

8. 【「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」の第 54 条及び第 59 条から第 77 条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表】

(第 54 条) 重大事故等対処設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
アクセスルート確保	—	ホイールローダ*3	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 防止でも緩和でもない設備

(第 59 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	×
		制御棒	常設	×
		制御棒駆動機構 (水圧駆動)	常設	×
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設	×
原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系	ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	常設	×
ほう酸水注入	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入系ポンプ	常設	×
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	×
出力急上昇の防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 60 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
高圧代替注水系による原子炉の冷却	高圧炉心注水系 原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系ポンプ	常設	×
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系ポンプ*3	常設	×
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
高圧炉心注水系による原子炉の冷却	(高圧炉心注水系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心注水系ポンプ*3	常設	×
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
		サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
ほう酸水注入系による進展抑制	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入ポンプ	常設	×
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 61 条) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
主蒸気逃がし安全弁	(主蒸気逃がし安全弁)	主蒸気逃がし安全弁 [操作対象弁]	常設	×
	(アキュムレータ)	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設	×
	(アキュムレータ)	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ	常設	×
原子炉減圧の自動化 ※自動減圧機能付き逃がし安全弁のみ	自動減圧系	代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	常設	×
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	常設	×
可搬型直流電源設備による減圧	非常用直流電源設備	電源車	可搬	○
		AM用直流 125V 充電器	常設	×
		軽油タンク	常設	○
		タンクローリ (4kL)	可搬	○
	直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2, 直流 125V 蓄電池 7B	AM用切替装置 (SRV)	常設	×
主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧	直流 125V 蓄電池 7A, 直流 125V 蓄電池 7A-2, 直流 125V 蓄電池 7B	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	可搬	×
		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池 (予備)		○
高圧窒素ガス供給系による作動窒素ガス確保	(アキュムレータ)	高圧窒素ガスポンプ	可搬	×
インターフェイスシステム LOCA 隔離弁*3	(高圧炉心注水系注入隔離弁)	高圧炉心注水系注入隔離弁	常設	×
ブローアウトパネル	—	原子炉建屋ブローアウトパネル	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 減圧を行う設備ではないが、インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場での手動操作により隔離し、漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

(第 62 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
低圧代替注水系 (常設) による原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モード)	復水移送ポンプ	常設	×
	(サプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉の冷却	残留熱除去系 (低圧注水モード)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
低圧注水	(残留熱除去系 (低圧注水モード))	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
	(サプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サプレッションチェンバ [水源]	常設	×
原子炉停止時冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ*3	常設	×
		原子炉補機冷却海水ポンプ*3	常設	×
		原子炉補機冷却水系熱交換器*3	常設	×
低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	—	復水移送ポンプ	常設	×
		復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 63 条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
代替原子炉補機冷却系による除熱 ※水源は海を使用	原子炉補機冷却系	熱交換器ユニット	可搬	○
		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	可搬	○
		代替原子炉補機冷却海水ストレーナ	可搬	○
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系	遠隔手動弁操作設備	常設	×
		遠隔空気駆動弁操作用ポンペ	可搬	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 63 条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系	フィルタ装置	常設	×
		よう素フィルタ	常設	×
		ラプチャーディスク	常設	×
		ドレン移送ポンプ	常設	×
		ドレンタンク	常設	×
		遠隔手動弁操作設備	常設	×
		遠隔空気駆動弁操作ポンベ	可搬	×
	—	可搬型窒素供給装置	可搬	○
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) 原子炉補機冷却系	スクラバ水 pH 制御設備	可搬	○
		フィルタベント遮蔽壁	常設	×
配管遮蔽		常設	×	
—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○	
原子炉停止時冷却	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード))	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 63 条) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
格納容器スプレイ冷却	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)) (サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
		サブプレッションチェンバ[水源]	常設	×
サブプレッションチェンバプール水冷却	(残留熱除去系 (サブプレッションチェンバプール水冷却モード)) (サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
		サブプレッションチェンバ[水源]	常設	×
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ*3	常設	×
		原子炉補機冷却海水ポンプ*3	常設	×
		原子炉補機冷却水系熱交換器*3	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 64 条) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	復水移送ポンプ	常設	×
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード))	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
サブプレッションチェンバプール水の冷却	(残留熱除去系 (サブプレッションチェンバプール水冷却モード))	残留熱除去系ポンプ*3	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
	(サブプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サブプレッションチェンバ [水源]	常設	×
原子炉補機冷却系 ※水源は海を使用	(原子炉補機冷却系)	原子炉補機冷却水ポンプ*3	常設	×
		原子炉補機冷却水系熱交換器*3	常設	×
		原子炉補機冷却海水ポンプ*3	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 65 条) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	フィルタ装置	常設	×
		よう素フィルタ	常設	×
		ラプチャーディスク	常設	×
		ドレン移送ポンプ	常設	×
		ドレンタンク	常設	×
		遠隔手動弁操作設備	常設	×
		遠隔空気駆動弁操作ポンプ	可搬	×
		可搬型窒素供給装置	可搬	○
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	○
		フィルタベント遮蔽壁	常設	×
		配管遮蔽	常設	×
—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 65 条) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	—	復水移送ポンプ	常設	×
		残留熱除去系熱交換器*3	常設	×
		熱交換器ユニット	可搬	○
		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	可搬	○
		代替原子炉補機冷却海水ストレータ	可搬	○
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○	
	(サプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	サプレッションチェンバ [水源]	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 66 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水	—	復水移送ポンプ	常設	×
		コリウムシールド	常設	×
	—	復水貯蔵槽 [水源]	常設	×
格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
		コリウムシールド	常設	×
溶融炉心の落下遅延及び防止	—	高圧代替注水系ポンプ	常設	×
		ほう酸水注入系ポンプ	常設	×
		ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	×
		復水移送ポンプ	常設	×
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
		復水貯蔵槽 [水源]	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 67 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出(代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	可燃性ガス濃度制御系	フィルタ装置	常設	×
		よう素フィルタ	常設	×
		ラブチャーディスク	常設	×
	主要パラメータの他チャンネル*3	フィルタ装置出口放射線モニタ	常設	×
	主要パラメータの他チャンネル*3 格納容器内水素濃度 (SA) *3	フィルタ装置水素濃度	常設	×
	—	ドレン移送ポンプ	常設	×
		ドレンタンク	常設	×
		遠隔手動弁操作設備	常設	×
		遠隔空気駆動弁操作ポンベ	可搬	×
		可搬型窒素供給装置	可搬	○
		スクラバ水 pH 制御設備	可搬	○
		フィルタベント遮蔽壁	常設	×
配管遮蔽		常設	×	
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)		可搬	○	

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

(第 67 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 (代替循環冷却系使用時の格納容器内の可燃性ガスの排出を含む)	—	可搬型窒素供給装置	可搬	○
		サプレッションチェンバ	常設	×
	主要パラメータの他チャンネル*4	耐圧強化ベント系放射線モニタ	常設	×
	格納容器内水素濃度 (SA) *4	フィルタ装置水素濃度	常設	×
	可燃性ガス濃度制御系	遠隔手動弁操作設備	常設	×
		遠隔空気駆動弁操作ポンベ	可搬	×
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	常設	×
	(格納容器内水素濃度)	格納容器内水素濃度*3	常設	×
	(格納容器内酸素濃度)	格納容器内酸素濃度*3	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

*4 : 主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ

(第 68 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	—	静的触媒式水素再結合器	常設	×
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	常設	×
原子炉建屋内の水素濃度監視	—	原子炉建屋水素濃度	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 69 条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	可搬	○
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
		常設スプレイヘッド	常設	×
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水ポンプ (A-1 級)	可搬	○
		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
		可搬型スプレイヘッド	可搬	○
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	—	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	可搬	○
		放水砲	可搬	○
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール温度 燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ 燃料取替エリア排気放射線モニタ 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	常設	×
		使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	常設	×
		使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	×
		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 69 条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
重大事故等時における使用済燃料プールの除熱	残留熱除去系 (燃料プール水の冷却及び補給) (燃料プール冷却浄化系)	燃料プール冷却浄化系ポンプ	常設	×
		燃料プール冷却浄化系熱交換器	常設	×
		熱交換器ユニット	可搬	○
		大容量送水車 (熱交換器ユニット用)	可搬	○
		代替原子炉補機冷却海水ストレータ	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 70 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

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	—	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	可搬	○
		放水砲	可搬	○
海洋への放射性物質の拡散抑制	—	放射性物質吸着材	可搬	○
		汚濁防止膜	可搬	○
		小型船舶 (汚濁防止膜設置用)	可搬	○
航空機燃料火災への泡消火 ※水源は海を使用	—	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	可搬	○
		放水砲	可搬	○
		泡原液搬送車	可搬	○
		泡原液混合装置	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 71 条) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
重大事故等収束のための水源 ※水源としては海も使用可能	(サプレッションチェンバ) (復水貯蔵槽)	復水貯蔵槽	常設	×
		サプレッションチェンバ	常設	×
	—	ほう酸水注入系貯蔵タンク	常設	×
水の供給	—	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	可搬	○
		大容量送水車 (海水取水用)	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 72 条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
常設代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備	第一ガスタービン発電機	常設	○
		軽油タンク	常設	○
		タンクローリ (16kL)	可搬	○
		第一ガスタービン発電機用燃料タンク	常設	○
		第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	常設	○
可搬型代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備	電源車	可搬	○
		軽油タンク	常設	○
		タンクローリ (4kL)	可搬	○
可搬型代替交流電源設備による代替原子炉補機冷却系への給電	非常用交流電源設備	電源車	可搬	○
号炉間電力融通ケーブルによる給電	非常用所内電気設備	号炉間電力融通ケーブル (常設)	常設	○
		号炉間電力融通ケーブル (可搬型)	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 72 条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
所内蓄電式直流電源設備による給電	非常用直流電源設備 (B系, C系及びD系)	直流 125V 蓄電池 7A	常設	×
		直流 125V 蓄電池 7A-2	常設	×
		AM用直流 125V 蓄電池	常設	×
		直流 125V 充電器 7A	常設	×
		直流 125V 充電器 7A-2	常設	×
		AM用直流 125V 充電器	常設	×
常設代替直流電源設備による給電	非常用直流電源設備	AM用直流 125V 蓄電池	常設	×
		AM用直流 125V 充電器	常設	×
可搬型直流電源設備による給電	非常用直流電源設備	電源車	可搬	○
		AM用直流 125V 充電器	常設	×
		軽油タンク	常設	○
		タンクローリ (4kL)	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 72 条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	緊急用断路器	常設	○
		緊急用電源切替箱断路器	常設	×
		緊急用電源切替箱接続装置	常設	×
		AM 用動力変圧器	常設	×
		AM 用 MCC	常設	×
		AM 用操作盤	常設	×
	非常用所内電気設備 (E 系)	AM 用切替盤	常設	×
		メタルクラッド開閉装置 7C	常設	×
		メタルクラッド開閉装置 7D	常設	×
	非常用交流電源設備	(非常用ディーゼル発電機)	非常用ディーゼル発電機*3	常設
(燃料移送ポンプ)		燃料移送ポンプ	常設	×
(軽油タンク)		軽油タンク	常設	○
(燃料ディタンク)		燃料ディタンク	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第72条) 電源設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
非常用直流電源設備	直流 125V 蓄電池 7B, 直流 125V 蓄電池 7C, 直流 125V 蓄電池 7D	直流 125V 蓄電池 7A	常設	×
		直流 125V 蓄電池 7A-2	常設	×
	(直流 125V 蓄電池 7B)	直流 125V 蓄電池 7B	常設	×
	(直流 125V 蓄電池 7C)	直流 125V 蓄電池 7C	常設	×
	(直流 125V 蓄電池 7D)	直流 125V 蓄電池 7D	常設	×
	直流 125V 充電器 7B, 直流 125V 充電器 7C, 直流 125V 充電器 7D	直流 125V 充電器 7A	常設	×
		直流 125V 充電器 7A-2	常設	×
	(直流 125V 充電器 7B)	直流 125V 充電器 7B	常設	×
	(直流 125V 充電器 7C)	直流 125V 充電器 7C	常設	×
	(直流 125V 充電器 7D)	直流 125V 充電器 7D	常設	×
燃料補給設備	(軽油タンク)	軽油タンク	常設	○
		タンクローリ (4kL)	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度*4	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 残留熱除去系熱交換器入口温度	常設	×
原子炉圧力容器内の圧力	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	常設	×
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力容器温度	常設	×
原子炉圧力容器内の水位	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 設計基準対象施設を含む。
 *4 : 個数と設置場所を添付資料 2 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量	高圧代替注水系系統流量	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
	残留熱除去系系統流量	復水補給水系流量 (RHR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
	(原子炉隔離時冷却系系統流量) 高圧炉心注水系系統流量	原子炉隔離時冷却系系統流量*4	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
	(高圧炉心注水系系統流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量	高圧炉心注水系系統流量*4	復水貯蔵槽水位 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
	(残留熱除去系系統流量)	残留熱除去系系統流量*4	サブプレッションチェンバプール水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA)	常設	×
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	復水補給水系流量 (RHR B系代替注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×
	—	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器下部水位	常設	×
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度*5	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×
	サブプレッションチェンバ氣體温度*5	サブプレッションチェンバ氣體温度	サブプレッションチェンバプール水温度 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×
	サブプレッションチェンバプール水温度*5	サブプレッションチェンバプール水温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッションチェンバ氣體温度	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 設計基準対象施設を含む。

*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

*5 : 個数と設置場所を添付資料 2 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (D/W) *5	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度	常設	×
	格納容器内圧力 (S/C) *5	格納容器内圧力 (S/C)	格納容器内圧力 (D/W) サブプレッションチェンバ氣體温度	常設	×
原子炉格納容器内の水位	サブプレッションチェンバプール水位*5	サブプレッションチェンバプール水位*4	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×
	—	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水貯蔵槽水位 (SA)	常設	×
原子炉格納容器内の水素濃度	(格納容器内水素濃度)	格納容器内水素濃度*4	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	常設	×
	格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度	常設	×
原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W))	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
	(格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C))	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
未臨界の維持又は監視	(起動領域モニタ)	起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 出力領域モニタ	常設	×
	(出力領域モニタ)	出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 起動領域モニタ	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 設計基準対象施設を含む。

*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

*5 : 個数と設置場所を添付資料 2 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬	共用
最終ヒートシンクの確保の監視 (代替循環冷却系)	—	サプレッションチェンバプール水温度	主要パラメータの他チャンネルサプレッションチェンバプール水温度	常設	×
		復水補給水系温度 (代替循環冷却)*4	サプレッションチェンバプール水温度	常設	×
		復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度	常設	×
		復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サプレッションチェンバプール水位 サプレッションチェンバプール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッションチェンバプール気体温度	常設	×
		復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 復水移送ポンプ吐出圧力 格納容器内圧力 (S/C) サプレッションチェンバプール水位 格納容器下部水位	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 設計基準対象施設を含む。
 *4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
最終ヒートシンクの確保の監視 (格納容器圧力逃がし装置)	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量	フィルタ装置水位	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		フィルタ装置入口圧力	格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×
		フィルタ装置出口放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		フィルタ装置水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (SA)	常設	×
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		フィルタ装置スクラバ水 pH	フィルタ装置水位	常設	×
最終ヒートシンクの確保の監視 (耐圧強化ベント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系系統流量	耐圧強化ベント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	常設	×
		フィルタ装置水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	常設	×
最終ヒートシンクの確保の監視 (残留熱除去系)	(残留熱除去系熱交換器入口温度)	残留熱除去系熱交換器入口温度*4	原子炉圧力容器温度 サプレッションチェンバプール水温度	常設	×
	(残留熱除去系熱交換器出口温度)	残留熱除去系熱交換器出口温度*4	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉補機冷却水系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	常設	×
	(残留熱除去系系統流量)	残留熱除去系系統流量*4	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 設計基準対象施設を含む。

*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
格納容器バイパスの監視 (原子炉压力容器内の状態)	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA)	常設	×
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	×
	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度	常設	×
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 原子炉压力容器温度	常設	×
格納容器バイパスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウエル雰囲気温度*5	ドライウエル雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内圧力 (D/W)	常設	×
	格納容器内圧力 (D/W) *5	格納容器内圧力 (D/W)	格納容器内圧力 (S/C) ドライウエル雰囲気温度	常設	×
格納容器バイパスの監視 (原子炉建屋内の状態)	(高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力)	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力*4	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設	×
	(残留熱除去系ポンプ吐出圧力)	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*4	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 設計基準対象施設を含む。

*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

*5 : 個数と設置場所を添付資料 2 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
水源の確保の監視	復水貯蔵槽水位*5	復水貯蔵槽水位 (SA)	高压代替注水系系統流量 復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA) 復水移送ポンプ吐出圧力	常設	×
	サブプレッションチェンバプール水位*5	サブプレッションチェンバプール水位*4	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量) 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	常設	×
原子炉建屋内の水素濃度	—	原子炉建屋水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	常設	×
原子炉格納容器内の酸素濃度	—	格納容器内酸素濃度*4	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	常設	×

- 注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 設計基準対象施設を含む。
 *4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。
 *5 : 個数と設置場所を添付資料 2 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2, *3	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬	共用
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール温度 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール水位 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	常設	×
	使用済燃料貯蔵プール温度 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール水位 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	常設	×
	燃料取替エリア排気放射線モニタ*4 原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ*4 燃料貯蔵プールエリア (A) 放射線モニタ*4 燃料貯蔵プールエリア (B) 放射線モニタ*4	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	常設	×
	使用済燃料貯蔵プール温度 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料貯蔵プール水位 使用済燃料貯蔵プールライナ漏えい検出	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「一」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 設計基準対象施設を含む。
 *4 : 個数と設置場所を添付資料 2 に示す。

(第73条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
発電所内の通信連絡	—	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置)	常設	×
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (緊急時対策支援システム伝送装置) ^{*5}		○
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 表示装置) ^{*5}		○
温度, 圧力, 水位, 流量 (注水量) の計測・監視	各計器	可搬型計測器	可搬	×
		可搬型計測器 (予備) ^{*5}		○
その他 ^{*3, *4}	—	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	常設	×
		高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	常設	×
		RCW サージタンク水位	常設	×
		原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	常設	×
		ドレンタンク水位	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

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

*4 : 補助パラメータの重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

*5 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設可搬	共用
その他*3, *4 (つづき)	—	遠隔空気駆動弁操作ポンベ出口圧力	常設	×
		M/C C 電圧	常設	×
		M/C D 電圧	常設	×
		第一 GTG 発電機電圧	常設	○
		非常用 D/G 発電機電圧	常設	×
		非常用 D/G 発電機電力	常設	×
		非常用 D/G 発電機周波数	常設	×
		P/C C-1 電圧	常設	×
		P/C D-1 電圧	常設	×
		直流 125V 主母線盤 A 電圧	常設	×
		直流 125V 主母線盤 B 電圧	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

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

*4 : 補助パラメータの重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 73 条) 計装設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
その他*3, *4 (つづき)	—	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	常設	×
		AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	常設	×
		第一 GTG 発電機周波数	常設	×
		電源車電圧	可搬	×
		電源車周波数	可搬	○
		M/C E 電圧	常設	×
		P/C E-1 電圧	常設	×
		直流 125V 主母線盤 C 電圧	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

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

*4 : 補助パラメータの重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 74 条) 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設	○
	—	中央制御室待避室遮蔽 (常設) *4	常設	○
		中央制御室待避室遮蔽 (可搬型)	可搬	○
	中央制御室換気空調系	中央制御室可搬型陽圧化空調機	可搬	○
		中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンプ)	可搬	○
	送受信器, 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備 (常設) *4	常設	×
		衛星電話設備 (常設) *4	常設	×
	—	データ表示装置 (待避室) *3, *4	常設	×
	—	差圧計*3, *4	可搬	○
—	酸素濃度・二酸化炭素濃度計*3, *4	可搬	○	
照明の確保	中央制御室照明	可搬型蓄電池内蔵型照明*3	可搬	○
被ばく線量の低減	—	非常用ガス処理系排風機	常設	×

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 防止でも緩和でもない設備
 *4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 75 条) 監視測定設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
放射線量の代替測定	モニタリングポスト	可搬型モニタリングポスト*3	可搬	○
放射能観測車の代替測定装置	移動式モニタリング設備	可搬型ダスト・よう素サンプラ*3	可搬	○
		NaI シンチレーションサーベイメータ*3	可搬	○
		GM 汚染サーベイメータ*3	可搬	○
気象観測設備の代替測定	気象観測設備	可搬型気象観測装置*3	可搬	○
放射線量の測定	—	可搬型モニタリングポスト*3	可搬	○
		電離箱サーベイメータ*3	可搬	○
		小型船舶 (海上モニタリング用) *3	可搬	○
放射性物質濃度 (空気中・水中・土壌中) 及び海上モニタリング	—	可搬型ダスト・よう素サンプラ*3	可搬	○
		NaI シンチレーションサーベイメータ*3	可搬	○
		GM 汚染サーベイメータ*3	可搬	○
		ZnS シンチレーションサーベイメータ*3	可搬	○
		小型船舶 (海上モニタリング用) *3	可搬	○
モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	—	モニタリングポスト用発電機*3	常設	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 防止でも緩和でもない設備

(第 76 条) 緊急時対策所

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
居住性の確保 (対策本部)	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	常設	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型陽圧化空調機	可搬	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機	可搬	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	可搬	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置*4	常設	○
		酸素濃度計 (対策本部) *3, *4	可搬	○
		二酸化炭素濃度計 (対策本部) *3, *4	可搬	○
		差圧計 (対策本部) *3, *4	可搬	○
		可搬型エリアモニタ (対策本部) *4	可搬	○
		可搬型モニタリングポスト*3	可搬	○

注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3 : 防止でも緩和でもない設備

*4 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

(第 76 条) 緊急時対策所

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設＋新設）	常設 可搬	共用
居住性の確保（待機場所）	—	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽	常設	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽	常設	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	可搬	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）	可搬	○
		酸素濃度計（待機場所）*3、*4	可搬	○
		二酸化炭素濃度計（待機場所）*3、*4	可搬	○
		差圧計（待機場所）*3、*4	可搬	○
		可搬型エリアモニタ（待機場所）*4	可搬	○
必要な情報の把握	—	安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置）	常設	×
		安全パラメータ表示システム（SPDS） （緊急時対策支援システム伝送装置）*4		○
		安全パラメータ表示システム（SPDS） （SPDS表示装置）*4		○

- 注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：（ ）付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：防止でも緩和でもない設備
 *4：機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 76 条) 緊急時対策所

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設+新設）	常設 可搬	共用
通信連絡（5号機原子炉建屋内緊急時対策所）	送受信器， 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備（常設）*4	常設	○
		無線連絡設備（可搬型）*4	可搬	○
		携帯型音声呼出電話設備*4	可搬	○
		衛星電話設備（常設）*4	常設	○
		衛星電話設備（可搬型）*4	可搬	○
		統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備*3、*4	常設	○
		5号機屋外緊急連絡用インターフォン*4	常設	○
電源の確保（5号機原子炉建屋内緊急時対策所）	非常用所内電源設備	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	可搬	○
		可搬ケーブル	可搬	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所用主母線盤	常設	○
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流110V分電盤*4	常設	○
	（軽油タンク）	軽油タンク	常設	○
		タンクローリ（4kL）	可搬	○

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2：（ ）付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3：防止でも緩和でもない設備
 *4：機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

(第 77 条) 通信連絡を行うために必要な設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬	共用
発電所内の通信連絡	送受信器, 電力保安通信用電話設備	携帯型音声呼出電話設備	可搬	×
		携帯型音声呼出電話設備*3, *5		○
		無線連絡設備 (常設) *5	常設	×
		無線連絡設備 (常設) *3, *5		○
		無線連絡設備 (可搬型) *5	可搬	○
		衛星電話設備 (常設) *5	常設	×
		衛星電話設備 (常設) *3, *5		○
		衛星電話設備 (可搬型) *5	可搬	○
		5号機屋外緊急連絡用 インターフォン*5	常設	○
	—	安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置)	常設	×
安全パラメータ表示システム (SPDS) (緊急時対策支援システム伝送装置)*5		○		
安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 表示装置)*5		○		
発電所外の通信連絡	—	衛星電話設備 (常設) *5	常設	×
		衛星電話設備 (常設) *3, *5		○
		衛星電話設備 (可搬型) *5	可搬	○
		統合原子力防災ネットワークを用いた 通信連絡設備*4, *5	常設	○
		データ伝送設備*4, *5	常設	○

- 注記*1 : 重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2 : () 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3 : 5号機原子炉建屋内緊急時対策所で使用するもの。
 *4 : 防止でも緩和でもない設備
 *5 : 機能維持に期待する空調設備の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料 1 に示す。

その他の設備

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備（既設+新設）	常設可搬	共用
重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器*3	常設	×
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器	常設	×
	(使用済燃料貯蔵プール)	使用済燃料貯蔵プール	常設	×
	—	原子炉建屋原子炉区域	常設	×
非常用取水設備	(海水貯留堰)	海水貯留堰	常設	○
	(スクリーン室)	スクリーン室	常設	○
	(取水路)	取水路	常設	○
	(補機冷却用海水取水路)	補機冷却用海水取水路	常設	×
	(補機冷却用海水取水槽)	補機冷却用海水取水槽	常設	×

注記*1：重大事故緩和設備が有する機能についてはその代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

*2：() 付の設備は重大事故等対処設備と兼用している設計基準事故対処設備等のため共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：支持構造物, 原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等の重大事故等時における設計上の考慮について添付資料1に示す。

原子炉圧力容器の支持構造物，原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等
の重大事故等時における設計上の考慮について

重大事故等時にその機能に期待している原子炉圧力容器の支持構造物，原子炉冷却材圧力バウンダリ構成部等については，重大事故等時に必要な機能を発揮できるように設計する。対象となる設備及び設計上の考慮を以下に示す。

確認対象 設備・部位	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
原子炉圧力容器 スカート	支持構造物	冷却材の流路 以外	<ul style="list-style-type: none"> 各設備は，基準地震動S_sによる地震力に対して機能を損なわない設計とする。 重大事故等時に想定される圧力，温度，荷重その他条件に対して，十分な構造及び強度を有する設計とする。
原子炉圧力容器 基礎ボルト	支持構造物	冷却材の流路 以外	
原子炉圧力容器 スタビライザ	支持構造物	冷却材の流路 以外	
中性子束計測 ハウジング	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
制御棒駆動機構 ハウジング	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
原子炉冷却材再 循環ポンプモー タケーシング	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
主蒸気流量 制限器	原子炉冷却材 圧力バウンダ リ構成部	冷却材の流路 以外	
中性子束計測 案内管	炉内構造物	冷却材の流路 以外	

確認対象設備	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
RHRポンプ室空調	環境条件の緩和	建屋空調	<ul style="list-style-type: none"> 各空調設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 既設の空調設備は、通常運転時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時に使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。新設の空調設備は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 各空調設備は、空調の機能に期待するエリアにて設定した環境温度以下に除熱できる容量を有する設計とする。 各空調設備は、基準地震動S_sによる地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。 各空調設備は、非常用炉心冷却系のポンプ等、当該エリア内の設備の起動に伴って自動起動する設計とするか、中央制御室又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所で操作可能な設計とする。 各空調設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。
HPCFポンプ室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
RCICポンプ室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
D/G室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
RCW熱交換器室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
CAMS室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
中央制御室待避室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
5号機原子炉建屋内緊急時対策所空調	環境条件の緩和	建屋空調	

確認対象設備	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> 各設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備等からの給電によりパラメータを監視できる設計とする。 各設備は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 各設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。 各設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認及び校正が可能な設計とする。 各設備は、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。
高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
RCW サージタンク水位	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
ドレンタンク水位	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
M/C C 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
M/C D 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
第一 GTG 発電機電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
非常用 D/G 発電機電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
非常用 D/G 発電機電力	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
非常用 D/G 発電機周波数	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	

確認対象設備	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
P/C C-1 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	<ul style="list-style-type: none"> 各設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備等からの給電によりパラメータを監視できる設計とする。 各設備は、他の設備と電気的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。 各設備は、基準地震動 S_s による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。 各設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認及び校正が可能な設計とする。 各設備は、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。
P/C D-1 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
直流 125V 主母線盤 A 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
直流 125V 主母線盤 B 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
第一 GTG 発電機周波数	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
電源車電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
電源車周波数	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
M/C E 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
P/C E-1 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	
直流 125V 主母線盤 C 電圧	SA 設備を活用する手順等の着手の判断基準	補助パラメータ	

設計基準事故対処設備等の個数と設置場所について

設計基準事故対処設備等の個数と設置場所を表 1 及び図 1～図 7 に示す。

表 1 設計基準事故対処設備等としての計装設備の個数と設置場所

名称	個数	図番名称
原子炉圧力容器温度*	2	図 3 原子炉建屋 T. M. S. L 4800
ドライウエル雰囲気温度*	9	図 1 原子炉建屋 T. M. S. L -8200 図 2 原子炉建屋 T. M. S. L -1700 図 4 原子炉建屋 T. M. S. L 18100 図 5 原子炉建屋 T. M. S. L 23500
サブプレッションチェンバ氣體温度	3	図 3 原子炉建屋 T. M. S. L 4800
サブプレッションチェンバプール水温度*	3	図 1 原子炉建屋 T. M. S. L -8200
格納容器内圧力 (D/W)	2	図 5 原子炉建屋 T. M. S. L 23500
格納容器内圧力 (S/C)	2	図 3 原子炉建屋 T. M. S. L 4800
サブプレッションチェンバプール水位	2	図 1 原子炉建屋 T. M. S. L -8200
復水貯蔵槽水位	1	図 7 廃棄物処理建屋 T. M. S. L -6100
燃料取替エリア排気放射線モニタ	4	図 6 原子炉建屋 T. M. S. L 31700
原子炉区域換気空調系排気放射線モニタ	4	図 5 原子炉建屋 T. M. S. L 23500
燃料貯蔵プールエリア (A) 放射線モニタ	1	図 6 原子炉建屋 T. M. S. L 31700
燃料貯蔵プールエリア (B) 放射線モニタ	1	図 6 原子炉建屋 T. M. S. L 31700

