圧を生じるため，建屋内の雰囲気は換気されるものと考えられる。

建屋内外に発生する差圧は，外気風速に影響され，風速が大きいほど差圧も大きくなり，建屋の換気量も増加する。①式に建屋の外気風速と建屋差圧の関係を，②式に差圧と流量の関係式を示す。

$\Delta P[\mathrm{kg/m^2}] = -C \times \rho \times V^2 / 2$　　・・・①

ΔP　：風荷重/建屋差圧[kg/m^2]　（1[kg/m^2]=1[mmAq]）

C　：風力係数

ρ　：空気密度[kg･s^2/m^4]→0.125（大気圧 101[kPa]，大気温 15[℃]）

V　：風速[m/s]

出典：建築学便覧Ⅱ　構造

$Q[\mathrm{m/s}] \propto \sqrt{\Delta P[\mathrm{mmAq}]}$　（ベルヌーイの定理より）・・・②

風力係数は建屋の形状に応じて決まる数値であり，原子炉建屋を軒の無い直方体形状とみなすと，建設省告示第 1454 号（平成 12 年 5 月 31 日）に基づき，③式により算出することができる。

$C = Cpe - Cpi$ ・・・③

C	：風力係数
Cpe	：建築物の外圧係数（風上側 $0.8k_z$，風下側－0.4）
Cpi	：建築物の内圧係数（0）
k_z	：$H > Zb$ かつ $Z > Zb$ の場合 $k_z = (Z/H)^{2\alpha} = 1.0$
H	：原子炉建屋の高さ（36[m]）
Z	：風力係数を評価する壁面の高さ（36[m]）
Zb	：告示第 1454 号第 1 第 2 項の表に規定する Zb の数値（5[m]）
α	：告示第 1454 号第 1 第 2 項の表に規定する α の数値（0.15）

したがって風力係数は風上側 C_1=0.8，風下側 $C_{2=}$－0.4，となるため，ΔP は以下のように計算される。

$$\begin{aligned}\Delta P[\mathrm{mmAq}] &= -(C_2 - C_1) \times \rho \times V^2/2 \\ &= -\{(-0.4) - 0.8 \times 1.0\} \times \rho \times V^2/2 \\ &= 0.6 \times \rho \times V^2\end{aligned}$$

また，原子炉建屋は設置許可申請書（添付書類八）では建屋負圧約 6mmAq において換気率 50％／日（0.5 回／日）とする設計方針としており，工事計画認可申請書（原子炉建屋の設計条件に関する説明書）では建屋負圧が 6.4mmAq において 50％／日（0.5 回／日）の換気率とする設計を示している。さらに定期検査ごとに原子炉建屋原子炉棟気密性能試験において，非常用ガス処理系の運転状態において性能確認を行っている。したがって，実風速による建屋差圧と換気率の関係は④式のようになる。

$$\begin{aligned}f\text{（回／日）} &= 0.5\text{回/日} \times \sqrt{\frac{\Delta P[\mathrm{mmAq}]}{6.4[\mathrm{mmAq}]}} \\ &= 0.5 \times \sqrt{\frac{0.6 \times \rho \times V^2}{6.4}} \\ &= 0.0541 \times V\end{aligned}$$ ・・・④

f	：実風速による換気率
ΔP	：実風速による建屋内外差圧

実風速によって実際に生じる換気率（f）は，女川原子力発電所の敷地内で観測した気象条件を用い，評価前提の風速を設定する必要があるため，安全解析に用いる2012年1月～12月の観測結果から，炉心の著しい損傷時においてめったに遭遇しない気象条件下（累積出現頻度97%）にあたる風速4.6m/s（表2-24-1）を選定した。

以上より，換気率（f）は約0.25回／日と計算されるため，非常用ガス処理系が停止した場合の原子炉建屋の換気率は保守的に0.3回／日と設定した。

なお，当該換気率は原子炉建屋ブローアウトパネル又は原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置が閉止されている場合であり，両設備が開いている場合は，建屋の気密性は失われることから，その場合の評価においては，建屋による保持効果に期待しないものとして扱う。

表2-24-1　累積出現頻度別風速一覧（2012年1月～12月）

測定箇所	累積出現頻度[%]	月	日	時	風速[m/s]
地上高10m	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	25.01%	3	24	23時	1.0
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	50.00%	6	21	14時	1.6
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	90.00%	11	12	5時	3.4
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮
	96.98%	03	19	13時	4.6
	96.99%	03	19	23時	4.6
	97.00%	03	28	4時	**4.6**
	97.01%	03	28	9時	4.6
	97.03%	03	31	8時	4.6
	⋮	⋮	⋮	⋮	⋮

（参考１）

建屋漏えいと非常用ガス処理系の運転状態に基づく放出経路の違いによる被ばく影響について

炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉格納容器の気相中に放出された放射性物質は，格納容器スプレイや沈着効果等により減少するが，一部は原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする。漏えいした放射性物質は非常用ガス処理系により排気筒を経由して環境中に放出されるか，又は，原子炉建屋の自然換気により建屋の間隙を通じて環境中に放出される。

この時，環境中に放出された放射性物質は大気中で拡散し中央制御室の外気取りこみ口から室内に侵入することになる。

大気拡散係数は放出点及び評価点の位置関係（水平位置と高さ）並びに気象条件によって決定される。

評価点の放射性物質の濃度は，放射性物質の放出率と大気拡散係数に比例する。屋外の評価点における放射性物質濃度の評価式を以下の①式に示す。また，原子炉建屋と排気筒からの放出経路の違いによる，放射性物質濃度への影響について表１に示す。放出率は非常用ガス処理系を使用した排気筒放出に比べて，自然換気による原子炉建屋放出の方が小さいが，評価点の放射性物質の濃度については原子炉建屋漏えいの方が 100 倍以上大きくなることから，被ばく評価に与える影響は原子炉建屋漏えいの方が大きくなる。

$$Q_{out}(t)=Q_{in}(t) \times V \times f \times (\chi/Q) \quad [\mathrm{Bq/m^3}] \qquad \cdots ①$$

$Q_{out}(t)$ ：時刻 t における評価点の濃度[Bq/m³]
$Q_{in}(t)$ ：時刻 t における原子炉建屋内の濃度[Bq/m³]
V ：原子炉建屋の空間容積[m³]
f ：原子炉建屋からの放出率[回/s]
(χ/Q) ：相対濃度[s/m³]

表１　放出経路ごとの放射性物質濃度（評価点：中央制御室換気空調系給気口）

放出経路	放出率 [回/day]	相対濃度 [s/m³]	評価点の濃度 [Bq/m³]
原子炉建屋（地上）	0.3	1.3×10^{-3}	$4.5\times10^{-9}\cdot Q_{in}(t)\cdot V$
排気筒（高所）	0.5	2.8×10^{-6}	$1.6\times10^{-11}\cdot Q_{in}(t)\cdot V$

（参考２）

原子炉建屋の開口部の状況を踏まえた負圧達成までの期間における換気率の適用性について

一般の建物の場合は，建物内の圧力の変化に伴い，建物と扉の密着具合（隙間の大きさ）が変化するため，建物内が正圧時と負圧時では建物の気密度も変化することが知られている。そのため，原子炉建屋の自然換気率の計算として，非常用ガス処理系が運転している状態での気密度を用いるにあたって，非常用ガス処理系の運転に伴い，建物と扉の密閉率が変化しないことを，以下のとおり確認した。

非常用ガス処理系による負圧達成までの期間における原子炉建屋原子炉棟の換気率は，非常用ガス処理系による負圧達成前後で換気経路の形状が変わらなければ，非常用ガス処理系を運転した場合の換気率との比例関係により算出することが可能である。

原子炉建屋原子炉棟の換気経路となり得る開口部として，原子炉建屋大物搬出入口，人員用エアロック，原子炉建屋ブローアウトパネル，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び配管等の貫通部が考えられる。このうち，原子炉建屋大物搬出入口，人員用エアロック，原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置のシール部は，シール材を建具等で挟み込み密着させた状態で，かんぬき又は止め板等にて固定する構造である。また，配管等の貫通部のシール部は，シール材の充填又はブーツラバーを鋼製バンドにより締め付けて固定している。これらのシール部は，非常用ガス処理系による負圧達成前後でシール部の状態が変わることはない。原子炉建屋原子炉棟開口部のシール構造概略を表２に示す。

また，換気率 Q と建屋と扉の密閉率（隙間面積 A）は②式のとおり比例関係にあることが知られている。

$Q=Av$ [m^3/s]・・・②　（連続の法則）

A：隙間面積[m^2]

v：気体の流速[m/s]

したがって，非常用ガス処理系の運転に伴い，シール部の状態が変わることはないため，密閉率が変化することはなく，換気率の算出に影響しないことを確認した。

表 2　原子炉建屋原子炉棟の開口部及びシール構造概略

開口部	シール構造	構造図（代表例）
原子炉建屋 大物搬出入口	シール材を挟み込み密着させた状態で，かんぬき等にて固定	
人員用エアロック		
原子炉建屋ブローアウトパネル又は原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置		
配管等貫通部	ブーツラバーを鋼製バンドにより締め付けて固定	
	シール材の充填	

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2-25 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否について

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で非常用ガス処理系に期待する場合に，原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室の運転員等の被ばく低減のために非常用ガス処理系によって原子炉建屋内を負圧に維持するには，原子炉建屋のバウンダリの一つである原子炉建屋ブローアウトパネルについても閉状態を維持する必要がある。原子炉建屋ブローアウトパネルは，外部事象を考慮した場合，地震等による開放が考えられることから，こうした事態に対応するために，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置にて閉止を行うことで対応する。

ここでは，原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果等の最確条件を踏まえたうえで被ばく評価を実施し，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の必要性について検討を行った。

１．評価条件について

評価に当たっては，本来プラントが持つ放射性物質の除去効果や保持機能について，事故時におけるプラントの状態を踏まえ最確条件を設定し，その上で中央制御室運転員に対する線量影響を評価した。具体的には，原子炉格納容器からの漏えいに関してはエアロゾル粒子に対して捕集効果（以下「DF」という。）が期待できることから，DF=10 を最確条件として設定した（添付資料 2 2-23 参照）。

また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系の要否を検討するため，以下のケースについて評価を実施した。評価条件を表 25-1 に示す。

ケース１．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置：期待しない，非常用ガス処理系：期待しない（換気率：無限大）

ケース２．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置：期待する，　非常用ガス処理系：期待しない（換気率：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置閉止前を無限大，閉止後を 0.3 回／日）

ケース３．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置：期待する，　非常用ガス処理系：期待する（換気率：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置閉止前を無限大，閉止後を 0.5 回／日）

表 2-25-1 評価条件（ベースケース（添付資料 2 2-1）からの変更点）

	評価条件		
	ケース１	ケース２	ケース３ (ベースケース)
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果（DF）	希ガス：1 エアロゾル粒子：10 無機よう素：1 有機よう素：1	同左	同左
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	設備に期待しない	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を用いる （60 分後までに閉止し建屋の気密性が確保される）	原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を用いる （60 分後までに閉止し建屋の気密性が確保される）
非常用ガス処理系	設備に期待しない	設備に期待しない	非常用ガス処理系を用いる （70 分後に建屋は負圧となり非常用ガス処理系から放出）
原子炉建屋の換気率	・事故発生直後～168 時間後：無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい）	・事故発生直後～60 分後：無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい） ・事故発生から 60 分後～168 時間後：0.3[回/日]で屋外に放出（気密度が期待できる原子炉建屋からの漏えい）	・事故発生直後～70 分後：無限大[回/日]（原子炉建屋からの漏えい） ・事故発生から 70 分後～168 時間後：0.5[回/日]で屋外に放出（非常用ガス処理系による放出）

２．評価結果について

代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合の評価結果を表 2-25-2 に，被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 2-25-3 に示す。また，原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合の評価結果を表 2-25-4 に，被ばく線量の合計が最も大きい班の評価結果の内訳を表 2-25-5 に示す。

評価の結果，7 日間での実効線量は代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合でケース１が約 1200mSv，ケース２が約 180mSv，ケース３が約 51mSv となり，格納容器ベントを実施した場合ではケース１が約 1000mSv，ケース２が約 180mSv，ケース３が約 51mSv となった。このことから，ケース３のみが判断基準である「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。

この結果を踏まえ，中央制御室の運転員等の被ばく低減の観点から，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置及び非常用ガス処理系は重大事故等対処設備として位置付ける。

表 2-25-2 各勤務サイクルでの被ばく線量

（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）※1※2※3

		1 日※4	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
ケース 1 ※6	A 班	2 直 約 140	23 直 約 380	3 直 約 130	－	1 直 約 230	1 直 約 210	－	約 1100
	B 班	3 直 約 99	－	1 直 約 310	1 直 約 260	－	－	2 直 約 130	約 790
	C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
	D 班	1 直 約 290	1 直 約 400	－	－	2 直 約 160	23 直 約 220	3 直 約 75※5	**約 1200**
	E 班	－	－	2 直 約 210	23 直 約 280	3 直 約 100	－	1 直 約 190※5	約 770
ケース 2 ※6	A 班	2 直 約 11	23 直 約 47	3 直 約 22	－	1 直 約 47	1 直 約 46	－	約 170
	B 班	3 直 約 8.7	－	1 直 約 44	1 直 約 46	－	－	2 直 約 31	約 130
	C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
	D 班	1 直 約 39	1 直 約 37	－	－	2 直 約 33	23 直 約 51	3 直 約 19※5	**約 180**
	E 班	－	－	2 直 約 33	23 直 約 53	3 直 約 22	－	1 直 約 45※5	約 160
ケース 3 ※6 （ベースケース）	A 班	2 直 約 6.2	23 直 約 2.7	3 直 約 1.4	－	1 直 約 1.3	1 直 約 1.2	－	約 13
	B 班	3 直 約 5.3	－	1 直 約 1.9	1 直 約 1.5	－	－	2 直 約 0.87	約 9.5
	C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
	D 班	1 直 約 46	1 直 約 2.9	－	－	2 直 約 1.1	23 直 約 1.2	3 直 約 0.47※5	**約 51**
	E 班	－	－	2 直 約 1.6	23 直 約 1.6	3 直 約 0.92	－	1 直 約 1.3※5	約 5.3

※1 入退域時においてマスク（防護係数（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。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価

※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※4 中央制御室内及び入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価

※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

※6 ケース１：原子炉建屋ブローアウトパネルが開放しており建屋の気密度に期待しないケース

ケース２：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保するが非常用ガス処理系の運転には期待しないケース

ケース３：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保し，非常用ガス処理系の運転に期待するケース

表 2-25-3 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班の合計）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7日間の実効線量※1		
		ケース１※2	ケース２※2	ケース３※2 (ベースケース)
		D班	D班	D班
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.5×10^{-2}	約 4.5×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 5.1×10^{1}	約 6.1×10^{0}	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{1}	約 6.3×10^{0}	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{3}	約 1.6×10^{2}	約 3.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	(約 9.5×10^{2}) (約 6.3×10^{1})	(約 1.5×10^{2}) (約 6.8×10^{0})	(約 2.7×10^{1}) (約 5.6×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 1.1×10^{3}	約 1.7×10^{2}	約 4.6×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 2.2×10^{-1}	約 1.4×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 3.4×10^{0}	約 2.6×10^{-1}	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 3.0×10^{1}	約 6.9×10^{0}	約 5.1×10^{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 5.2×10^{0}	約 1.0×10^{0}	約 1.2×10^{-2}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 3.9×10^{1}	約 8.3×10^{0}	約 5.3×10^{0}
合計 (①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 1200	約 180	約 51

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※2 ケース１：原子炉建屋ブローアウトパネルが開放しており建屋の気密度に期待しないケース
ケース２：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保するが非常用ガス処理系の運転には期待しないケース
ケース３：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保し，非常用ガス処理系の運転に期待するケース

表 2-25-4 各勤務サイクルでの被ばく線量

（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）※1※2※3

		1 日※4	2 日	3 日	4 日	5 日	6 日	7 日	合計
ケース 1※6	A 班	2 直 約 140	23 直 約 850	3 直 約 6.7	－	1 直 約 4.8	1 直 約 4.1	－	**約 1000**
	B 班	3 直 約 99	－	1 直 約 7.1	1 直 約 5.9	－	－	2 直 約 3.4	約 120
	C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
	D 班	1 直 約 290	1 直 約 540	－	－	2 直 約 4.4	23 直 約 4.2	3 直 約 1.8※5	約 830
	E 班	－	－	2 直 約 7.3	23 直 約 5.9	3 直 約 4.1	－	1 直 約 5.1※5	約 23
ケース 2※6	A 班	2 直 約 11	23 直 約 120	3 直 約 19	－	1 直 約 23	1 直 約 16	－	**約 180**
	B 班	3 直 約 9.2	－	1 直 約 18	1 直 約 33	－	－	2 直 約 7.1	約 67
	C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
	D 班	1 直 約 40	1 直 約 44	－	－	2 直 約 14	23 直 約 15	3 直 約 3.9※5	約 120
	E 班	－	－	2 直 約 31	23 直 約 31	3 直 約 8.9	－	1 直 約 12※5	約 82
ケース 3※6（ベースケース）	A 班	2 直 約 6.2	23 直 約 21	3 直 約 1.4	－	1 直 約 1.1	1 直 約 0.84	－	約 31
	B 班	3 直 約 5.3	－	1 直 約 1.8	1 直 約 1.4	－	－	2 直 約 0.65	約 9.0
	C 班	－	－	－	－	－	－	－	0
	D 班	1 直 約 46	1 直 約 2.9	－	－	2 直 約 0.88	23 直 約 0.84	3 直 約 0.34※5	**約 51**
	E 班	－	－	2 直 約 1.6	23 直 約 1.3	3 直 約 0.79	－	1 直 約 0.98※5	約 4.6

※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。6 時間当たり 1 時間外すものとして評価

※3 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量

※4 中央制御室内及び入退域時において事故後 1 日目のみマスク（PF=1,000）の着用を考慮。中央制御室内は 6 時間当たり 18 分間外すものとして評価

※5 評価期間終了直前の入域に伴う被ばく線量は，7 日目 1 直の被ばく線量に加えて整理。7 日目 3 直の被ばく線量は，入域及び中央制御室滞在（評価期間終了まで）に伴う被ばく線量（表 6-1-1 の※5 を参照）

※6 ケース１：原子炉建屋ブローアウトパネルが開放しており建屋の気密度に期待しないケース
ケース２：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保するが非常用ガス処理系の運転には期待しないケース
ケース３：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保し，非常用ガス処理系の運転に期待するケース

表 2-25-5 評価結果の内訳（被ばく線量が最大となる班の合計）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7日間の実効線量※1		
		ケース１※2	ケース２※2	ケース３※2 (ベースケース)
		A班	A班	D班
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.2×10^{1}	約 7.6×10^{0}	約 7.0×10^{0}
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{1}	約 3.4×10^{0}	約 6.7×10^{0}
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 9.2×10^{2}	約 1.6×10^{2}	約 3.2×10^{1}
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	(約 8.8×10^{2}) (約 4.1×10^{1})	(約 1.5×10^{2}) (約 1.3×10^{1})	(約 2.6×10^{1}) (約 5.6×10^{0})
	小計（①＋②＋③＋④）	約 9.5×10^{2}	約 1.7×10^{2}	約 4.5×10^{1}
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.7×10^{-1}	約 2.7×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 4.7×10^{0}	約 2.9×10^{-1}	約 1.6×10^{-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 3.8×10^{1}	約 9.7×10^{0}	約 5.2×10^{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 3.2×10^{0}	約 8.3×10^{-1}	約 5.7×10^{-3}
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 4.6×10^{1}	約 1.1×10^{1}	約 5.4×10^{0}
合計 (①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧)		約 1000	約 180	約 51

※1 遮蔽モデル上のコンクリート厚を許容される施工誤差分だけ薄くした場合の被ばく線量
※2 ケース１：原子炉建屋ブローアウトパネルが開放しており建屋の気密度に期待しないケース
ケース２：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保するが非常用ガス処理系の運転には期待しないケース
ケース３：原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により建屋の気密度を確保し，非常用ガス処理系の運転に期待するケース

３．原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果が被ばく線量に与える影響について（考察）

DF の効果を確認するため，被ばく経路ごと及び DF に対する期待の有無ごとの被ばく線量の評価結果を，表 2-25-6 及び表 2-25-7 に示す。

被ばく経路のうち，線量が大きく支配的な被ばく経路は②，③，④，⑦である。このうち，②は希ガスによる影響が支配的であるため，DF に期待した場合でも，線量の低減効果はない。一方，③，④，⑦は希ガス以外の無機よう素，有機よう素及び粒子状放射性物質による被ばく線量が支配的となる被ばく経路であるため，DF に期待した場合の評価結果が，数 mSv 程度低減される。

次に DF の効果に期待できる粒子状放射性物質の，被ばく線量への寄与について考察した。

粒子状放射性物質は，原子炉格納容器内において自然沈着やスプレイによる除去効果によって，時間経過とともに原子炉格納容器気相中から除去されるため，事象初期の放出量が支配的になる。事象発生から非常用ガス処理系による原子炉建屋内の負圧達成までの期間である 70 分後まで（以下「事象初期」という。）における環境への放出量と 7 日間の環境への放出量を表 2-25-8 に示す。粒子状放射性物質の環境中への放出量は，事象初期が支配的であることを確認した。

したがって，粒子状放射性物質の被ばく線量への寄与の確認にあたっては事象初期における放射性物質の環境への放出量を比較した（表 2-25-9）。

DF に期待しない場合の粒子状放射性物質の環境への放出量は，無機よう素及び有機よう素の放出量に対して約 14%であり，原子炉格納容器からの漏えいした放射性物質による被ばく線量の要因の一つとなっている。一方，DF に期待した場合においては約 1.4%となっており，被ばく線量の主要因にならないことを確認した。

表 2-25-6 DF の効果に対する期待の有無による比較
（被ばく線量が最大となる班の合計）
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量		
		(a)DF に期待しない場合（DF=１）	(b)DF に期待する場合（DF=10）	差 (a)－(b)
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}	<1
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^{0}	約 7.0×10^{0}	<1
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{1}	約 6.7×10^{0}	約 4
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^{1}	約 3.2×10^{1}	約 6
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 3.3×10^{1}） （約 5.8×10^{0}）	（約 2.7×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）	約 6 <1
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.7×10^{1}	約 4.6×10^{1}	約 11
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.5×10^{-1}	約 1.4×10^{-1}	<1
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.5×10^{-2}	約 2.5×10^{-2}	<1
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.6×10^{0}	約 5.1×10^{0}	約 4
	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^{-2}	約 1.2×10^{-2}	<1
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 9.8×10^{0}	約 5.3×10^{0}	約 5
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 66	約 51	約 15

表 2-25-7 DF の効果に対する期待の有無による比較
（被ばく線量が最大となる班の合計）
（原子炉格納容器フィルタベント系を用いて事象を収束する場合）（単位：mSv）

被ばく経路		7 日間の実効線量		
		(a)DF に期待しない場合（DF=１）	(b)DF に期待する場合（DF=10）	差 (a)－(b)
中央制御室滞在時	① 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 4.2×10^{-2}	約 4.1×10^{-2}	<1
	② 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 7.2×10^{0}	約 7.0×10^{0}	<1
	③ 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.1×10^{1}	約 6.7×10^{0}	約 4
	④ 室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.8×10^{1}	約 3.2×10^{1}	約 6
	（内訳）内部被ばく 外部被ばく	（約 3.2×10^{1}） （約 5.8×10^{0}）	（約 2.6×10^{1}） （約 5.6×10^{0}）	約 6 <1
	小計（①＋②＋③＋④）	約 5.6×10^{1}	約 4.5×10^{1}	約 11
入退域時	⑤ 原子炉建屋内等の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^{-1}	約 1.2×10^{-1}	<1
	⑥ 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.6×10^{-2}	約 1.6×10^{-2}	<1
	⑦ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 9.7×10^{0}	約 5.2×10^{0}	約 4
	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 5.7×10^{-3}	約 5.7×10^{-3}	<1
	小計（⑤＋⑥＋⑦＋⑧）	約 9.9×10^{0}	約 5.4×10^{0}	約 4
合計（①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧）		約 66	約 51	約 15

表 2-25-8　粒子状放射性物質の環境中への放出量
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

核種グループ	放出放射能量[Bq]（gross 値）（DF=1）		比率 （①／②）
	①事象初期（0～70 分後）	②7 日間	
粒子状放射性物質	約 7.1×10^{13}	約 1.2×10^{14}	約 0.6

表 2-25-9　事象初期※1 における環境中への放出放射能量
（代替循環冷却系を用いて事象を収束する場合）

核種グループ	放出放射能量[Bq]（gross 値）	
	DF に期待しない場合 （DF=１）	DF に期待する場合 （DF=10）
①無機よう素 ＋有機よう素	約 5.2×10^{14}	約 5.2×10^{14}
②粒子状放射性物質	約 7.1×10^{13}	約 7.1×10^{12}
比率（②／①）	約 14%	約 1.4%

※1　粒子状放射性物質の環境への放出量のうち大部分を占める事象初期の放出量で比較

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
３．制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価 （解釈より抜粋） 第７４条（原子炉制御室） １　第７４条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。 ①　設置許可基準規則解釈第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。 ②　運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ③交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。 ④　判断基準は、運転員の実効線量が７日間で100mSv を超えないこと。	１　ｂ）　→ 審査ガイドのとおり ①　評価事象については，「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，制御室の運転員の被ばくの視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＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失を評価対象としている。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが，被ばく評価においては，格納容器ベントを実施する場合についても想定した。 ②　運転員はマスクの着用を考慮して評価しており，実施のための体制を整備している。 ③　運転員の勤務形態（５直３交替）を考慮して評価しており，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。
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 ①　居住性に係る被ばく評価にあたっては最適評価手法を適用し、「4.2 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。 ②　実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。 ③　不確かさが大きいモデルを使用する場合や検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。 （１）被ばく経路	４．１　→ 審査ガイドのとおり ①　最適評価手法を適用し，「4.2　居住性に係る被ばく評価の共通解析条件」に基づいて評価している。 ②　実験等に基づいて検証されたコードやこれまでの許認可で使用したモデルに基づいて評価している。 ４．１（１）　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、次の被ばく経路による被ばく線量を評価する。図１に、原子炉制御室の居住性に係る被ばく経路を、図２に、緊急時制御室又は緊急時対策所の居住性に係る被ばく経路をそれぞれ示す。 ただし、合理的な理由がある場合は、この経路によらないことができる。	制御室居住性に係る被ばく経路は図１のとおり，①～⑤の経路に対して評価している。
①　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 原子炉建屋（二次格納施設（BWR 型原子炉施設）又は原子炉格納容器及びアニュラス部（PWR 型原子炉施設））内の放射性物質から放射されるガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	４．１（１）①　→ 審査ガイドのとおり
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	原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
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	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内での外部被ばく線量を評価している。
②　大気中へ放出された放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での被ばく 大気中へ放出された放射性物質から放射されるガンマ線による外部被ばく線量を、次の二つの経路を対象に計算する。	４．１（１）②　→ 審査ガイドのとおり
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は，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を踏まえて運転員の外部被ばく（クラウドシャイン）を評価している。
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）	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グランドシャイン）についても考慮して評価している。
③　外気から取り込まれた放射性物質による原子炉制御室／緊急時制御室／	４．１（１）③　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
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	中央制御室に取り込まれた放射性物質は，中央制御室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。
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	事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。
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。	４．１（１）④　→ 審査ガイドのとおり
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	原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。
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	原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量を評価している。
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。	４．１（１）⑤　→ 審査ガイドのとおり
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入退域時の被ばくは，中央制御室の壁によるガンマ線の遮蔽効果を期待しないこと以外は「4.1(1)②大気中へ放出された放射性物質による中央制御室内での被ばく」及び「4.1(1)③外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく」と同様な手法で，放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価している。
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）	

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
三　放射性物質の吸入摂取による内部被ばく	地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価している。
（２）評価の手順 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価の手順を図３ に示す。	４．１（２）　→ 審査ガイドのとおり 中央制御室の居住性に係る被ばく評価は図３の手順に基づいて評価している。
a.　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に用いるソースタームを設定する。	４．１（２）a.　→ 審査ガイドのとおり
・原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、格納容器破損防止対策の有効性評価（参2）で想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（この場合、格納容器破損防止対策が有効に働くため、格納容器は健全である）のソースターム解析を基に、大気中への放射性物質放出量及び原子炉施設内の放射性物質存在量分布を設定する。 ・緊急時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。	中央制御室の居住性に係る被ばく評価における放射性物質の大気中への放出量は，「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち，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＋HPCS 失敗＋低圧 ECCS 失敗＋全交流動力電源喪失する事故シーケンスを選定した。当該事故シーケンスにおいては第一に代替循環冷却系により事象を収束するが，被ばく評価においては，代替循環冷却に失敗し，原子炉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。原子炉格納容器から原子炉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屋への漏えい量を，MAAP 解析及び NUREG-1465 の知見を用いて評価した。ただし，MAAP コードではよう素の化学組成は考慮されないため，粒子状よう素，無機よう素及び有機よう素については，大気中への放出量評価条件を設定し，放出量を評価した。
b. 原子炉施設敷地内の年間の実気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。	４．１（２）b.　→ 審査ガイドのとおり 被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は，大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いている。評価においては，2012 年 1 月 1 日から 2012 年 12 月 31 日の 1 年間における気象データを使用している。
c. 原子炉施設内の放射性物質存在量分布から原子炉建屋内の線源強度を計算する。	４．１（２）c.　→ 審査ガイドのとおり 原子炉施設内の放射性物質存在量分布を考慮し，スカイシャインガンマ線及び直接ガ

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
	ンマ線による外部被ばく線量を評価するために，原子炉建屋内の線源強度を計算している。
d. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での運転員又は対策要員の被ばく線量を計算する。 ・上記ｃ の結果を用いて、原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線（スカイシャインガンマ線、直接ガンマ線）による被ばく線量を計算する。 ・上記ａ 及びｂ の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算する。 ・上記ａ 及びｂ の結果を用いて、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく線量（ガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばく）を計算する。	４．１（２）d. → 審査ガイドのとおり 上記 ｃ の結果を用いて，原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく線量を計算している。 上記ａ及びｂの結果を用いて，大気中へ放出された放射性物質及び地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による外部被ばく線量を計算している。 上記ａ及びｂの結果を用いて，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。
e. 上記ｄ で計算した線量の合計値が、判断基準を満たしているかどうかを確認する。	４．１（２）e. → 審査ガイドのとおり 上記ｄで計算した線量の合計値が，判断基準（運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと）を満足していることを確認している。
４．２ 居住性に係る被ばく評価の共通解析条件 （１）沈着・除去等 a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の非常用換気空調設備フィルタ効率 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	４．２（１）a. → 審査ガイドのとおり 中央制御室再循環フィルタ装置のフィルタ除去効率は，設計上期待できる値として，よう素フィルタ除去効率は 90%，高性能エアフィルタ除去効率は 99.9%と仮定して評価している。
b. 空気流入率 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。 新設の場合では、空気流入率は、設計値を基に設定する。（なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所設置後、設定値の妥当性を空気流入率測定試験によって確認する。）	４．２（１）b. → 審査ガイドのとおり 中央制御室待避所を加圧している間は，待避所への空気の流入は考慮しない。 空気流入率は，1,2 号炉の中央制御室について空気流入率試験を実施した結果，空気流入量換算で 2,940m^3/h であった。仮に 2 号炉中央制御室（空間容積：8,900m^3）のみへの空気流入量を 2,940m^3/h と仮定すると，換気率換算で 0.33 回/h となるため，被ばく評価においては保守的に 1.0 回/h として設定した。