注記*：異なる高さ方向に複数の検出器を設置

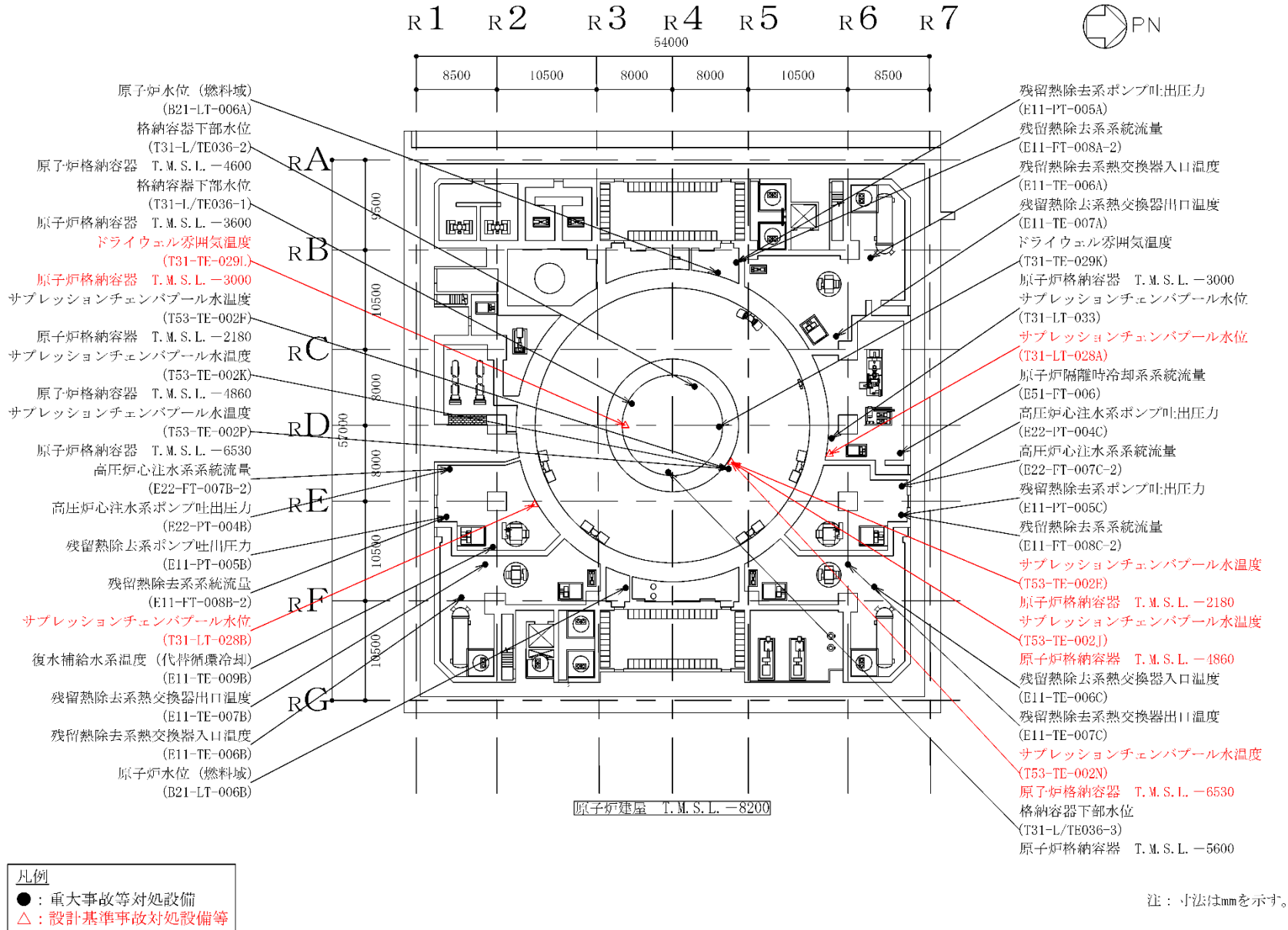
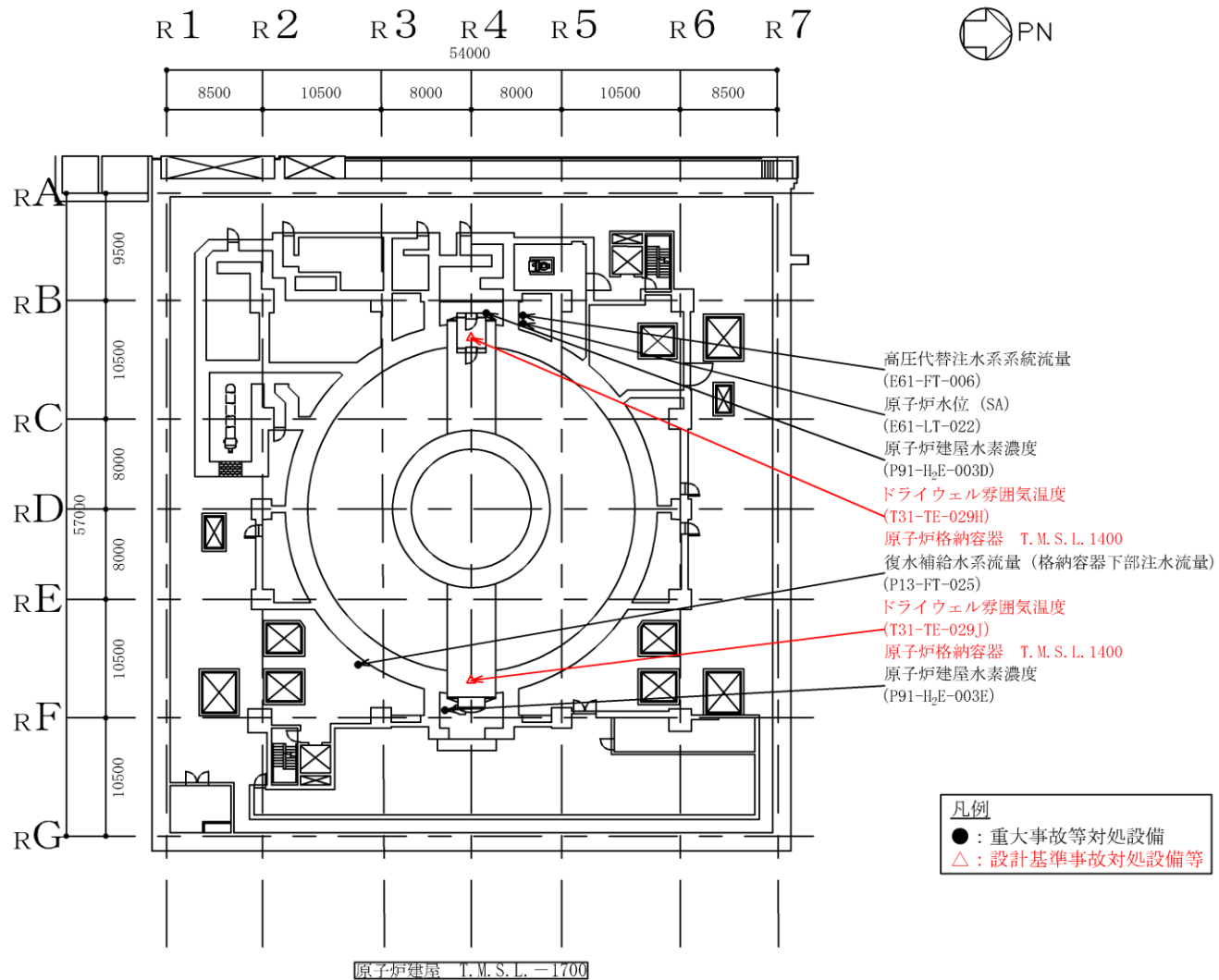
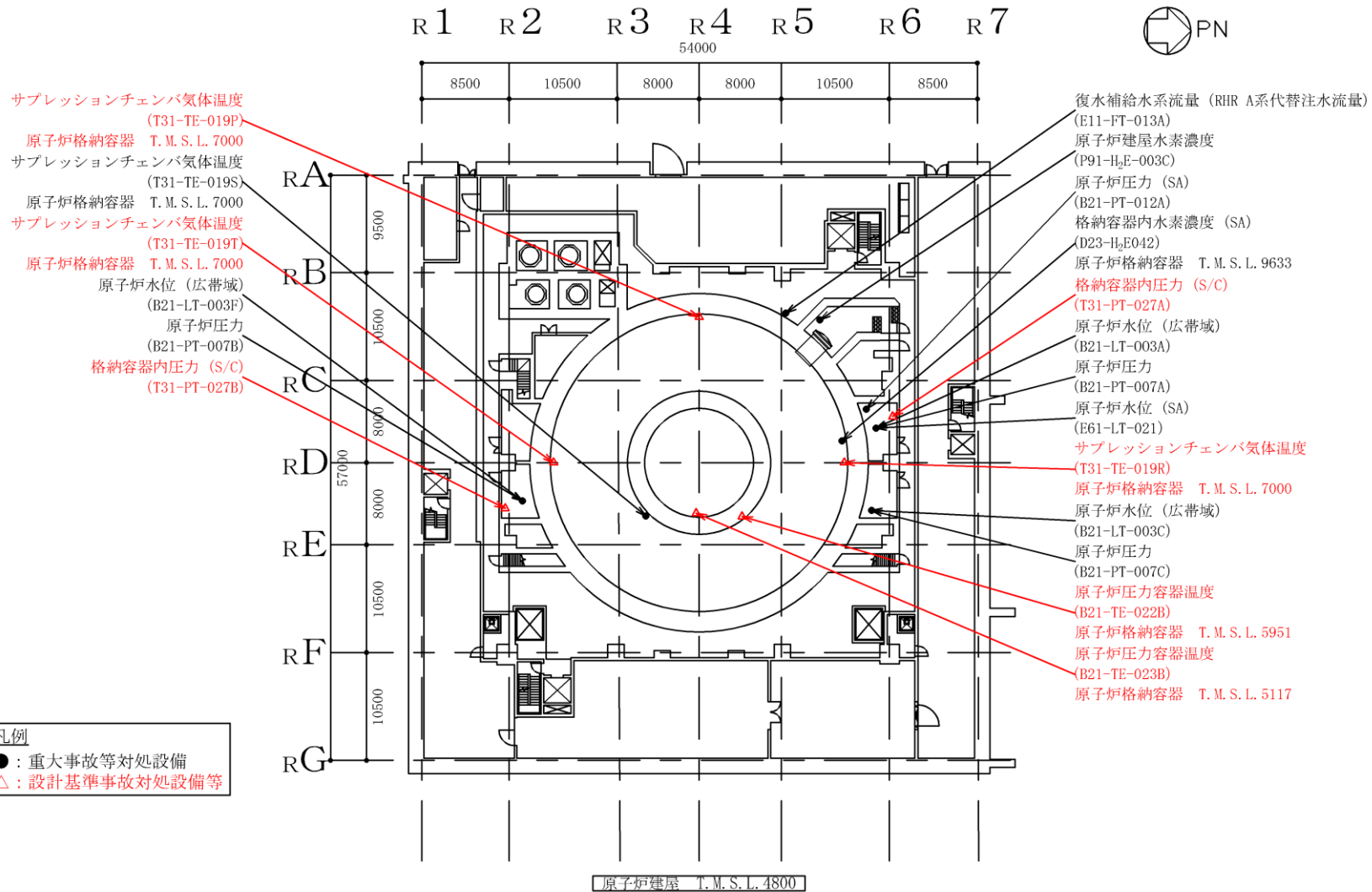


図1 原子炉建屋 T.M.S.L. -8200



注：寸法はmmを示す。

図2 原子炉建屋 T.M.S.L. -1700



注：寸法はmmを示す。

図3 原子炉建屋 T.M.S.L. 4800

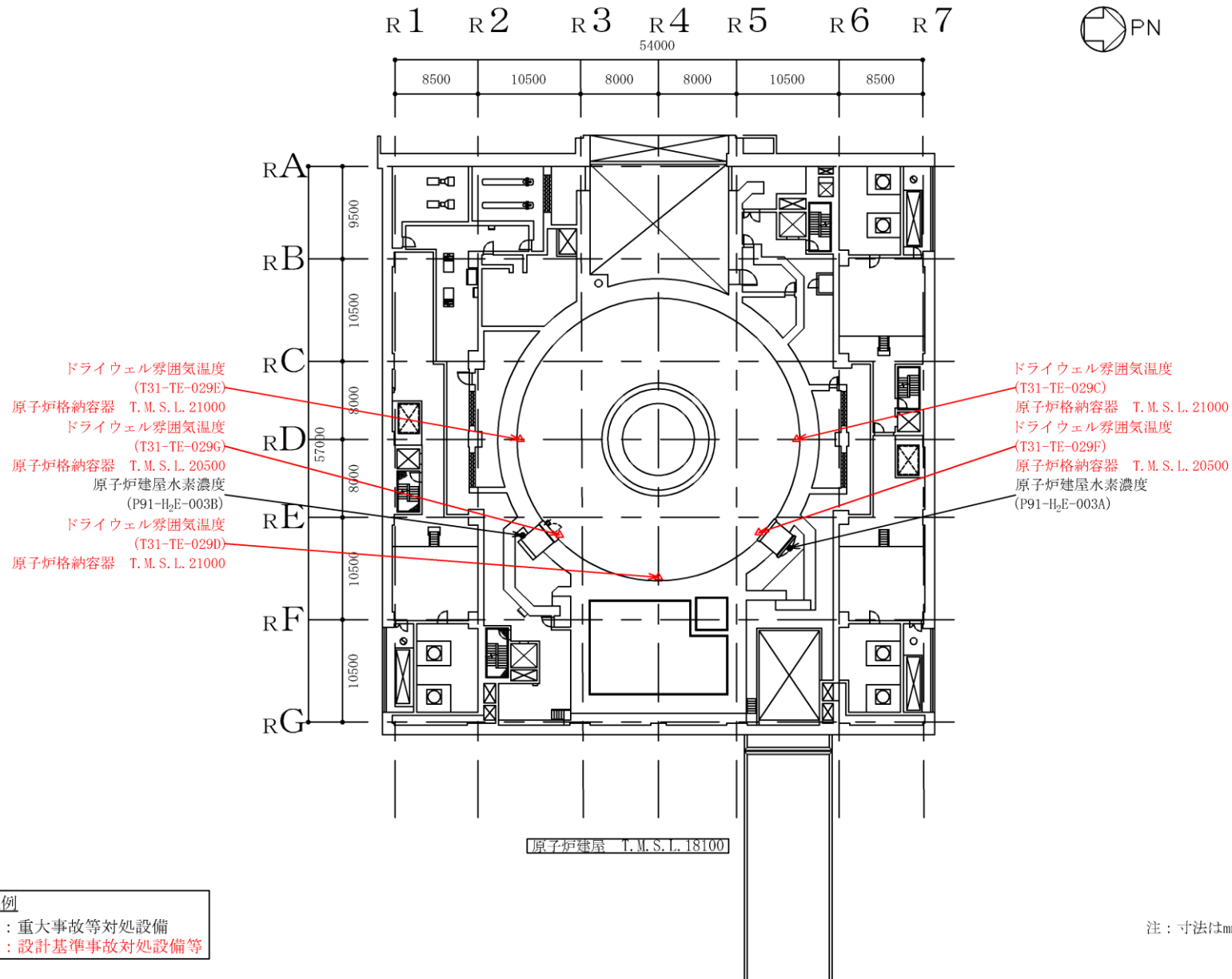
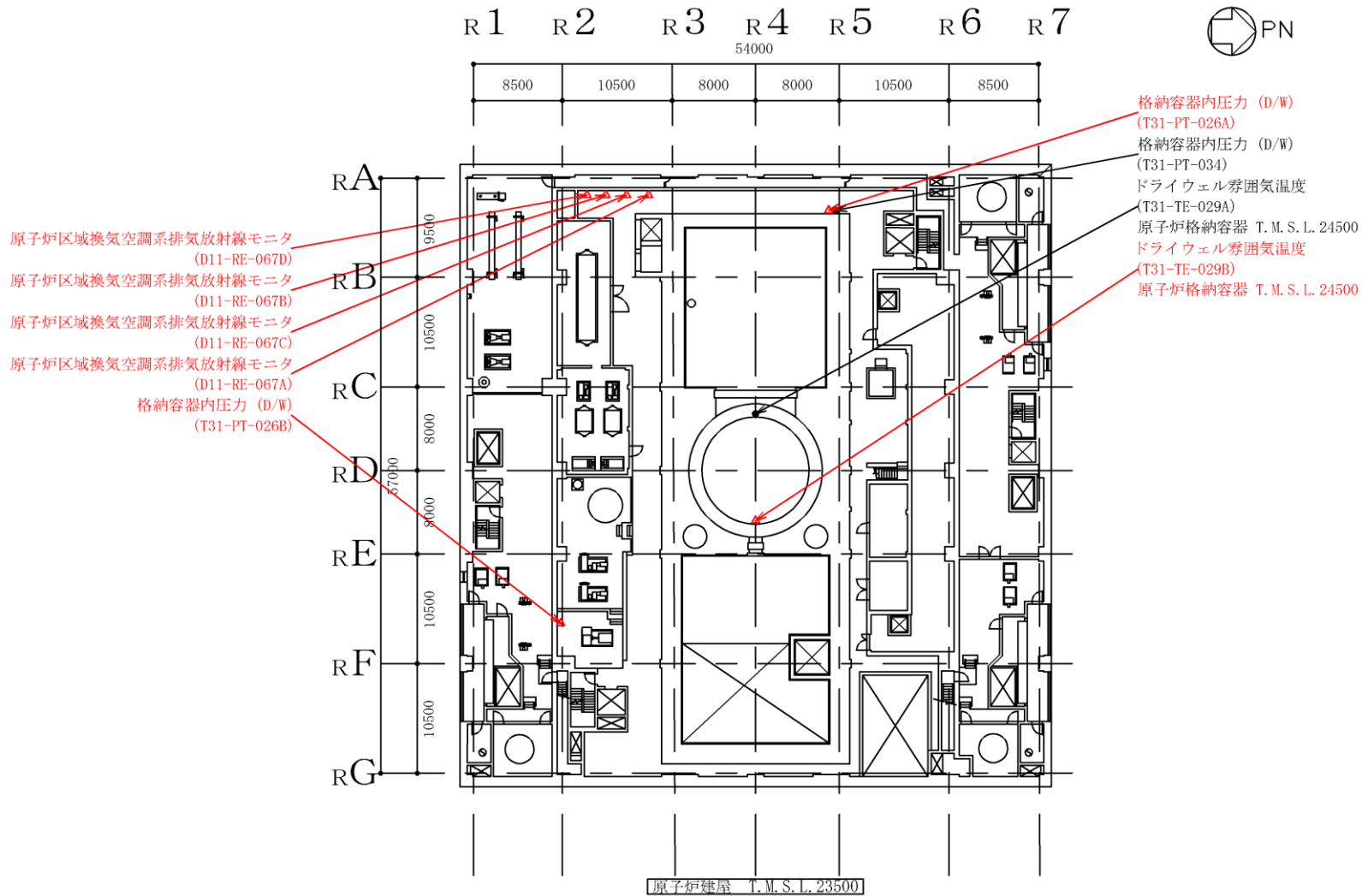


図 4 原子炉建屋 T.M.S.L. 18100

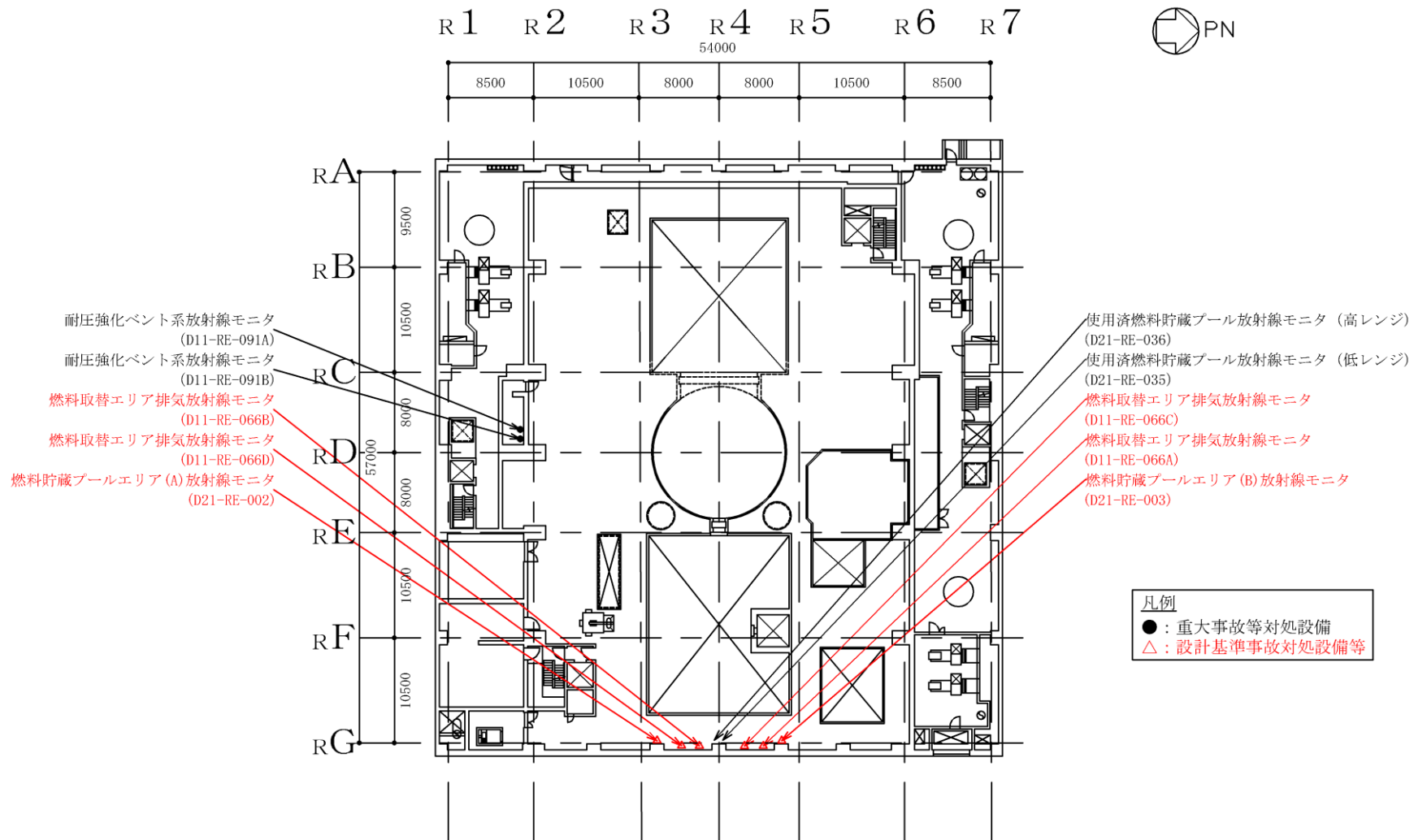


凡例

- : 重大事故等対処設備
- △ : 設計基準事故対処設備等

注：寸法はmmを示す。

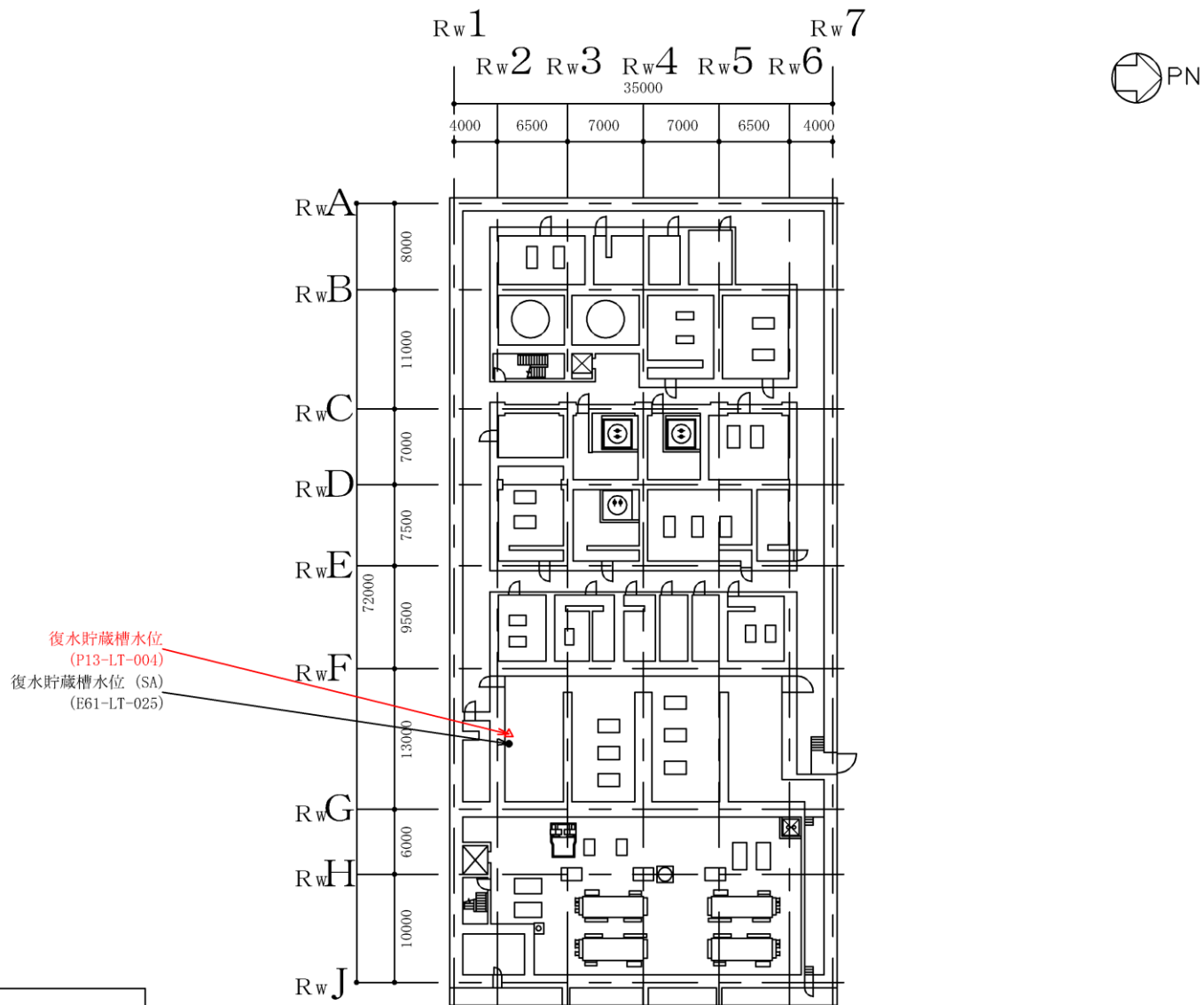
図5 原子炉建屋 T. M. S. L 23500



注：寸法はmmを示す。

原子炉建屋 T.M.S.L. 31700

図6 原子炉建屋 T.M.S.L. 31700



- 凡例
- : 重大事故等対処設備
 - △ : 設計基準事故対処設備等

廃棄物処理建屋 T.M.S.L.-6100

注：寸法はmmを示す。

図7 廃棄物処理建屋 T.M.S.L.-6100

10. 【安全設備及び重大事故等対処設備の環境条件
の設定について】

1. はじめに

安全施設及び重大事故等対処設備の環境条件（環境圧力，環境温度，環境湿度，環境放射線量）について，以下にまとめる。

設計基準事故時及び重大事故等時における環境条件のうち，環境圧力，環境温度，環境湿度及び環境放射線量については，原則として事象及びエリアに応じた一律の環境条件を設定するが，必用に応じて個別の環境条件を設定することとしている。一律及び個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について，以下に示す。

2. 安全施設の環境条件について

2.1 一律で設定する環境条件の考慮事項

安全施設に対して，V-1-1-7の2.3節記載の一律で設定する環境条件を表2-1「安全施設の環境条件及び考慮事項」に示す。

表 2-1 安全施設の環境条件及び考慮事項（1/2）

No	安全施設の設置 エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納 容器内	圧力	・ 0.31MPa[gage]	・ 設計基準事故の中で PCV 内圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の圧力を包絡するよう設定
		温度 ・ 湿度	・ 171℃ ・ 100%（蒸気）	・ 設計基準事故の中で PCV 内温度が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」時の温度を包絡するよう設定
		放射線	・ 500kGy/6 ヶ月	・ 設計基準事故の中で PCV 内の空間線量が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の仮想事故相当のソースタームを想定し，半球中心における線量評価結果（サブマージョンモデル）を設定 (設定の考え方については，添付資料 1 に示す。)
2	原子炉建屋原子 炉区域内	圧力	・ 大気圧相当	・ ブローアウトパネル開放設定値
		温度 ・ 湿度	・ 原則 66℃ (事象初期：100℃) ・ 原則 90%(事象初期： 100%（蒸気）)	・ 設計基準事故の中で原子炉建屋原子炉区域内温度が最も高くなる「主蒸気管破断事故」時の温度を包絡するよう設定
		放射線	・ 原則 400Gy/6 ヶ月	・ 保守的に PCV 圧力 0.31MPa[gage]での PCV 漏えい率一定として，PCV 内から漏えいする FP を想定し，半球中心における線量評価結果（サブマージョンモデル）を設定 (設定の考え方については，添付資料 1 に示す。)

表 2-1 安全施設の環境条件及び考慮事項 (2/2)

No	安全施設の設置 エリア	環境条件		考慮事項
3	原子炉建屋内の 原子炉区域外及 びその他の建屋 内	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度 ・ 湿度	・ 原則 40℃ ・ 原則 90%	・ 温度・湿度上昇要因がないエリア
		放射線	・ 原則 1mGy/h 以下	・ 原子炉冷却材喪失（仮想事故）における屋外被ばく線量を包絡する値
4	屋外	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度 ・ 湿度	・ 原則 40℃ ・ 100%	・ 温度は最高気温の年超過確率 10^{-4} 値を包絡する値を設定 ・ 湿度は考えられる最大値
		放射線	・ 1mGy/h 以下	・ 原子炉冷却材喪失（仮想事故）における屋外被ばく線量を包絡する値

2.2 個別で設定する環境条件の考慮事項

安全施設に対して、個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について示す。

(1) 圧力

原子炉建屋原子炉区域内は、原則として事故時に作動するブローアウトパネル開放設定値を考慮して一律大気圧相当を設定するが、事故発生時には期待せず、通常運転中にその機能が求められるものは、通常運転時における圧力を環境圧力として設定する。評価に用いた環境圧力を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

(2) 温度

原子炉建屋原子炉区域内は、原則として一律 66℃（事象初期：100℃）を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転時における温度を環境温度として設定する。評価に用いた環境温度を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

また、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 40℃を設定するが、通常時に空調設備により管理されており、設計基準事故時等においても温度が上昇する原因がないエリアに設置されている設備については、通常運転時における温度を環境温度として設定する。評価に用いた環境温度を表 2-3、該当する対象設備を表 2-5 に示す。

(3) 湿度

原子炉建屋原子炉区域内は、原則として一律 100%（事象初期：100%（蒸気））を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転時における湿度を環境湿度とし

て設定する。評価に用いた環境湿度を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

また、原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 90%を設定するが、通常時に空調設備により管理されており、設計基準事故時等においても湿度が上昇する原因がないエリアに設置されている設備については、通常運転時における湿度を環境湿度として設定する。評価に用いた環境湿度を表 2-3、該当する対象設備を表 2-5 に示す。

(4) 放射線

原子炉建屋原子炉区域内は、原則として一律 400Gy/6 ヶ月を設定するが、事故発生時にその機能が求められないものは、通常運転時における線量を環境放射線として設定する。評価に用いた環境放射線を表 2-2、該当する対象設備を表 2-4 に示す。

表 2-2 評価に用いた環境条件（原子炉建屋原子炉区域内）

	環境圧力	環境温度	環境湿度	環境放射線
評価に用いた環境条件	大気圧	40℃	90%	1mGy/h 以下
V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環境条件	大気圧相当	66℃ (事象初期： 100℃)	100% (事象初期： 100% (蒸気))	400Gy/6 ヶ月

表 2-3 評価に用いた環境条件（原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内）

	対象エリア	環境温度	環境湿度
評価に用いた環境条件	中央制御室	26℃	60%
	5号機原子炉建屋内緊急時対策所	40℃	
V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環境条件	中央制御室	40℃	90%
	5号機原子炉建屋内緊急時対策所		

表 2-4 対象設備（原子炉建屋原子炉区域内）

系等施設	設備	設置エリア
核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料貯蔵プール温度	原子炉建屋原子炉区域
核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	燃料プール冷却浄化系 ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉区域
核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋原子炉区域
その他発電用原子炉の 附属施設（火災防護施設）	小空間固定式消火設備 ハロゲン 化物ボンベ	原子炉建屋原子炉区域
その他発電用原子炉の 附属施設（火災防護施設）	ケーブルトレイ消火設備 ハロゲ ン化物ボンベ	原子炉建屋原子炉区域
その他発電用原子炉の 附属施設（火災防護施設）	電源盤・制御盤消火設備 ハロゲ ン化物ボンベ	原子炉建屋原子炉区域
その他発電用原子炉の 附属施設（火災防護施設）	SLC ポンプ・CRD ポンプ局所消火 設備 ハロゲン化物ボンベ	原子炉建屋原子炉区域

表 2-5 対象設備（原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内）

系等施設	設備	設置エリア
計測制御系統施設	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	中央制御室
計測制御系統施設	通信連絡設備	中央制御室
その他発電用原子炉の 附属施設（緊急時対策所）	酸素濃度計（対策本部）	5号機原子炉建屋内緊急時 対策所
その他発電用原子炉の 附属施設（緊急時対策所）	酸素濃度計（待機場所）	5号機原子炉建屋内緊急時 対策所
その他発電用原子炉の 附属施設（緊急時対策所）	二酸化炭素濃度計（対策本部）	5号機原子炉建屋内緊急時 対策所
その他発電用原子炉の 附属施設（緊急時対策所）	二酸化炭素濃度計（待機場所）	5号機原子炉建屋内緊急時 対策所
その他発電用原子炉の 附属施設（緊急時対策所）	通信連絡設備	5号機原子炉建屋内緊急時 対策所

3. 重大事故等対処設備の環境条件について

3.1 一律で設定する環境条件の考慮事項

重大事故等対処設備に対して、V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律で設定する環境条件を表 3-1 「重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項」に示す。

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (1/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・原則 0.62MPa[gage]	・PCV 限界圧力を設定
		温度 ・湿度	・原則 200℃ ・原則 100% (蒸気)	・PCV バウンダリ許容温度を設定
		放射線	・原則 800kGy/7 日間	・RPV から PCV 内への FP 放出は MAAP 解析結果を参照したうえで、よう素及び中低揮発性核種については Nureg-1465 を参考とした補正を行い、半球中心における線量評価結果 (サブマージョンモデル) を設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
2	原子炉建屋原子炉区域内	圧力	・大気圧相当	・ブローアウトパネル開放設定値
		温度 ・湿度	・原則 66℃ (運転階: 原則 77℃) ・原則 100%	・PCV から漏えいするガスによる温度上昇は、PCV の圧力と設計漏えい率 (0.9Pd において 0.4%), AEC 評価式及び GE 評価式で求めた値を包括する漏えい率 (2Pd において 1.3%) を考慮し保守的に設定 ・湿度は考えられる最大値
		放射線	・原則 460Gy/7 日間 (運転階: 原則 510Gy/7 日間)	・PCV 圧力 0.62MPa[gage] での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉区域内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。) ・運転階の線量は、460Gy/7 日間に使用済燃料プールの水位低下による使用済制御棒等からの寄与分を足し合わせた値を保守的に設定

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (2/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
3	原子炉建屋原子炉区域内のうち以下の設備 ・格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時に使用する重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・ブローアウトパネル開放設定値
		温度 ・湿度	・原則 66℃ (事象初期 100℃) ・原則 100%	・破断した配管から高温蒸気が漏えいするが、瞬時にブローアウトパネルが開放することによる環境改善を考慮し設定
		放射線	・460Gy/7 日間に包絡	・PCV 圧力 0.62MPa[gage]での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉区域内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
4	原子炉建屋原子炉区域内のうち以下の設備 ・使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故時に使用する原子炉建屋運転階の重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・ブローアウトパネル開放設定値
		温度 ・湿度	・原則 100℃ ・原則 100%	・使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故を考慮
		放射線	・460Gy/7 日間に包絡	・PCV 圧力 0.62MPa[gage]での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉区域内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
5	原子炉建屋原子炉区域内のうち以下の設備 ・主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に使用する重大事故等対処設備	圧力	・大気圧相当	・ブローアウトパネル開放設定値
		温度 ・湿度	・原則 66℃ (事象初期 100℃) ・原則 100%	・主蒸気管破断事故を考慮 (設定の考え方については、添付資料 2 に示す。)
		放射線	・原則 460Gy/7 日間	・PCV 圧力 0.62MPa[gage]での PCV 漏えい率 (1.3%/d) に相当するジャンクションを MAAP 内でモデル化して設定した漏えい率で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉区域内の線量を包絡する値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)

表 3-1 重大事故等対処設備の環境条件及び考慮事項 (3/3)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
6	原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度・湿度	・ 原則 40℃ ・ 原則 90%	・ 重大事故等時の原子炉格納容器内等の影響が直接及ばないエリア
		放射線	・ 原則 10Gy/7 日間	・ 原子炉格納容器ベント時における大気中へ放出された FP 及び建屋内に再取込された FP による建屋内の被ばく線量を包絡する値を保守的に設定
7	屋外	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度・湿度	・ 原則 40℃ ・ 原則 100%	・ 重大事故等時の原子炉格納容器内等の影響が直接及ばないエリア ・ 温度は最高気温の年超過確率 10^{-1} 値を包絡する値を設定 ・ 湿度は考えられる最大値
		放射線	・ 原則 40Gy/7 日間	・ 原子炉格納容器ベント時における大気中へ放出された FP 及び建屋内に浮遊している FP による屋外の被ばく線量を包絡する値を保守的に設定

3.2 個別で設定する環境条件の考慮事項

重大事故等対処設備に対して、個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境条件について示す。

(1) 圧力

パターン 1 に該当するものは個別に環境圧力を設定することとし、この対象設備を表 3-2 に示す。

パターン 1

原子炉格納容器内は、原則として一律 0.62MPa[gage]を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の圧力を包絡する値 (0.31MPa[gage]) を環境圧力として設定する。

(2) 温度

パターン 1~8 に該当するものは個別に環境温度を設定することとし、これらの対象設備を表 3-3 に示す。

パターン 1

原子炉格納容器内は、原則として一律 200℃を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の温度を包絡する値（171℃）を環境温度として設定する。

パターン 2

原子炉格納容器内は、原則として一律 200℃を設定するが、主蒸気逃がし安全弁については、重大事故等の中で、逃がし安全弁による減圧が必用となる条件を包絡する値を環境温度として設定する。（設定については、「9. 主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について」による。）

パターン 3

原子炉建屋原子炉区域内は、原則として一律 66℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する。（添付資料 3）

パターン 4

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 40℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する。（添付資料 3）

パターン 5

屋外は、原則として一律 40℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する。（添付資料 3）

パターン 6

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故」時に使用する重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋運転階に設置する設備は、原則として一律 100℃を設定するが、当該重大事故等対処設備専用の冷却装置により冷却するものは、個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する。（設定については、「4. 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置について」による。）

パターン 7

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時及び「主蒸気管破断事故」時に使用する原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は、原則として 66℃（事象初期 100℃）を設定するが、蒸気の影響を受けないエリアに設置の設備は個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する。また、破断を想定している配管付近に設置される設備については、個別に 100℃以上の温度を環境温度として設定する。

パターン 8

原子炉建屋原子炉区域内は、原則として一律 66℃を設定するが、生体遮蔽の内側で原子炉格納容器からの熱影響を受けることにより 66℃を超える温度上昇があると考えられるエリアは、個別に重大事故等時の温度を確認した値を環境温度として設定する（添付資料 9）。

(3) 湿度

パターン 1～3 に該当するものは個別に環境湿度を設定することとし、これらの対象設備を表 3-4 に示す。

パターン 1

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 90%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが通常時に空調設備により管理されており、重大事故等時においても湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したものは、確認した値を環境湿度として設定する。

パターン 2

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」時に使用する原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は、原則として一律 100%を設定するが、破断を想定している配管付近に設置される設備については、個別に確認した湿度を環境湿度として設定する。

パターン 3

原子炉建屋原子炉区域は、原則として一律 100%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが重大事故等時に空調設備により管理されており、湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したものは、確認した値を環境湿度として設定する。

(4) 放射線

パターン 1～8 に該当するものは個別に環境放射線量を設定することとし、これらの対象設備を表 3-5 に示す。

パターン 1

原子炉格納容器内は、原則として一律 800kGy を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基準事故における原子炉格納容器内の放射線量を包絡する値（500kGy）を環境放射線として設定する。

パターン 2

原子炉格納容器内は、原則として一律 800kGy を設定するが、主蒸気逃がし安全弁については、重大事故等の中で、逃がし安全弁による減圧が必用となる条件を包絡する値を環境放射線として設定する。

パターン 3

原子炉建屋原子炉区域は、原則として一律 460Gy を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故等時に 460Gy を超えるおそれのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する。(添付資料 4)

パターン 4

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 10Gy を設定するが、中央制御室待避室及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所で使用する重大事故等対処設備に対しては、遮蔽壁等による線量減衰を考慮して 0.1Gy を環境放射線として設定し、5 号機原子炉建屋内緊急時対策所内を除く 5 号機原子炉建屋内は、保守的に屋外と同程度の放射線量として 40Gy を環境放射線として設定する。

また、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故等時に 10Gy (5 号機原子炉建屋内にあつては 40Gy) を超えるおそれのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する。(添付資料 5)

パターン 5

屋外は、原則として一律 40Gy を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故等時に 40Gy を超えるおそれのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する。(添付資料 6)

パターン 6

原子炉建屋原子炉区域は、原則として一律 460Gy を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する。(添付資料 7)

パターン 7

原子炉建屋運転階は、原則として一律 510Gy を設定するが、当該重大事故等対処設備の設置場所における線量を個別に確認したものは、確認した値を環境放射線として設定する。(添付資料 8)

パターン 8

原子炉建屋原子炉区域は、原則として一律 460Gy を設定するが、生体遮蔽の内側で原子炉格納容器からの放射線影響を受けることにより 460Gy を超えるおそれのあるエリアは、保守的に、格納容器内の放射線量である 800kGy を環境放射線として設定する (添付資料 9)。

表 3-2 重大事故等対処設備の環境圧力設定

設備	評価に用いた 環境圧力	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環 境圧力	パターン	設置エリア
起動領域モニタ	0.31MPa [gage]	0.62MPa [gage]	パターン 1	原子炉格納容器内
出力領域モニタ	0.31MPa [gage]	0.62MPa [gage]	パターン 1	原子炉格納容器内

表 3-3 重大事故等対処設備の環境温度設定 (1/2)

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環 境温度	パターン	設置エリア
起動領域モニタ	171℃	200℃	パターン 1	原子炉格納容器内
出力領域モニタ	171℃	200℃	パターン 1	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁 [操作対象弁]	最大 171℃	200℃	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機 能用アキュムレータ	最大 171℃	200℃	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機 能用アキュムレータ	最大 171℃	200℃	パターン 2	原子炉格納容器内
非常用ガス処理系排風機	80℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内水素濃度	40℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内酸素濃度	40℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
燃料プール冷却浄化系ポンプ	70℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系ポンプ	75℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系熱交換器	75℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系熱交換器入口温度	75℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系熱交換器出口温度	75℃	66℃	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
フィルタ装置水素濃度	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
AM 用動力変圧器	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
AM 用操作盤	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
AM 用切替盤	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
メタルクラッド開閉装置 7C	55℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
メタルクラッド開閉装置 7D	55℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
緊急用電源切替箱接続装置	55℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
直流 125V 充電器 7A	55℃	40℃	パターン 4	コントロール建屋
直流 125V 充電器 7A-2	55℃	40℃	パターン 4	コントロール建屋
直流 125V 充電器 7B	55℃	40℃	パターン 4	コントロール建屋
AM 用直流 125V 充電器	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 空冷装置	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
復水移送ポンプ	66℃	40℃	パターン 4	廃棄物処理建屋
復水貯蔵槽水位 (SA)	66℃	40℃	パターン 4	廃棄物処理建屋
復水移送ポンプ吐出圧力	66℃	40℃	パターン 4	廃棄物処理建屋

表 3-3 重大事故等対処設備の環境温度設定 (2/2)

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環 境温度	パターン	設置エリア
可搬型計測器	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
中央制御室遮蔽	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
AM 用切替装置 (SRV)	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
無線連絡設備 (常設)	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
衛星電話設備 (常設)	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
携帯型音声呼出電話設備	50℃	40℃	パターン 4	中央制御室
非常用ディーゼル発電機	45℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋原子炉区域外
5号機原子炉建屋内緊急時対策 所用主母線盤	50℃	40℃	パターン 4	5号機原子炉建屋
5号機原子炉建屋内緊急時対策 所用交流 110V 分電盤	50℃	40℃	パターン 4	5号機原子炉建屋
フィルタ装置	65℃	40℃	パターン 5	屋外
よう素フィルタ	65℃	40℃	パターン 5	屋外
ラブチャーディスク	65℃	40℃	パターン 5	屋外
ドレン移送ポンプ	65℃	40℃	パターン 5	屋外
ドレンタンク	65℃	40℃	パターン 5	屋外
フィルタベント遮蔽壁	65℃	40℃	パターン 5	屋外
配管遮蔽	65℃	40℃	パターン 5	屋外
燃料移送ポンプ	66℃	40℃	パターン 5	屋外
使用済燃料貯蔵プール監視カメ ラ		100℃	パターン 6	原子炉建屋運転階
残留熱除去系熱交換器入口温度	75℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系ポンプ	75℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉区域
原子炉隔離時冷却系ポンプ	66℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉区域
高圧炉心注水系ポンプ	66℃	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉区域
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	66℃ (事象初 期: 120℃)	66℃ (事象初期: 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	200℃	66℃	パターン 8	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	169℃	66℃	パターン 8	原子炉建屋原子炉区域

表 3-4 重大事故等対処設備の環境湿度設定 (1/2)

設備	評価に用いた環境湿度	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環境湿度	パターン	設置エリア
可搬型計測器	60%	90%	パターン 1	中央制御室 5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	60%	90%	パターン 1	中央制御室
ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)	60%	90%	パターン 1	中央制御室
自動減圧系の起動阻止スイッチ	60%	90%	パターン 1	中央制御室
代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	60%	90%	パターン 1	中央制御室
中央制御室待避室遮蔽 (常設)	60%	90%	パターン 1	中央制御室待避室
データ表示装置 (待避室)	60%	90%	パターン 1	中央制御室待避室
差圧計	60%	90%	パターン 1	中央制御室待避室
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	60%	90%	パターン 1	中央制御室 中央制御室待避室
可搬型蓄電池内蔵型照明	60%	90%	パターン 1	中央制御室
AM 用切替装置 (SRV)	60%	90%	パターン 1	中央制御室
安全パラメータ表示システム (SPDS)	60%	90%	パターン 1	計算機室 5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
酸素濃度計 (対策本部)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
二酸化炭素濃度計 (対策本部)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
差圧計 (対策本部)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
可搬型エリアモニタ (対策本部)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
酸素濃度計 (待機場所)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
二酸化炭素濃度計 (待機場所)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
差圧計 (待機場所)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
可搬型エリアモニタ (待機場所)	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
無線連絡設備 (常設)	60%	90%	パターン 1	中央制御室 中央制御室待避室 5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
衛星電話設備 (常設)	60%	90%	パターン 1	中央制御室 中央制御室待避室 5号機原子炉建屋内緊急 時対策所

表 3-4 重大事故等対処設備の環境湿度設定 (2/2)

設備	評価に用いた 環境湿度	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の環 境湿度	パターン	設置エリア
統合原子力防災ネットワークを 用いた通信連絡設備	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
データ伝送設備	60%	90%	パターン 1	5号機原子炉建屋内緊急 時対策所
直流 125V 蓄電池 7A	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 蓄電池 7A-2	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 充電器 7A	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 充電器 7A-2	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 蓄電池 7B	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 蓄電池 7C	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 蓄電池 7D	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
直流 125V 充電器 7B	60%	90%	パターン 1	コントロール建屋
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	100% (事象初 期：100% (蒸 気))	100%	パターン 2	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内水素濃度	90%	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内酸素濃度	90%	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域

表 3-5 重大事故等対処設備の環境放射線量設定 (1/3)

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境放射線量	パターン	設置エリア
起動領域モニタ	500kGy	800kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
出力領域モニタ	500kGy	800kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
制御棒駆動機構 (水圧駆動)	500kGy	800kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁 [操作対象弁]	380kGy	800kGy	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能 用アキュムレータ	380kGy	800kGy	パターン 2	原子炉格納容器内
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能 用アキュムレータ	380kGy	800kGy	パターン 2	原子炉格納容器内
残留熱除去系熱交換器	60.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉圧力	5.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉圧力 (SA)	5.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉水位 (広帯域)	5.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉水位 (燃料域)	5.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉水位 (SA)	6.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
高圧代替注水系系統流量	6.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
復水補給水系流量 (RHR A 系代替 注水流量)	900Gy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
復水補給水系流量 (RHR B 系代替 注水流量)	3kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
復水補給水系流量 (格納容器下部 注水流量)	5.7kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内圧力 (D/W)	2kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内圧力 (S/C)	1.3kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
サブプレッションチェンバプール水 位	3.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内水素濃度	1.2kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
復水補給水系温度 (代替循環冷 却)	60.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉建屋水素濃度	1.7kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内酸素濃度	1.2kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
非常用ガス処理系排風機	16.6kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系熱交換器入口温度	60.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
原子炉隔離時冷却系系統流量	7.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
高圧炉心注水系系統流量	5.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系系統流量	5.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	7.5kGy	460Gy	パターン 3	原子炉建屋原子炉区域
復水移送ポンプ	30kGy	10Gy	パターン 4	廃棄物処理建屋
復水貯蔵槽水位 (SA)	3.1kGy	10Gy	パターン 4	廃棄物処理建屋

表 3-5 重大事故等対処設備の環境放射線量設定 (2/3)

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境放射線量	パターン	設置エリア
復水移送ポンプ吐出圧力	10kGy	10Gy	パターン 4	廃棄物処理建屋
データ表示装置 (待避室)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	中央制御室待避室
無線連絡設備 (常設)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	中央制御室待避室 5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
衛星電話設備 (常設)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	中央制御室待避室 5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
差圧計	0.1Gy	10Gy	パターン 4	中央制御室待避室
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	0.1Gy	10Gy	パターン 4	中央制御室待避室
中央制御室待避室遮蔽 (常設)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	中央制御室待避室
中央制御室可搬型陽圧化空調機	フィルタユニ ット：2.0kGy ブロウユニッ ト：70Gy	10Gy	パターン 4	コントロール建屋
可搬型計測器	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
安全パラメータ表示システム (SPDS)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
5号機屋外緊急連絡用インターフォン	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対 策本部) 可搬型陽圧化空調機	フィルタユニ ット：200Gy ブロウユニッ ト：100Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対 策本部) 可搬型外気取入送風機	100Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待 機場所) 可搬型陽圧化空調機	フィルタユニ ット：200Gy ブロウユニッ ト：100Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
統合原子力防災ネットワークを用い た通信連絡設備	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
データ伝送設備	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対 策本部) 遮蔽	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対 策本部) 陽圧化装置 (空気ボンベ)	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
差圧計 (対策本部)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
可搬型エリアモニタ (対策本部)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内 緊急時対策所
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待 機場所) 遮蔽	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋

表 3-5 重大事故等対処設備の環境放射線量設定 (3/3)

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-7 の 2.3 節記載の一律の 環境放射線量	パターン	設置エリア
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 室内遮蔽	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンプ)	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
差圧計 (待機場所)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
可搬型エリアモニタ (待機場所)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 二酸化炭素吸収装置	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
酸素濃度計 (対策本部)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
二酸化炭素濃度計 (対策本部)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
酸素濃度計 (待機場所)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
二酸化炭素濃度計 (待機場所)	0.1Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋内緊急時対策所
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 用主母線盤	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
5号機原子炉建屋内緊急時対策所 用交流 110V 分電盤	40Gy	10Gy	パターン 4	5号機原子炉建屋
フィルタ装置	300kGy	40Gy	パターン 5	屋外
よう素フィルタ	300kGy	40Gy	パターン 5	屋外
ラプチャーディスク	300kGy	40Gy	パターン 5	屋外
ドレンタンク	300kGy	40Gy	パターン 5	屋外
ドレン移送ポンプ	7kGy	40Gy	パターン 5	屋外
フィルタベント遮蔽壁	300kGy	40Gy	パターン 5	屋外
配管遮蔽	300kGy	40Gy	パターン 5	屋外
フィルタ装置出口放射線モニタ	1.1kGy	40Gy	パターン 5	屋外
フィルタ装置水位	4kGy	40Gy	パターン 5	屋外
フィルタ装置金属フィルタ差圧	4kGy	40Gy	パターン 5	屋外
フィルタ装置スクラバ水 pH	4kGy	40Gy	パターン 5	屋外
ほう酸水注入系ポンプ	100Gy	460Gy	パターン 6	原子炉建屋原子炉区域
ほう酸水注入系貯蔵タンク	100Gy	460Gy	パターン 6	原子炉建屋原子炉区域
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	380Gy	510Gy	パターン 7	原子炉建屋運転階
静的触媒式水素再結合器	11kGy	510Gy	パターン 7	原子炉建屋運転階
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	11kGy	510Gy	パターン 7	原子炉建屋運転階
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	800kGy	460Gy	パターン 8	原子炉建屋原子炉区域
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	800kGy	460Gy	パターン 8	原子炉建屋原子炉区域

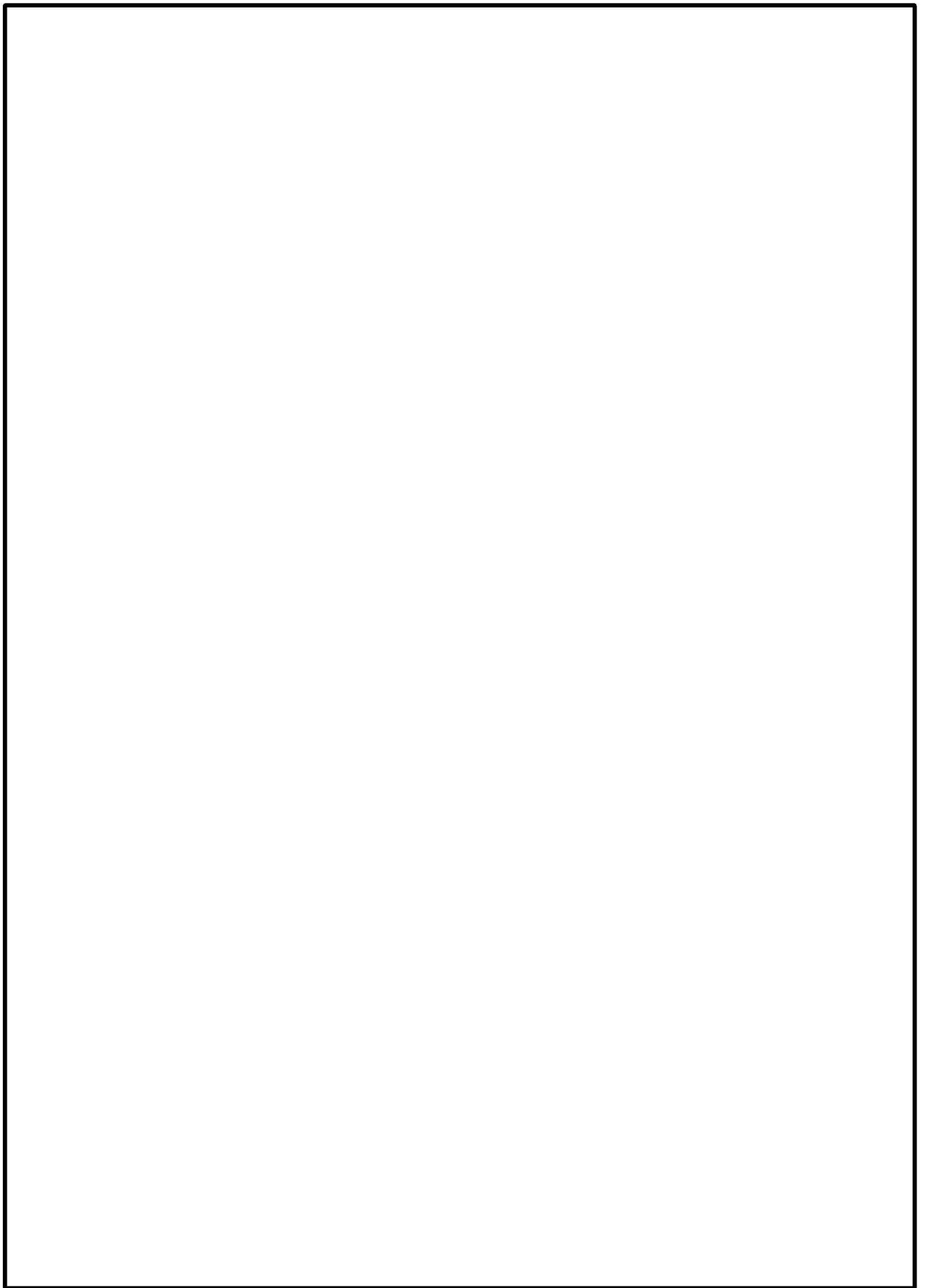


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (1/20)

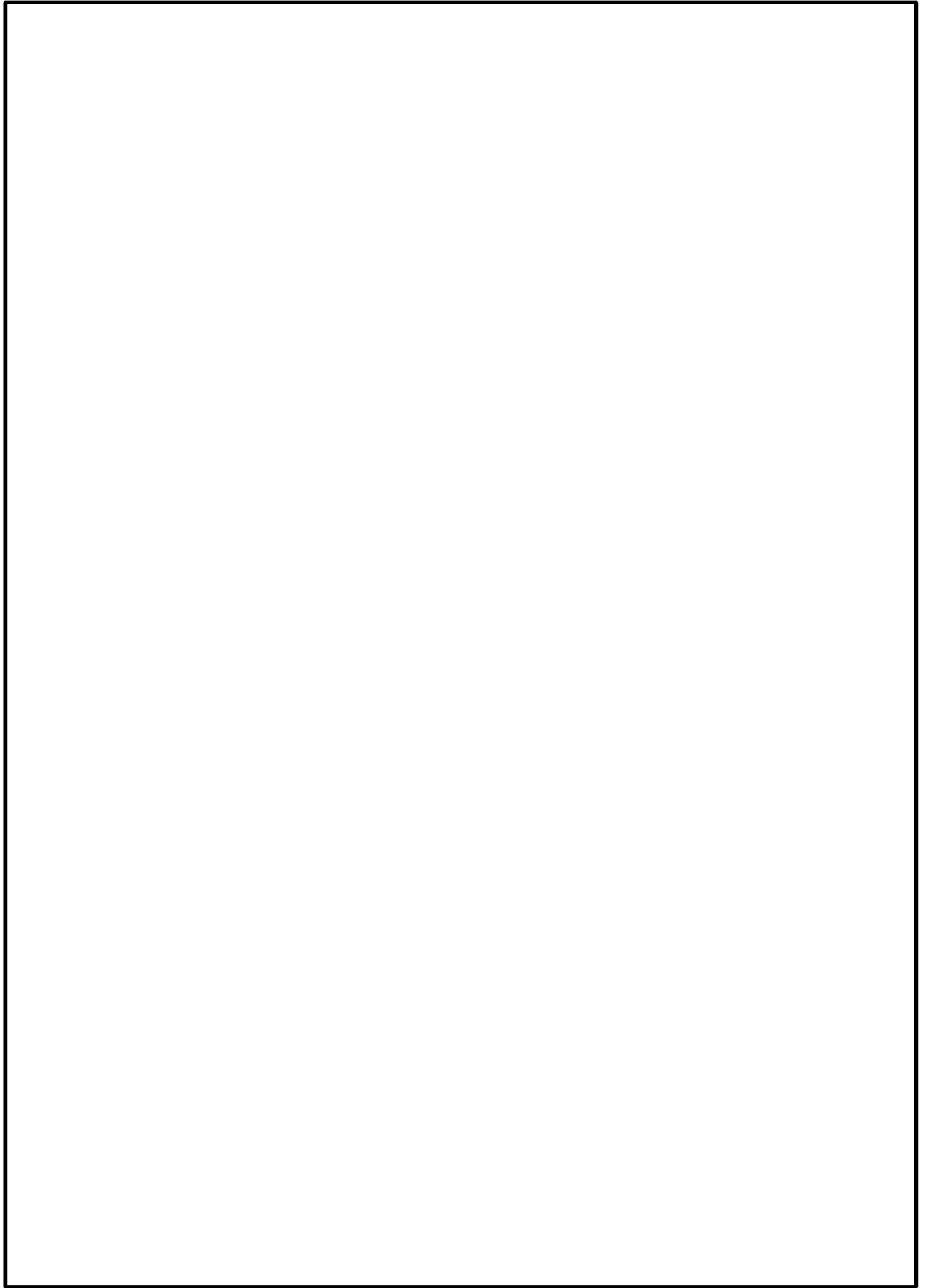


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (2/20)

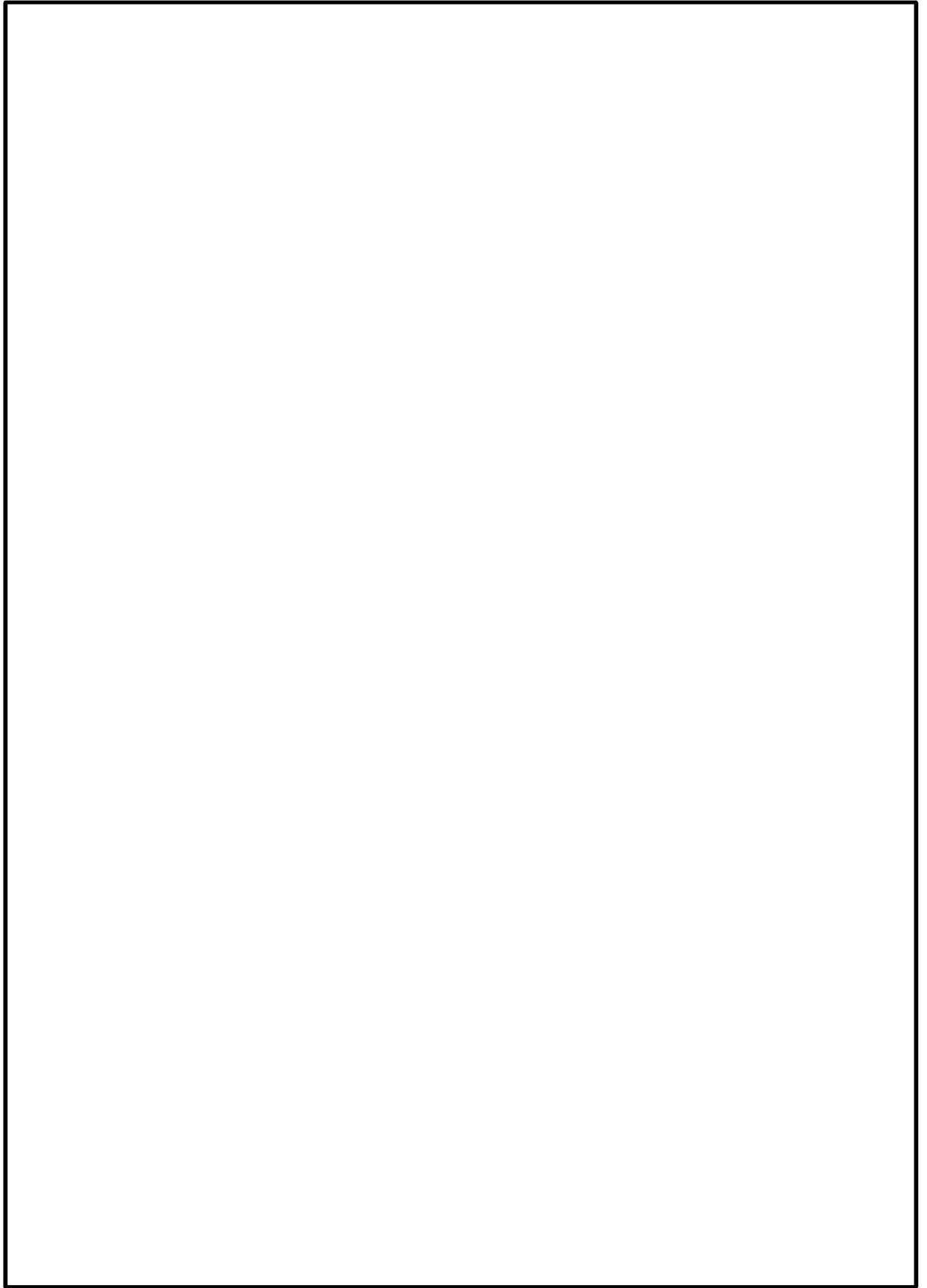


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/20)

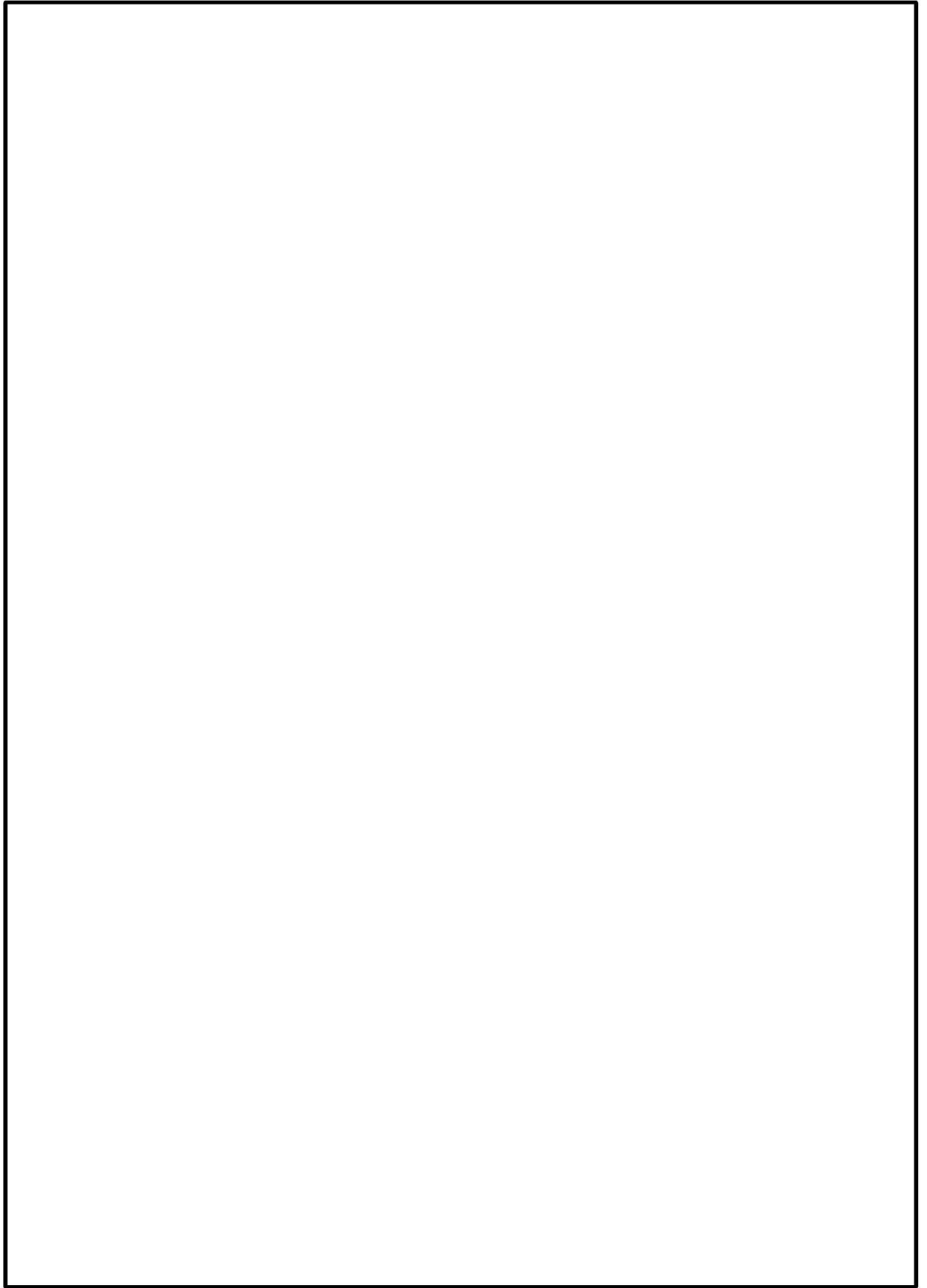


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (4/20)