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
（２）大気拡散	４．２（２）a.　→ 審査ガイドのとおり
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。	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。
・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。	女川発電所内で観測して得られた 2012 年 1 月 1 日から 2012 年 12 月 31 日の 1 年間の気象資料を大気拡散式に用いている。また，建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風（地上約 10m）の気象データを使用している。
・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（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）から近距離の建屋（原子炉建屋）の影響を受けるため，建屋による巻き込みを考慮し，建屋の影響がある場合の拡散パラメータを用いている。
・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，建屋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	放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）と建屋の高さがほぼ同じであるため，建屋高さの 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	放出点（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）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	評価点（中央制御室等）は，巻き込みを生じる建屋（原子炉建屋）の風下にある。
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）。	
・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	建屋による巻き込みを考慮し，図 5 に示すように，建屋の後流側の拡がりの影響が評

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる１方位のみを対象とするのではなく、図５に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。 ・放射性物質の大気拡散の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（参1）による。	価点に及ぶ可能性のある複数の方位を考慮している。 放射性物質の大気拡散については，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）に基づいて評価している。
b. 建屋による巻き込みの評価条件	４．２（２）b. → 審査ガイドのとおり
・巻き込みを生じる代表建屋	
1) 原子炉建屋の近辺では、隣接する複数の建屋の風下側で広く巻き込みによる拡散が生じているものとする。	建屋の巻き込みによる拡散を考慮している。
2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。	放出源（原子炉建屋及び原子炉格納容器フィルタベント系排気管）から最も近く，巻き込みの影響が最も大きい建屋として原子炉建屋を代表建屋としている。
・放射性物質濃度の評価点	
1) 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の代表面の選定 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	事故時に外気を取入れる運転としているため，給気口を介しての外気取入及び室内への直接流入として評価している。
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	

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
2) 建屋による巻き込みの影響が生じる場合、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の近辺ではほぼ全般にわたり、代表建屋による巻き込みによる拡散の効果が及んでいると考えられる。 このため、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所換気空調設備の非常時の運転モードに応じて、次のi)又はii)によって、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面の濃度を計算する。 i) 評価期間中も給気口から外気を取入れることを前提とする場合は、給気口が設置されている原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の表面とする。 ii) 評価期間中は外気を遮断することを前提とする場合は、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所が属する建屋の各表面（屋上面又は側面）のうちの代表面（代表評価面）を選定する。	評価期間中は給気口から外気を取入れることを前提としているため，給気口が設置されている中央制御室が属する建屋の表面を選定している。具体的には，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，クラウドシャインの評価には，室内への取り込みではないため，中央制御室が属する建屋の屋上面を選定している。具体的には，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。
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。	屋上面を代表面としており，評価点は中央制御室中心としている。
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、	中央制御室が属する建屋の屋上面を選定するが，具体的には，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。

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
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σ$_y$＝0 及びσ$_z$＝0 として、σ$_{y0}$、σ$_{z0}$ の値を適用してもよい。	屋上面を代表としており，評価点は中央制御室中心とし，保守的に放出点と評価点とが同じ高さとして，その間の水平直線距離に基づき，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。	建屋による巻き込みを考慮し，ⅰ）～iii）の条件に該当する方位を選定し，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象としている。 建屋による巻き込みを考慮し，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づき複数方位を対象として評価している。
ⅰ） 放出点が評価点の風上にあること	放出点が評価点の風上にある方位を対象としている。
ⅱ） 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に、評価点が存在すること。この条件に該当する風向の方位m$_1$の選定には、図６のような方法を用いることができる。図６ の対象となる二つの風向の方位の範囲m$_{1A}$、m$_{1B}$のうち、放出点が評価点の風上となるどちらか一方の範囲が評価の対象となる。放出点が建屋に接近し、0.5Lの拡散領域(図６のハッチング部分)の内部にあ	風向の方位m$_1$の選定には，図６に示す方法を用いて選定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
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。	
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。 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。	図7に示す方法により，建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を評価方位として選定している。
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。	「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。 原子炉建屋の垂直な投影面積を大気拡散式の入力としている。
2） 建屋の影響がある場合の多くは複数の風向を対象に計算する必要があるので、風向の方位ごとに垂直な投影面積を求める。ただし、対象となる複数の方位の投影面積の中で、最小面積を、すべての方位の計算の入力として共通に適用することは、合理的であり保守的である。	原子炉建屋の最小投影面積を用いている。

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
3) 風下側の地表面から上側の投影面積を求め大気拡散式の入力とする。方位によって風下側の地表面の高さが異なる場合は、方位ごとに地表面高さから上側の面積を求める。また、方位によって、代表建屋とは別の建屋が重なっている場合でも、原則地表面から上側の代表建屋の投影面積を用いる。	原子炉建屋の地表面から上面の投影面積を用いている。
c. 相対濃度及び相対線量 ・相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。 ・相対線量は、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをガンマ線量計算モデルに適用して評価点ごとに計算する。 ・評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が 97%に当たる値とする。 ・相対濃度及び相対線量の詳細は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」[参1]による。	4．2（2）c. → 審査ガイドの趣旨に基づいて評価 相対濃度は，毎時刻の気象項目（風向，風速，大気安定度）及び実効放出継続時間を基に，短時間放出の式を適用し，評価している。 相対線量は，放射性物質の空間濃度分布を算出し，これをガンマ線量計算モデルに適用している。 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%相当に当たる値を用いている。 相対濃度及び相対線量の詳細は，「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」に基づいて評価している。
d. 地表面への沈着 放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。	4．2（2）d. → 審査ガイドのとおり 地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着速度を計算している。 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。乾性沈着速度はエアロゾル及び無機よう素は NUREG/CR-4551 Vol.2 より，有機よう素は NRPB-R322 より設定。
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）	4．2（2）e. → 審査ガイドの主旨に基づいて評価 評価期間中は外気を取入れることを前提としているため，一の経路（外気取入）及び二の経路（空気流入）で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
二　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入） ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内の雰囲気中で放射性物質は、一様混合すると仮定する。 なお、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質は、室内に沈着せずに浮遊しているものと仮定する。	中央制御室では放射性物質は一様混合するとし，室内での放射性物質は沈着せず浮遊しているものと仮定している。
・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／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積（容積）を用いて計算する。	空気流入量は空気流入率及び中央制御室バウンダリ体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） ・放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、空気中時間積分濃度及びクラウドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	4．2（3）a.　→ 審査ガイドのとおり 中央制御室におけるクラウドシャインについては，放射性物質の放出量，大気拡散の効果及び建屋によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価している。 中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。
b．地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での外部被ばく（グランドシャイン） ・地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量は、地表面沈着濃度及びグランドシャインに対する外部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内にいる運転員又は対策要員に対しては、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋によって放射線が遮へいされる低減効果を考慮する。	4．2（3）b.　→ 審査ガイドのとおり 中央制御室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。 中央制御室内の運転員については建屋による遮蔽効果を考慮している。

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
c. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内での内部被ばく ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内へ外気から取り込まれた放射性物質の吸入摂取による内部被ばく線量は、室内の空気中時間積分濃度、呼吸率及び吸入による内部被ばく線量換算係数の積で計算する。 ・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。	4．2（3）c. → 審査ガイドのとおり 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，呼吸率及び内部被ばく換算係数の積で計算した線量率を積算して計算している。 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。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. → 審査ガイドのとおり 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. → 審査ガイドのとおり 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、	4．2（3）f. → 審査ガイドのとおり 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

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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
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。	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. → 審査ガイドのとおり 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の積で計算した線量率を積算して計算している。 入退域での放射線防護（マスク着用）による被ばく低減を考慮している。
h. 被ばく線量の重ね合わせ ・同じ敷地内に複数の原子炉施設が設置されている場合、全原子炉施設について同時に事故が起きたと想定して評価を行うが、各原子炉施設から被ばく経路別に個別に評価を実施して、その結果を合算することは保守的な結果を与える。原子炉施設敷地内の地形や、原子炉施設と評価対象位置の関係等を考慮した、より現実的な被ばく線量の重ね合わせ評価を実施する場合はその妥当性を説明した資料の提出を求める。	４．２（３）h. →審査ガイドのとおり 新規性基準に基づく複数原子炉の設置変更申請を実施していないため考慮しない
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 a. 原子炉格納容器内への放出割合 ・原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。 ・希ガス類、ヨウ素類、Cs 類、Te 類、Ba 類、Ru 類、Ce 類及び La 類を考慮する。 ・なお、原子炉格納容器内への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	４．３（１） → 審査ガイドのとおり 4.1（2）a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。 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。 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 ・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 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	４．３（２） → 審査ガイドのとおり 4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
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。	
（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） 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。	４．３（３）a.　→ 審査ガイドのとおり 非常用ガス処理系の作動時間については，事故発生から 70 分後（非常用ガス処理系排風機起動 60 分+排風機起動から原子炉建屋負圧達成時間 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 ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。 なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。	４．３（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。
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.　→ 審査ガイドのとおり 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.　→ 審査ガイドのとおり 原子炉格納容器内の粒子状放射性物質の除去については，MAAP 解析に基づき評価している。無機よう素の原子炉格納容器内での自然沈着率は，CSE 実験に基づき 9.0×10^{-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チェンバのプール水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.　→ 審査ガイドの趣旨に基づき設定 4.1(2)a.選定した事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率を設定している。なお，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として DF=10 を考慮している。
f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備	４．３（３）f.　→ 審査ガイドのとおり

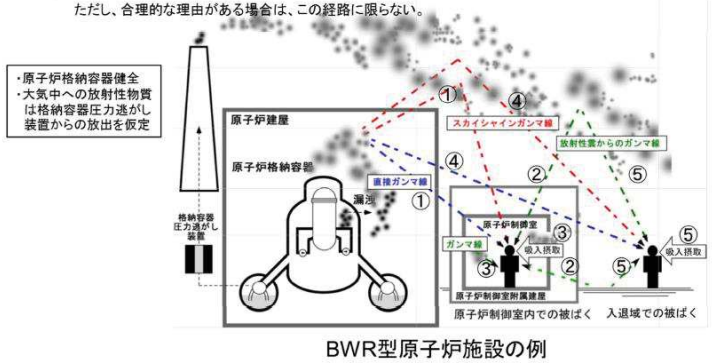
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。	中央制御室換気設備の作動時間については，全交流動力電源喪失を想定した起動遅れ（30 分）を考慮した評価としている。起動遅れ時間 30 分はガスタービン発電機による電源回復及び手動による中央制御室換気空調系起動操作を想定。
（４）大気拡散 a．放出開始時刻及び放出継続時間 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1（2）a で選定し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. → 審査ガイドのとおり 放射性物質の大気中への放出開始時刻は，4.1(2)a.で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定している。実効放出継続時間は保守的に１時間としている。
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. → 審査ガイドのとおり 放出源高さは，ベント放出の場合は原子炉格納容器フィルタベント系排気管高さ，原子炉建屋漏えい分は地上高さを仮定している。放出エネルギーは考慮していない。
（５）線量評価 a．原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による原子炉制御室内での外部被ばく ・4.1（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。	４．３（５）a. → 審査ガイドのとおり 4.1(2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に，想定事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放出された放射性物質を設定し，スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源としている。 原子炉建屋内の放射性物質は自由空間容積に均一に分布しているものとして計算している。 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は，上記で評価した積算線源強度，施設の位置・地形条件（線源位置と評価点との距離等），遮蔽構造（原子炉建屋遮蔽構造，制御建屋遮蔽構造，中央制御室遮蔽構造）から計算している。直接線量を QAD-CGGP2R ，スカイシャイン線量を ANISN,G33-GP2R で計算している。
b．原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域での外部被ばく ・スカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の線源は、上記ａと同様に設定する。 ・積算線源強度、原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガン	４．３（５）b. → 審査ガイドのとおり 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線による入退域時の外部被ばく線量は，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（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
マ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、上記ａと同様の条件で計算する。	

原子炉制御室居住性評価に係る被ばく経路

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

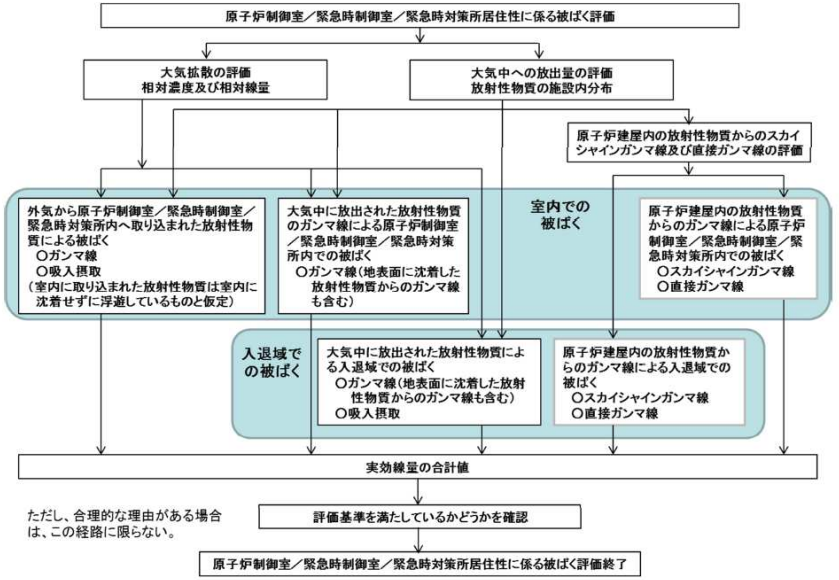
ただし、合理的な理由がある場合は、この経路に限らない。

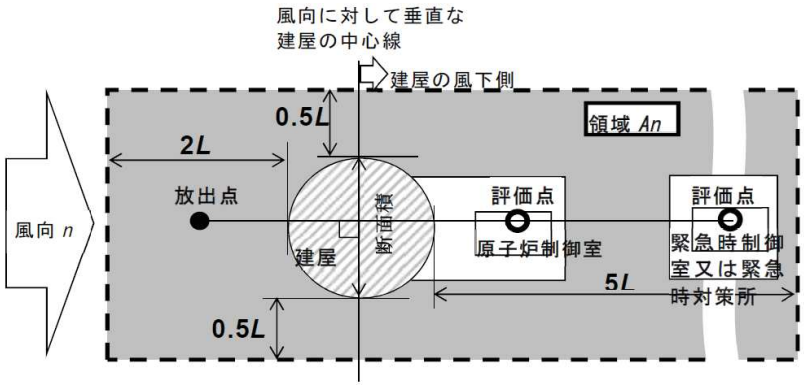


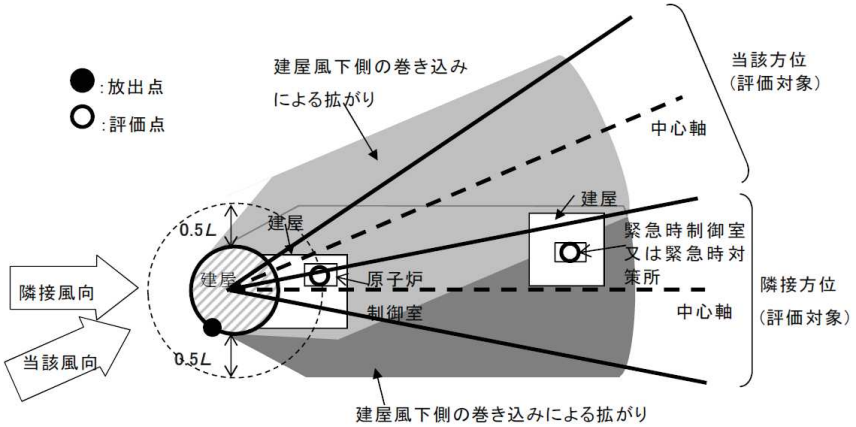
BWR型原子炉施設の例

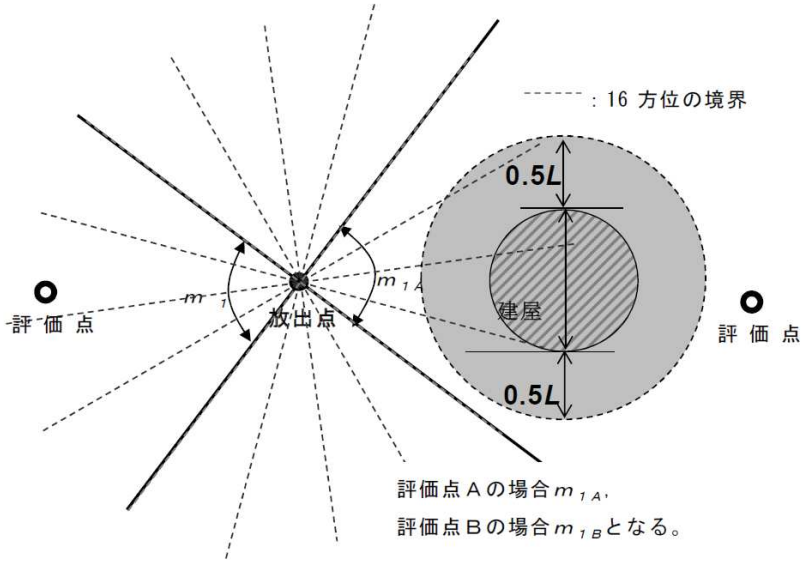
図１　原子炉制御室の居住性評価における被ばく経路

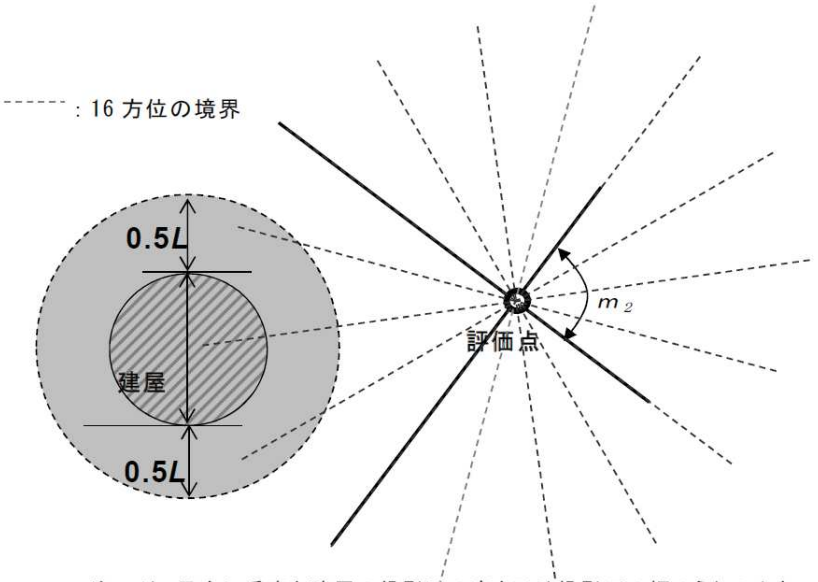
図１　→ 審査ガイドのとおり

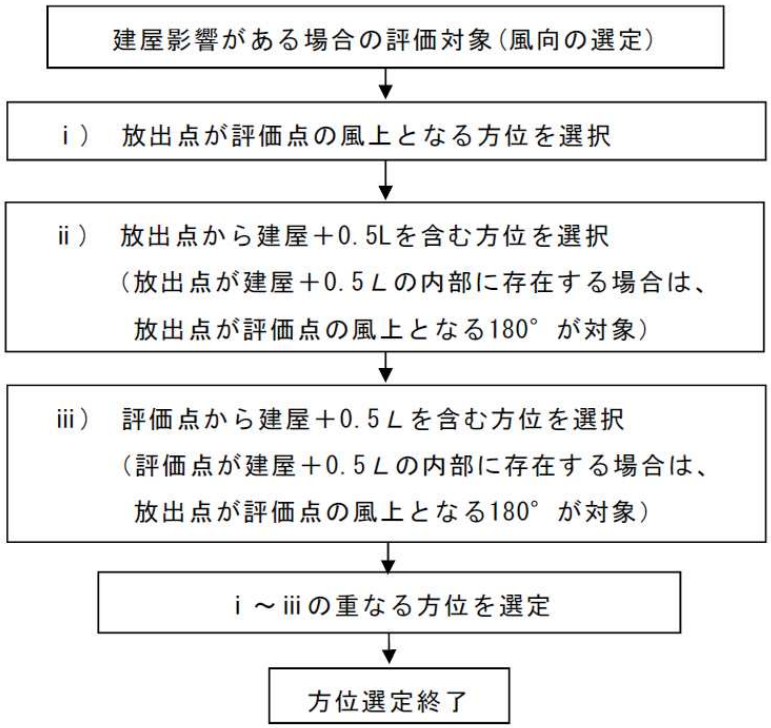
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 図３　原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価手順	図３　→ 審査ガイドのとおり

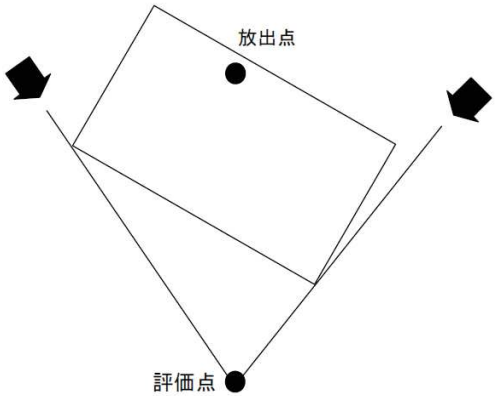
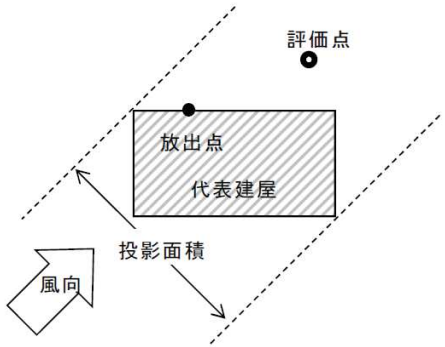
実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 注:L 建屋又は建屋群の風向に垂直な面での高さ又は幅の小さい方 図 4　建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）	図 4　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 図５　建屋後流での巻き込み影響を受ける場合の考慮すべき方位	図５　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 注：Lは、風向に垂直な建屋の投影面の高さ又は投影面の幅のうちの小さい方 図６　建屋の風下側で放射性物質が巻き込まれる風向の方位m_1の選定方法 (水平断面での位置関係)	図６　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 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 7　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 図８　建屋の影響がある場合の評価対象方位選定手順	図８　→ 審査ガイドのとおり

実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の 居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド	中央制御室の居住性（重大事故対策）に係る被ばく評価の適合状況
 図 9　評価対象方位の設定  図 10　風向に垂直な建屋投影面積の考え方	図 9,10　→ 審査ガイドのとおり

59-10
非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について

非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度について

1．概要

非常用ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を経由して屋外に排気することにより，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，運転員の被ばく線量を低減することを目的として使用するが，炉心の著しい損傷が発生した場合には，原子炉格納容器から漏えいした水素を系統内に吸込む可能性がある。このため，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度が，水素が燃焼する水素濃度（可燃限界）である 4%を十分に下回ることを，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。

なお，評価モデル（概念図）を図 59-10-1，評価条件を表 59-10-1 に示す。

・非常用ガス処理系起動前は，原子炉格納容器から漏えいしたガスはすべて原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）にとどまるものと仮定し，ガスの条件として，重大事故等対策の有効性評価において原子炉格納容器内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡する温度，圧力，水素発生量及び格納容器漏えい率を想定し，次式により原子炉格納容器から原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）へのガス漏えい流量 W_{PCV} [m³/h]を評価する。

$$W_{PCV} = V_{PCV} \times \frac{\gamma}{100} \times \frac{P_{PCV}}{T_{PCV}} \times \frac{T_{R/B}}{P_{R/B}} \times \frac{1}{24} = 13100 \times \frac{1.3}{100} \times \frac{955.325}{473.15} \times \frac{334.15}{101.325} \times \frac{1}{24} \fallingdotseq 48\,m^3/h$$

・また，次式により非常用ガス処理系起動時の原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度 $\alpha_{R/B}$[%]を評価する。

$$\alpha_{R/B} = \frac{\alpha_{PCV} \times W_{PCV} \times t}{V_{R/B}} = \frac{16 \times 48 \times 0.6}{30000} \fallingdotseq 0.02\%$$

・非常用ガス処理系起動後は，原子炉格納容器から原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）に漏えいしたガスは，すべて直接非常用ガス処理系に流入するものと仮定し，非常用ガス処理系の吸込流量が合計で 2500 m³/h（公称値）となるように原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）からの流入流量を設定する。原子炉格納容器及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度をもとに，以下の式により，非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度 α_{SGTS}[%]を評価する。

$$\alpha_{SGTS} = \frac{W_{PCV} \times \alpha_{PCV} + (W_{SGTS} - W_{PCV}) \times \alpha_{R/B}}{W_{SGTS}} = \frac{48 \times 16 + (2500 - 48) \times 0.02}{2500} \fallingdotseq 0.33\%$$

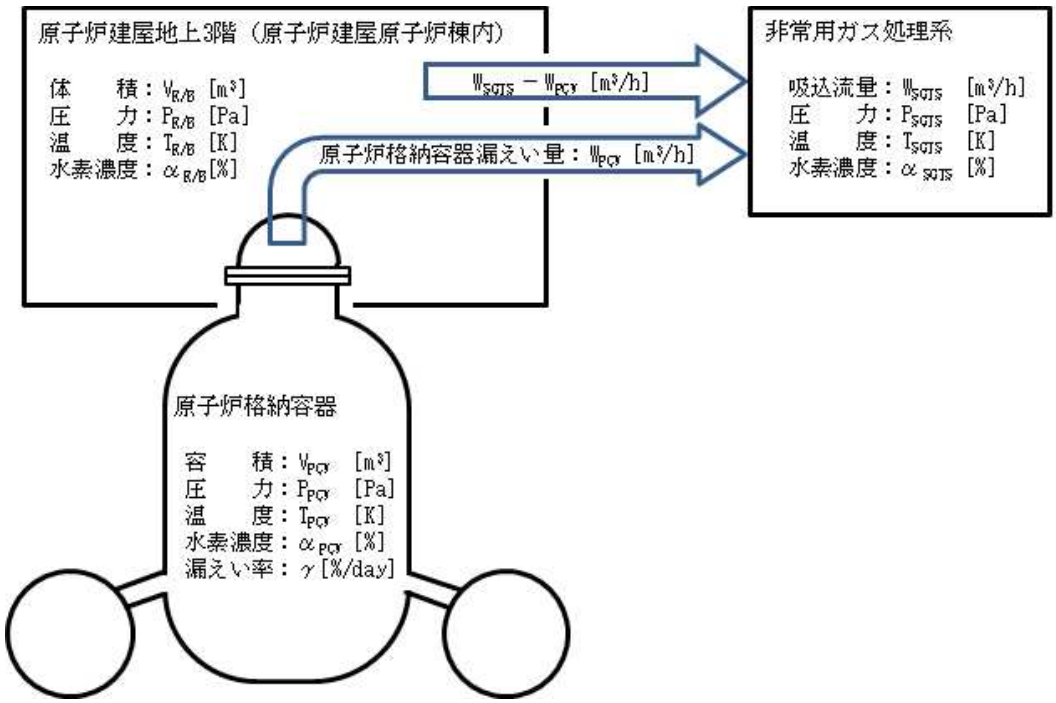


図 59-10-1　評価モデル

表 59-10-1　評価条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
原子炉格納容器容積	V_{PCV}	13100	m^3	設計値
原子炉格納容器内圧力	P_{PCV}	955.325	kPa[abs]	限界圧力（2Pd）
原子炉格納容器内温度	T_{PCV}	473.15	K	限界温度（200℃）
原子炉格納容器漏えい率	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
原子炉建屋地上３階(原子炉建屋原子炉棟内)体積	$V_{R/B}$	30000	m^3	低減率 0.3 を想定
原子炉建屋地上３階(原子炉建屋原子炉棟内)圧力	$P_{R/B}$	101.325	kPa[abs]	大気圧
原子炉建屋地上３階(原子炉建屋原子炉棟内)温度	$T_{R/B}$	334.15	K	重大事故等時に想定している温度（61℃）
原子炉格納容器内水素濃度	α_{PCV}	16	%	有効燃料長被覆管が全てジルコニウム-水反応した場合の水素量を想定(990kg)
非常用ガス処理系吸込流量	W_{SGTS}	2500	m^3/h	設計値（公称値）
非常用ガス処理系内圧力	P_{SGTS}	101.325	kPa[abs]	大気圧
非常用ガス処理系内温度	T_{SGTS}	334.15	K	原子炉建屋原子炉棟内空気を吸い込むため $T_{R/B}$ と同様
非常用ガス処理系起動確認時刻	t	0.6	h	重大事故等対策の有効性評価における非常用ガス処理系の起動確認時刻 35 分

3. 評価結果

非常用ガス処理系起動前は，原子炉格納容器からの漏えいにより原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が上昇するが，非常用ガス処理系起動時における原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度は，約 0.02 %である。また，その値をもとに非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度を評価した結果，約 0.33 %となり，保守的な条件においても水素が燃焼する水素濃度（可燃限界）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

「3. 評価結果」に示す結果をベースケースとして，解析条件の変化による影響を以下のとおり評価した。

(1) 非常用ガス処理系起動時刻

非常用ガス処理系起動時刻の感度解析として，45 分後に起動した場合を想定する。非常用ガス処理系起動時刻は，起動前までに原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）に溜まる水素量に影響するが，45 分に後ろ倒しした場合でも原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋原子炉棟内)の水素濃度は約 0.02 %であり，影響は微小である。

(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 2200kg）が発生した場合を想定すると，原子炉格納容器内の水素発生量はベースケースと比較して 2200/990≒2.23 倍となる。更に，原子炉格納容器内の亜鉛及びアルミニウムの反応による水素の発生（約 130kg）を想定すると，2330/990≒2.36 倍となる。以上より，非常用ガス処理系に流入する水素濃度はベースケースと比較して約 2.36 倍となり，0.33×2.36≒0.78%となる。

(3) 蒸気濃度

蒸気濃度の感度解析として，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の相対湿度が 100%の状況を想定すると，温度 61℃，相対湿度 100 %の場合の蒸気濃度は約 21%となる。非常用ガス処理系内が完全ドライ条件と仮定すると，水素濃度はベースケースと比較して 1/(1-0.21)≒1.27 倍となり，0.33×1.27≒0.42 %となる。

(4) 非常用ガス処理系吸込流量

非常用ガス処理系の吸込流量の感度解析として，吸込流量が 10%低下した場合を想定すると，非常用ガス処理系に流入する水素濃度は，ベースケースと比較して 1/0.9=1.1 倍となり，0.33×1.1≒0.37 %となる。

(5) 原子炉格納容器漏えい率

原子炉格納容器漏えい率の感度解析として，漏えい率を 2 倍（2.6 %/day）となった場合を想定すると，非常用ガス処理系に流入する水素濃度はベースケースと比較して 2 倍となり，0.33 %×2＝0.66 %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。また，(2)～(5)の結果を組み合わせた場合における非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度は 0.33%×2.36×1.27×1.1×2≒2.18 %であり，水素濃度は 4%を下回ることを確認した。

また，仮に上記の想定を上回る原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への異常なガスの漏えいによる原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度の上昇を確認した場合，系統内での水素爆発を防止するため，非常用ガス処理系を停止する。異常なガスの漏えいは，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が，静的触媒式水素再結合装置が動作する水素濃度である 1.0%を確実に超過したことで判断することとしており，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の計器誤差約±0.3%を考慮し，1.0%を確実に超過した水素濃度指示値 1.3%において，非常用ガス処理系を停止する運用とする。