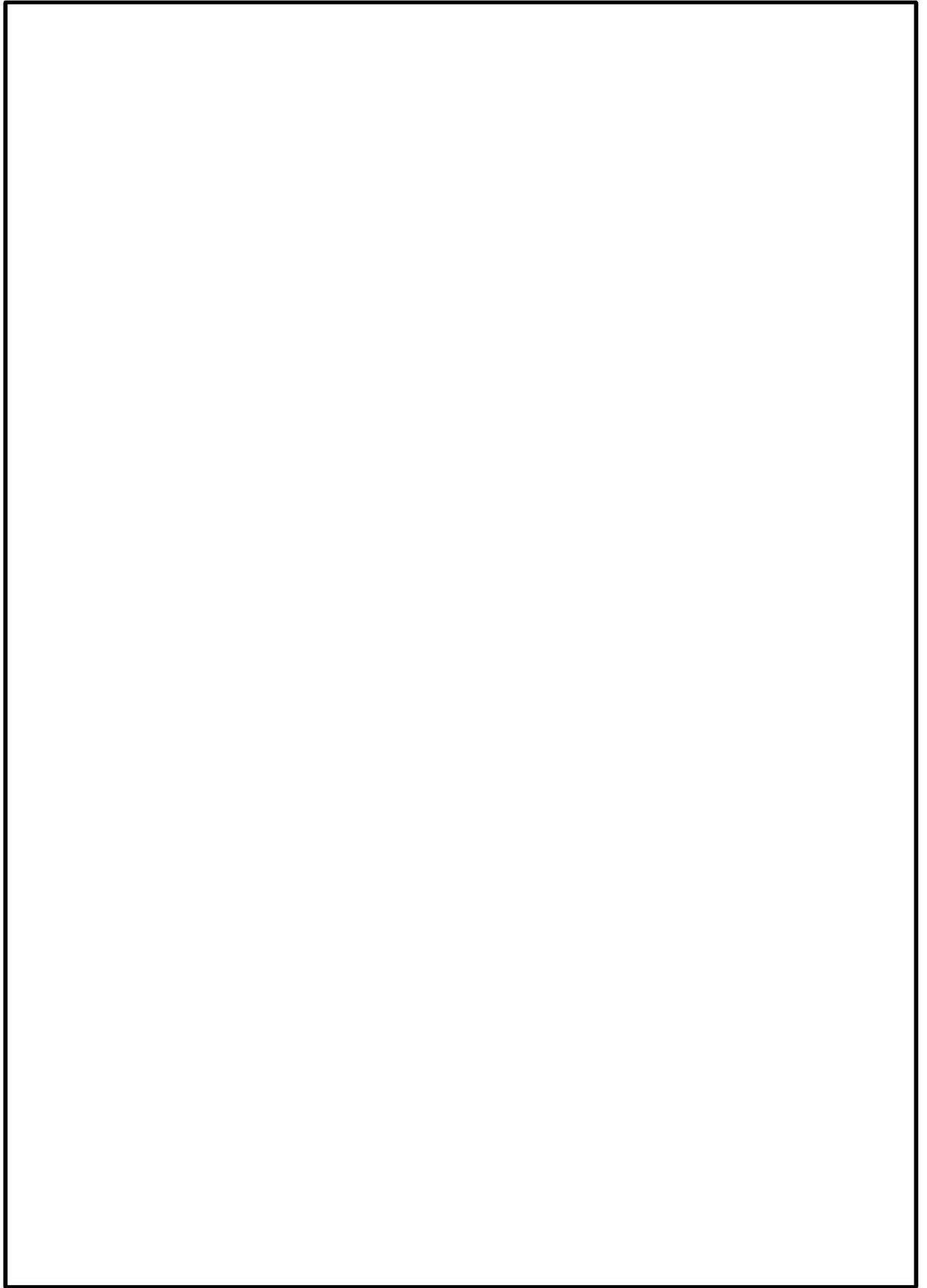


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (5/20)

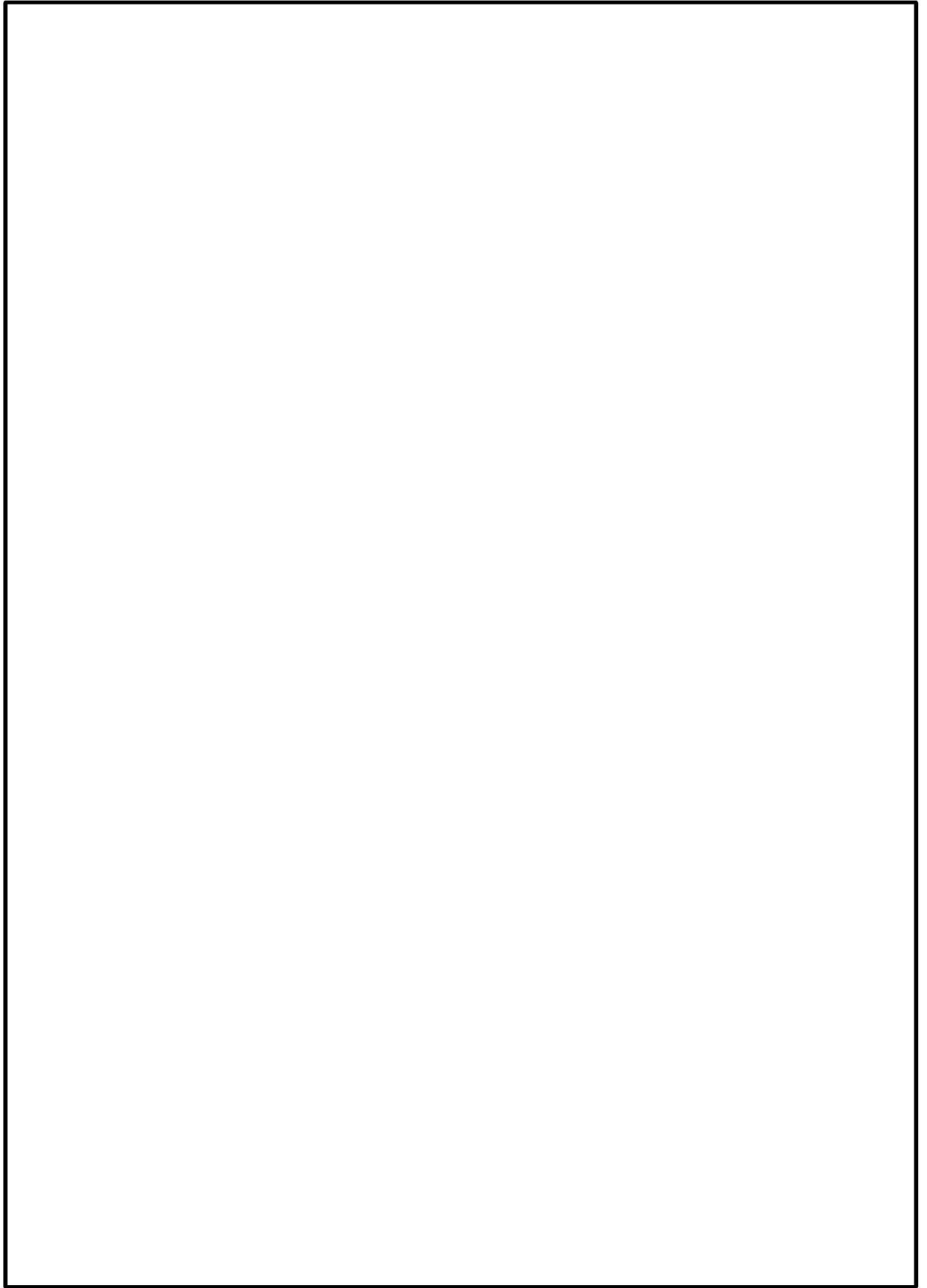


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (6/20)

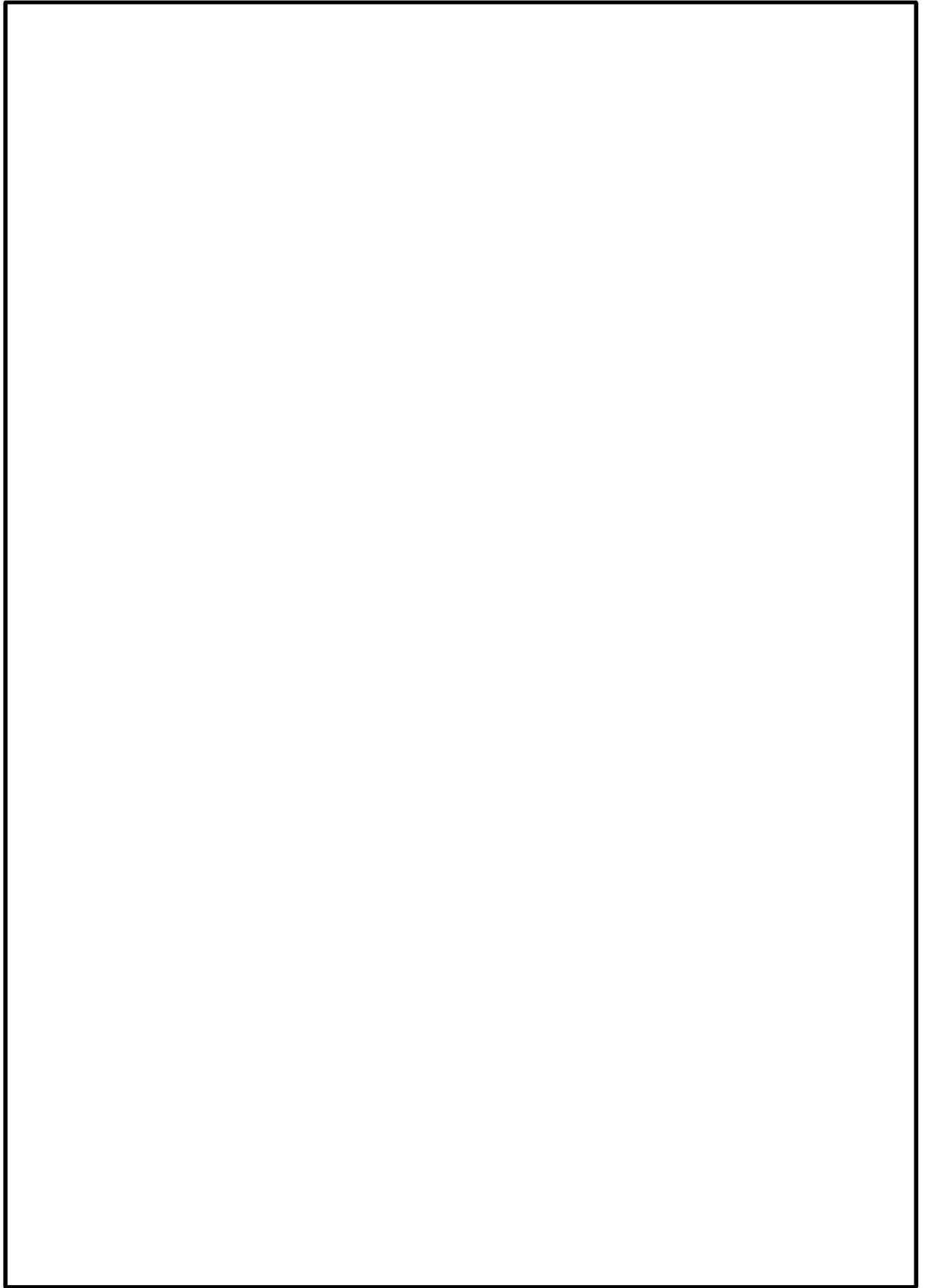


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (7/20)

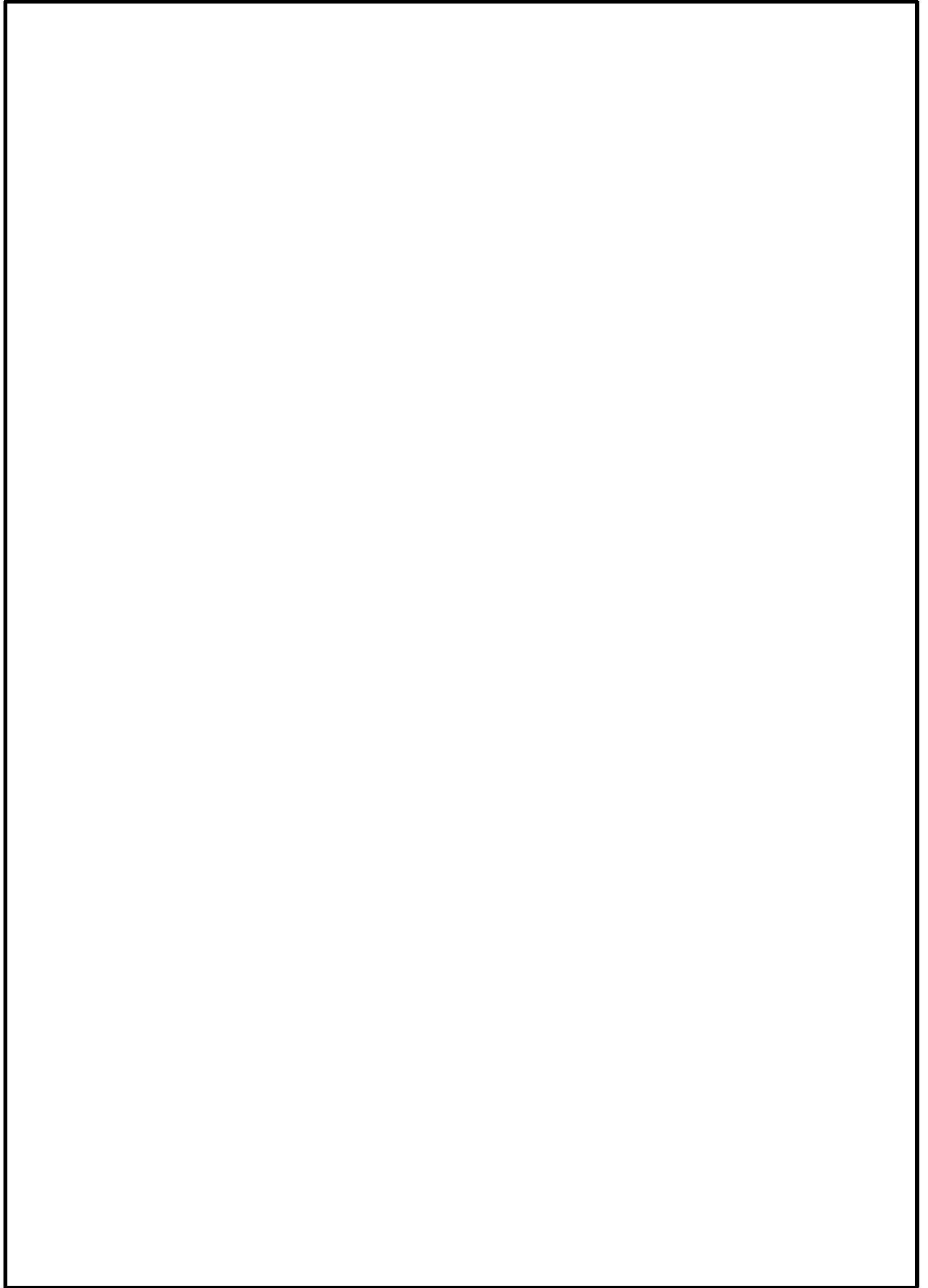


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (8/20)

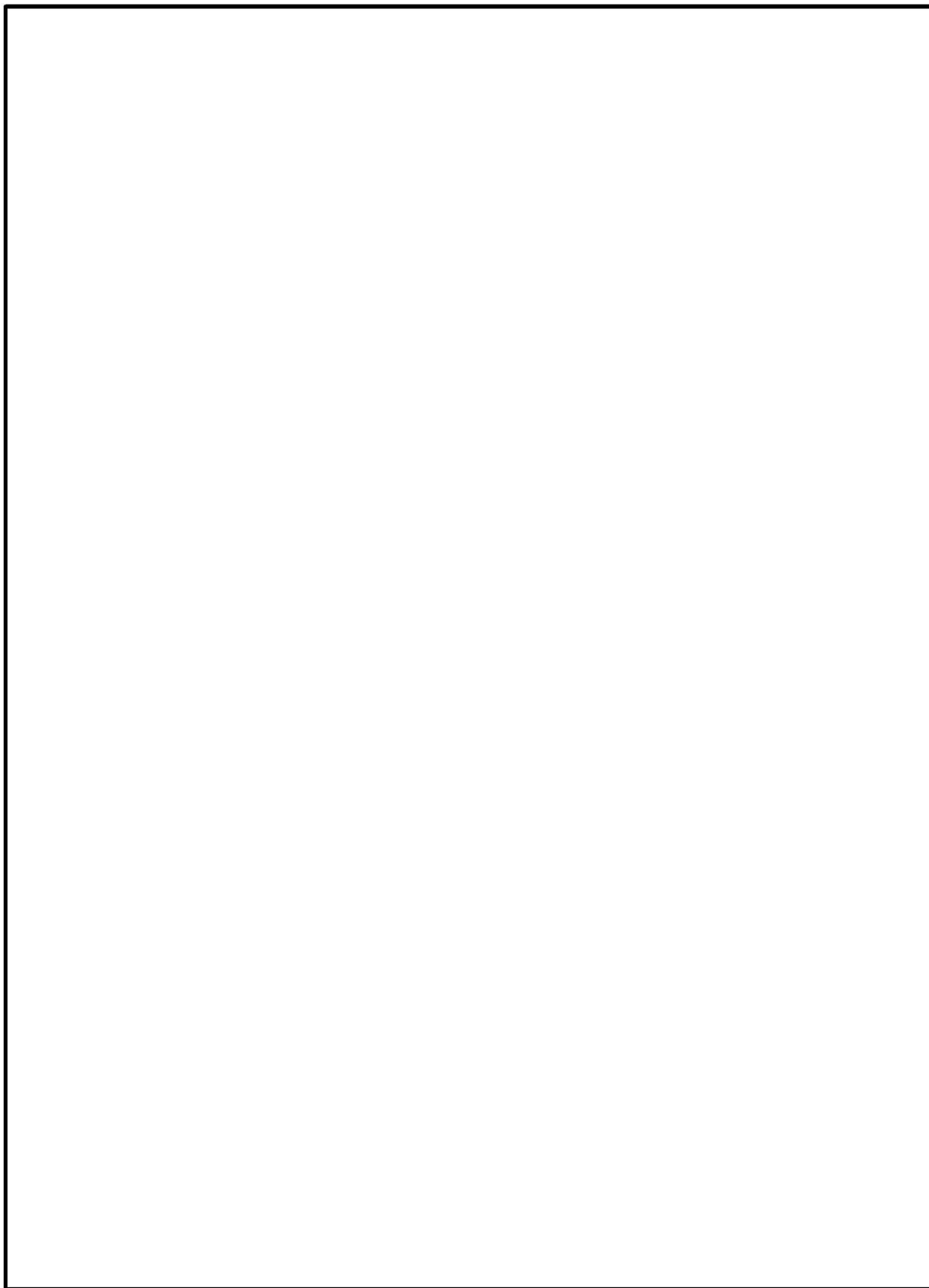


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (9/20)

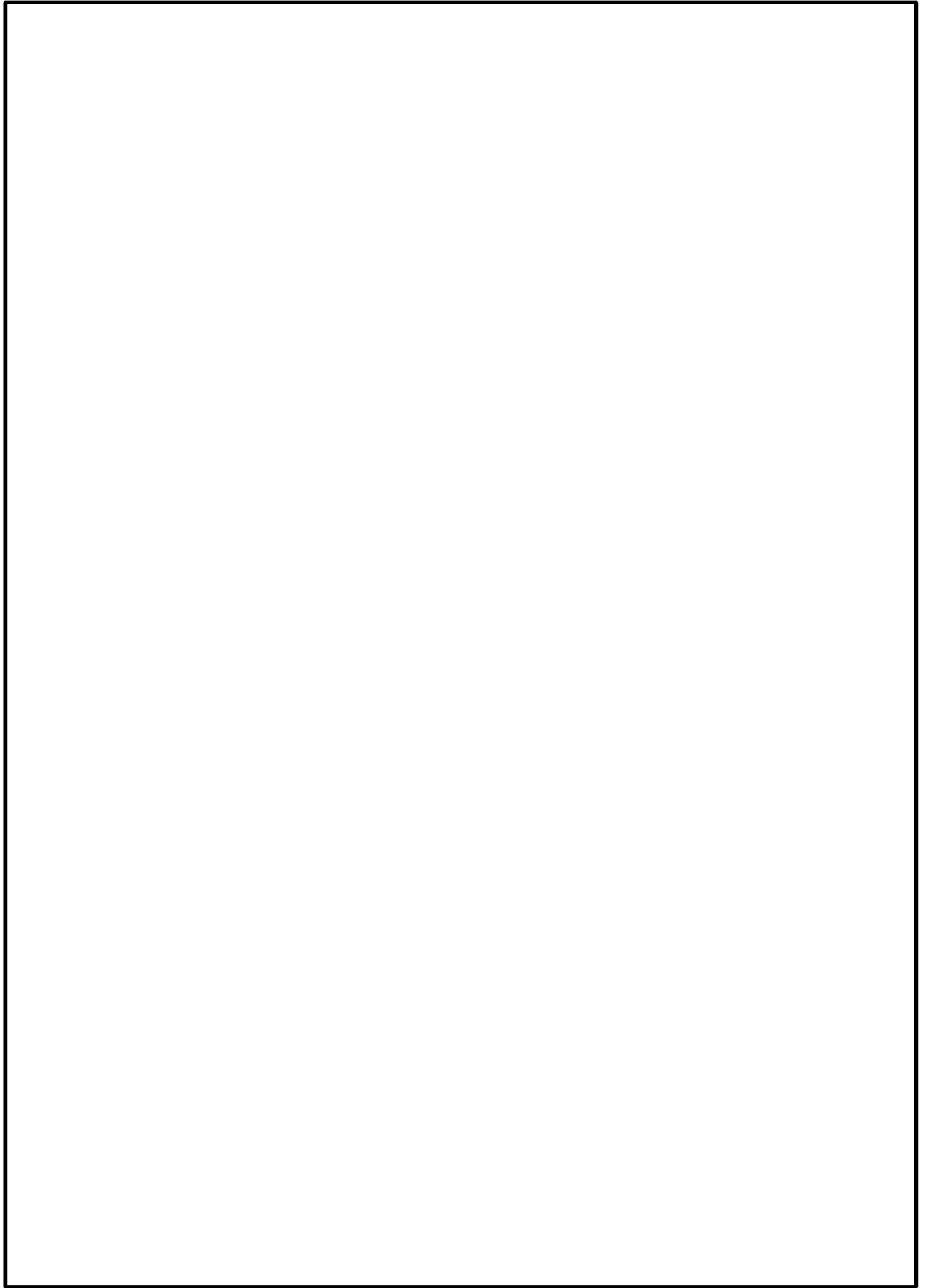


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (10/20)

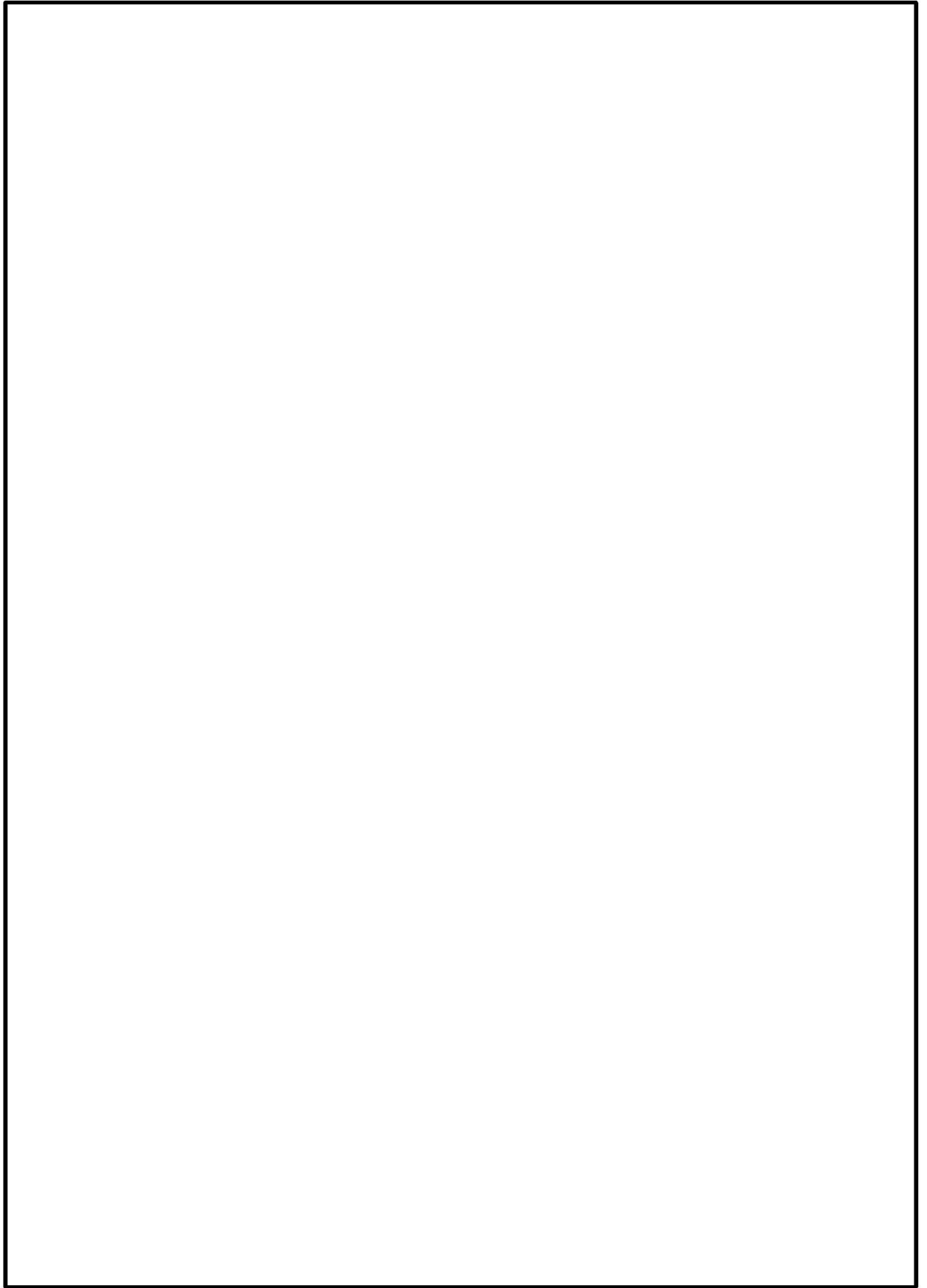


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (11/20)

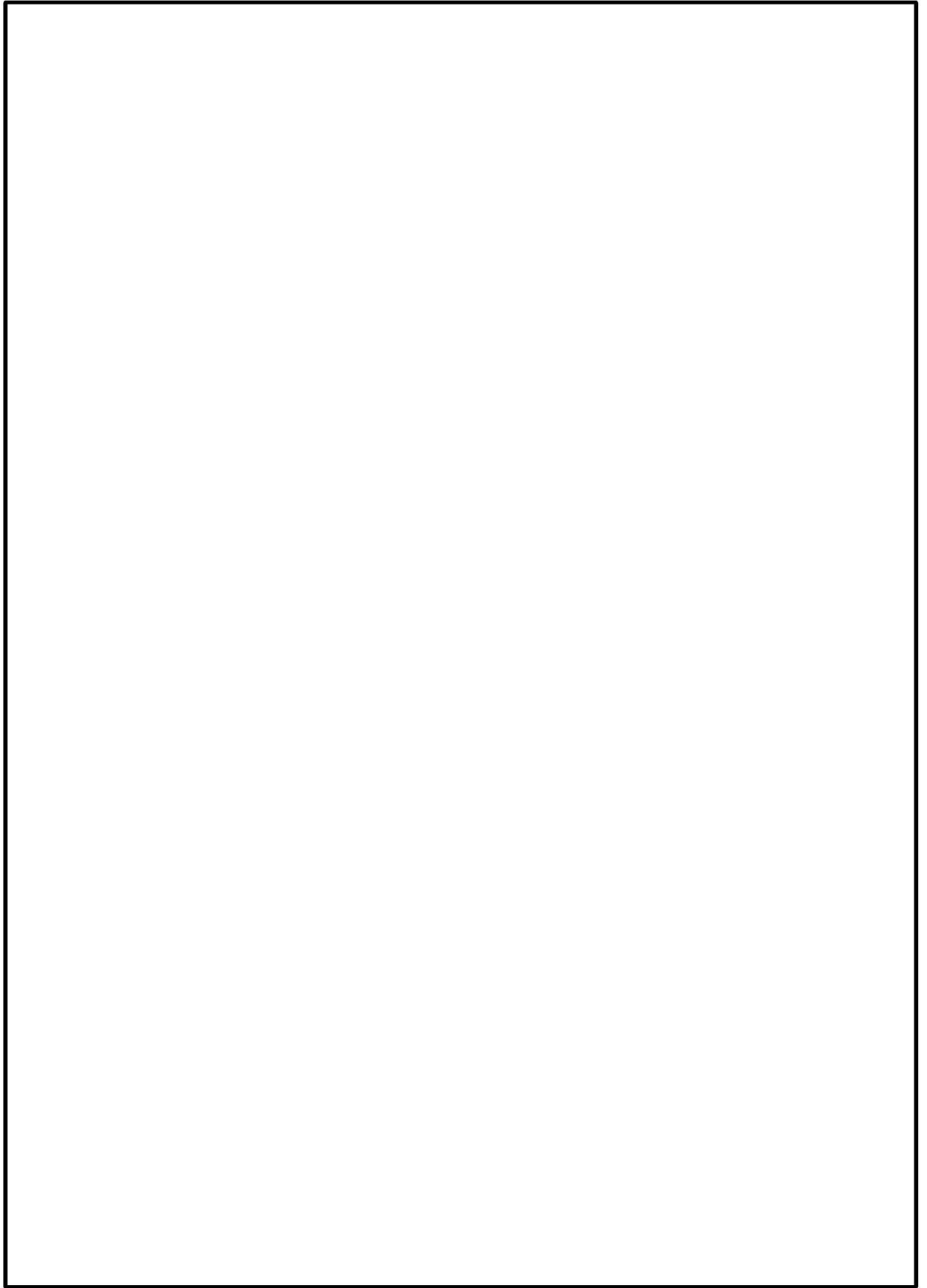


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (12/20)

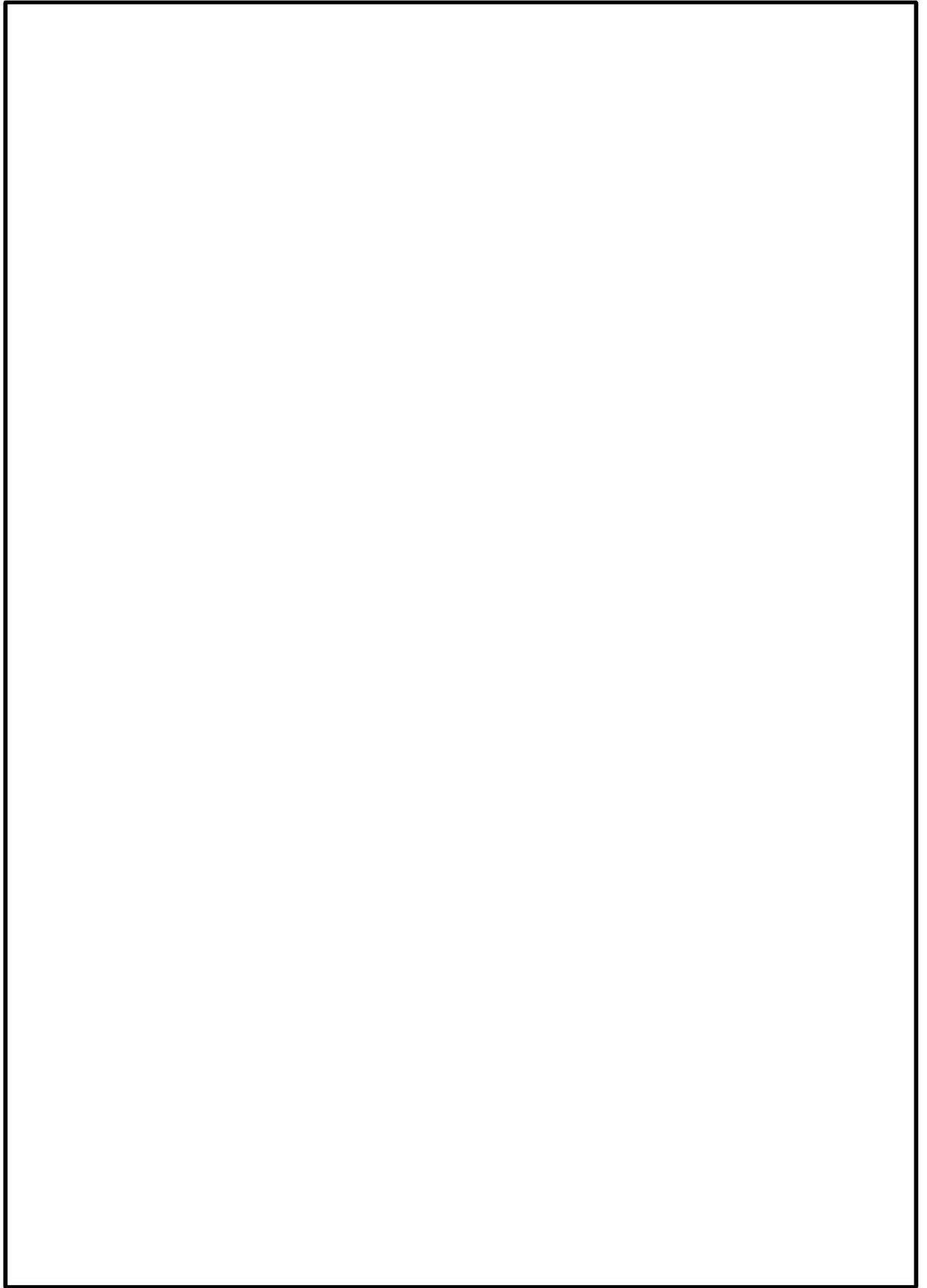


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (13/20)