以上

59-11

非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について

非常用ガス処理系の系統内における水素爆発防止について

非常用ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内のガスを排気筒を経由して屋外に排気することにより，原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに，運転員の被ばく線量を低減することを目的として使用するが，炉心の著しい損傷が発生した場合には，原子炉格納容器から漏えいした水素を系統内に吸込む可能性がある。

このため，重大事故等対策の有効性評価において原子炉格納容器内の環境が最も厳しくなる事故シナリオを包絡する条件下で非常用ガス処理系を使用した場合の水素爆発の防止について，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

非常用ガス処理系は，以下に記載する機能を有しており，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，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。

(1) 非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系空気乾燥装置，非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系フィルタ装置及びこれらを接続する配管から構成されている。本系統は，水素が滞留しないよう非常用ガス処理系排風機により強制的に水素を含むガスを屋外に排出する機能を有している。

(2) 非常用ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内の水素を含むガスを排出することで原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を低減する機能を有している。

(3) 原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内への漏えい率を 1.3 %/day とし，静的触媒式水素再結合装置に期待しない場合において，非常用ガス処理系を起動する際の原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度を評価した結果，水素濃度は約 0.02 %であり，可燃限界未満である。

また，非常用ガス処理系を起動した場合に，非常用ガス処理系に流入するガスの水素濃度を評価した結果，水素濃度は約 0.33 %であり，可燃限界未満である。

(4) 全交流動力電源喪失時においても，非常用ガス処理系は事故発生後約 15 分後に常設代替交流電源からの受電により自動起動し，約 35 分後に運転員により非常用ガス処理系の自動起動を確認することとしている。

2. 非常用ガス処理系停止後の水素爆発防止

非常用ガス処理系は，原子炉格納容器の破損等により原子炉建屋原子炉棟内への水素の漏えい量が増加し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界に達するおそれがある場合には，水素濃度が可燃限界未満の状態において停止操作を実施する。非常用ガス処理系の停止後，系統内に水素を含むガスが残留するが，系統の出入口に設置されている弁を閉鎖することで隔離されるため，系統停止後に水素が系統内に供給されることはなく，水素濃度は停止時の濃度を上回ることはない。したがって，系統内に残留したガスの水素濃度が可燃限界以上になることはなく，水素爆発をすることはない。

以上

59-12

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置について

1．　はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉棟の壁の一部として，原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための「二次格納施設のバウンダリ機能」に期待するとともに，設計基準事故時等（主蒸気管破断）や重大事故等時（インターフェイスシステムLOCA（以下，ISLOCAという。）発生）において，放出蒸気を建屋外に放出する「開放機能」に期待する。

また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置については，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋ブローアウトパネルが開放している場合に，開口部を閉止するための「閉止機能」，及び閉止後に非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧とするために必要な気密性を確保し，閉止状態を維持する「建屋気密の維持機能」に期待する。

以上を踏まえ，原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として位置付けることから，当該設備に対する設計方針等について以下に示す。

2．要求機能の整理

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置について，要求機能を以下に整理した。

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネルへの要求機能

a. 開放機能

設計基準事故対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉格納容器外の主蒸気管破断による設計基準事故時等を想定した場合に，放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため，建屋の内外差圧（開放設定圧力4.4kPa以下）により自動的に開放し，放出蒸気を建屋外に放出する機能が必要である。

重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルは，ISLOCA発生を想定した場合にISLOCA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屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために，確実に開放する必要がある。

b. 二次格納施設のバウンダリ機能

原子炉建屋ブローアウトパネルは，上記(1) a. の開放機能を満足させるため，原子炉建屋原子炉棟外壁に設置されており，原子炉建屋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維持が必要である。

(2) 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の要求機能

a. 閉止機能

本機能は，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を待機時の開状態から閉止状態へと閉止操作する機能である。

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）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。

女川２号炉の原子炉建屋ブローアウトパネルは，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ことから，中央制御室の居住性を確保するために閉止する必要がある場合は，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止する。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作にあたっては，設置許可基準規則第 59 条への適合のため，容易かつ確実に閉止操作ができ，また，現場において人力による操作ができることが必要である。

b. 建屋気密の維持機能

本機能は，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の閉止後の閉止状態において，必要な気密性を確保し閉止状態を維持する機能である。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋ブローアウトパネルに代わって原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となり，非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保する。

c. 原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に対する設計上の配慮事項

女川２号炉の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，建屋構造上屋外への設置はできないことから，原子炉建屋原子炉棟内の原子炉建屋ブローアウトパネルへの蒸気流路上に設置する必要がある。このため，待機時の開状態において，主蒸気管破断や ISLOCA 発生時等の原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼさないよう，蒸気を建屋外へ放出するために必要な流路を確保する必要がある。

3. 自然現象及び人為事象並びに溢水及び火災に対する影響評価及び設計方針

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の要求機能に対し影響を与えるおそれがある事象に対する影響評価及び設計方針を以下に示す。影響を与えるおそれがある事象としては，地震及び津波に加え，設置許可基準規則第６条にて設計上考慮する外部事象として選定した自然現象及び人為事象，並びに溢水及び火災を対象とした。

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは基準地震動 Ss にて開放機能を喪失しない設計とする。

また，二次格納施設である原子炉建屋原子炉棟のバウンダリを構成する設備であるため，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，基準地震動 Ss により開放しないように設計する場合，開放機能で期待する開放設定圧力で開放しないことにより，原子炉格納容器等が防護できない可能性がある。このため，開状態を要求する開放機能と，閉状態を要求する二次格納施設のバウンダリ機能という，相反する２つの要求機能を考慮した結果，開放機能を優先し，二次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては，原子炉建屋ブローアウトパネル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（開放設定圧力以下）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 S2（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 S1（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，原子炉建屋ブローアウトパネルは二次格納施設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。

なお，弾性設計用地震動 Sd を超え，かつ開放設定圧力を超える地震力により開放した場合には，プラント停止により対応する。

(b) 風（台風）

自然現象のうち風（台風）に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは設計基準風速（30m/s）の風荷重を考慮する設計とする。

(c) 竜巻

自然現象のうち竜巻に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは設計竜巻（最大風速 100m/s）を想定した場合，設計竜巻による気圧低下による開放及び設計飛来物の貫通により，二次格納施設のバウンダリ機能を損なう可能性があるが，原子炉建屋ブローアウトパネルを設置している MS トンネル室内においては，以下の理由により荷重を設計上考慮しない。(6 条(竜巻)別添１添付 1.2 別紙１参照)

・風圧力による荷重は，原子炉建屋ブローアウトパネルが１箇所のみであり MS トンネル室には流路が形成されないこと。

・気圧差による荷重は，MS トンネル室には気圧差の影響を受ける密閉された設備がないこと。

・設計飛来物による衝撃荷重は，開口部付近に外部事象防護対象施設はない

こと。

また，プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定しても安全機能は維持され，機能喪失した場合にはプラント停止にて対応する。なお，設計竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さい。

(d) 凍結

自然現象のうち凍結に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは流体を使用しておらず雨水が滞留しない構造であり，凍結による閉塞の影響を受けない設計としている。また，建屋内の換気空調系にて温度制御しており極端な低温にさらされる影響を受けない設計としている。

(e) 降水

自然現象のうち降水に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは原子炉建屋外壁との間にシール処理しており，浸水することはないため，影響を受けない設計としている。

(f) 積雪

自然現象のうち積雪に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは建屋壁面内に設置され，積雪の影響を受けないことから，設計上考慮しない。なお，原子炉建屋原子炉棟としては積雪を考慮した設計としている。

(g) 落雷

自然現象のうち落雷に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは原子炉建屋壁面内に設置しており，積雪の影響を受けないことから，設計上考慮しない。なお，原子炉建屋原子炉棟としては落雷を考慮した設計としている。

(h) 火山の影響

自然現象のうち火山の影響に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは原子炉建屋壁面内に設置しており，荷重を受け難い構造であることから，設計上考慮しない。なお，原子炉建屋原子炉棟としては降下火砕物を考慮した設計としている。

また，腐食については外装塗装をしていることから短期的な影響は，設計上考慮している。

(i) 生物学的事象

自然現象のうち生物学的事象に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは原子炉建屋外壁との間にシール処理していることから小動物が侵入することはない設計としている。

(j) 外部火災

自然現象のうち森林火災，並びに人為事象のうち森林火災，爆発及び近隣工場等の火災に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは発熱源として，原子炉建屋に対する輻射熱が最も大きい F-15 による航空機火災を想定した火災影響評価を行い，火災源との離隔距離により輻射熱が直接原子炉建屋ブローアウトパネルへ届くことはないことを確認しているため，設計上考慮しない。

(k) 飛来物（航空機落下）

人為事象のうち飛来物（航空機落下）に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは航空機落下確率評価の結果，防護設計を要する判断基準を超えないため，設計上考慮しない。

(l) 有毒ガス

人為事象のうち有毒ガスに関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは有毒ガスの毒性による設備への影響はないため，設計上考慮しない。

(m) 電磁的障害

人為事象のうち電磁的障害に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは設計上考慮し，絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止する設計とするとともに，鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。

(n) その他自然現象及び人為事象

自然現象のうち津波及び高潮，並びに人為事象のうち船舶の衝突に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルはこれらの影響を受けない高さに設置することから，設計上考慮しない。

また，自然現象のうち洪水及び地滑り，並びに人為事象のうちダムの崩壊に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは立地的要因により影響がないため，設計上考慮しない。

b. 溢水

溢水に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは溢水の影響を受けない位置に設置していることから，設計上考慮しない。

c. 火災

火災に関して，原子炉建屋ブローアウトパネルは設置エリアに火災防護対象機器（原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置）があることから，設計上考慮し，火災により機能を損なうおそれがないよう，火災発生防止対策（不燃性材料の使用等），異なる二種類の火災感知器の設置及び消火器による消火対策を実施する。

d. その他

原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放時に落下して他設備に影響を与えないよう，落下防止チェーンにて地上に落下しない設計とする。

以上より，原子炉建屋ブローアウトパネルの要求機能を達成するために，地震，風（台風），電磁的障害及び火災の影響を設計上考慮し，上記の設計方針に基づいた設計とする。また，地震による荷重と風（台風）の風荷重の組合せを考慮した設計とする。

(2) 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

a. 自然現象及び人為事象

(a) 地震

自然現象のうち地震に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，基準地震動 Ss による地震力に対して機能を損なわれるおそれのない設計とし，基準地震動 Ss 後においても容易かつ確実に閉止できる設計とする。

(b) 風（台風）

自然現象のうち風（台風）に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は設計基準風速（30m/s）の風荷重を考慮する設計とする。

(c) 竜巻

自然現象のうち竜巻に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は設計竜巻による設計飛来物の影響により，閉止機能及び建屋気密の維持機能を損なう可能性があるが，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は MS トンネル室内に設置するため，原子炉建屋ブローアウトパネル同様の理由から，荷重について設計上考慮しない。

また，プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定しても安全機能は維持され，機能喪失した場合にはプラント停止にて対応する。なお，設計竜巻の発生頻度は非常に小さく，設計竜巻を起因とした重大事故等が発生する可能性は十分小さい。さらに，重大事故等発生後の設計竜巻も，事象の重ね合わせの頻度から組み合わせ不要である。

(d) 飛来物（航空機落下）

人為事象のうち飛来物（航空機落下）に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は航空機落下確率評価の結果，防護設計を要する判断基準を超えないため，設計上考慮しない。

(e) 有毒ガス

人為事象のうち有毒ガスに関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は有毒ガスの毒性による設備への影響はないため，設計上考慮しない。

(f) 電磁的障害

人為事象のうち電磁的障害に関して原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は設計上考慮し，絶縁回路の設置によりサージ・ノイズの侵入を防止する設計とするとともに，鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。

(g) その他自然現象及び人為事象

自然現象のうち津波，凍結，降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象，高潮及び森林火災，並びに人為事象のうち爆発，近隣工場等の火災及び船舶の衝突に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は原子炉建屋内に設置することから影響がないため，設計上考慮しない。

また，自然現象のうち洪水及び地滑り，並びに人為事象のうちダムの崩壊に

関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は立地的要因により影響がないため，設計上考慮しない。

b．溢水

溢水に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は溢水の影響を受けない位置に設置するため影響がないことから，設計上考慮しない。

c．火災

火災に関して，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，設計上考慮し，火災により機能を損なうおそれがないよう，火災発生防止対策（不燃性材料の使用等），異なる二種類の火災感知器の設置及び消火器による消火対策を実施する。

以上より，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の要求機能を達成するために，地震，風（台風），電磁的障害及び火災の影響を設計上考慮し，上記の設計方針に基づいた設計とする。また，地震による荷重と風（台風）の風荷重の組合せを考慮した設計とする。

なお，地震については，要求機能ごとに設計上の考慮の要否及び考慮が必要な規模が異なることから，表 59-12-1 にて整理した耐震性を確保する設計とする。

表 59-12-1　要求機能ごとの地震の設計上の考慮

	要求機能	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		4 条 地震	39 条 地震
原子炉建屋ブローアウトパネル	開放機能 （主蒸気管破断時）	○ (Ss)	－
	二次格納施設のバウンダリ機能	○*1 (Sd)	－
	開放機能(ISLOCA)	－	○ (Ss)
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	閉止機能	－	○ (Ss)
	建屋気密の維持機能	－	○ (Ss)

凡例：　○：考慮要，－：考慮不要

注記＊1：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)に基づき，弾性設計用地震動 Sd で開放しない設計とする

４．要求機能に対する適合方針及び設計方針

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

原子炉建屋ブローアウトパネルは２．(1) に示すとおり，開放機能と二次格納施設のバウンダリ機能を満足する必要がある。

開放機能については，以下を満足する設計とする。

・原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇した場合において，建屋内と外気との差圧（開放設定圧力 4.4kPa 以下）により自動的に開放し，原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇を抑制すること。

・開放したことが確認できるよう，中央制御室にて，開閉状態が確認できること。

・主蒸気管破断時において原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護できること，及び ISLOCA 発生時において所定の時間内に原子炉建屋原子炉棟内での操作等の活動ができる圧力及び温度を低下させることが可能な開口面積を満足すること。

・基準地震動 Ss により機能が損なわれるおそれのないよう耐震健全性（建屋躯体の健全性）を確保すること。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは設置許可基準規則第 46 条（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付けることから，設置許可基準規則第 43 条第１項及び第２項に適合する設計とする。なお，原子炉建屋ブローアウトパネルの第 43 条第１項及び第２項への適合については，「3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

二次格納施設のバウンダリ機能については，以下を満足する設計とする。

・原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋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閉状態を維持できること。

・弾性設計用地震動 Sd で開放しないこと。

なお，弾性設計用地震動 Sd を超え，かつ開放設定圧力を超える地震力により開放した場合，及び設計竜巻により開放した場合には，プラント停止により対応する。

(2) 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は２．(2) に示すとおり，閉止機能及び建屋気密の維持機能を満足する必要がある。

閉止機能については，以下を満足する設計とする。

・待機時の開状態から閉止状態へと閉止操作する閉止操作ができること。

・中央制御室にて，開閉状態が確認可能なこと。

・中央制御室からの遠隔操作により閉止可能なこと。

・現場において人力による操作ができること。

・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

建屋気密の維持機能については，以下を満足する設計とする。

・原子炉建屋ブローアウトパネル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屋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。

・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

また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は設置許可基準規則第 59 条（運転員の被ばくを低減するための設備）に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付けることから，設置許可基準規則第 43 条第１項及び第２項に適合する設計とする。なお，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の第 43 条第１項及び第２項への適合については，「3.16　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（設置許可基準規則第 59 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

上記に加えて，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に対する設計上の配慮事項として，主蒸気管破断や ISLOCA 発生時等の原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼさないよう，蒸気を建屋外へ放出するために必要な流路を確保する設計とする。なお，この機能は，基準地震動 Ss により損なわれない設計とする。

５．設備概要

適合方針及び設計方針を踏まえ，原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の概要をまとめる。

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

原子炉建屋ブローアウトパネルは，設計基準事故時等（主蒸気管破断）や重大事故等時（ISLOCA）において，原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり，原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において，放出蒸気を建屋外に放出する「開放機能」を有する。

開放機能により，主蒸気管破断時には，放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護し，ISLOCA 発生時には，原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させ，ISLOCA 発生箇所を隔離するための HPCS 注入隔離弁の現場での閉操作を可能とする。

本設備は，運転員による開放操作を行うことなく，原子炉建屋原子炉棟の圧力が上昇した場合において，建屋内と外気との差圧（開放設定圧力 4.4kPa 以下）により自動的に開放する。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，電源や空気源に頼ることなく，静的，且つ圧力上昇に対して確実に開放できる仕組みとして，止め板を使用したパネルの開放機構を選定している。この開放機構は，既設系統設備でも採用実績のある破壊板（ラプチャーディスク）と同様の考え方（圧力による負荷荷重により，部材を破壊させる）であり，構造が単純であることから，信頼性が高いものである。原子炉建屋ブローアウトパネルの概略図を図 59-12-1 に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

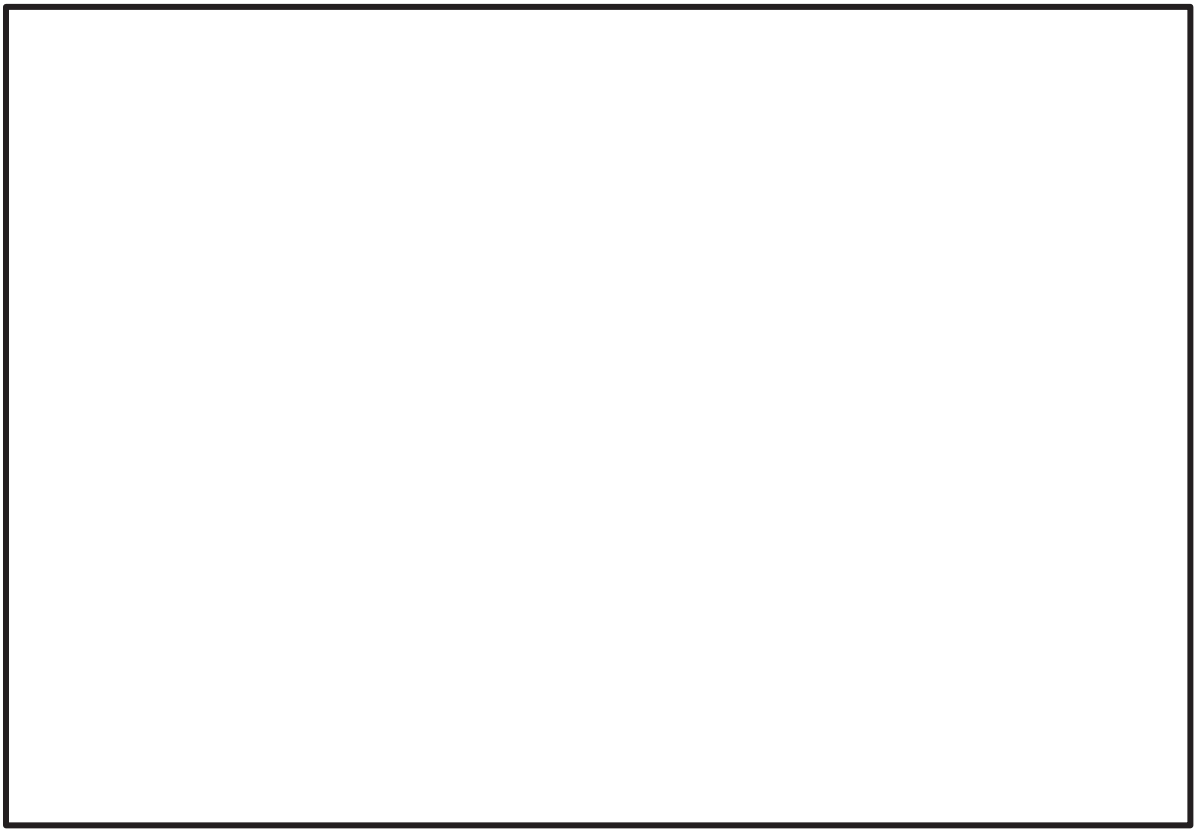


図 59-12-1　原子炉建屋ブローアウトパネル概略図

(2) 原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋ブローアウトパネルは，外部事象を考慮した場合，地震等により開放が考えられることから，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋ブローアウトパネルが開放している場合には，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置にて閉止を行い，非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保する。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，基準地震動 Ss 後においても，閉止可能な設計とし，閉止時には原子炉建屋の負圧を可能な設計とする。なお，閉止時には，シール部を押し付けた状態で，かんぬき等により固定することで気密性を確保可能な設計とする。

女川２号炉の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，建屋構造上屋外への設置はできないことから，原子炉建屋原子炉棟内の原子炉建屋ブローアウトパネルへの蒸気流路上に設置する必要がある。このため，設計上の配慮事項として，待機時の開状態においてかんぬき等にて固定することで開状態を維持し，主蒸気管破断や ISLOCA 発生時等の原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼさないよう，蒸気を建屋外へ放出するために必要な流路を確保する。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の概要図を図 59-12-2 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，電動にて駆動し，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源供給ができない場合においても，現場において人力による操作が可能な設計とする。原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の現場における人力操作の概要を図 59-12-3 に示す。

また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

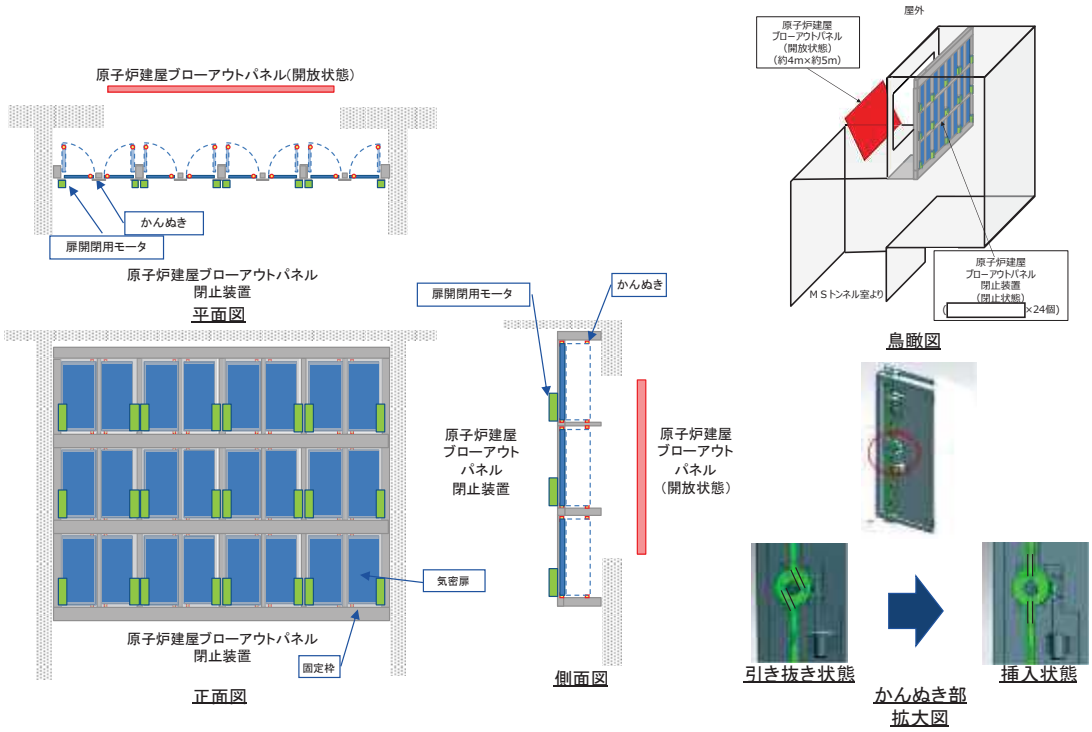


図 59-12-2　扉方式の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置　概要図

＜操作手順＞

1. かんぬき駆動装置カバーをドライバーで取り外す。
2. カバー内のボルトへラチェットレンチを取付け，回転させ，かんぬきを引き抜き状態とする。
3. かんぬきが完全に引き抜かれたら，扉を人力で閉止状態とする。
4. 閉状態のまま，カバー内のボルトをラチェットレンチで回転させ，かんぬきを挿入状態とする。
5. かんぬきが完全に差し込まれたことを確認し，かんぬき駆動装置カバーを取り付ける。

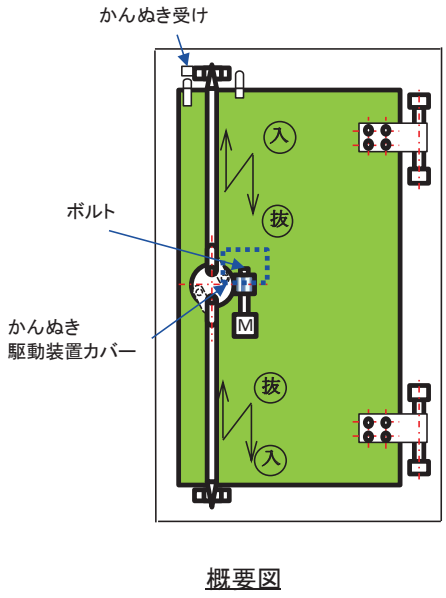


図 59-12-3　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の現場における人力操作の概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

別紙１

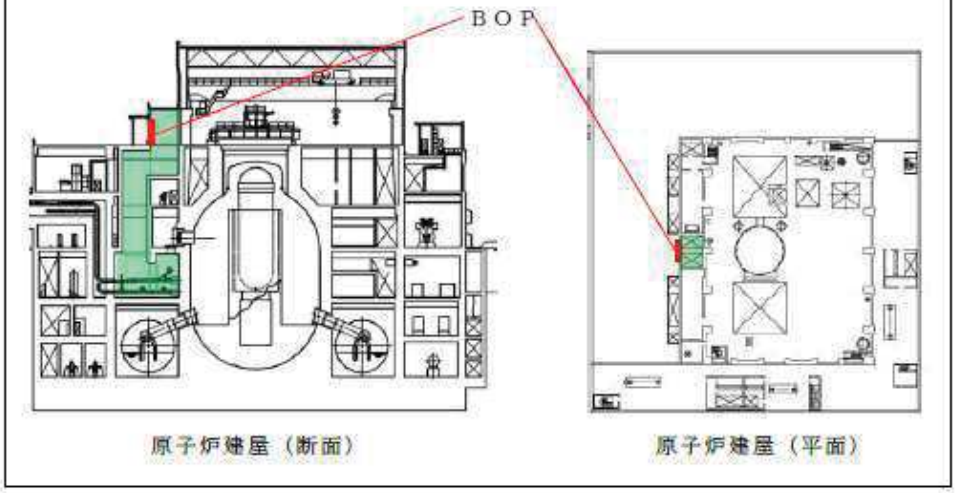
原子炉建屋ブローアウトパネルに対する対応方針について

１．はじめに

原子炉建屋原子炉棟外壁に設置されているブローアウトパネル（以下「ＢＯＰ」という。）の竜巻に対する対応方針について整理した。

２．ＢＯＰの設置状況について

屋外境界のＢＯＰは原子炉建屋原子炉棟３階の１箇所に設置されている。図１に設置状況を示す。




ＢＯＰ外観（屋外から撮影）


ＢＯＰ外観（建屋内から撮影）

図１　ＢＯＰの設置状況

3．ＢＯＰの開放に伴う影響評価

ＢＯＰが開放した場合に，竜巻の影響を受ける可能性があるＭＳトンネル室内の外部事象防護対象施設の設置状況は図２のとおりである。

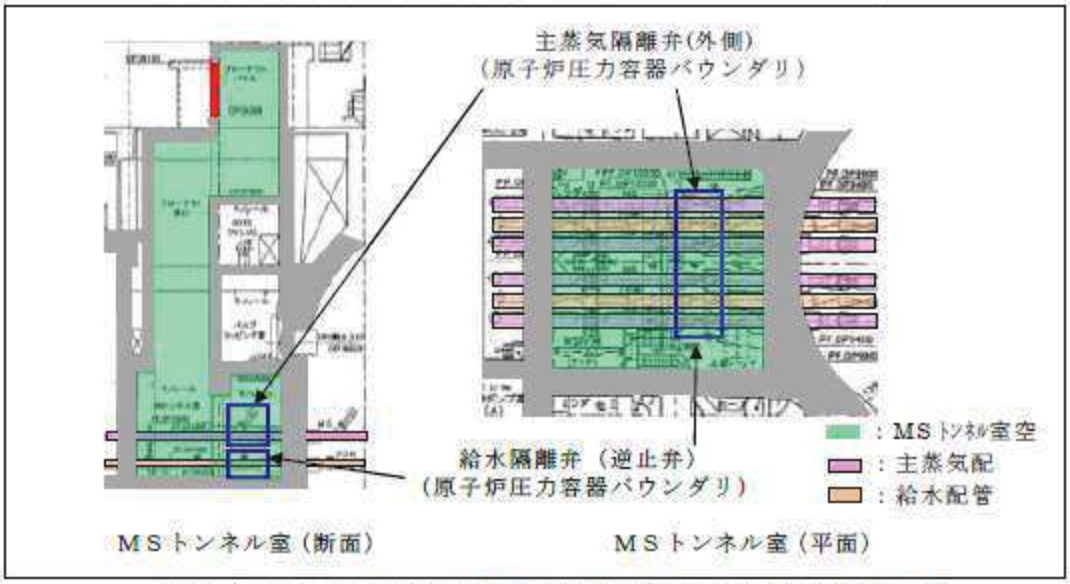


図２　ＭＳトンネル室内の外部事象防護対象施設の設置状況

ＢＯＰが開放，損傷した場合に，ＢＯＰ開放部から原子炉建屋内部（ＭＳトンネル室）に作用し得る竜巻に関連する荷重を表１に示す。

表１　ＢＯＰ開口部からＭＳトンネル室に作用し得る竜巻に関連する荷重

荷重		評価	考慮の要否
風圧力による荷重（W_W）		同一区画に外気に対して開放するＢＯＰが１枚のみであり，流路が形成されないため考慮不要	否
気圧差による荷重（W_P）		ＭＳトンネル室には，密閉され気圧差の影響を受ける設備がないため考慮不要	否
設計飛来物による衝撃荷重（W_M）		開口部付近に外部事象防護対象施設はないため設計飛来物による影響の考慮不要。 なお，ＢＯＰ開放により開口部に設計飛来物「砂利」が侵入した場合でも，隔離弁駆動部等の動的機能を有する設備は，図２のとおり影響を受ける配置ではない	否
随伴事象	雷	建屋開口部から雷の侵入は考え難いため考慮不要	否
	降水	雨の影響は開口部近傍に限られるとともに，特に重要な安全機能を有する設備への影響は，内部溢水評価に包含されることから，影響はない	否
	雹	施設への影響がない設計飛来物である「砂利」と寸法及び運動エネルギーが同程度であり，施設への影響はない	否

4．安全機能への影響と対応方針

竜巻襲来時にＢＯＰに想定される状態，プラントへの影響及び対応方針を整理した結果を表2に示す。プラントへの影響を踏まえて以下の対応を行うことにより，安全機能を損なわないことを確認した。

表2　ＢＯＰの竜巻影響について

竜巻襲来時のＢＯＰの状態	プラントへの影響	対応方針
気圧差による開放	原子炉建屋原子炉棟の閉じ込め機能の喪失が考えられるが，竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さい	開放した場合は速やかにプラント停止し，補修を行う
	建屋内部の評価対象施設への竜巻荷重（風圧力）の影響	各評価対象施設は，風圧力により安全機能を損なわない設計とする
飛来物による損傷（貫通）	原子炉建屋原子炉棟の閉じ込め機能の喪失が考えられるが，竜巻と設計基準事故が同時に発生する頻度は十分小さい	貫通した場合は速やかにプラント停止し，補修を行う
	飛来物の侵入による，建屋内部の外部事象防護対象施設の損傷	損傷により，裏面の外部事象防護対象施設の安全機能に影響を及ぼさない設計とする