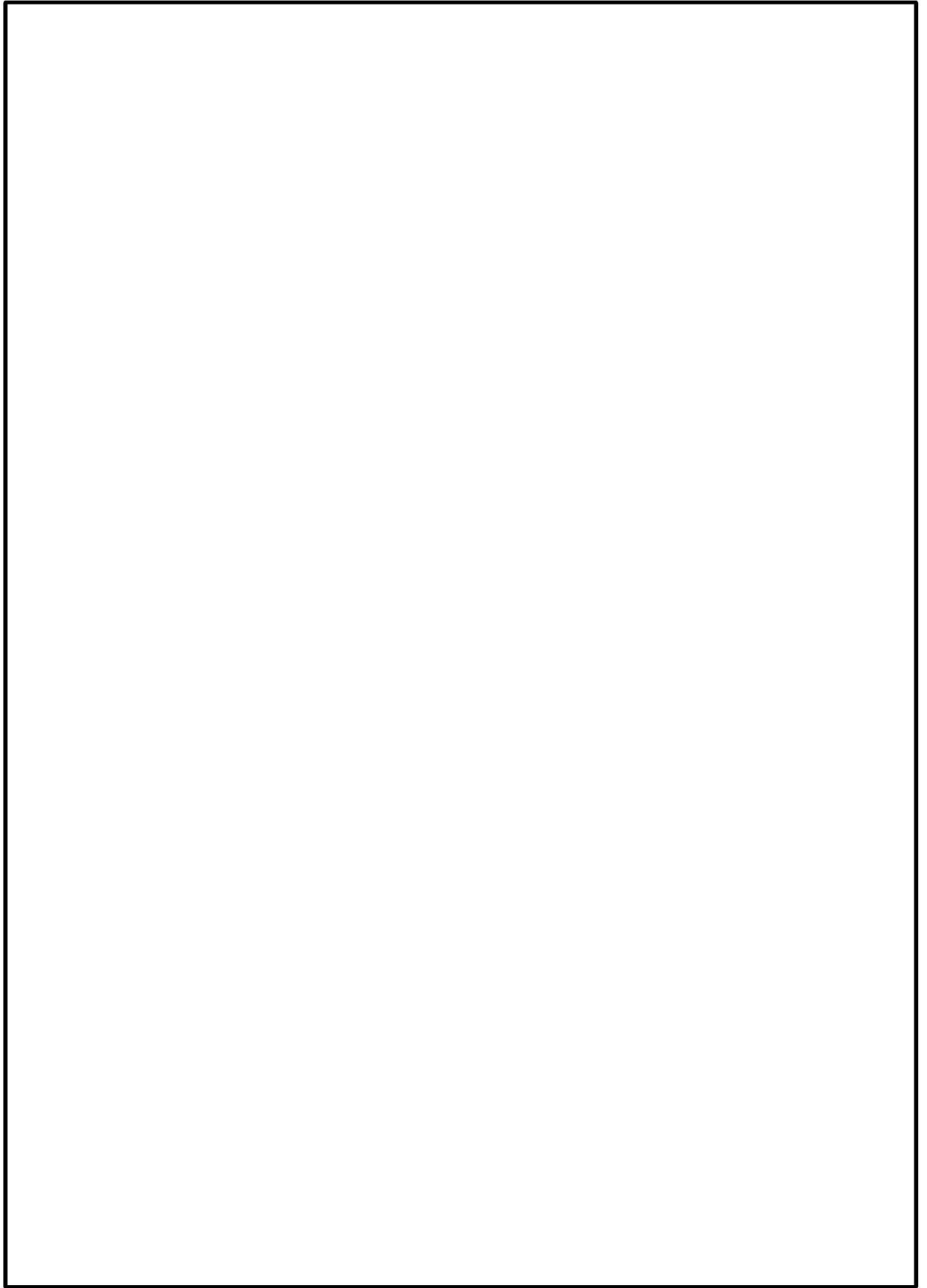


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (14/20)

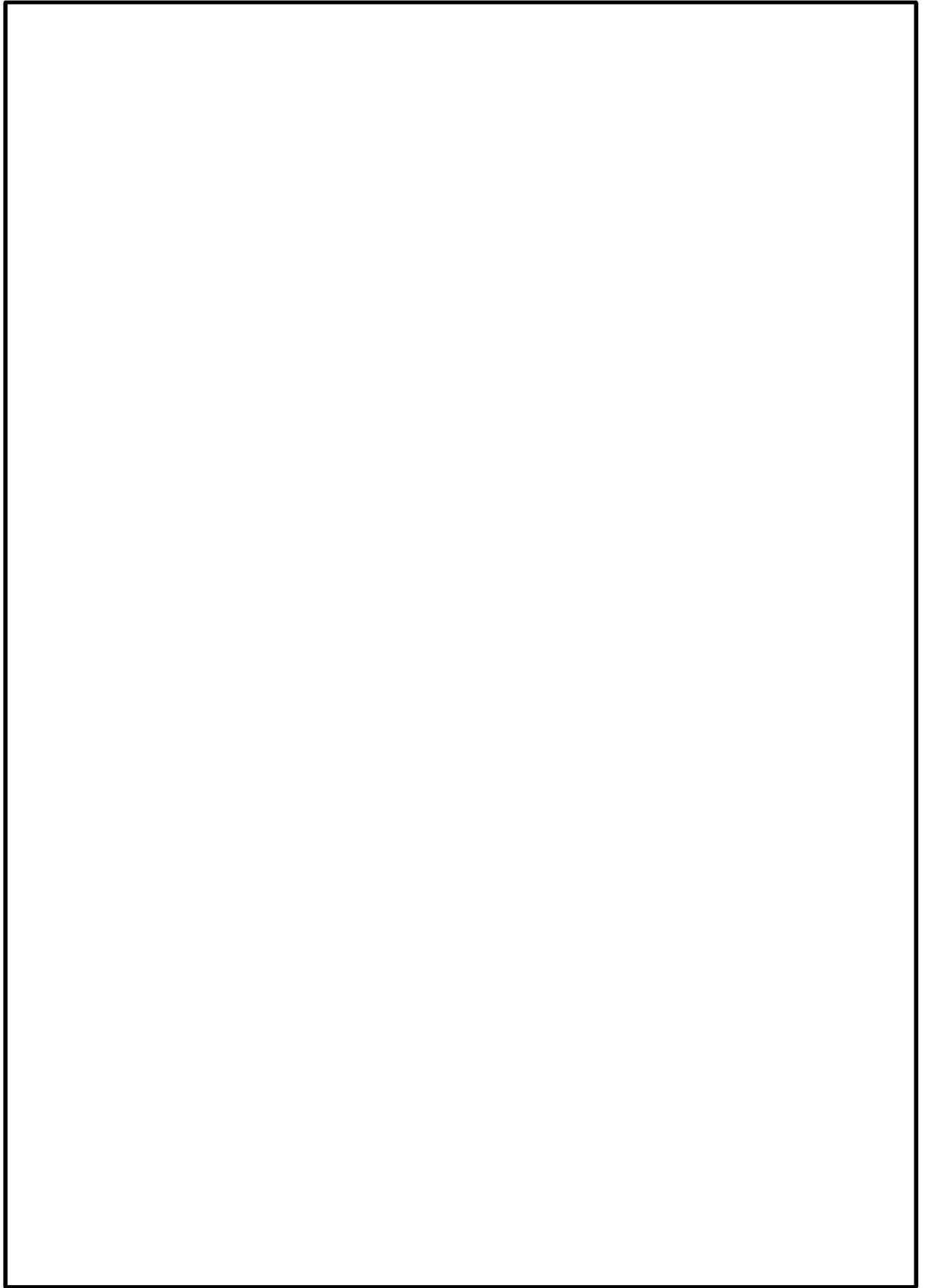


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (15/20)

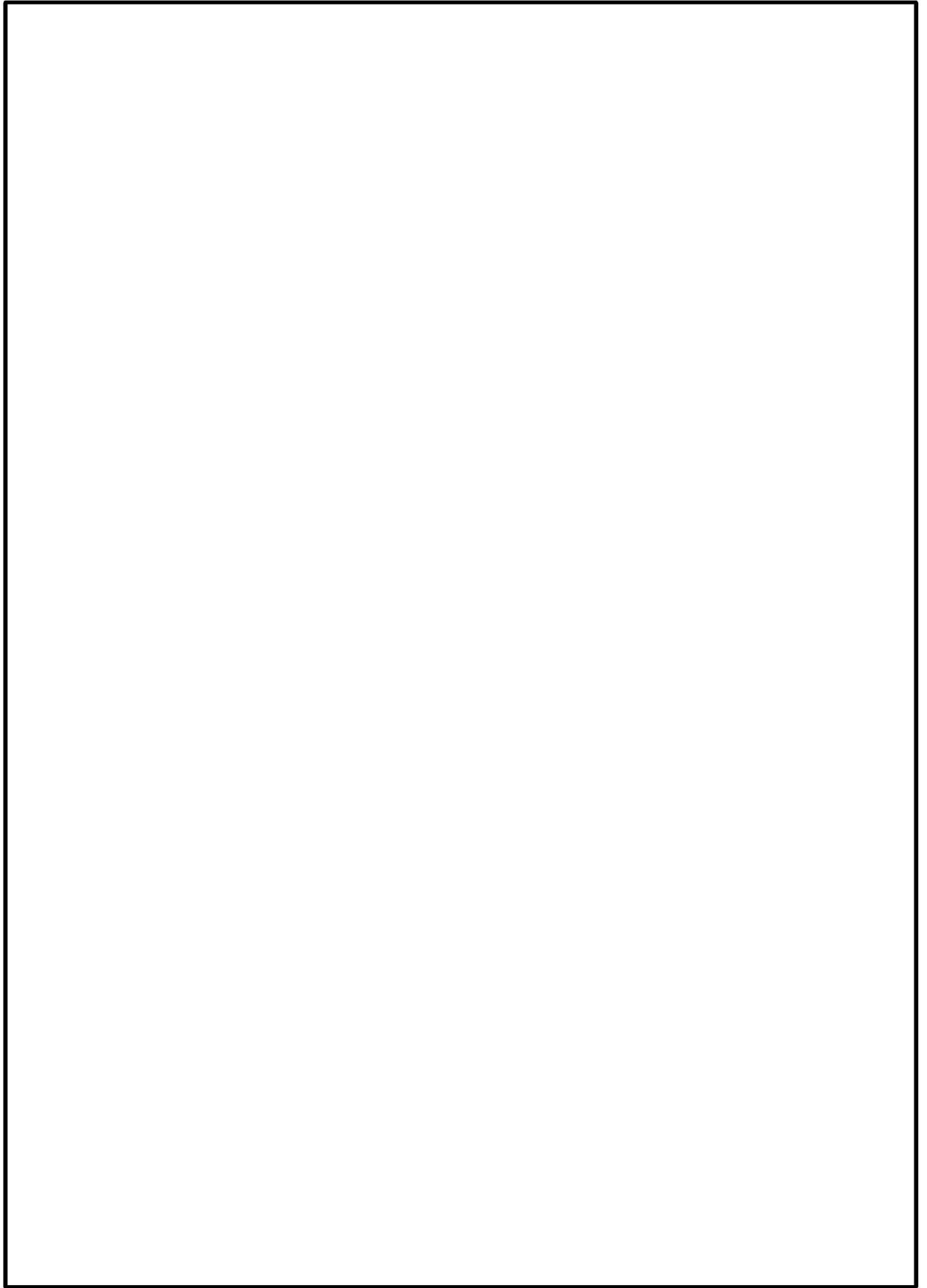


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (16/20)

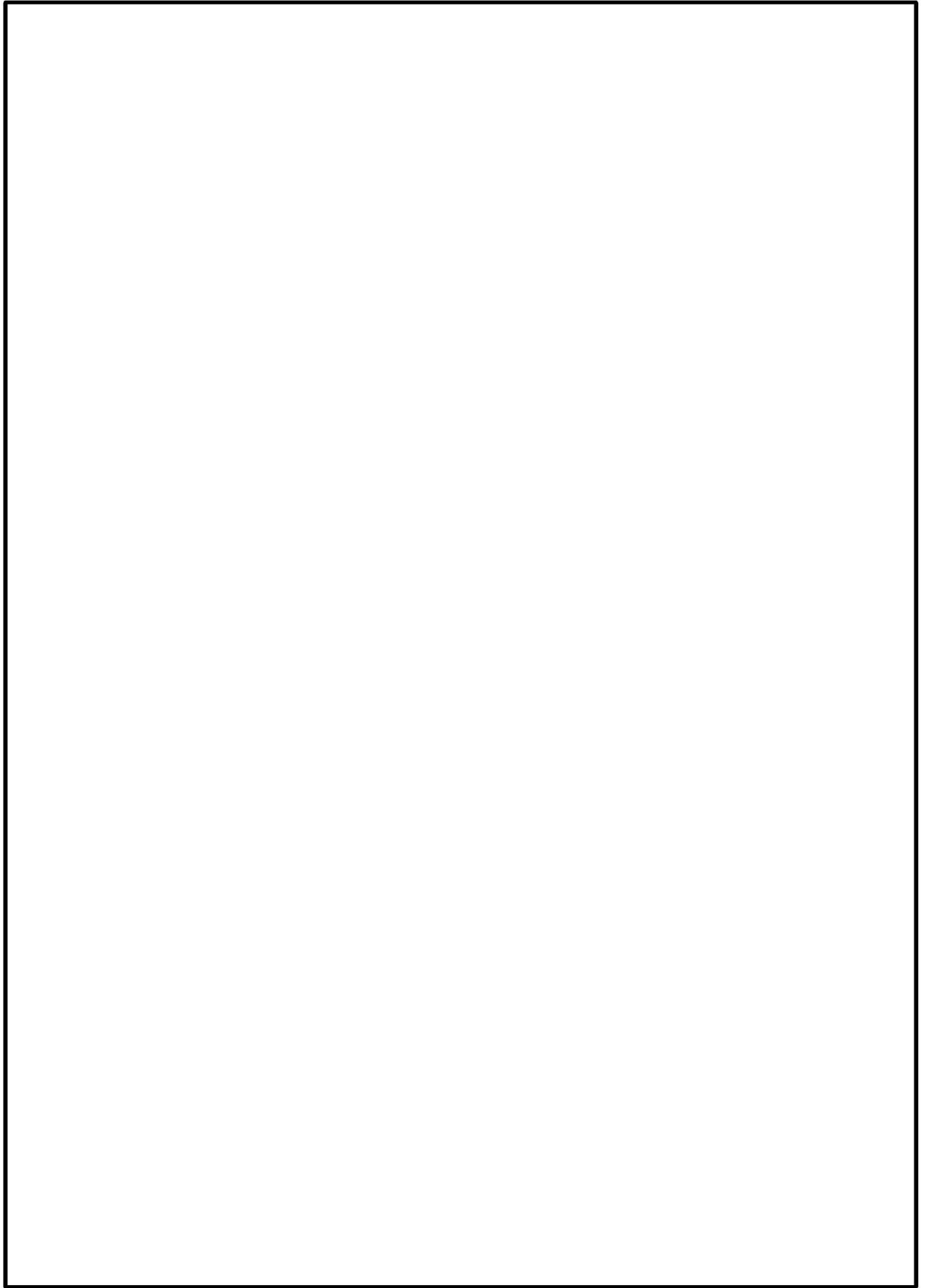


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (17/20)

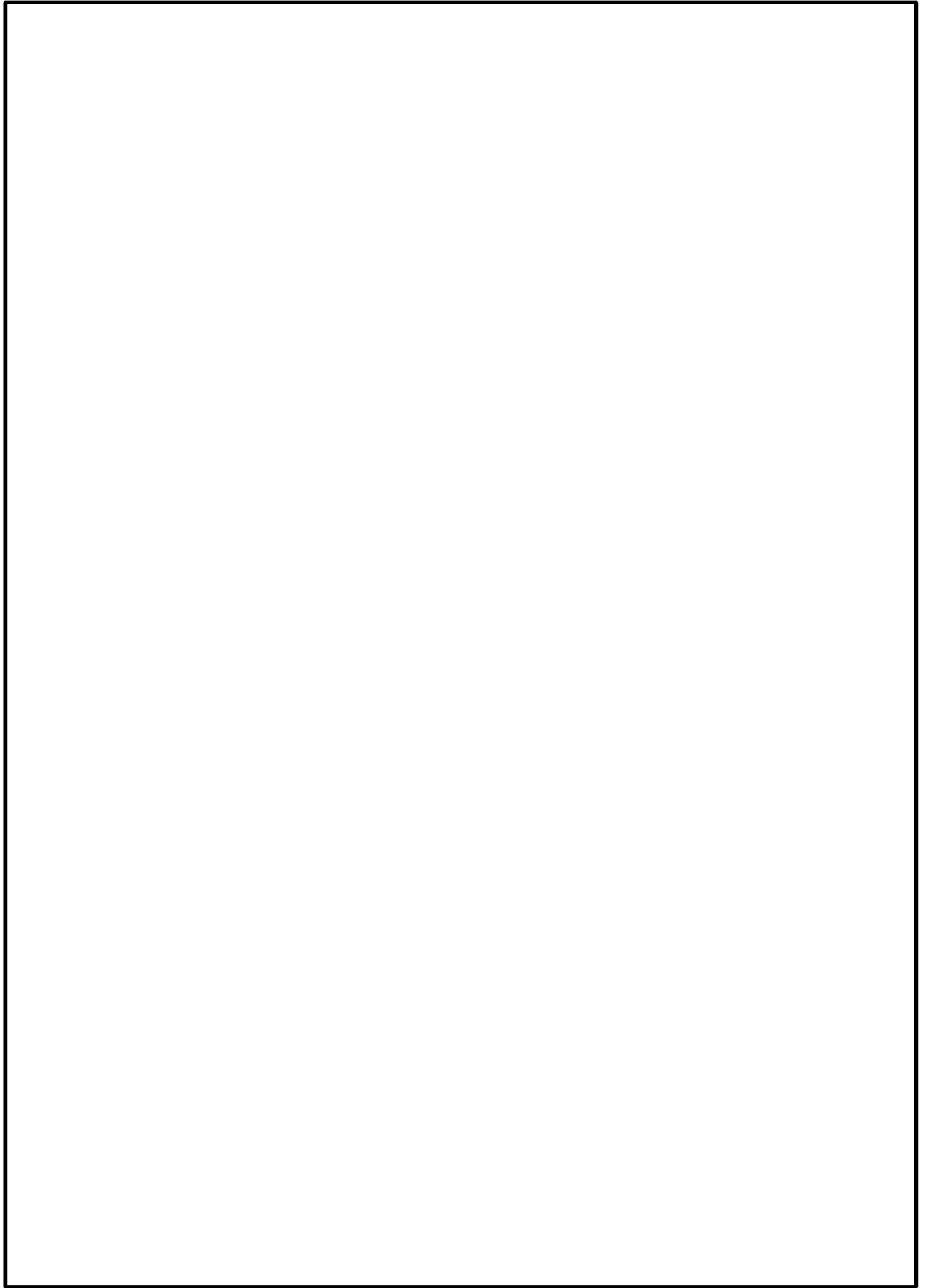


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (18/20)

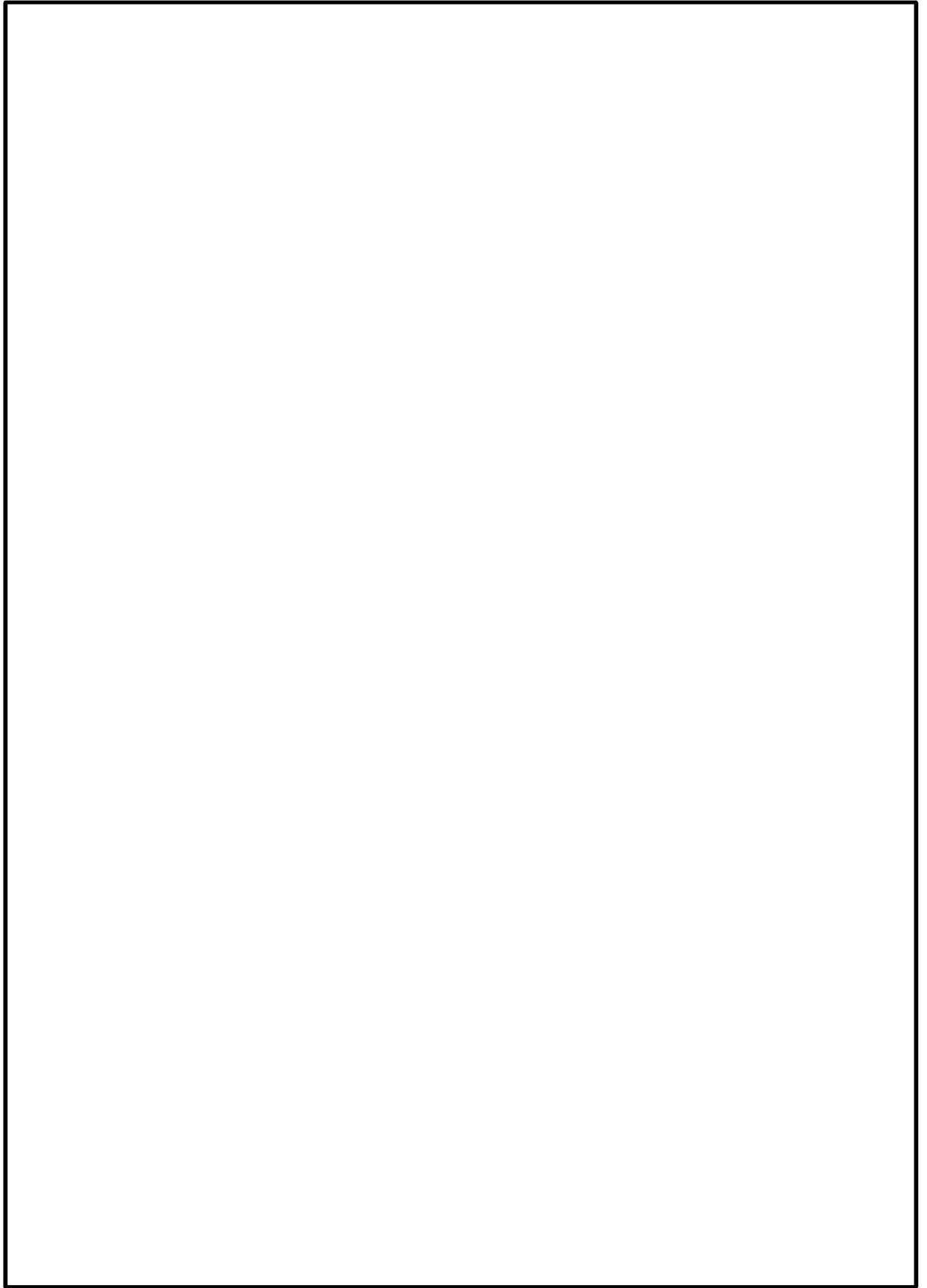


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (19/20)

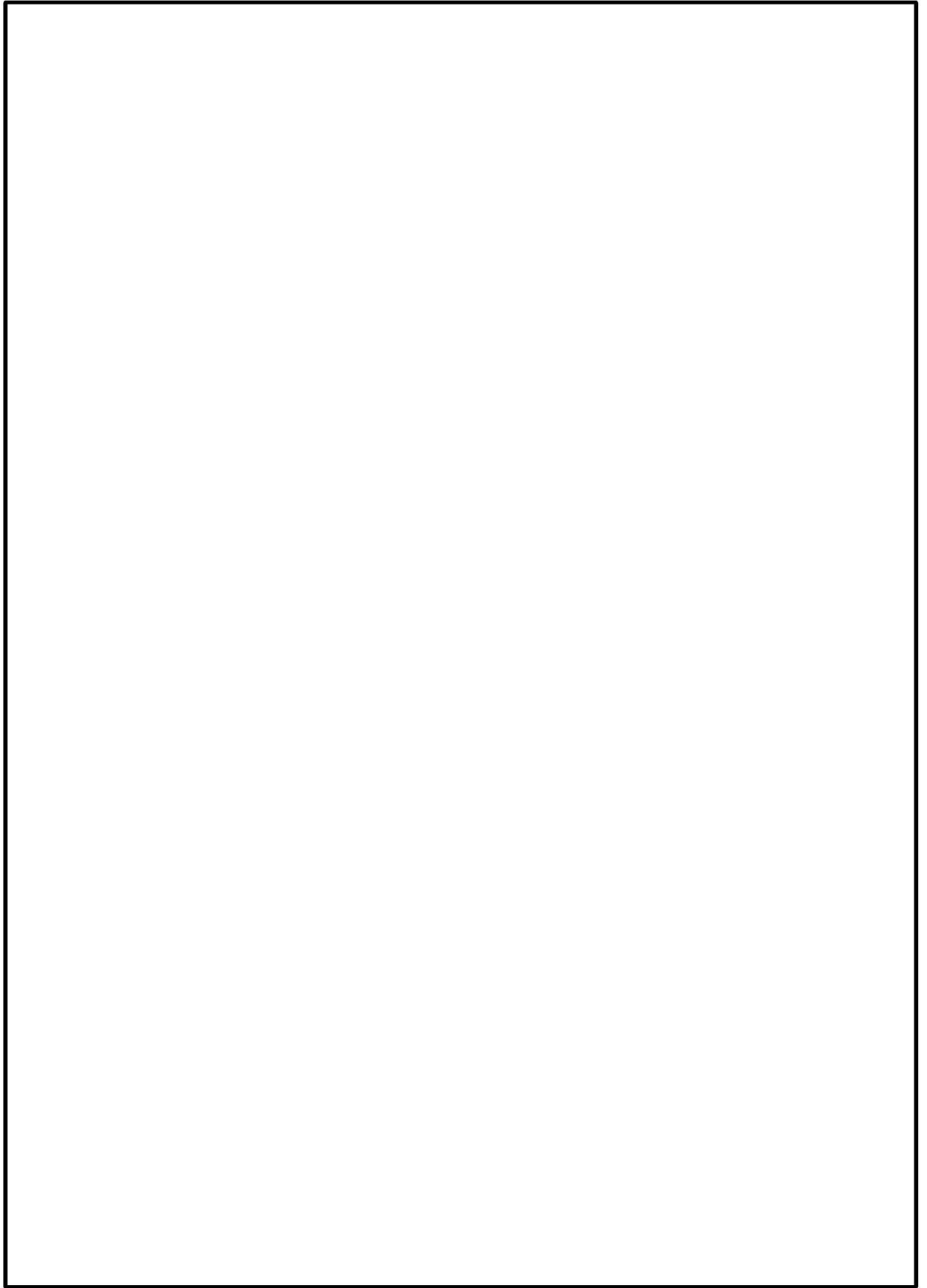


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (20/20)

3.3 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

非常用ガス処理系は、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、主排気筒（内筒）を経由して原子炉建屋外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

当該系統は、原子炉建屋4階（オペレーティングフロア）から吸気する系統構成となっており、重大事故時に系統に流入するガスに水素が含まれることから影響評価が必要である。

評価した結果、柏崎刈羽原子力発電所第7号機では、非常用ガス処理系使用時における原子炉建屋4階（オペレーティングフロア）の水素濃度が可燃限界未満であること及び流入する水素ガス量を保守的な評価条件にて評価した場合においても水素爆発に対して、問題のないことを確認している。（添付資料10）

4. 添付資料

- －1 環境放射線の設定方法について
- －2 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について
- －3 熱収支等により環境条件を設定するエリアの設定方法について
- －4 原子炉建屋原子炉区域内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- －5 原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- －6 屋外において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
- －7 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定
- －8 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの放射線環境条件設定
- －9 格納容器内雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について
- －10 非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

環境放射線の設定方法について

環境放射線の設定方法を図 1～図 4 に示す。

なお、図 1 及び図 2 が重大事故等時、図 3 及び図 4 が設計基準事故時の環境条件の設定方法を示している。

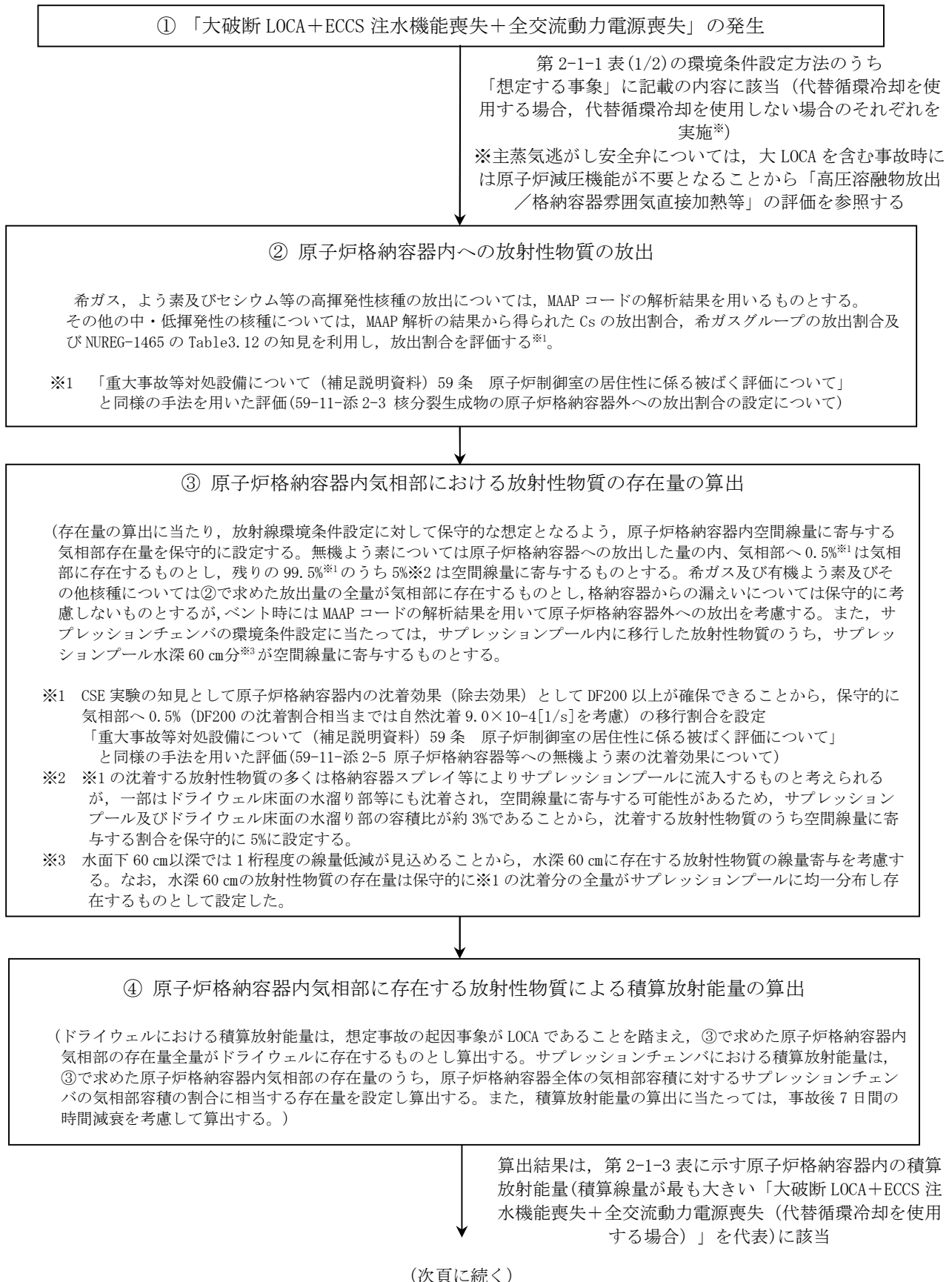


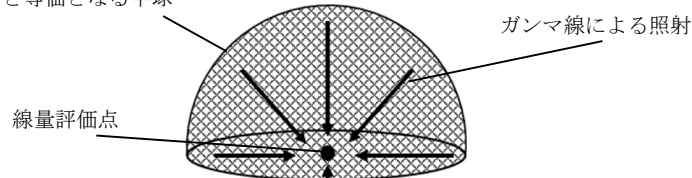
図1 重大事故時における原子炉格納容器内の**重大事故等対処設備**に対する環境条件設定のフロー図（1 / 2）

(前頁より)

⑤ 原子炉格納容器内に放出された放射性物質によるある評価点での積算放射線量の評価

- ・ドライウエル又はサブプレッションチェンバ内気相部と等価となる半球体系をモデル化
- ・モデル化した半球内に放射性物質が均一分布するものとし、放射性物質から評価点（球中心）までの空気による減衰効果を考慮した線量を算出（体系概略図及び評価式を以下に示す）

評価対象箇所と等価となる半球
(線源領域)



$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R})$$

- D : 評価点の積算線量 (Gy)
- 6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)
- Q_{γ} : ドライウエル又はサブプレッションチェンバ内気相部における積算放射エネルギー (Bq·s)
- V : ドライウエル又はサブプレッションチェンバ内気相部容積 (m^3)
- E_{γ} : ガンマ線実効エネルギー (0.5 MeV/dis)
- μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)
- R : ドライウエル又はサブプレッションチェンバ内気相部と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3V}{2\pi}}$$

⑥ ⑤での評価結果に基づき、環境条件として設定

800kGy/ 7日間※

※ドライウエル及びサブプレッションチェンバの評価結果に余裕を考慮した値

第2-1-1表(1/2)の環境条件設定方法のうち「環境条件」に記載の内容に該当

図1 重大事故時における原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (2 / 2)