以　上

別紙１

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル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．原子炉建屋ブローアウトパネル

原子炉建屋ブローアウトパネルの基本設計方針（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１に示す。

表１　原子炉建屋ブローアウトパネルの基本設計方針（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	・建屋の内外差圧（4.4kPa 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 4.4kPa より小さいことを確認する。 ・詳細設計において，原子炉建屋ブローアウトパネルと取付枠が干渉しないことを確認する。 ・詳細設計において，原子炉建屋ブローアウトパネルを模擬した解析モデルを用いて建屋内の圧力上昇時のパネル及び止め板の挙動を確認することで，確実に開放する設計とする。
	・主蒸気管破断時に原子炉建屋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屋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。	・プラント建設時において，主蒸気管破断を想定した場合の建屋内圧力解析を実施し，建屋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。 ・重大事故等時の有効性評価（ISLOCA）において，ISLOCA 発生時の建屋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屋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。 ・また，原子炉建屋ブローアウト閉止装置を設置した場合でも，開放機能として必要な開口面積を確保可能であることを，予備解析にて確認している。 ・原子炉建屋ブローアウト閉止装置の詳細設計を踏まえた解析を実施し，開放機能が確保可能であることを確認する。
	・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。	・原子炉建屋ブローアウトパネルに対しリミットスイッチを取り付けることで，パネルの開閉状態を検知可能な設計とする。なお，リミットスイッチは常設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（建屋躯体の健全性）を確保する設計とする。	・原子炉建屋躯体については基準地震動 Ss に対して原子炉建屋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。

２．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置

原子炉建屋ブローアウトパネル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２に示す。また，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の設計上の配慮事項に対する設計状況及び詳細設計における確認事項を表３に示す。

表２　原子炉建屋ブローアウトパネル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屋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）に合致する扉を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屋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，原子炉建屋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。	・扉本体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。	・扉本体及び固定用のかんぬきについて，常設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，一般工具を用いて，かんぬきの引き抜き操作，人力による扉の閉止操作及びかんぬきの挿入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，操作は扉一つにつき運転員１名により約 10 分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。	・二次格納施設のバウンダリとして使用実績のある気密扉と同様な構造の組合せであることから，基準地震動Ｓｓに対して閉止機能が維持できる見込みである。 ・詳細設計において，加振試験により確認する。
建屋気密の維持機能	・原子炉建屋ブローアウトパネル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屋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。	・閉止状態においてかんぬきで固定することで，閉止状態を保持可能な設計とする。 ・二次格納施設のバウンダリとして使用実績のある気密扉と同様な構造の組合せであることから，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見込みである。 ・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。	

表３　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の設計上の配慮事項に対する設計状況及び詳細設計における確認事項

設計上の配慮事項	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
流路の確保	・待機時において，開状態を保持可能な設計とする。この機能は基準地震動 Ss により損なわれない設計とする。	・待機時において，かんぬきで固定することで，開状態を保持可能な設計とする。 ・詳細設計において，加振試験後においても，開状態が保持できることを確認する。
	・原子炉建屋ブローアウト閉止装置を設置した場合でも，必要な開口面積を確保する設計とする。	・原子炉建屋ブローアウト閉止装置を設置した場合でも，開放機能として必要な開口面積を確保可能であることを，予備解析にて確認している。 ・原子炉建屋ブローアウト閉止装置の詳細設計を踏まえた解析を実施し，開放機能が確保可能であることを確認する。

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。

（参考１）

原子炉建屋原子炉棟の気密性確保の成立性について

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置には，JIS A4706「サッシ」に示される気密性等級線 A4 等級（図 1 参照）に合致する扉を設置することにより，原子炉建屋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，原子炉建屋原子炉棟の気密性が確保できることを確認した。なお，詳細は今後の詳細設計にて説明する。

- 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
- 原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面積は，約 20m^2
- 原子炉建屋ブローアウトパネルが開放し，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により再閉止した後の 1h 当たりの通気量は，12.6m^3/h×約 20m^2＝約 252m^3/h
- 非常用ガス処理系排風機の容量は 2500m^3/h であり，上記の通気量を大きく上回る。（十分に負圧達成が可能）

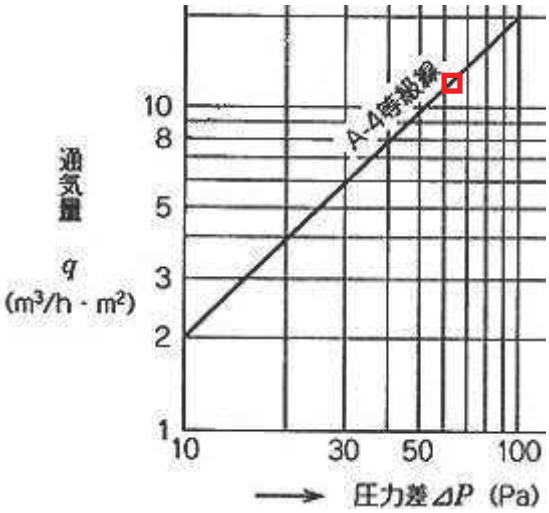


図 1　気密等級線図（A4 等級）

以上

（参考２）

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の機構の検討について

１．はじめに

設置許可基準規則第 59 条においては，「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。

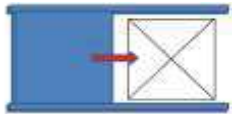
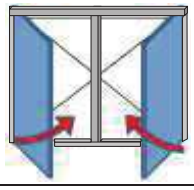
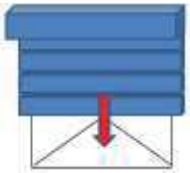
女川２号炉の原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放時において，構造上容易に再閉止操作を行うことが困難である。そのため，中央制御室の居住性を確保するために閉止する必要がある場合は，新たに設置する原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止し，非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟内を負圧とするために必要な気密性を確保することとしている。

新たに設置する原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，建屋構造上，屋外への設置はできないことから，原子炉建屋原子炉棟内の原子炉建屋ブローアウトパネルへの蒸気流路上に設置する必要がある。したがって，設置に当たっては，原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼさないよう，蒸気流路の確保に対する考慮も必要となる。

２．原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の機構（閉止方式）の検討について

上記を踏まえ，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の機構の選定に当たっては複数の方式（スライド扉方式，扉方式，ダンパ方式，シャッター方式）を候補とし，設置場所，気密性，耐震性，操作性，メンテナンス性及び蒸気流路の確保の観点で成立性を検討した。機構の検討結果を表１に示す。

表１　機構の成立性の検討結果

方式		スライド扉方式	扉方式	ダンパ方式	シャッター方式
概要図					
設置場所		× （スペースなし）	○※1	○※1	× （スペースなし）
気密性		○	○	○	－
耐震性	本体	○	○	○	－
	支持躯体	－	○	○	－
操作性		○	○	○	－
メンテナンス性		○	◎	○	○
蒸気流路の確保		○	◎	○	○
検討結果		×	◎	○	×

凡例　：　◎：他案に比べ優位，○：実績あり又は対応可能な見込みがある，×：対応困難，
－：設置不可のため未評価等

※１　：　屋内に設置可能。屋外には建屋構造上設置不可。

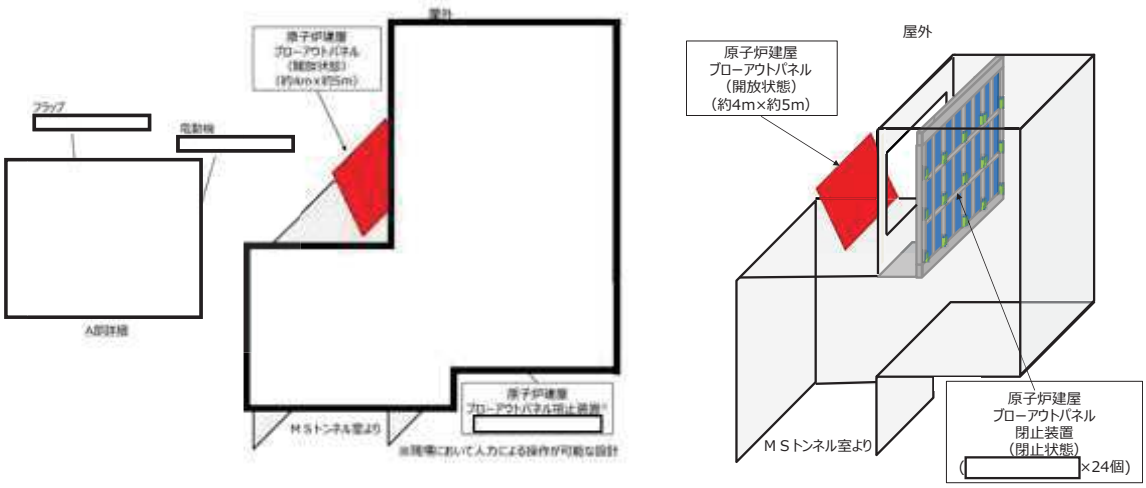
検討結果より，従前のダンパ方式に加え，扉方式についての成立性を確認した。

従前のダンパ方式においては，ダンパのフラップ，回転軸等による比較的大きい圧力損失を考慮し，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面積の二倍程度大きい構造とすることで，必要な蒸気流路面積を確保可能であることを確認していた（図 1(a)）。

一方，扉方式は，単純な複数の開口の組合せであることから，単位面積当たりの圧力損失をダンパ方式の半分程度に抑えられ，原子炉建屋ブローアウトパネルとほぼ同等の面積で設置可能であることを確認している。また，ダンパ方式に比べ，構造がシンプルで構成要素が少ないことから，メンテナンス性の観点で優位性があると判断した。（図 1(b)）。

また，扉方式は，かんぬきによる固定が可能であるため，地震時における気密性をより確実に維持可能である。

以上のことから，ダンパ構造と比較しより流路抵抗とならない構造及び配置が可能であり，構造がシンプルで，より確実に気密性を維持可能な扉方式を採用することとした。



(a) ダンパ方式概要図　　(b) 扉方式概要図

図１　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置概要図

３．扉方式の概要について

扉方式は，気密扉と固定枠にてパッキンを挟みこむことにより気密性を確保する設計とする。

通常運転時，気密扉は開放した状態で待機し，かんぬきにより固定する構造とする。

閉止時は，電動にて駆動し，気密扉と固定枠にてパッキンを挟みこむことにより気密性を確保し，さらに地震等による動きを拘束するため，かんぬきを設置することにより扉を固定する構造とする。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，設置許可基準規則第 59 条の要求を踏まえ，容易かつ確実に閉止できるよう，非常用ガス処理系運転時の建屋負圧状態においてパッキンがより密着する方向（リークタイトとなる方向）に閉止する扉を設置する。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，複数枚の扉の組合せにより構成する設計とする。１枚当たりの大きさは，小さい方がメンテナンス性に優れ，また個々の扉の耐震性も向上するが，一方で原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路の確保の観点からは，枚数が増えることで構造材が増え，流路抵抗が増加すること等を考慮し，必要な流路面積を確保可能な枚数を設置する。

また，現場において，かんぬきを引き抜き，扉を人力により閉止した後に，再度かんぬきで固定する構造とすることで，現場における人力による操作が可能な設計とする。なお，アクセス性及び操作性を考慮した足場を設置することで，確実に操作が可能な設計とする。

現在計画中の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の概要図を図 2 に，現場における人力操作の概要図を図 3 に，足場等を含めた鳥観図を図 4 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

以上より，扉方式は容易かつ確実に閉止操作が可能な設計である。なお，詳細は，工事計画変更認可審査にて説明する。

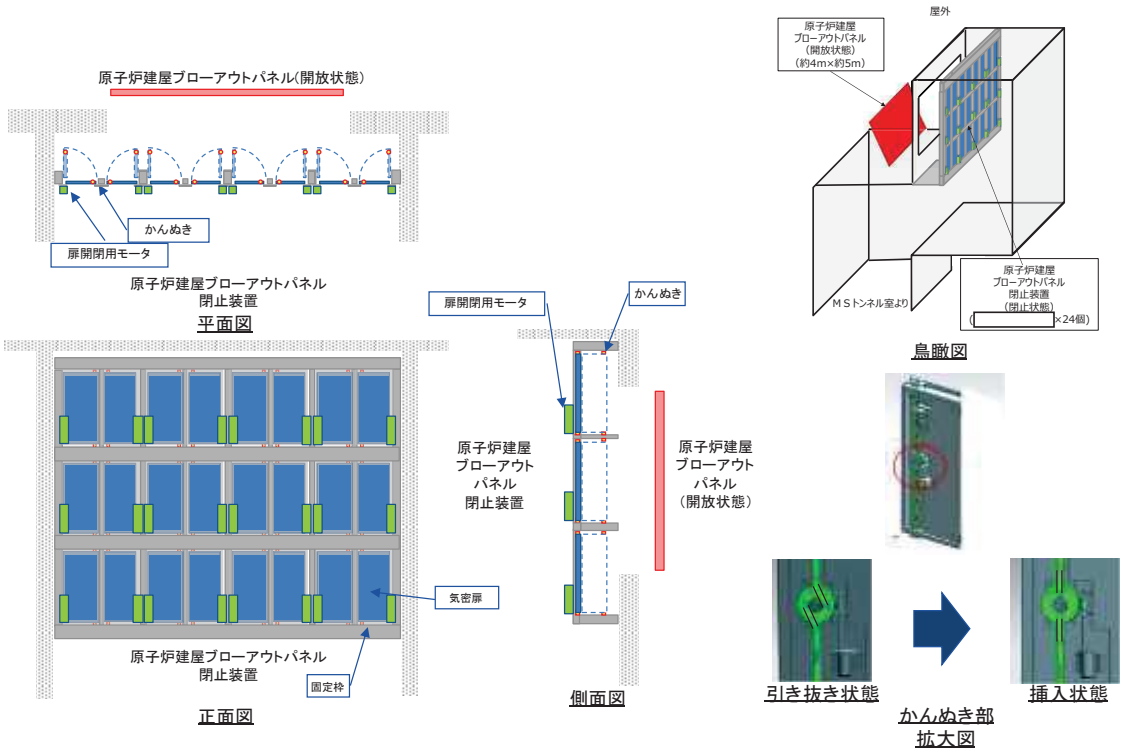


図２　扉方式の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置　概要図

＜操作手順＞

1. かんぬき駆動装置カバーをドライバーで取り外す。
2. カバー内のボルトへラチェットレンチを取付け，回転させ，かんぬきを引き抜き状態とする。
3. かんぬきが完全に引き抜かれたら，扉を人力で閉止状態とする。
4. 閉状態のまま，カバー内のボルトをラチェットレンチで回転させ，かんぬきを挿入状態とする。
5. かんぬきが完全に差し込まれたことを確認し，かんぬき駆動装置カバーを取り付ける。

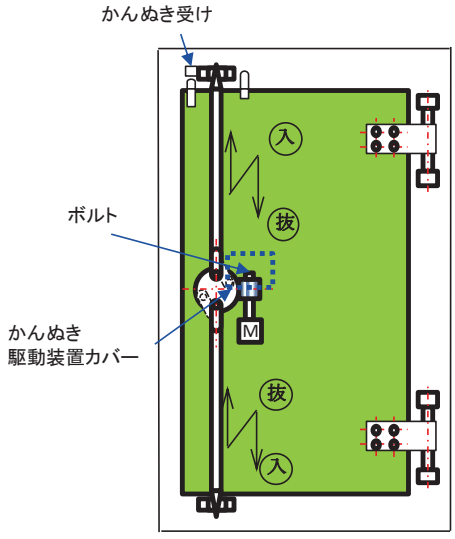


図３　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の現場における人力操作の概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

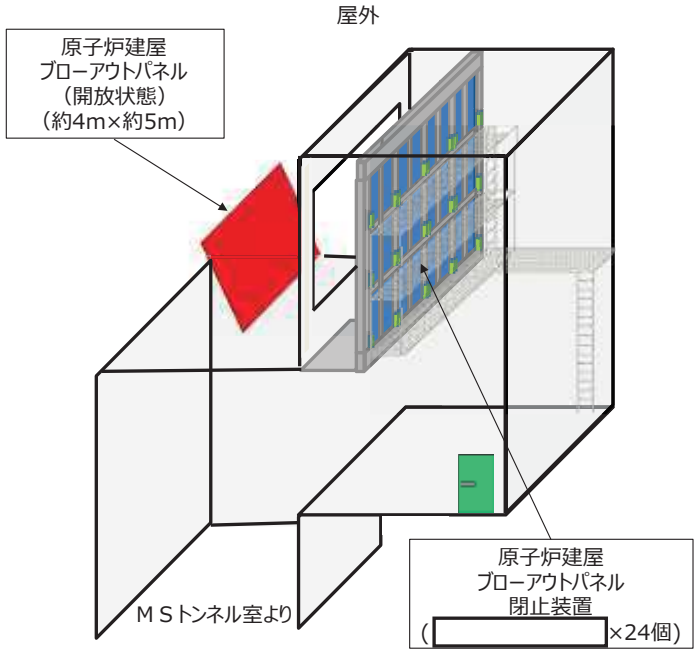


図４　扉方式の原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置　鳥瞰図

４．構造変更による影響の確認

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の構造に関して，従前のダンパ方式から扉方式へ構造の見直しによる影響を，設計方針，有効性評価，Cs-137 放出量評価及び被ばく評価の条件及び技術的能力評価の観点で影響を確認した。

(1) 設計方針に対する影響

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の構造を扉方式へ変更した場合でも，「別紙１　原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル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」に示したとおり，要求機能を満足できる設計が可能であることを確認している。

(2) 有効性評価（Cs-137 放出量評価，被ばく評価を含む）に対する影響

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置（扉方式）については，運転員１名により中央制御室から遠隔操作で５分以内に閉止できる設計とし，手順を整備している。これは従前のダンパ方式から変更はないことから構造変更による影響はない。中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止手順のタイムチャートを図５に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置に期待する可能性のある有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））では，事象発生後 60 分までに原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作を実施することとしている。扉方式は，運転員１名により中央制御室から遠隔操作で５分以内

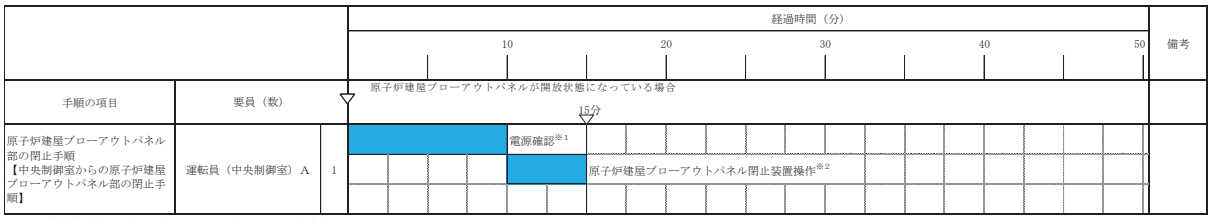
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

に閉止できる設計であり，ダンパ方式の場合から変更がなく，事象発生後 60 分までの閉止操作が可能であることを確認している。

(3) 技術的能力への影響

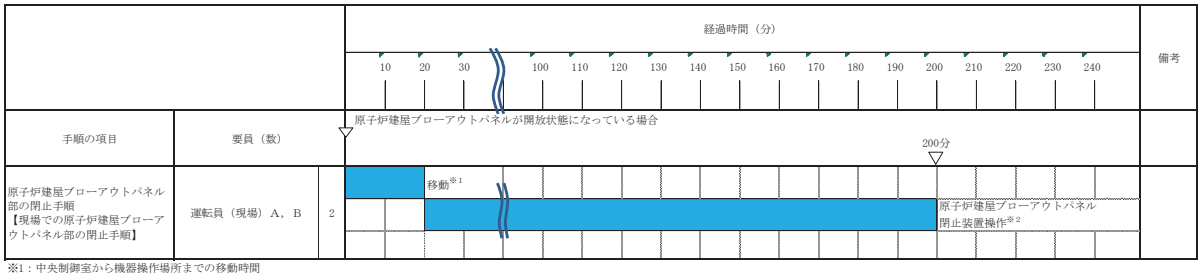
現場における人力による操作について，扉方式においては，扉一つにつき運転員1名により約 10 分で閉止可能な設計としており，全ての扉の閉止操作を運転員２名により約 200 分で実施可能な手順を整備している。現場における人力による原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止手順のタイムチャートを図 6 に示す。

以上より，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の構造を扉方式へ変更した場合であっても，設計方針，有効性評価（Cs-137 放出量評価，被ばく評価を含む）及び技術的能力の要求事項を満たすことが可能であることを確認している。



※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
※2：機器の操作時間及び機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

図 5　中央制御室からの原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止手順のタイムチャート



※1：中央制御室から機器操作場所までの移動時間
※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 6　現場における人力による原子炉建屋ブローアウトパネル部の閉止手順のタイムチャート

以上

（参考３）

各事象発生時における原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態について

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態の整理に当たり，それぞれの要求機能を整理する。原子炉建屋ブローアウトパネルの要求機能を表１に示す。

表１　原子炉建屋ブローアウトパネルの要求機能

設備	番号	要求機能	概要
原子炉建屋ブローアウトパネル	①	開放機能(主蒸気管破断)	主蒸気管破断を想定した場合に，放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため，建屋の内外差圧（開放設定圧力 4.4kPa 以下）により自動的に開放し，放出蒸気を建屋外に放出する機能が必要である。
		開放機能（ISLOCA）	ISLOCA 発生を想定した場合に，ISLOCA 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屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために，確実に開放する必要がある。
	②	二次格納施設のバウンダリ機能	原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放機能を満足させるため原子炉建屋原子炉棟外壁に設置されており，原子炉建屋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維持が必要である。

原子炉建屋ブローアウトパネルには，開状態を要求する開放機能と，閉状態を要求する二次格納施設のバウンダリ機能の相反する２つの機能が要求されるが，二次格納施設としてのバウンダリとして基準地震動Ssに対して閉状態を維持する場合，開放機能で期待する建屋の内外差圧で開放しないことにより，原子炉格納容器等が防護できない可能性がある。このため，開放機能を優先し，二次格納施設のバウンダリ機能に対しては開放機能を阻害しない範囲（開放設定圧力以下）で耐震性を確保することとする。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）において，長期にわたり事象が継続した場合を考慮し，弾性設計用地震動 Sd による地震力に対して機能が損なわれるおそれがない設計とする。

また,原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置について,要求機能を表2に示す。

表2　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の要求機能

設備	番号	要求機能	概要
原子炉建屋 ブローアウト パネル 閉止装置	③	閉止機能	・本機能は，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置を待機時の開状態から閉止状態へと閉止操作する機能である。 ・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）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。 ・女川２号炉の原子炉建屋ブローアウトパネルは，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ことから，中央制御室の居住性を確保するために閉止する必要がある場合は，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により閉止する。 ・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の閉止操作にあたっては，設置許可基準規則第59条への適合のため，容易かつ確実に閉止操作ができ，また，現場において人力による操作ができることが必要である。
	④	建屋気密の維持機能	・本機能は，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の閉止後の閉止状態において，必要な気密性を確保し閉止状態を維持する機能である。 ・原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋ブローアウトパネルに代わって原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となり，非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保する。

表 1，2 に示した原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の要求機能の整理を踏まえ，想定される事象（自然現象及びプラントの状態）に対する開閉状態を確認した。確認結果を表 3～7 に示す。

自然現象としては，地震及び津波に加え，設置許可基準規則第６条にて設計上考慮する外部事象として選定した自然現象を想定した。

プラントの状態としては，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等時を想定した。

また，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，原子炉建屋ブローアウトパネル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原子炉建屋ブローアウトパネル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３　自然現象発生時における原子炉建屋ブローアウトパネル及び
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態

設備	想定される自然現象										
	地震（４条）	津波（５条）	風(台風)（６条）	竜巻（６条）	凍結（６条）	降水（６条）	積雪（６条）	落雷（６条）	火山（６条）	生物学的事象(６条)	森林火災（外部火災）（６条）
原子炉建屋ブローアウトパネル	開	閉	閉	開	閉	閉	閉	閉	閉	閉	閉
	基準地震動 Ss による地震力により開放の可能性がある	影響を受けない高さに設置している	荷重として作用するものの，開放には至らない	設計竜巻による気圧低下で開放又は設計飛来物の貫通の可能性がある	荷重として作用するものではない	荷重として作用するものではない	荷重を受け難い構造である	荷重として作用するものではない	荷重を受け難い構造である	荷重として作用するものではない	荷重として作用するものではない
要求機能※1	—※2	②	②	—※3	②	②	②	②	②	②	②
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開
要求機能※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※１　：　記載の番号は，表 1，2 に示す要求機能と対応する。

※２　：　原子炉格納容器等の保護の観点から開放機能を優先するため，基準地震動 Ss により開放する可能性があるが，この場合にはプラント停止状態となる。また，基準地震動 Ss により設計基準事故及び重大事故等は発生することはなく，開口部の閉止は要求されない。

※３　：　原子炉格納容器等の保護の観点から開放機能を優先するため，設計竜巻による気圧低下で開放又は設計飛来物の貫通により機能喪失する可能性があるが，設計竜巻による影響が予測される場合には事前にプラントを停止状態とするため，開口部の閉止は要求されない。

表 4　運転時の異常な過渡変化時における原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態

設備	運転時の異常な過渡変化											
	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	原子炉冷却材流量の部分喪失	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	給水加熱喪失	原子炉冷却材流量制御系の誤動作	負荷の喪失	主蒸気隔離弁の誤閉止	給水制御系の故障	原子炉圧力制御系の故障	給水流量の全喪失	外部電源喪失
原子炉建屋ブローアウトパネル	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない
要求機能※1	②	②	②	②	②	②	②	②	②	②	②	②
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開
要求機能※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※1　：　記載の番号は，表 1，2 に示す要求機能と対応する。

表５　設計基準事故時における原子炉建屋ブローアウトパネル及び
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態

設備	設計基準事故								
	原子炉冷却材喪失	原子炉冷却材流量の喪失	原子炉冷却材ポンプの軸固着	制御棒落下	放射性気体廃棄物処理施設の破損	主蒸気管破断	燃料集合体の落下	可燃性ガスの発生	動荷重の発生
原子炉建屋ブローアウトパネル	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	開 建屋内圧力上昇により開放	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない	閉 建屋内圧力が上昇しない
要求機能※1	②	②	②	②	②	①※2	②	②	②
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	開	開	開	開	開	開	開	開	開
要求機能※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※１　：　記載の番号は，表１，２に示す要求機能と対応する。
※２　：　主蒸気管破断時においては，原子炉格納容器等の保護の観点から開放機能を優先する。

表 6　重大事故等時における原子炉建屋ブローアウトパネル及び
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態

設備	重大事故等																	
	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	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（ISLOCA）	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料/冷却材相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	水素燃焼	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	全交流動力電源喪失（停止時）
原子炉建屋ブローアウトパネル	閉	閉	閉	閉	閉	閉	開	閉	閉	閉	閉	閉	閉	閉	閉	閉	閉	閉
	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力上昇により開放	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない	建屋内圧力が上昇しない
要求機能※1	②	②	②	②	②	②	①※2	②	②	②	②	②	②	②	②	②	②	②
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開	開
要求機能※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

※1　：　記載の番号は，表 1，2 に示す要求機能と対応する。
※2　：　ISLOCA においては，ISLOCA 発生箇所を隔離するための操作等の活動ができるよう，所定の時間内に建屋内の圧力及び温度を低下させるため開放機能を優先する。

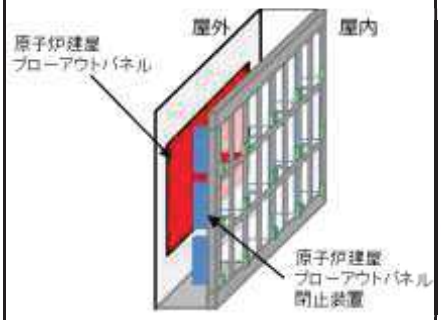
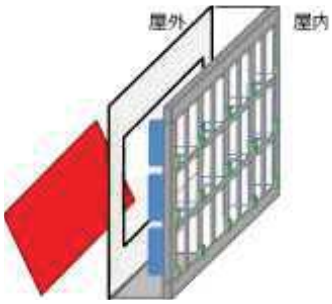
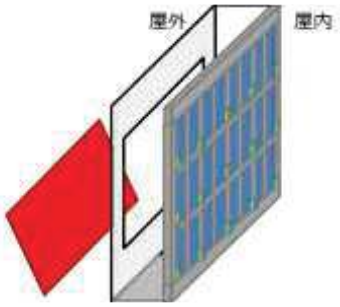
表 7　設置許可基準規則第 59 条における評価時の原子炉建屋ブローアウトパネル
及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の状態

設備	59 条※2
原子炉建屋ブローアウトパネル	開
要求機能※1	－
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	閉
要求機能※1	③，④

※1：記載の番号は，表 1，2 に示す要求機能と対応する。
※2：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，原子炉建屋ブローアウトパネル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原子炉建屋ブローアウトパネル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 3～7 において確認した想定される自然現象及びプラントの状態に対する原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態を表 8 に整理した。

表８　各事象における原子炉建屋ブローアウトパネル及び
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の開閉状態

原子炉建屋ブローアウトパネル	閉	開	開
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	開	開	閉
開閉状態（概略図）			
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変化	運転時の異常な過渡変化	－	－
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	格納容器バイパス（ISLOCA）	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，原子炉建屋ブローアウトパネル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原子炉建屋ブローアウトパネル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。

以上

（参考４）

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の耐震設計方針について

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した際に閉止する必要がある場合において，開口部を閉止するための常設重大事故緩和設備であり，その際に要求される機能として，「閉止機能」及び「建屋気密の維持機能」を有している。要求機能を表１に示す。

表１　原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の要求機能

設備	要求機能	要求機能の概要
原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置	閉止機能	・原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した際に閉止する必要がある場合，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置により，開口部を閉止できること。
	建屋気密の維持機能	・中央制御室の居住性を確保(設置許可基準規則第 59 条)するため，閉止後において非常用ガス処理系により原子炉建屋原子炉棟を負圧とするために必要な気密性を確保し，閉止状態を維持できること。

従前は，39 条の耐震設計の基本方針における，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備に対する重大事故等時に作用する荷重と地震力の組合せの考え方を準用し，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置に対して，機能ごとに要求される期間を考慮し，組み合わせる地震動を決定することとしていた。

具体的には，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置の閉止機能については，基準地震動 Ss により機能が損なわれるおそれのない設計とすることとし，建屋気密の維持機能については，59 条における要求事項から事象発生 7 日後までを要求される期間と整理した上で，弾性設計用地震動 Sd により機能が損なわれるおそれのない設計とすることとしていた。

今般，指摘事項を踏まえ，設置許可基準規則第 39 条への適合性の観点から再整理した。

原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置は，常設重大事故緩和設備であることから，設置許可基準規則第 39 条における「基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと」が要求される。

そのため，機能ごとに要求される期間を考慮した地震動の選定は行わず，原子炉建屋ブローアウトパネル閉止装置一体として，基準地震動 Ss により機能が損なわれるおそれのない設計とする。

この方針は，39 条の耐震設計の基本方針における「その他の施設」の方針(長時間継続する事象による荷重と基準地震動 Ss による地震力を組み合わせる）と整合している。

また，事象発生７日以降についても，基準地震動 Ss による地震力に対して機能が

損なわれるおそれはなく，閉止状態を維持できる設計となる。

以上