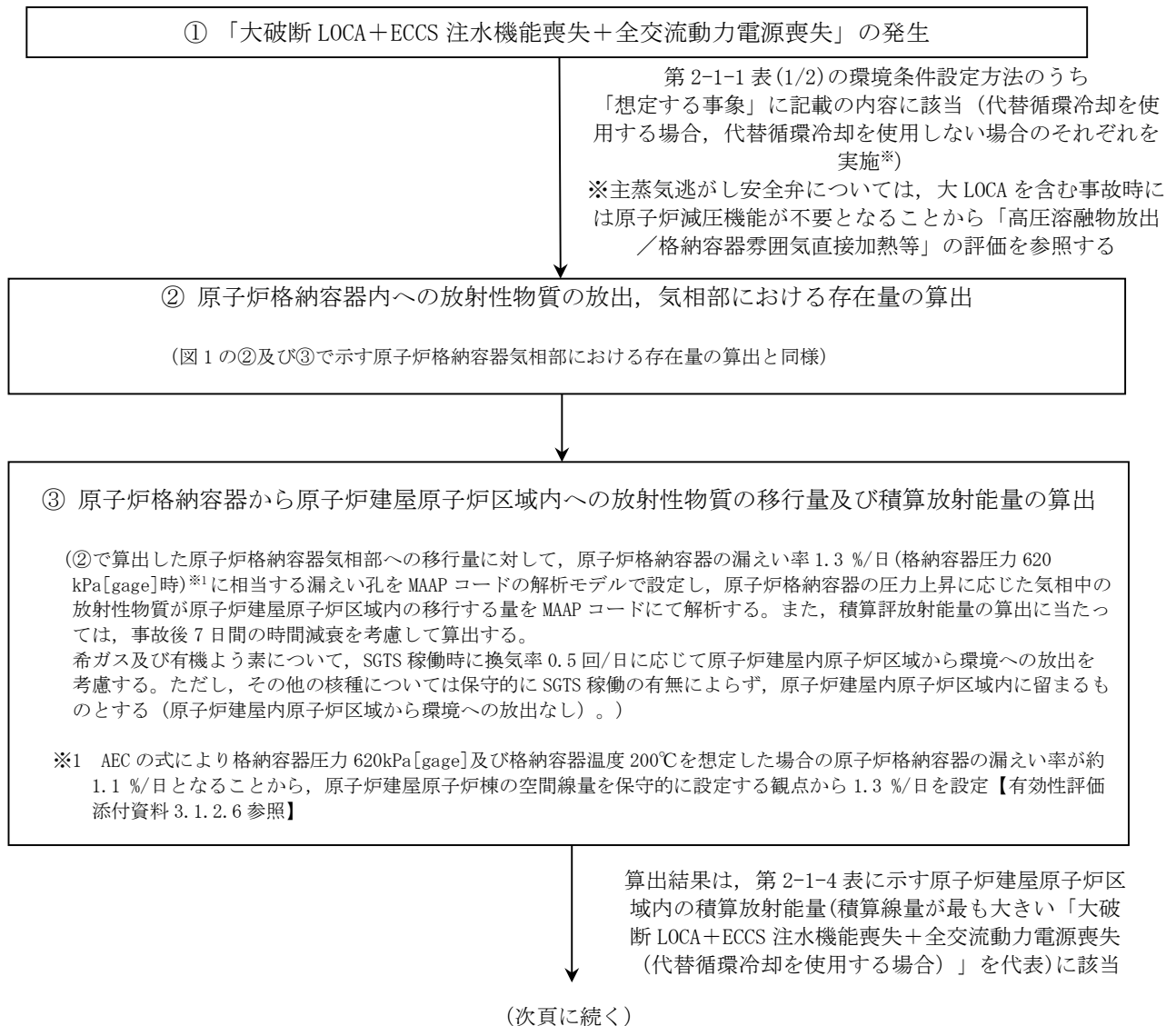


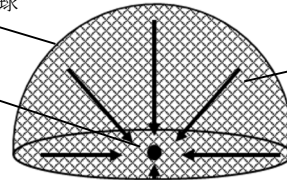
図2 重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の**重大事故等対処設備**に対する環境条件設定のフロー図（1 / 2）

(前頁より)

- ④ 原子炉建屋原子炉区域内に移行した放射性物質によるある評価点での積算放射線量の評価
- ・原子炉建屋運転階気相部（原子炉建屋原子炉区域内の最も容積が広いエリア）と等価となる半球体系をモデル化
 - ・モデル化した半球内に放射性物質が均一分布するものとし，放射性物質から評価点（球中心）までの空気による減衰効果を考慮した線量を算出（体系概略図及び評価式を以下に示す）

評価対象箇所と等価となる半球
(線源領域)

線量評価点



ガンマ線による照射

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R})$$

D : 評価点の積算線量 (Gy)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉区域内気相部における積算放射線量 (Bq·s)

V : 原子炉建屋原子炉区域内気相部容積 (m³)

E_{γ} : ガンマ線実効エネルギー (0.5 MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

R : 原子炉建屋運転階気相部 V_{OF} と等価な半球の半径 (m)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3V_{OF}}{2\pi}}$$

⑤ ④での評価結果に基づき，環境条件として設定

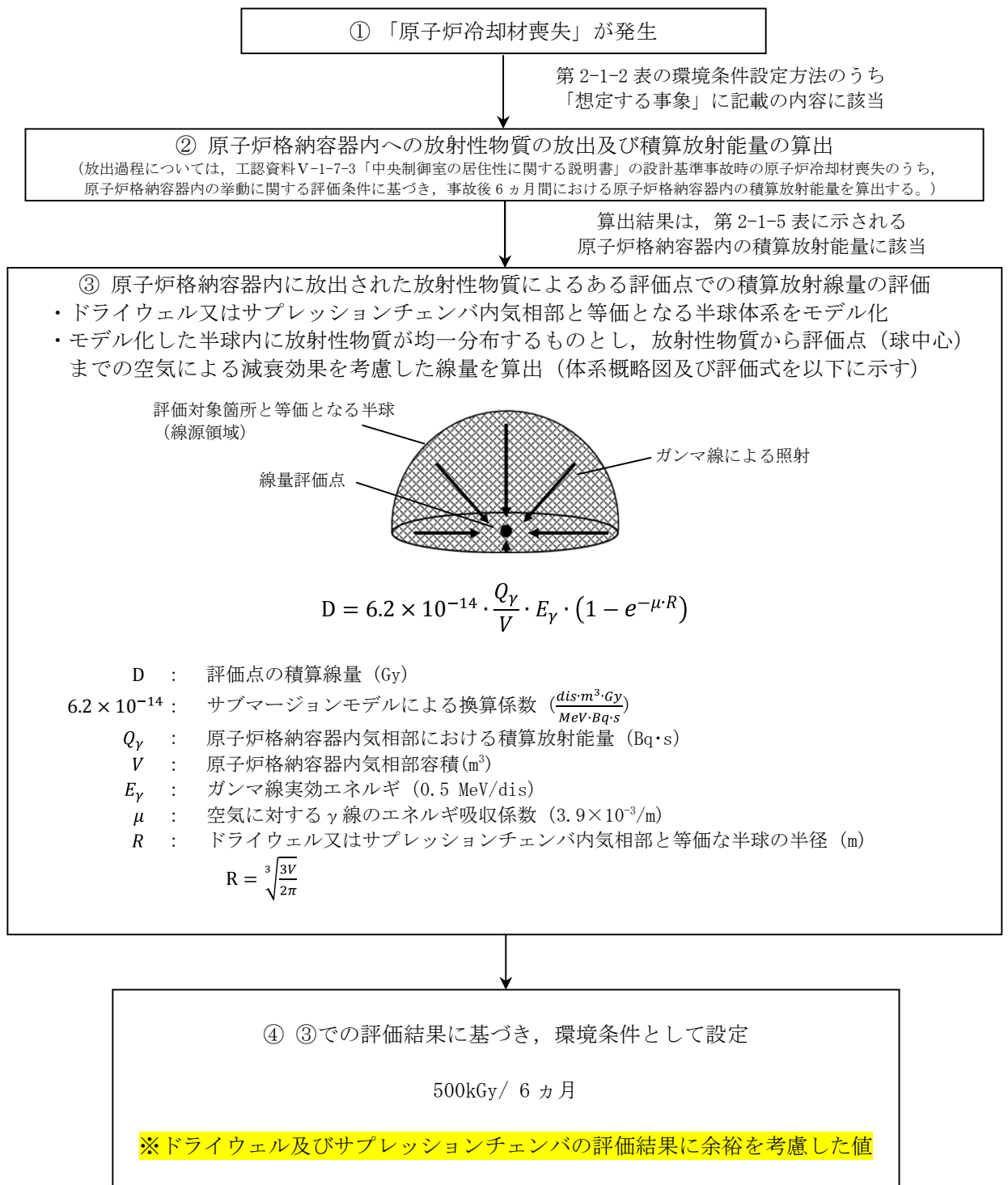
460Gy/ 7 日間※

※積算線量が最も大きい「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失（代替循環冷却を使用する場合）」を代表とする

また，原子炉建屋運転階の線量については，使用済燃料貯蔵プールの水位低下時に使用済制御棒等から受ける直接線やその散乱線の影響も考慮して，保守的に 510Gy/7 日間を設定する。

第 2-1-1 表 (1/2) の環境条件設定方法のうち「環境条件」に記載の内容に該当

図2 重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (2 / 2)



第2-1-2表の環境条件設定方法のうち「環境条件」に記載の内容に該当

図3 設計基準事故時における原子炉格納容器内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

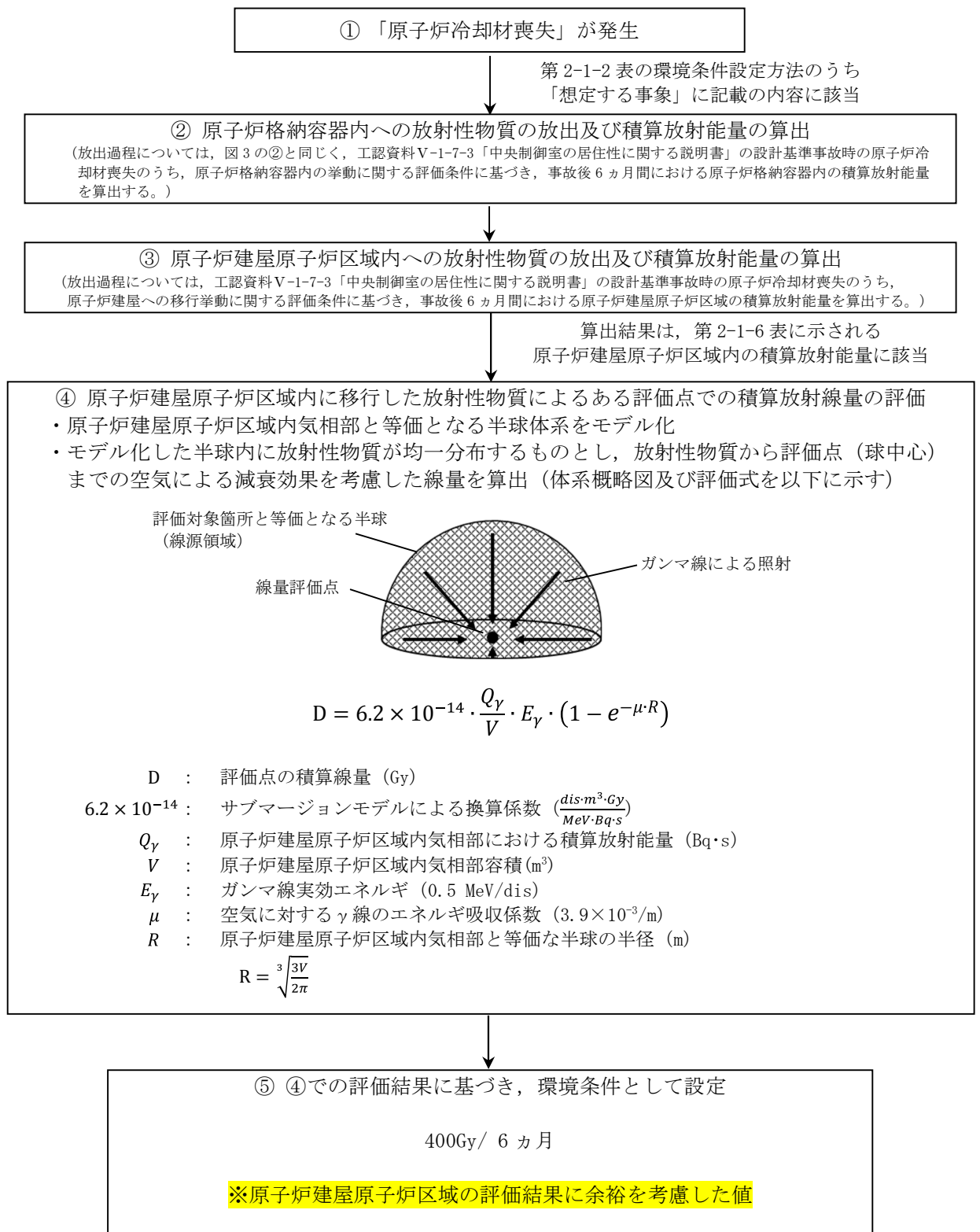


図4 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

(参考資料) 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性

重大事故時における原子炉格納容器（以下「PCV」という。）及び原子炉建屋原子炉区域内（以下「R/B」という。）の安全施設に対する環境条件設定に当たり、図1及び図2に示すフロー図に従い、PCV内に対しては380 kGy/7日間（主蒸気逃がし安全弁）、800 kGy/7日間（その他の設備）を設定し、R/B内に対しては460Gy/7日間を設定する。本環境条件設定における放射性物質（以下「FP」という。）存在量の設定に係る評価条件の保守性について表1に示す。

表1 重大事故時における放射線環境条件設定の保守性

評価項目	評価条件の保守性
炉内からPCV内へのFP放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> 本項目ではMAAP解析結果を用いており、現実的なパラメータを設定している（後述する条件により全体的には保守性を確保している）。
PCV内気相部のFP存在量の設定	<ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプールのpH調整効果（有機よう素の低減効果）を考慮しない 無機よう素及び粒子状物質はCSE実験の知見では数百分の1以上の沈着効果が得られるが、200分の1の沈着効果を設定 PCV内で沈着するFPのほとんどはS/Pに移行すると考えられるが、5%は空間線量に寄与するものとして気相部存在量に加算して設定
PCV内の積算放射線量の算出	<ul style="list-style-type: none"> サブマージョンモデルにおける評価は、ドライウエル又はサブプレッションチェンバと等価な体系をモデル化し評価しているが、原子炉圧力容器等構造物による遮へい効果は考慮していない ドライウエルの線量評価の保守性 PCV内気相部に存在するFPが全てドライウエルに存在するものとして評価 サブプレッションチェンバの線量評価の保守性 PCV内で沈着するFP全量がサブプレッションプールに移行するものとして、サブプレッションプールに内包する放射性物質からの線量寄与を考慮※
PCVからR/BへのFP放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> R/Bへ漏えいするFPは、PCV内の放射線環境条件で保守的に想定したPCV内気相部に存在するFPを想定 格納容器圧力620kPa[gage]及び格納容器温度200℃を想定した場合の原子炉格納容器の漏えい率1.1%/日を包絡する値として1.3%/日の漏えい率に相当する漏えい孔をMAAPコードの解析モデルで設定 <p>【参考文献、有効性評価添付資料3.1.2.6】</p>

※ サプレッションチェンバ内気相部に存在するFPからの線量評価に当たっては、FPがPCV気相部全域に一様に存在しているものとして積算放射線量を評価する。

主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の環境条件について

1. 主蒸気管破断事故（以下「MSLBA」という。）の PRA 及び有効性評価における取扱いについて

(1) PRA（内部事象運転時 PRA）上の扱い

- ・ PRA における起因事象は、実際に発生した事象や安全評価における想定事象（LOCA, MSLBA）を参考に、発生する可能性のある事象の想定として定めたものである。
- ・ MSLBA については、設計基準事故に分類されており、その発生頻度は事故事象相当のレベルであり、これは給水喪失などの過渡事象と比較して十分に小さい。
- ・ また、MSLBA が発生し主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）が閉止して原子炉隔離に成功する事象は、過渡事象のうち隔離事象と分類される原子炉が隔離される事象と成功基準が同じであること及び発生頻度が小さいことから、個別の起因事象として扱う必要はないものと整理している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、破断の発生箇所によって大 LOCA 又は格納容器バイパスに分類されること及び発生頻度が小さいことから、個別の起因事象として扱う必要はないものと整理している。

[有効性評価 付録 1 別添 1.1.1 b (2) 対象外とした起因事象参照]

(2) 有効性評価上の扱い

- ・ MSLBA は、MSIV 閉止の成否及び破断の発生箇所に応じて、それぞれ他の起因事象に分類可能であり、事故シーケンス抽出には影響が無いと考えられることから、重要事故シーケンスの起因事象とする必要はないものと整理している。

上記のように、PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価の起因事象においては、MSLBA は発生頻度、事象進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理している。

2. MSLBA に伴う環境条件への影響について

設計基準事故に伴う環境条件への影響については従来より、MSLBA 等を考慮して環境条件として設定されており、設計基準事故時に必要な設計基準対象施設については、当該事故時の環境条件を考慮した設計としている。すなわち、MSLBA 発生に伴う環境条件の悪化によって必要な設計基準対象施設が従属的に機能喪失することで重大事故等が発生しないように設計されている。

重大事故等対処施設に適用する条件においては、PRA 及び有効性評価の取扱いとは異なり、設計的な余裕を考慮して、MSLBA 起因の重大事故等時の適切な環境条件を設定し、当該事象に必要な重大事故等対処施設はその環境条件を満足する設計とする。

なお、原子炉建屋原子炉区域内の圧力条件（ブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当）については変更とはならない。

3. MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展及び期待する主な設備について

設計基準の MSLBA 及び MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展を表 1 に示す。MSLBA 起因の重大事故等時は、設計基準の MSLBA から原子炉注水機能又は残留熱除去機能が喪失することにより、重大

事故に進展することが考えられる。

また、MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備は表 2 のとおりであり、MSLBA 時に環境条件が厳しくなる原子炉建屋原子炉区域内に設置する機器（例：蒸気流路上に設置する計装設備）が存在する。

なお、重大事故である「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」においては、本来は高圧代替注水系等の重大事故対処設備にて炉心損傷が回避可能な事故シーケンスであること^{※1}、PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価において MSLBA は発生頻度、事故進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理していること^{※2}から、環境条件で考慮する MSLBA 起因の重大事故等として抽出しない。

※1：「重大事故等対処設備について（補足説明資料）39 条 地震による損傷の防止
(39-4 5.2.2 (4) 荷重の組み合わせの検討) に示す通り

※2：本添付資料の 1 章での整理

表 1 MSLBA の事象進展

事象	事象進展	機能喪失する 主な設備
設計基準の MSLBA	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒高圧注水系による原子炉注水成功	—
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUV	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒高圧注水系・低圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧 ⇒低圧代替注水系（常設）による原子炉注水 ⇒代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却 ⇒格納容器圧力逃がし装置（又は耐圧強化ベント系）による原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心注水系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUX	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒高圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒主蒸気逃がし安全弁による原子炉手動減圧失敗 ⇒代替自動減圧ロジックを用いた自動減圧機能付き主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧 ⇒残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水 ⇒残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサブレーションチェンバプール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧炉心注水系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 自動減圧系
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TW（RHR 喪失）	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒残留熱除去系機能喪失 ⇒原子炉隔離時冷却系による原子炉注水 ⇒主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧 ⇒高圧炉心注水系による原子炉注水 ⇒代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却 ⇒格納容器圧力逃がし装置（又は耐圧強化ベント系）による原子炉格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系

表 2 MSLBA 起因の重大事故等時に期待する主な設備

事象	期待する設備
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUV	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・主蒸気逃がし安全弁 ・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置（又は耐圧強化ベント系） ・必要な電源，計装設備
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TQUX	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・主蒸気逃がし安全弁 ・代替自動減圧ロジック ・残留熱除去系（低圧注水モード） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサブプレッションチェンバプー ル水冷却モード） ・必要な電源，計装設備
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故のうち、TW（RHR 喪失）	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・原子炉隔離時冷却系 ・主蒸気逃がし安全弁 ・高圧炉心注水系 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・格納容器圧力逃がし装置（又は耐圧強化ベント系） ・必要な電源，計装設備

4. MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件について

1. に記載のとおり，MSLBA 発生時は原子炉建屋原子炉区域内に原子炉圧力容器内の大量の蒸気が流出するため，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（温度及び湿度）が最も厳しくなる事象である。従って，MSLBA 起因の重大事故等時を考慮することにより，原子炉建屋原子炉区域内の温度及び湿度の条件が変更となる。

具体的な条件としては表 3 のとおりである。

表 3 原子炉建屋原子炉区域内の温度及び湿度の条件

項目	変更前	変更後	備考
温度	原則として 66℃	<p>主蒸気管トンネル室 (図 1) 事象発生～1 時間：171℃ 1 時間～6 時間：100℃ 6 時間～7 日間：66℃</p> <p>主蒸気管トンネル室外* 事象発生～6 時間：100℃ 6 時間～7 日間：66℃</p> <p>* 蒸気の流入が微小で有意な 温度上昇がないエリア (図 2) を除く</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 171℃ 原子炉圧力容器内の蒸気が大気圧条件下に流出した場合の最高温度 蒸気が大気圧条件下に流出することにより、瞬時に飽和温度 (100℃) 以下となると考えられるが、保守的に事象発生後 1 時間まで、171℃の温度状態が継続するものとして設定。 ➤ 100℃ 大気圧条件下での飽和温度 ブローアウトパネル開放による外気への蒸気放出に伴い、建屋内温度は下記室温 (66℃) までに低下するものと考えられるが、保守的に事象発生後 6 時間まで 100℃の温度状態が継続するものとして設定 ➤ 66℃ MSLBA を考慮しない場合の最高室温に余裕を考慮した値 (設計基準の条件と同じ)
湿度	原則として 湿度 100%	<p>主蒸気管トンネル室 (図 1) 171℃～100℃の場合 (事象発生～6 時間)：100% (蒸気) 66℃の場合 (6 時間～7 日間)：100%</p> <p>主蒸気管トンネル室外* 100℃の場合 (事象発生～6 時間)：100% (蒸気) 66℃の場合 (6 時間～7 日間)：100%</p> <p>* 蒸気の流入が微小で有意な 湿度上昇がないエリア (図 2) を除く</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 蒸気条件 100℃以上の場合、過熱又は飽和状態のため蒸気条件として設定 ➤ 湿度条件 変更前と同じ

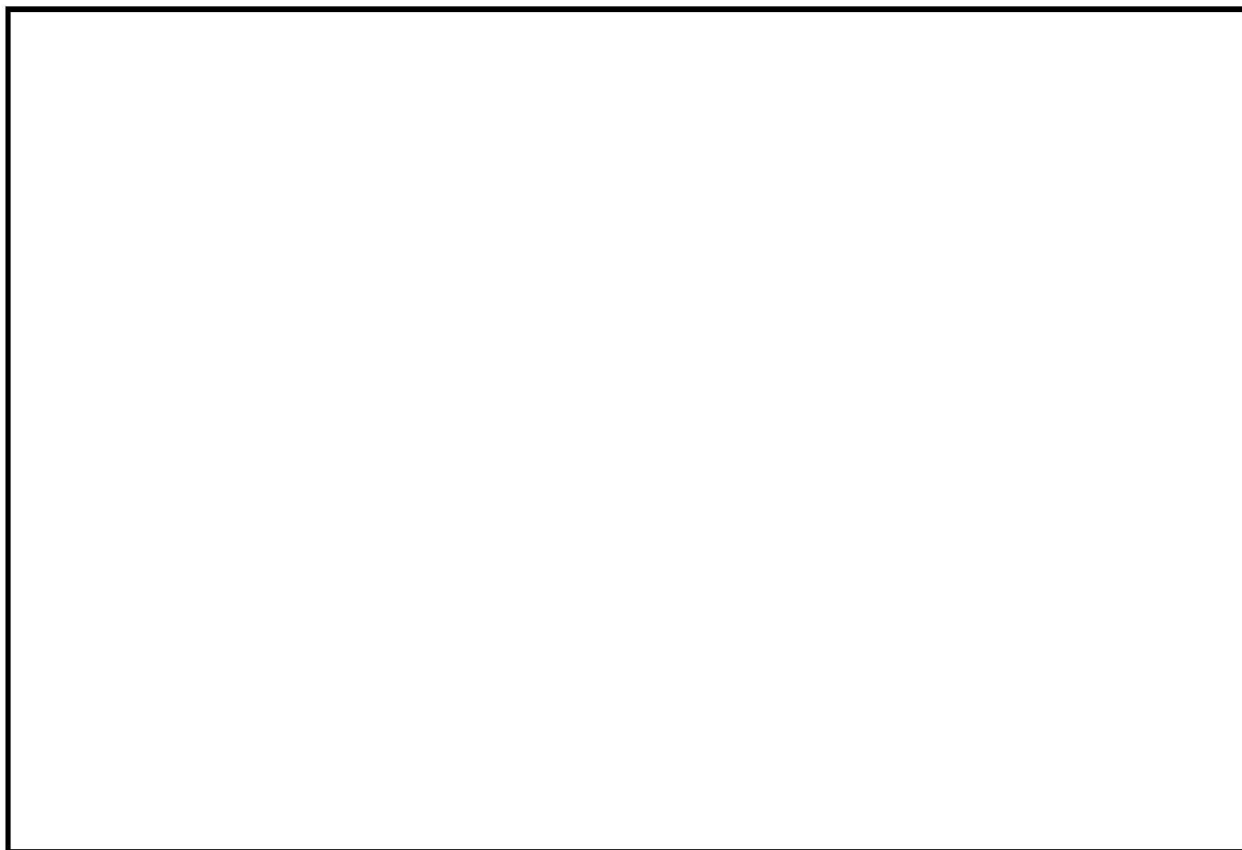


図 1 主蒸気管トンネル室の位置



図 2 蒸気の流入が微小で有意な温度上昇がないエリア (1/2)

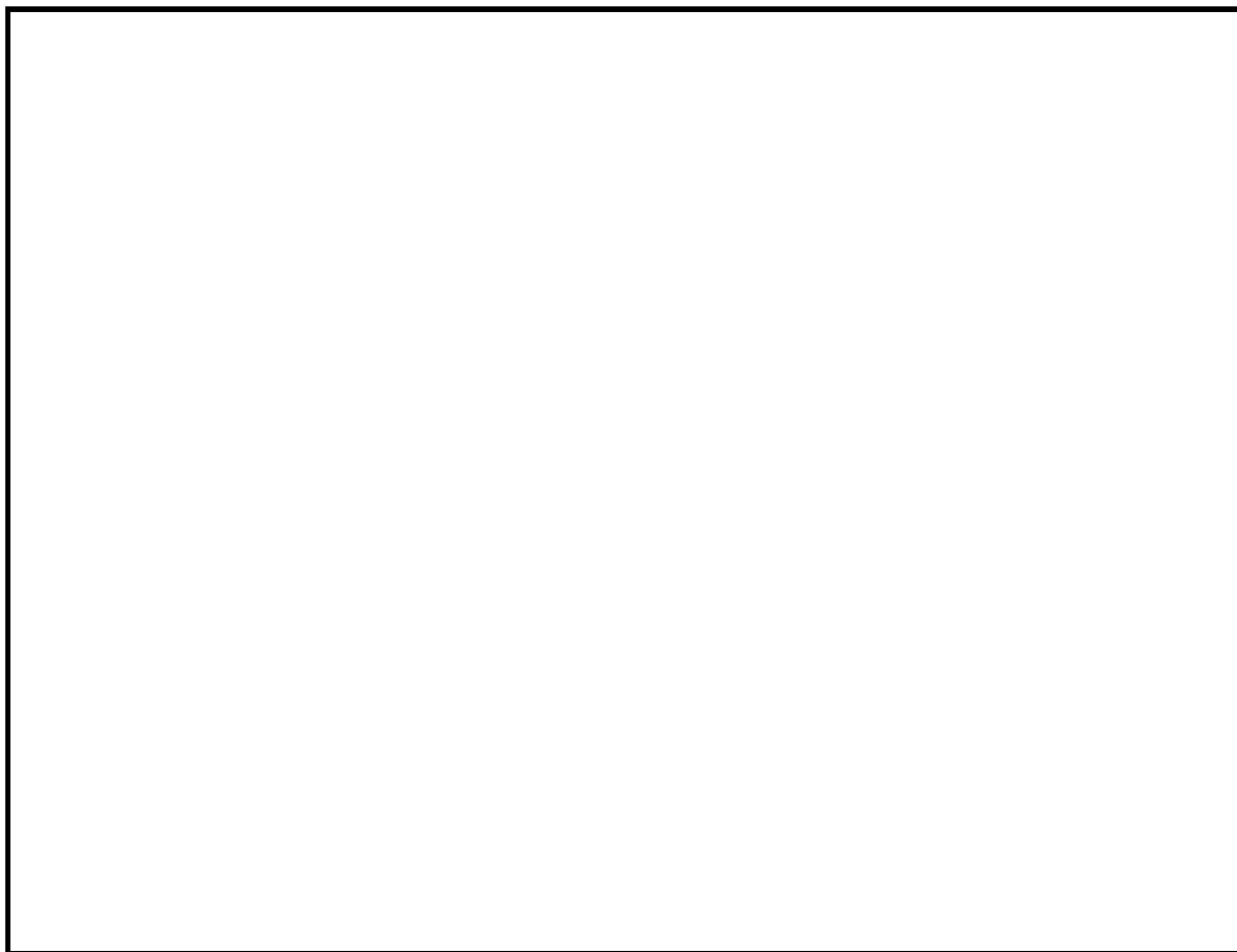


図 2 蒸気の流入が微小で有意な温度上昇がないエリア (2/2)

また、表 3 の温度条件を設定するに当たり、参考として簡易モデルによる主蒸気管破断事故時における原子炉建屋内の温度評価を行い、表 3 で設定した温度条件との比較を行った。評価対象領域の概念を図 3、温度評価モデル (エネルギー保存式より原子炉建屋内温度を評価) のイメージを図 4、評価条件を表 4、評価結果を図 5 に示す。

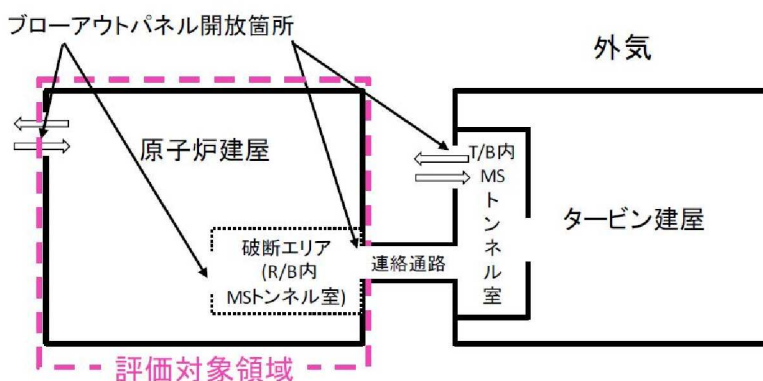


図 3 評価対象領域の概念図

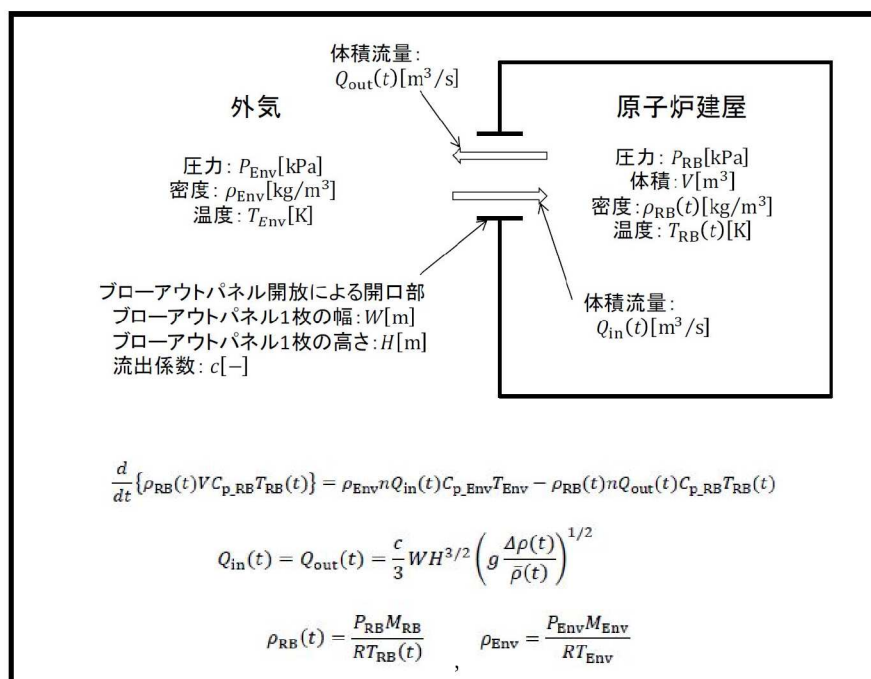


図 4 温度評価モデルのイメージ

表 4 評価条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
原子炉建屋内圧力	P_{RB}	101.325	kPa	大気圧
外気圧力	P_{Env}			
原子炉建屋内の気体分子量	M_{RB}	28.97	g/mol	原子炉建屋内は保守的に空気と想定する
外気の気体分子量	M_{Env}			
気体定数	R	8.31	J/molK	
外気温度	T_{Env}	40	°C	
流出係数	c			
ブローアウトパネルの幅	W	4.00	m	ブローアウトパネル開放が1枚の場合の値を示す。
ブローアウトパネルの高さ	H	3.8	m	ブローアウトパネル開放が1枚の場合の値を示す。
重力加速度	g	9.8	m/s ²	
原子炉建屋内の体積	V	104000	m ³	原子炉建屋の容積に余裕をみた値 実事故においては図2に示す個別の部屋以外の通路や大物搬入口が主な蒸気流路となるが、1ノード評価においては体積が大きい方が保守的な結果となることから、体積の算出においては「蒸気の流入が微小で温度上昇が66°Cを超過しないエリア」を考慮した容積を用いた
ブローアウトパネル開放を考慮する枚数	n	1~4	枚	ブローアウトパネルの枚数 n は 1~4 枚それぞれの場合を考慮する。
原子炉建屋内の気体の定圧比熱	$C_{p,RB}$	原子炉建屋内と外気の物性値は保守的に同じと仮定するため、評価に使用しない		
外気の定圧比熱	$C_{p,Env}$			
原子炉建屋内の初期温度	$T_{RB}(0)$	100	°C	大気圧条件下での飽和温度

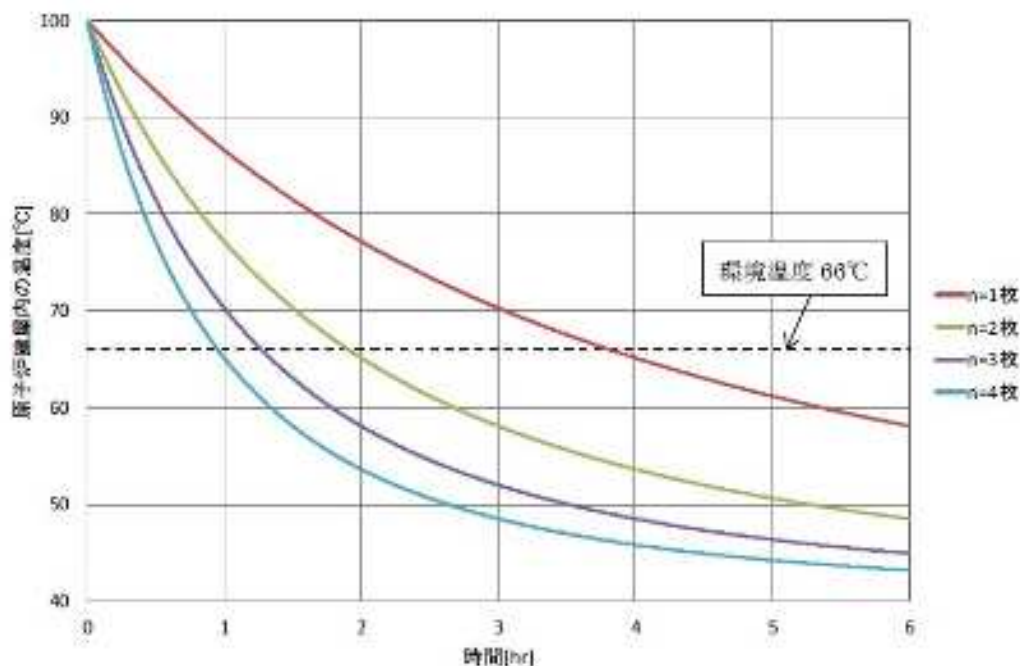


図5 簡易モデルによる主蒸気管破断事故時の原子炉建屋温度評価

図5に示すとおり、簡易モデルによる評価では、ブローアウトパネル開放が1枚の場合でも主蒸気管破断事故発生時点から約4時間、4枚の場合では約1時間経過した時点で、原子炉建屋の温度は66℃を下回っており、表3の環境条件については保守的に設定されていることを確認した。

図2のエリアは、図6の概要図に示す主蒸気管破断事故での蒸気主流路上にはなく壁面等に囲まれたエリアであり蒸気流入が微少であるため、初期に有意な温度上昇は発生しないと考えられる。そのため、これらのエリアにおいて初期の温度上昇「事象発生～6時間：100℃」を設定しないものとした。

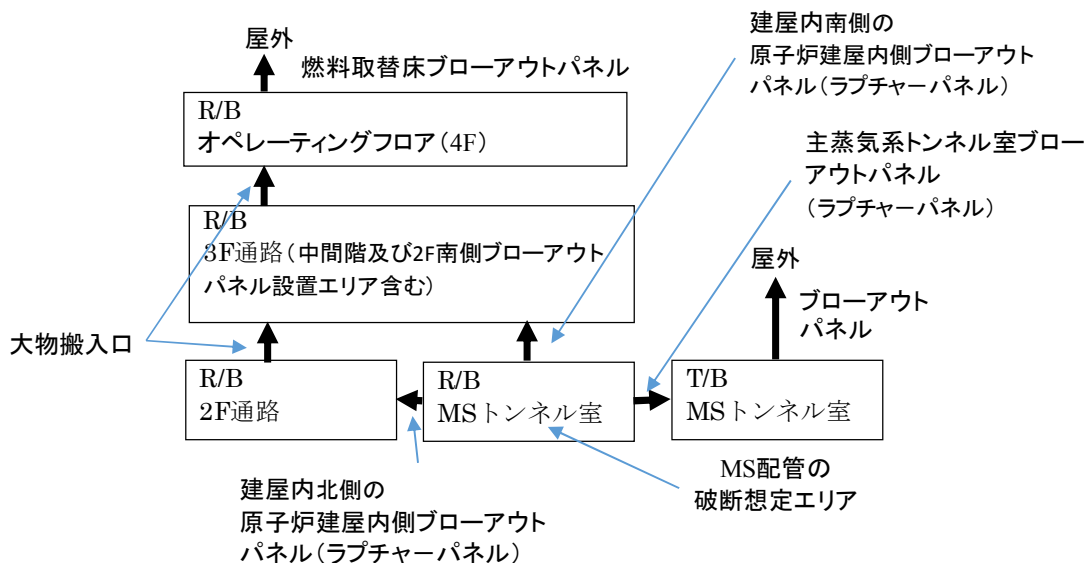


図6 主蒸気管破断事故の蒸気主流路の概要図 (R/B MS トンネル室での破断ケース)

※詳細なブローアウトパネルの仕様等については「KK7 補足-021-4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針に係る補足説明資料」に示す通り

なお、原子炉建屋原子炉区域内の放射線条件（原則 460Gy）については、炉心が損傷し放射性物質が原子炉格納容器気相部に充満している状態において、原子炉格納容器からの漏えい率を保守的に想定し、事故後 7 日間での原子炉建屋原子炉区域内の積算線量を包絡する条件として設定している。MSLBA 発生から主蒸気隔離弁閉止までの間に流出する蒸気に含まれる放射性物質による放射線影響は軽微であることから、MSLBA 起因の重大事故等を考慮しても原子炉建屋原子炉区域内の放射線条件は変更とはならない。

熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について

環境温度の個別設定の考え方としては、各エリアの隣接エリアの温度条件及び内部発熱量（ポンプ、電気盤、配管等の発熱量）を考慮し、また、空調設備の期待の有無を踏まえ、熱伝達工学に基づく室温評価を基に環境温度を設定している。

a. 隣接エリアの温度条件

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、隣接エリアとの熱収支を考慮した環境条件を設定している。例えば、原子炉建屋原子炉区域内については、原子炉格納容器外壁との熱収支を、原子炉建屋原子炉区域外については、原子炉建屋原子炉区域外壁との熱収支を考慮している。

b. 内部発熱量

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、当該設備を設置するエリアにポンプ、電気盤、配管等の熱源があり、それらの発熱の影響を受ける設備は、それら発熱の影響を考慮した環境条件を設定している。（参考 1～3 参照）

c. 空調設備

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して、当該設備を設置するエリアが、サポート系である空調設備により管理されている設備は、空調設備の機能に期待した環境条件を設定している。

空調設備の機能に期待するエリアは、水密扉等で区画化されている原子炉建屋原子炉区域内の一部エリア（HPCF ポンプ室、RHR ポンプ室、RCIC ポンプ室及び CAMS 室）、原子炉建屋原子炉区域外の一部エリア（D/G 室、RCW 熱交換機室及び中央制御室待避室）及び 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所となる。

環境温度維持のために使用する空調設備は、以下の設計とすることにより、重大事故等時でも必要な機能を発揮できる設計とする。

- ・各空調設備は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備又は 5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
- ・既設の空調設備は、通常運転時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時に使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。新設の空調設備は、他の設備と独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- ・各空調設備は、空調の機能に期待するエリアにて設定した環境温度以下に除熱できる容量を有する設計とする。
- ・各空調設備は、基準地震動 S_0 による地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

- ・各空調設備は、非常用炉心冷却系のポンプ等、当該エリア内の設備の起動に伴って自動起動する設計とするか、中央制御室、中央制御室待避室又は5号機原子炉建屋内緊急時対策所で操作可能な設計とする。
- ・各空調設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

これらの空調設備の機能に期待しているエリアを図1、空調設備の配置概要図を図2に示す。

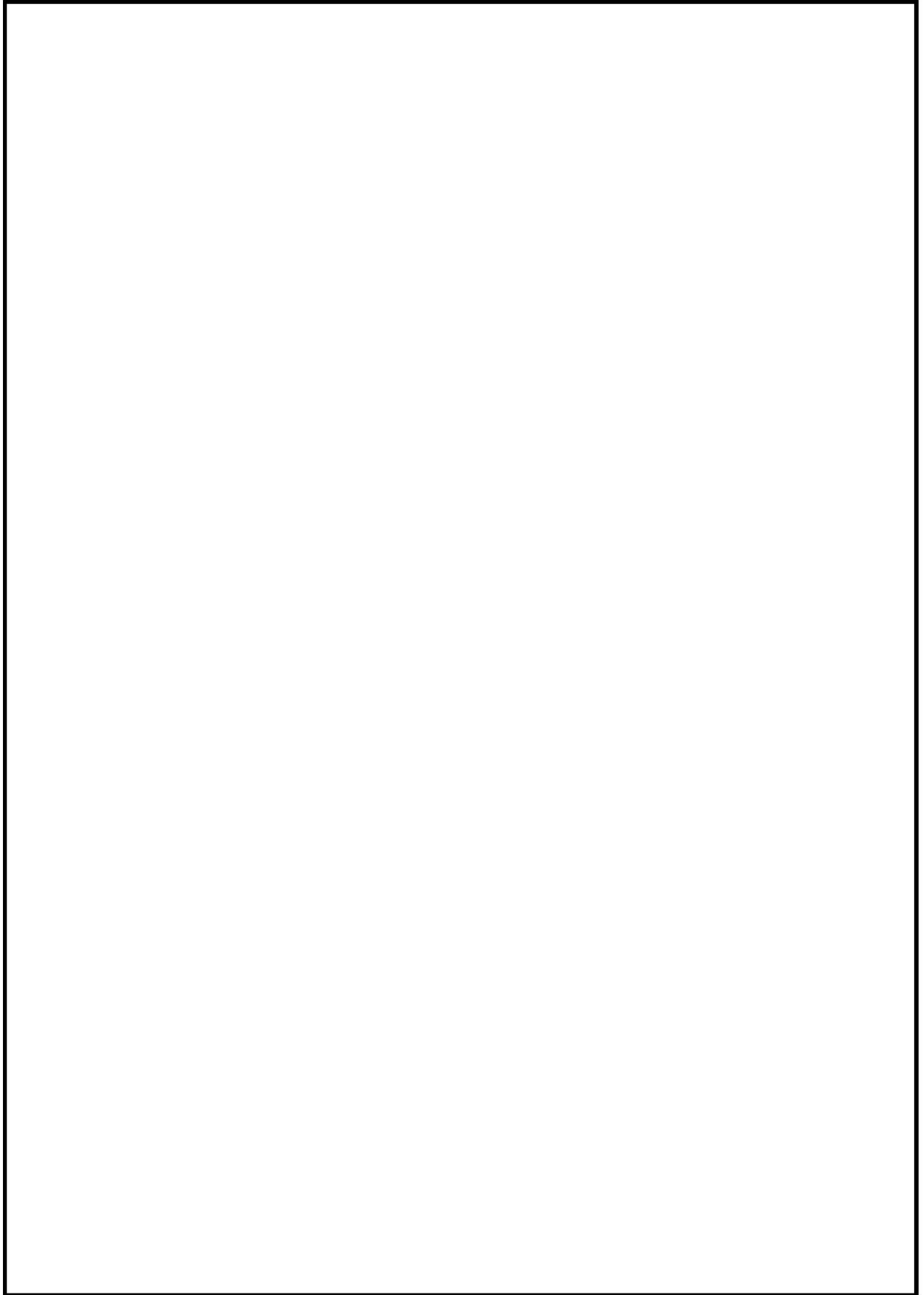


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (1/7)

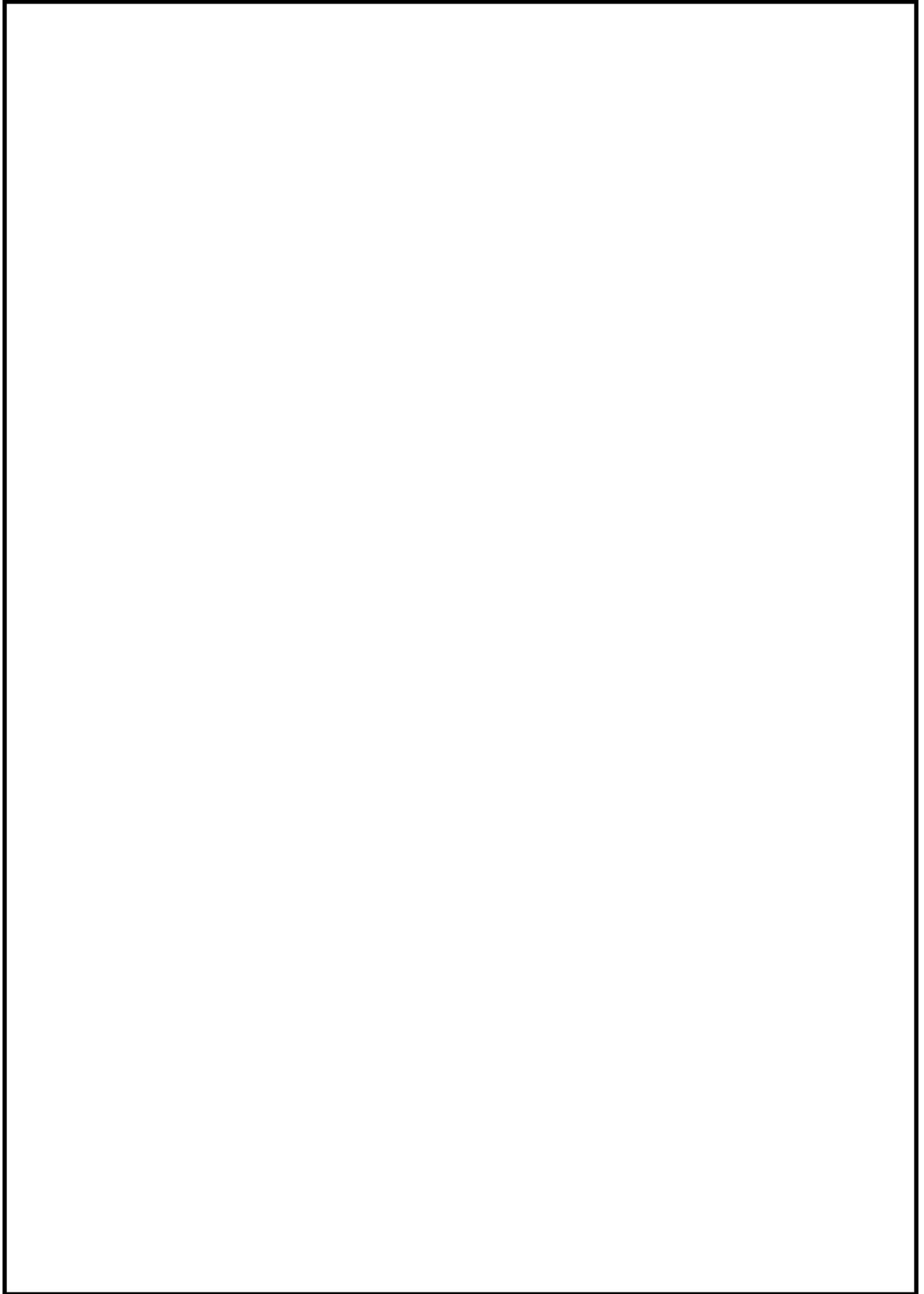


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (2/7)

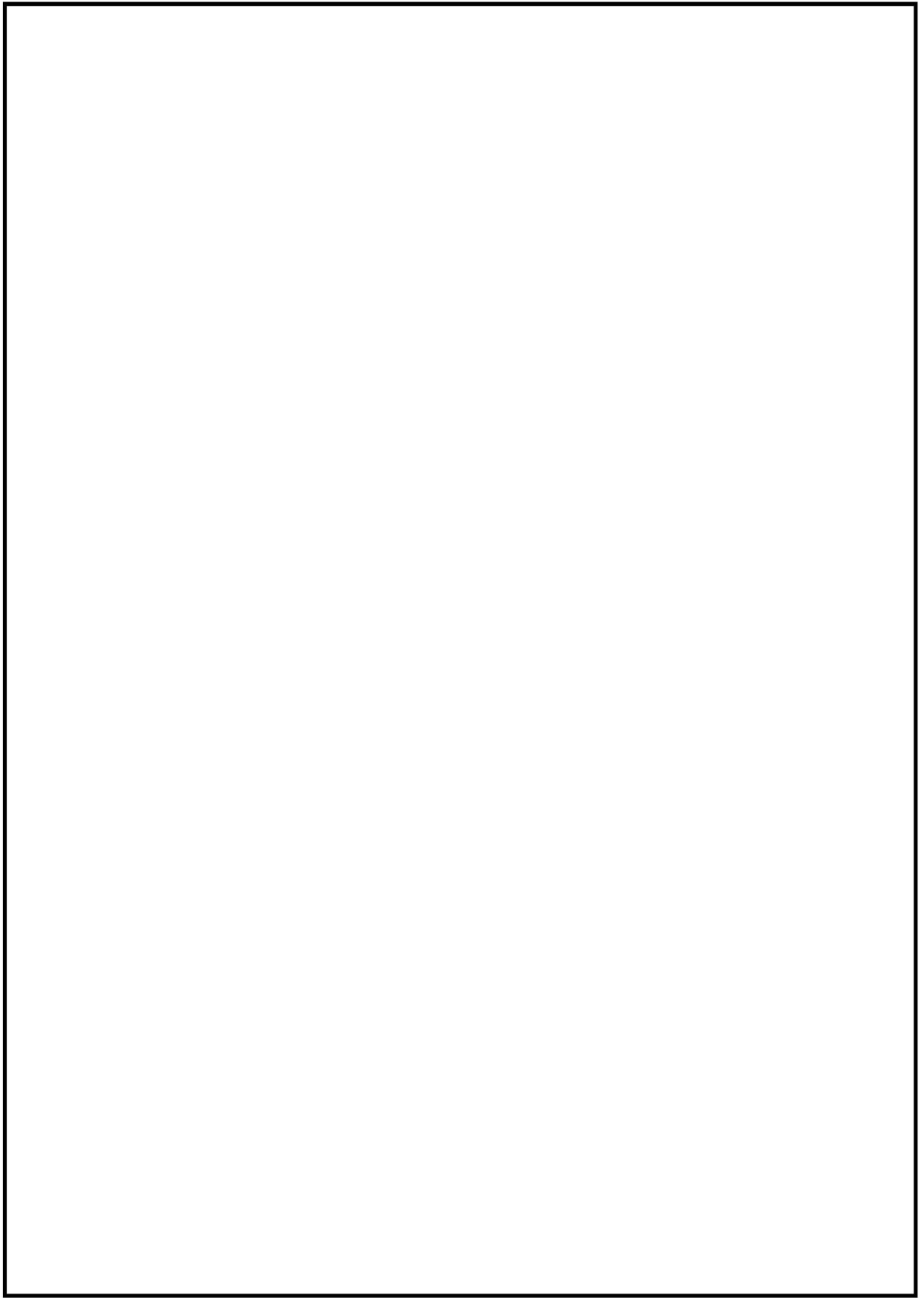


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (3/7)

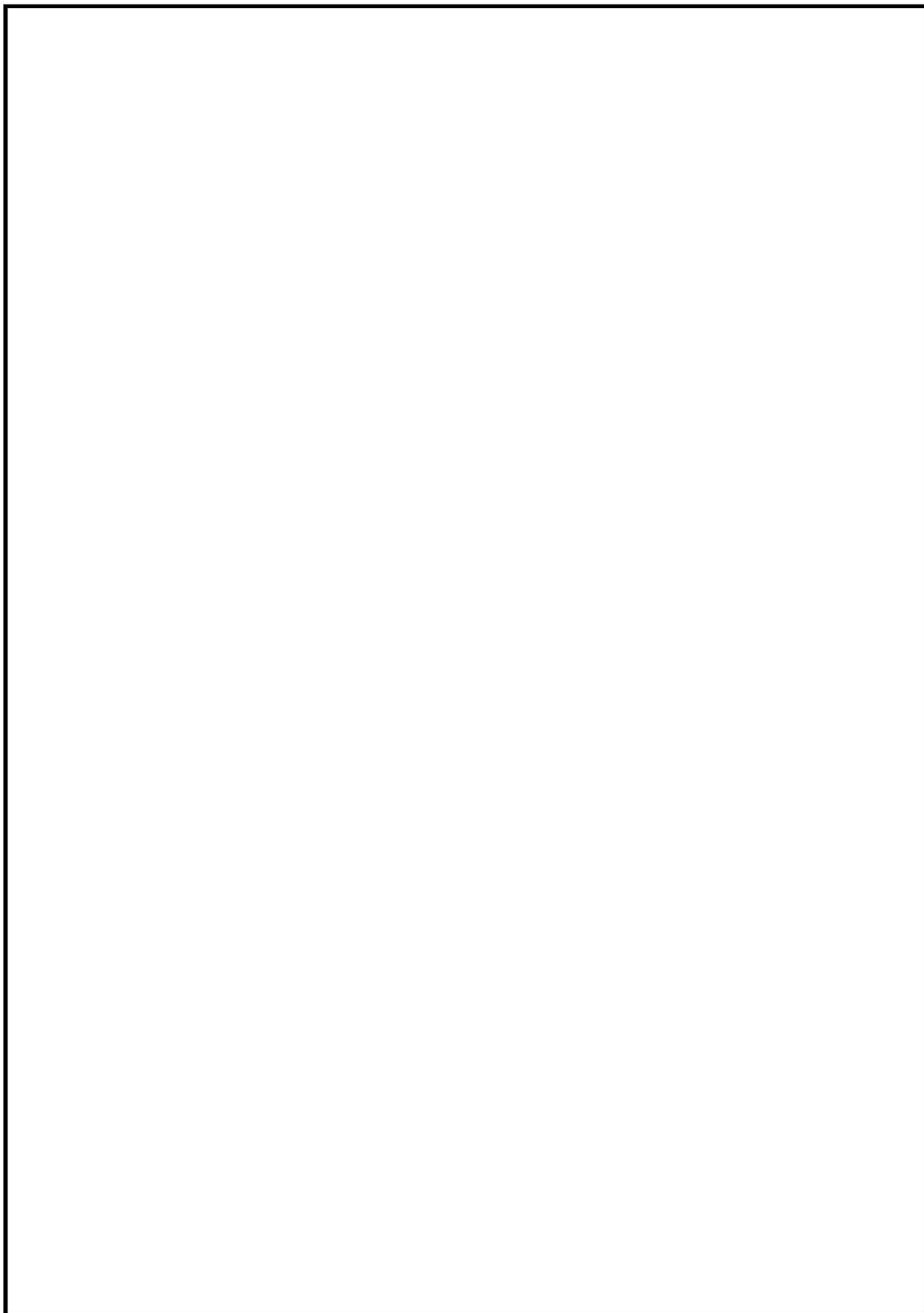


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (4/7)

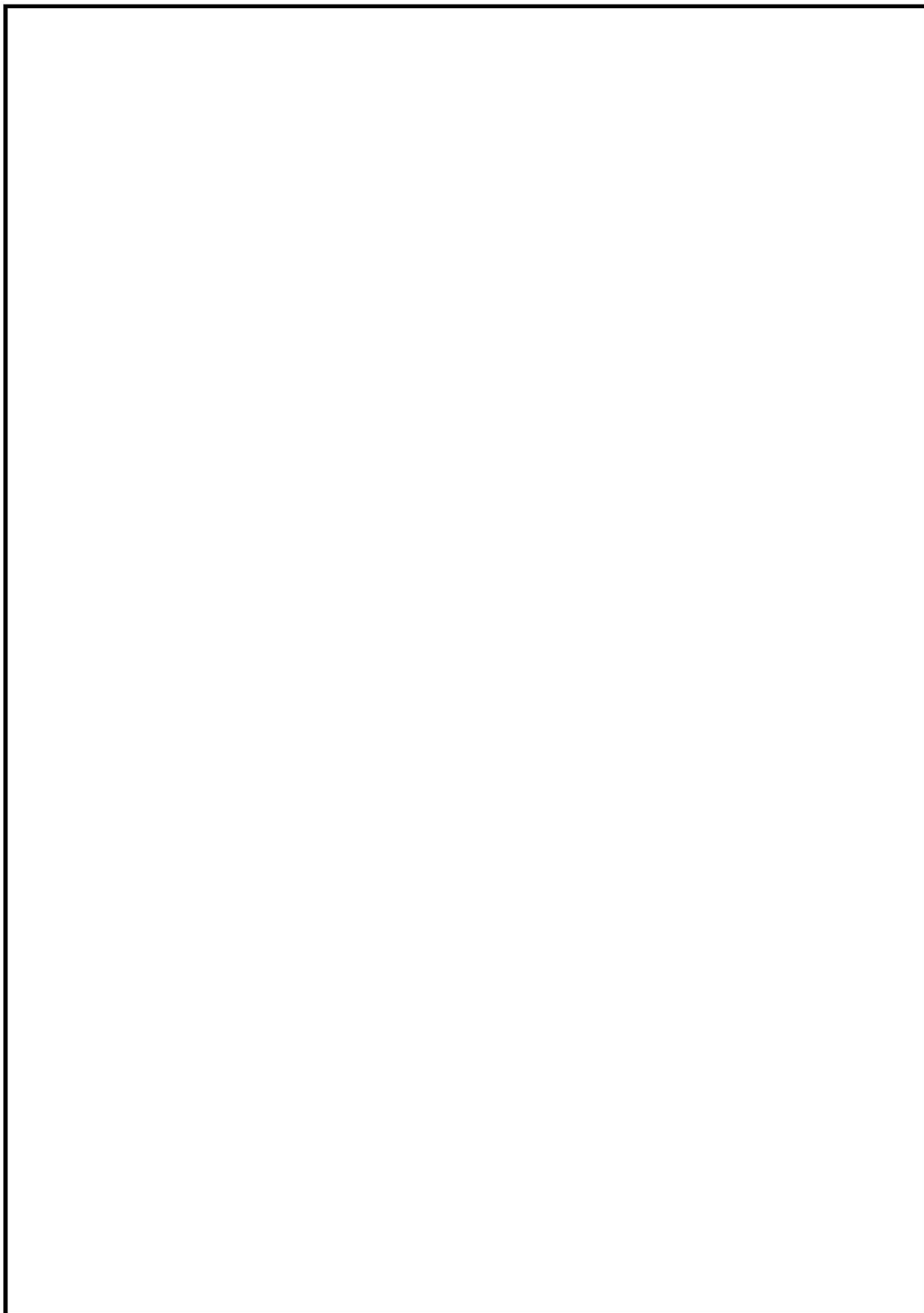


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (5/7)

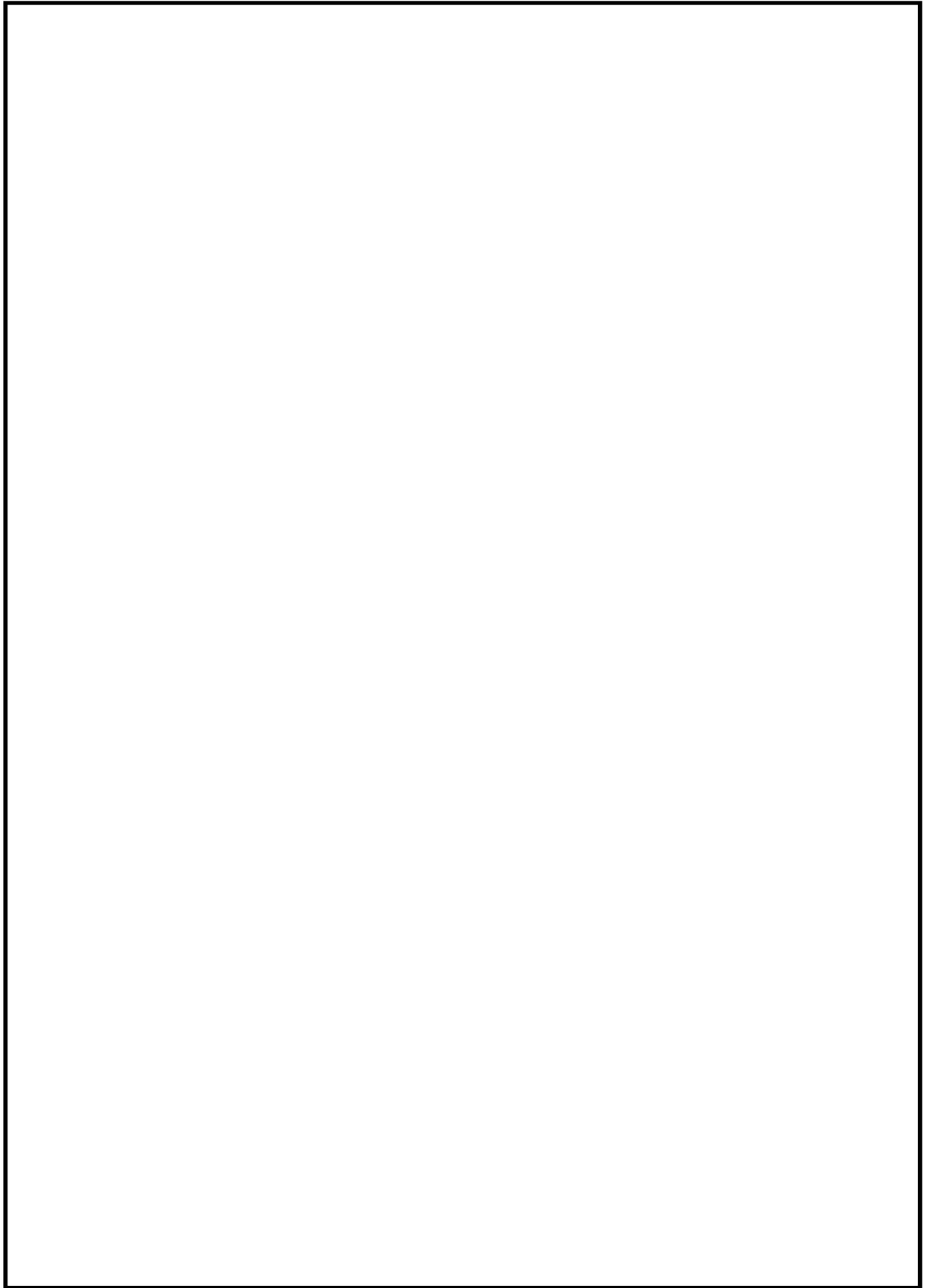


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (6/7)

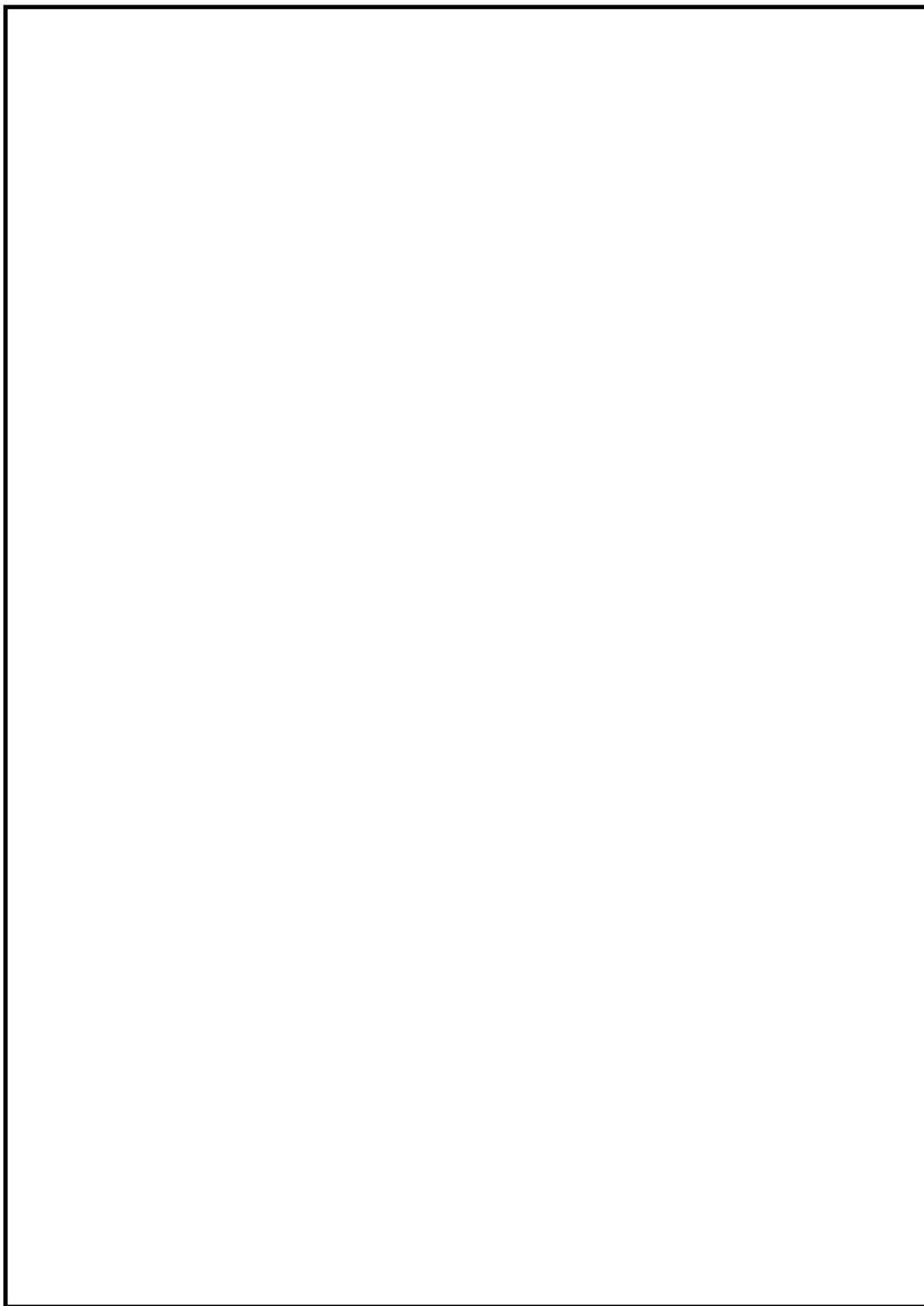


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (7/7)

表 1 重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（新設）	重大事故等対処設備の機能維持に必要な空調設備（既設）	冷却エリア*
1	残留熱除去系ポンプ（A系）			
2	残留熱除去系熱交換器（A系）			
3	残留熱除去系熱交換器入口温度（A系）			
4	残留熱除去系熱交換器出口温度（A系）			
5	残留熱除去系ポンプ（B系）			
6	残留熱除去系熱交換器（B系）			
7	残留熱除去系熱交換器入口温度（B系）			
8	残留熱除去系熱交換器出口温度（B系）			
9	残留熱除去系ポンプ（C系）			
10	残留熱除去系熱交換器（C系）			
11	残留熱除去系熱交換器入口温度（C系）			
12	残留熱除去系熱交換器出口温度（C系）			
13	高圧炉心注水系ポンプ（B系）			
14	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力（B系）			
15	高圧炉心注水系系統流量（B系）			
16	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（B系）			
17	残留熱除去系系統流量（B系）			
18	復水補給水系温度（代替循環冷却）			
19	高圧炉心注水系ポンプ（C系）			
20	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力（C系）			
21	高圧炉心注水系系統流量（C系）			
22	残留熱除去系ポンプ吐出圧力（C系）			
23	残留熱除去系系統流量（C系）			
24	原子炉隔離時冷却系ポンプ			
25	原子炉隔離時冷却系系統流量			
26	サブプレッションチェンバール水位			
27	原子炉補機冷却海水ポンプ			
28	原子炉補機冷却水系熱交換器			

注記* : 対応する冷却エリアについては図 1 及び図 2 のとおり。

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の 機能維持に必要な 空調設備（新設）	重大事故等対処設備の 機能維持に必要な 空調設備（既設）	冷却エリア*
29	非常用ディーゼル発電機（A, B, C系）			
30	格納容器内水素濃度（A系）			
31	格納容器内酸素濃度（A系）			
32	格納容器内水素濃度（B系）			
33	格納容器内酸素濃度（B系）			
34	原子炉補機冷却水ポンプ（A系）			
35	原子炉補機冷却海水ポンプ（A系）			
36	原子炉補機冷却水系熱交換器（A系）			
37	原子炉補機冷却水ポンプ（B系）			
38	原子炉補機冷却海水ポンプ（B系）			
39	原子炉補機冷却水系熱交換器（B系）			
40	原子炉補機冷却水ポンプ（C系）			
41	原子炉補機冷却水系熱交換器（C系）			
42	無線連絡設備（常設）			
43	衛星電話設備（常設）			
44	データ表示装置（待避室）			
45	酸素濃度・二酸化炭素濃度計			
46	無線連絡設備（可搬型）			
47	衛星電話設備（可搬型）			
48	中央制御室待避室遮蔽（常設）			
49	差圧計			

注記*：対応する冷却エリアについては図1及び図2のとおり。

No	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の 機能維持に必要な 空調設備（新設）	重大事故等対処設備の 機能維持に必要な 空調設備（既設）	冷却エリア*
50	データ伝送設備			
51	差圧計（対策本部）			
52	可搬型エリアモニタ（対策本部）			
53	差圧計（待機場所）			
54	可搬型エリアモニタ（待機場所）			
55	5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部） 二酸化炭素吸収装置			
56	酸素濃度計（対策本部）			
57	二酸化炭素濃度計（対策本部）			
58	酸素濃度計（待機場所）			
59	二酸化炭素濃度計（待機場所）			
60	安全パラメータ表示システム（SPDS）（緊急時対策支援システム伝送装置） 安全パラメータ表示システム（SPDS） （SPDS表示装置）			
61	無線連絡設備（常設）			
62	無線連絡設備（可搬型）			
63	携帯型音声呼出電話設備			
64	衛星電話設備（常設）			
65	衛星電話設備（可搬型）			
66	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備			
67	5号機屋外緊急連絡用インターフォン			
68	可搬型計測器			
69	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用交流 110V分電盤			

注記*：対応する冷却エリアについては図1及び図2のとおり。

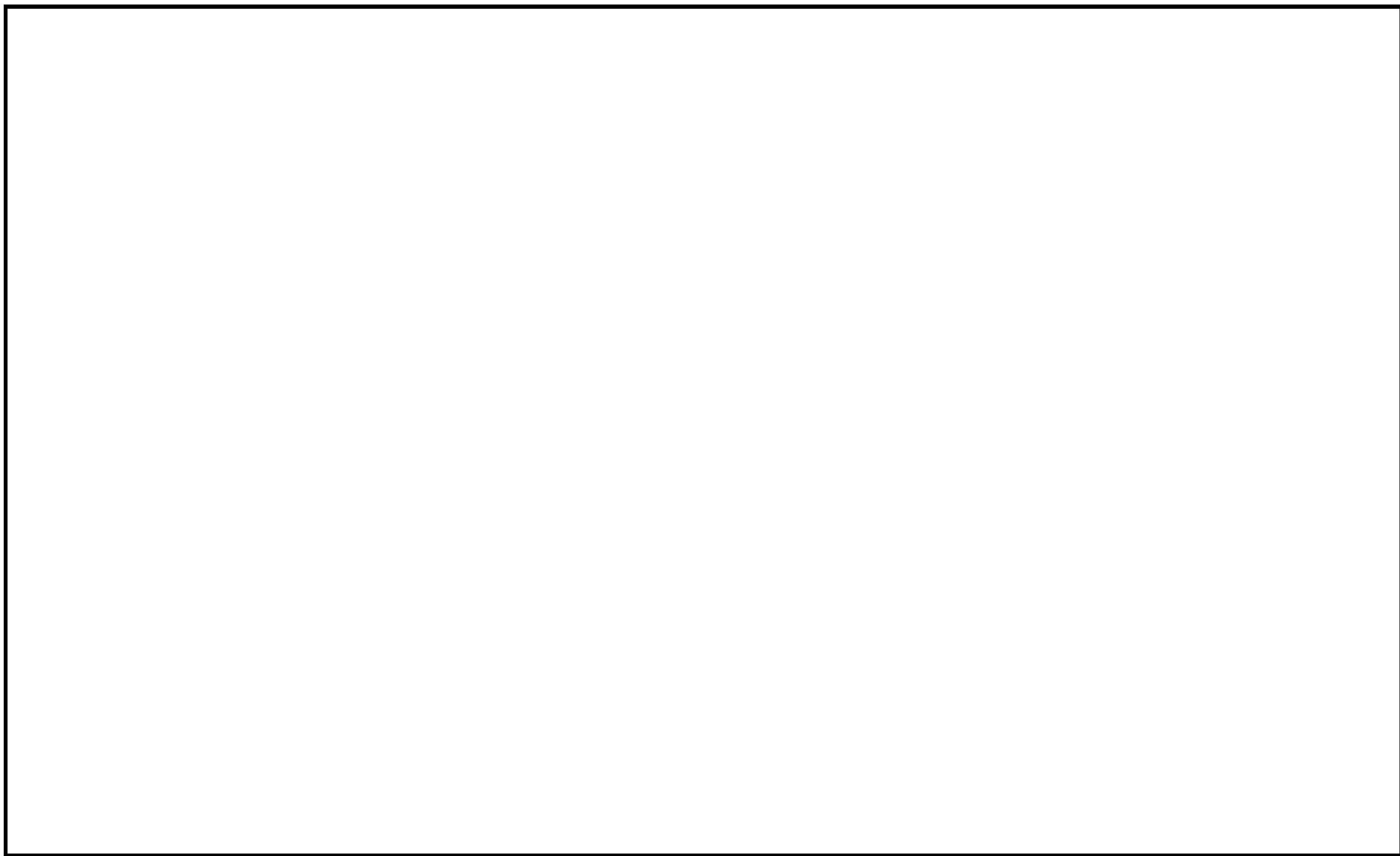


図2 空調設備に期待するエリア（建屋断面図 1/2）

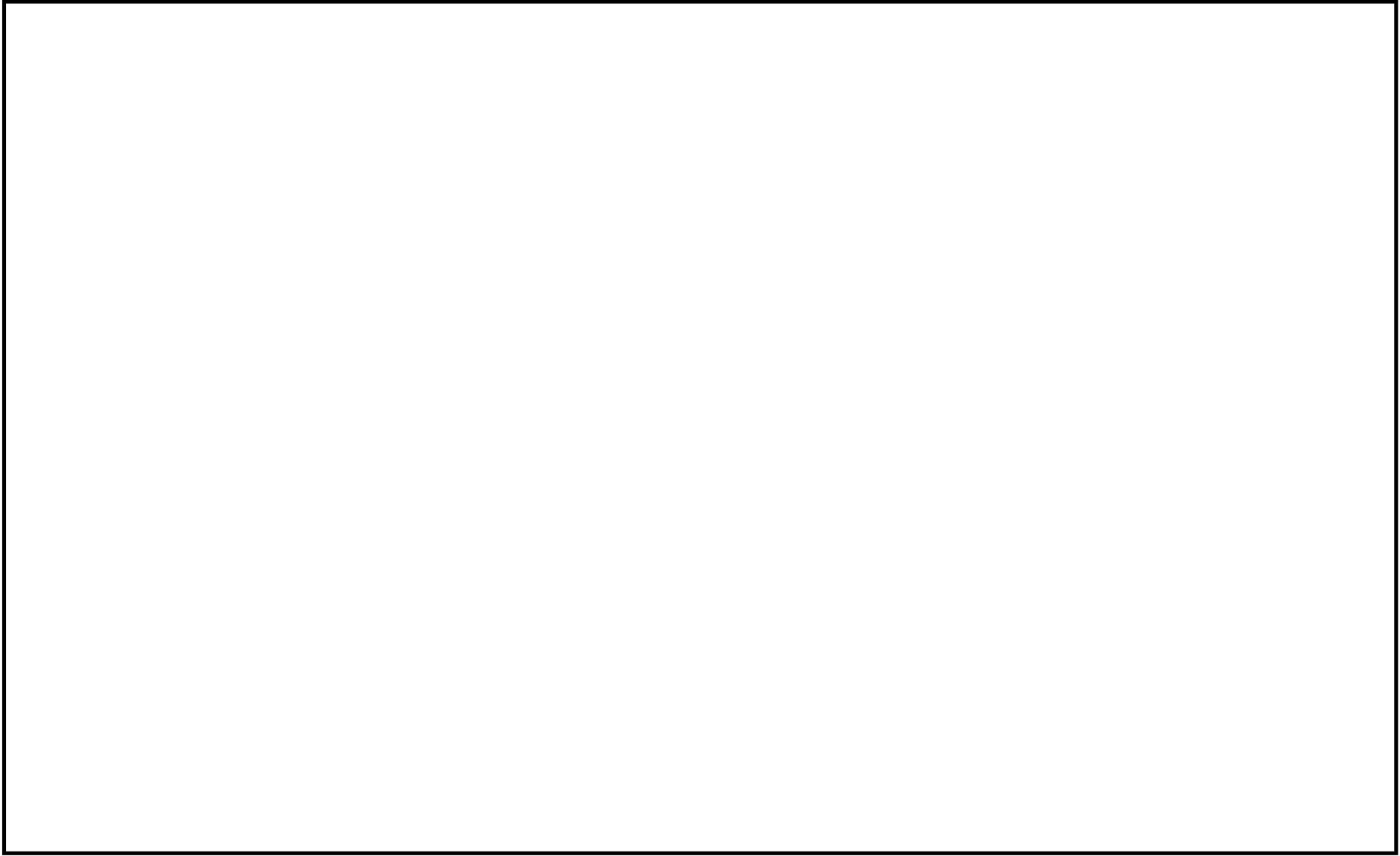


図2 空調設備に期待するエリア (建屋断面図 2/2)

原子炉建屋原子炉区域での SFP や PCV の温度上昇に伴う影響

1. 評価の考え方

重大事故等時^{*}，原子炉格納容器や使用済燃料プールの温度が上昇することから，それらに伴う原子炉建屋原子炉区域一般エリアの温度影響について汎用熱流動解析コード（GOTHIC）を用いて評価した。評価のノーディング図を図 1 に示す。

評価において，原子炉格納容器内からの蒸気等の漏洩や熱量の移動，使用済燃料プール水面からの自然蒸発等を考慮し，各原子炉建屋原子炉区域のフロアの一般エリアの温度上昇について確認した。

なお，局所的な発熱源となる機器が設置されているエリアの温度条件については参考 2 にて温度上昇の影響を確認している。

※重大事故等の想定は，使用済燃料プールが沸騰し原子炉建屋最上階等が 100℃近くまで温度上昇することが自明である想定事故 1 及び想定事故 2 や事象初期の一時的な温度上昇を別途評価しているインターフェイスシステム LOCA を除くもの

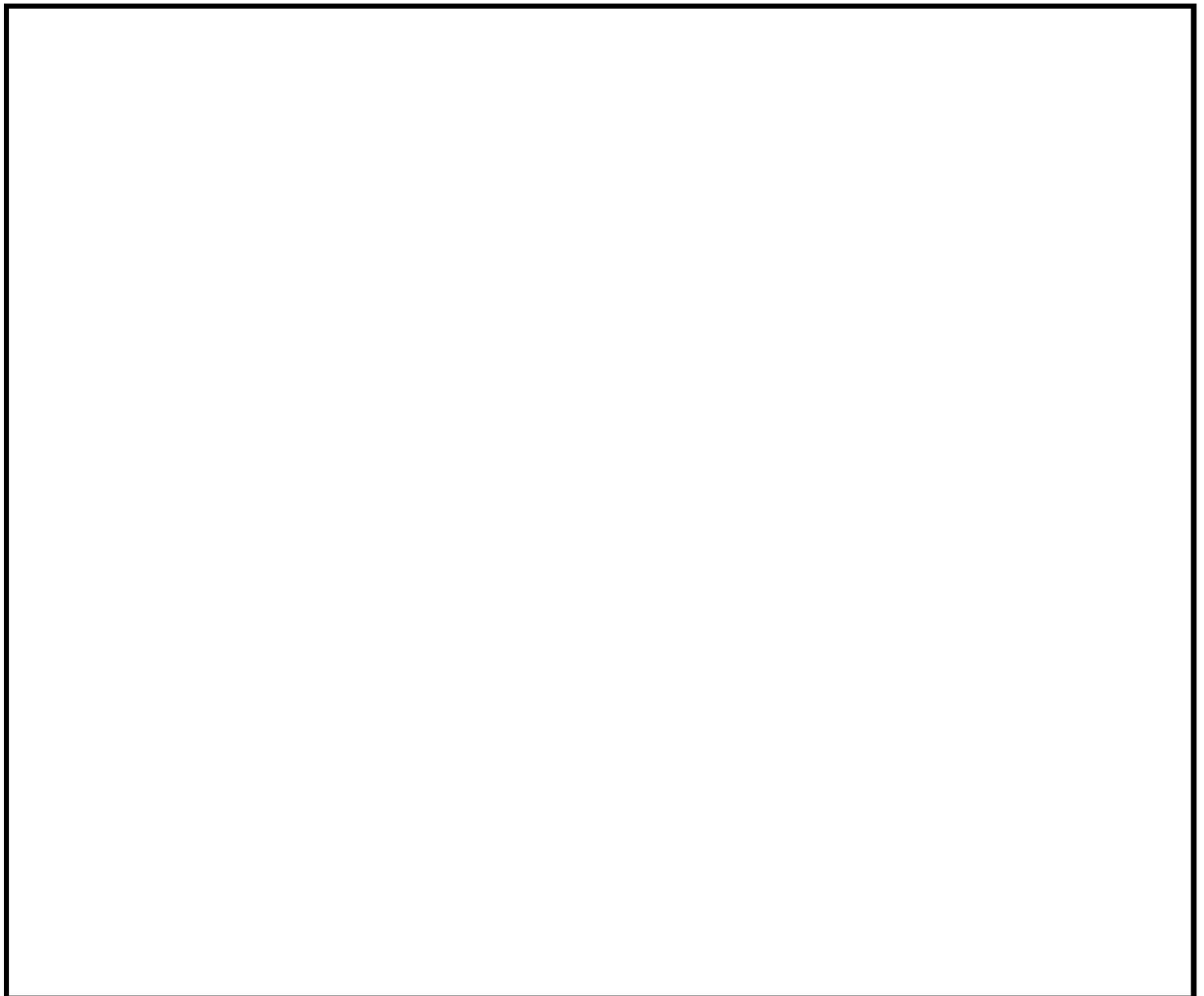


図 1. 評価のノーディング図

2. 解析条件

主な解析条件を以下の表 1 にまとめる。

表 1 主な解析条件

	条件	備考
想定する重大事故等	以下 3 ケース <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器過圧・過温(代替循環冷却を使用する場合) ・格納容器過圧・過温(代替循環冷却を使用しない場合) ・格納容器雰囲気直接加熱(DCH) 	想定事故 1 及び想定事故 2 を除く事故で、原子炉格納容器や使用済燃料プールの温度上昇が厳しくなる事故を想定
評価期間	7 日	
原子炉建屋の初期温度	34℃	原子炉建屋内温度の実績値より設定(新潟県の最高外気温(1日平均)の実績及び年超過確率 10^{-1} 相当の外気温に余裕を踏まえ設定)
使用済燃料プール水温	77℃	原子炉運転中の重大事故等時における最大想定温度
原子炉格納容器から原子炉区域内への放熱量	有効性評価における MAAP 解析データを参照し設定	
原子炉格納容器から原子炉区域内への蒸気の漏えい率	0.75~1.5%/d	有効性評価における MAAP 解析データを参照し保守的に設定
原子炉格納容器から原子炉区域内へ漏えいする蒸気の温度	171~200℃	有効性評価における MAAP 解析データを参照し保守的に設定
原子炉区域内各エリアの容積、ヒートシンクの熱容量、伝熱面積	原子炉建屋躯体の設計を基に保守的に設定	

3. 評価結果

事象発生から7日後での原子炉建屋原子炉区域各フロアの最大温度（3ケース中の最大値）を表2に示す。

以上より，局所的な発熱源となる機器が設置されているSGTS室等を除き，原子炉建屋原子炉区域内の一般エリアにおいては長期的な温度上昇を踏まえても66℃未満である。

表2 事象発生から7日後の原子炉建屋原子炉区域各フロアの最大温度

各フロアの最大温度					
3階	2階	1階	地下1階	地下2階	地下3階
59℃	48℃	46℃	48℃	43℃	43℃

※最大温度は評価値の小数点以下を切り上げた値

熱収支等による環境温度評価（熱バランスによる簡易計算）

1. 評価の考え方

表 1 に示す対象エリアは、重大事故時に局所空調機に期待できず機器等の発熱が大きいなど、設計時に考慮されている状態を超えることから、その室温への影響を熱バランスによる簡易計算にて評価した。

評価において、室内負荷、室外への放熱、室外への放熱は室内空間とコンクリート間の熱伝達、コンクリート内部の熱伝導を考慮している。評価モデルの概念図を図 1 に示す。

表 1 熱バランスによる簡易計算にて環境条件を設定した対象

対象エリア			主な発熱源
原子炉建屋原子炉区域	3F	SGTS 排風機室及びSGTS フィルタ室	ダクト, 排風機, 乾燥器, フィルタ装置から発熱あり
	2F	FPC ポンプ室	配管, ポンプ, 電動機等からの発熱あり
	B3F	RHR ポンプ(A)室	配管, ポンプ, 電動機, Hx からの発熱あり
	B3F	RHR ポンプ(B)室	配管, ポンプ, 電動機, Hx からの発熱あり
原子炉建屋原子炉区域外	4F	RIP(A)送風機室	AM充電器盤, 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置からの発熱あり
	3F	通路及びフィルタ室	AM用動力用変圧器, F C V S 水素濃度計サンプリング装置からの発熱あり
	B1F	A系非常用電気品室	電源盤, 動力用変圧器からの発熱あり
	B1F	B系非常用電気品室	電源盤, 動力用変圧器からの発熱あり
コントロール建屋	2F	中央制御室	盤, 照明等からの発熱あり (機器環境温度設定において, 運転員の居住性確保のためのパッケージエアコンによる冷却には期待しない)
	B1F	区分 I 計測制御電源盤室	電源盤, 充電器盤等からの発熱あり
	B1F	区分 II 計測制御電源盤室	電源盤, 充電器盤等からの発熱あり
廃棄物処理建屋	B3F	復水移送ポンプ室及び弁室	配管, ポンプ, 電動機等からの発熱あり
5号機原子炉建屋	3F	5号機 A系計装用電源室	5号機原子炉建屋内緊急時対策所関係の制御盤及び電源盤, 空調室外機等の発熱あり

室内の温度上昇は、熱収支のバランスにより、以下の式で求められる。

$$\Delta T_{in} = (Q_1 - Q_2)/C \quad \dots \text{式(1)}$$

ここで、

ΔT_{in}	: 室内の温度上昇(°C/s)
Q_1	: 室内の熱負荷(W)
Q_2	: 室外への放熱(W)
C	: 室内の空間の熱容量(J/°C)

室内から室外への放熱 Q_2 は、一般的な熱伝達及び熱伝導の式より求められる。

① 室内空間とコンクリートの間の熱伝達

室内空間とコンクリートの間の熱伝達は、以下の熱伝達の式より算出している。

$$Q_2 = h(T_{in} - T_1)A \quad \dots \text{式(2)}$$

ここで、

Q_2	: 室内空間とコンクリートの間の熱伝達による入熱(W) (式(1)と同様の変数)
h	: 熱伝達率(W/(m ² ・°C))
T_1	: コンクリート内側の表面温度(°C)
T_{in}	: 室内空間の環境温度(°C)
A	: コンクリートの表面積(m ²)

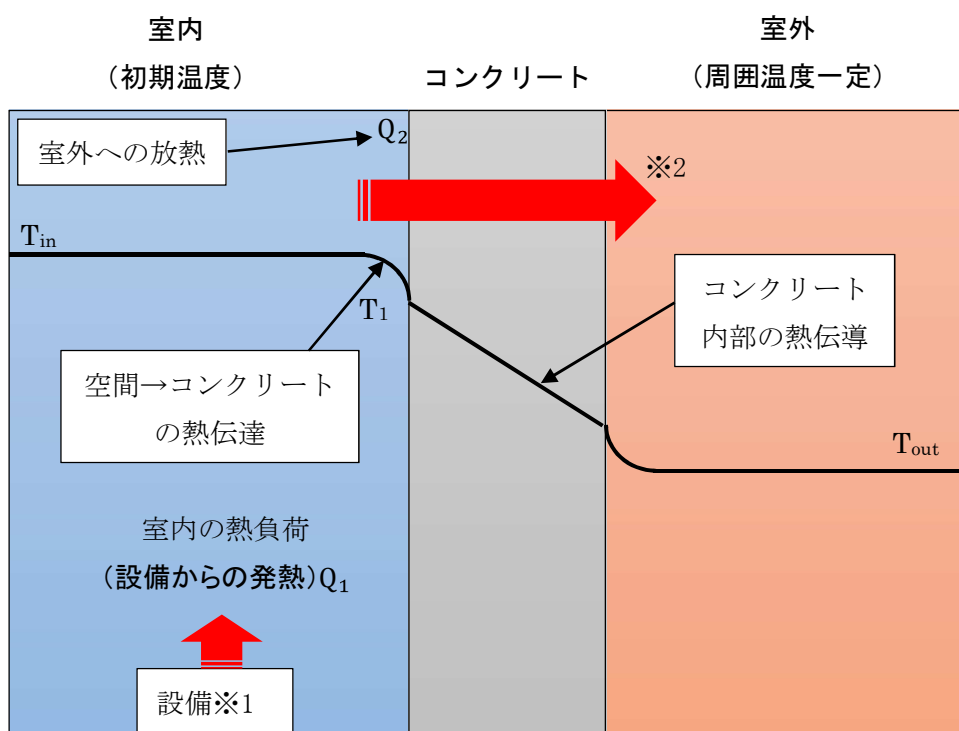
② コンクリート内部の熱伝導

コンクリート内部の温度分布は、以下の一次元の非定常熱伝導方程式より算出している。

$$\frac{dT}{dt} = \frac{\lambda}{\rho C_p} \frac{d^2T}{dx^2} = \alpha \frac{d^2T}{dx^2} \quad \dots \text{式(3)}$$

ここで、

T	: あるコンクリート内部位置での温度(°C)
t	: 時間(s)
λ	: コンクリートの熱伝導率(W/(m・°C))
ρ	: コンクリートの密度(kg/m ³)
C_p	: コンクリートの比熱(J/(kg・°C))
x	: コンクリート内部の位置(m)
α	: コンクリートの熱拡散率(m ² /s)



※1 機器等からの放熱 (空調等の冷却設備がある場合はその除熱を考慮)

※2 エリアや壁面によっては一部室外から評価対象室内へ入熱がある

図 1 室温評価の評価モデルの概念図

2. 評価条件

評価条件を以下の表 2 及び表 3-1～3-12 に、室温評価用境界条件を表 4-1～4-12 に、評価において考慮する熱負荷を表 5-1～5-12 及び図 2-1～2-12 にまとめる。

表 2 評価する部屋の条件(共通的な条件)

		設定値	備考
コンクリートの熱伝導率, λ [W/(m·°C)]		1.6	空気調和衛生工学便覧 第 12 版 第 1 章 コンクリートの熱的性質
コンクリートの熱拡散率, α [m ² /s]		7.0E-0.7	空気調和衛生工学便覧 第 12 版 第 1 章 コンクリートの熱的性質
熱伝達率, h [W/(m ² ·°C)]	鉛直内壁面		
	水平内壁面 (上向き)		
	水平平板 (下向き)		

表 3-1 評価する部屋の条件(SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	59	通常時の設計最大温度 40°C から SFP や PCV の温度上昇に伴う悪影響を考慮した値 (参考 1)
熱容量, C [kJ/°C]	949.7	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積より求めた値
室容積[m ³]	793.8	-

表 3-2 評価する部屋の条件(FPC ポンプ室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	48	通常時の設計最大温度 40°C から SFP や PCV の温度上昇に伴う悪影響を考慮した値 (参考 1)
熱容量, C [kJ/°C]	291.1	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積より求めた値
室容積[m ³]	243.3	-

表 3-3 評価する部屋の条件(RHR ポンプ(A)室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	43	通常時の設計最大温度 40°C から SFP や PCV の温度上昇に伴う悪影響を考慮した値 (参考 1)
熱容量, C [kJ/°C]	1,214.1	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積より求めた値
室容積[m ³]	1,014.8	-

表 3-4 評価する部屋の条件(RHR ポンプ(B)室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	43	通常時の設計最大温度 40°C から SFP や PCV の温度上昇に伴う悪影響を考慮した値 (参考 1)
熱容量, C [kJ/°C]	859.2	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積より求めた値
室容積[m ³]	718.2	-

表 3-5 評価する部屋の条件 (RIP(A) 送風機室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	2,413.3	伝熱工学資料 改訂第5版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	2,017.2	-

表 3-6 評価する部屋の条件 (通路及びフィルタ室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	1,836.3	伝熱工学資料 改訂第5版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	1,534.9	-

表 3-7 評価する部屋の条件 (A系非常用電気品室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	1,964.8	伝熱工学資料 改訂第5版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	1,642.3	-

表 3-8 評価する部屋の条件 (B 系非常用電気品室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1 日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	1, 531. 7	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	1, 280. 3	-

表 3-9 評価する部屋の条件 (中央制御室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	26	通常時の中央制御室におけ る機器設計環境の最大温度
熱容量, C [kJ/°C]	12, 394. 2	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	10, 360. 3	-

表 3-10 評価する部屋の条件 (区分 I 計測制御電源盤室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1 日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	828. 1	伝熱工学資料 改訂第 5 版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	692. 2	-

表 3-11 評価する部屋の条件(区分Ⅱ計測制御電源盤室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	965.1	伝熱工学資料 改訂第5版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	806.7	-

表 3-12 評価する部屋の条件(復水移送ポンプ室及び弁室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	582.7	伝熱工学資料 改訂第5版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	487	-

表 3-13 評価する部屋の条件(5号機A系計装用電源室)

	設定値	備考
室内の初期温度, T_{in} [°C]	32	年超過確率 10^{-1} 相当の新潟 県の最高外気温 (1日平均)
熱容量, C [kJ/°C]	1802	伝熱工学資料 改訂第5版 p. 295 表 1, 2 及び空間容積 より求めた値
室容積[m ³]	1507	-

表 4-1 室温評価用境界条件 (SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	北 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 36.3m ² /66°C)	3F 南西通路との隣接条件
2	北 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 106.7m ² /66°C)	3F 南西通路との隣接条件
3	南 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 36.3m ² /60°C)	通路及びフィルタ室との隣接条件
4	南 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 106.7m ² /60°C)	通路及びフィルタ室との隣接条件
5	東 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 19.9m ² /59°C)	格納容器内雰囲気モニタ (B) 室との隣接条件
6	東 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 24.5m ² /66°C)	SLC 室との隣接条件
7	西 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 5.6m ² /66°C)	3F 南西通路との隣接条件
8	西 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 39.3m ² /66°C)	3F 南西通路との隣接条件
9	床 1	屋内 (壁厚 0.8m/面積 70.7m ² /66°C)	FPC 熱交換器室との隣接条件
10	床 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 42.4m ² /48°C)	電気ペネ室(南側) との隣接条件
11	床 3	屋内 (壁厚 2.2m/面積 16.1m ² /170°C)	PCV との隣接条件
12	天井 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 70.7m ² /77°C)	オペレーティングフロアとの隣接条件
13	天井 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 70.4m ² /59°C)	格納容器内雰囲気モニタ (B) 室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [°C] は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-2 室温評価用境界条件(FPC ポンプ室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	北	屋内 (壁厚 0.4m/面積 33.6m ² /66°C)	FPC 熱交換器室との隣接条件
2	東 1	屋内 (壁厚 0.4m/面積 34.3m ² /66°C)	2F 南東通路との隣接条件
3	東 2	屋内 (壁厚 0.4m/面積 2.3m ² /40°C)	RIP(B) 出力トランス室との隣接条件
4	南	屋外 (壁厚 1.0m/面積 33.6m ² /32°C)	屋外との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 1.3m/面積 36.6m ² /40°C)	2m ギャップ通路との隣接条件
6	天井 1	屋内 (壁厚 0.7m/面積 44.4m ² /60°C)	通路及びフィルタ室との隣接条件
7	天井 2	屋内 (壁厚 0.4m/面積 3.0m ² /66°C)	2F 南西通路との隣接条件
8	床	屋内 (壁厚 0.5m/面積 47.4m ² /66°C)	ブリコトタンク室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [°C]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-3 室温評価用境界条件(RHR ポンプ(A)室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	床	地中 (壁厚 5.5m/面積 157.5m ² /18°C)	地中との隣接条件
2	南 1	屋内 (壁厚 2.0m/面積 54.2m ² /170°C)	PCV との隣接条件
3	南 2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 7.1m ² /43°C)	計装ラック室との隣接条件
4	南 3	屋内 (壁厚 0.6m/面積 7.0m ² /66°C)	P.S との隣接条件
5	南 4	屋内 (壁厚 0.8m/面積 40.8m ² /55°C)	B3F 北西通路との隣接条件
6	西	屋内 (壁厚 0.6m/面積 21.7m ² /63°C)	HCW サンプ (D) 室との隣接条件
7	周囲 1	屋内 (壁厚 0.6m/面積 140.2m ² /55°C)	B3F 北西通路との隣接条件
8	周囲 2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 73.3m ² /66°C)	RCIC ポンプ 室との隣接条件
9	天井 1	屋内 (壁厚 0.6m/面積 134.3m ² /60°C)	ハッチエリア(西側)との隣接条件
10	天井 2	屋内 (壁厚 0.8m/面積 7.8m ² /66°C)	弁室(A)との隣接条件
11	天井 3	屋内 (壁厚 0.8m/面積 8.5m ² /66°C)	真空清掃設備室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [°C]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-4 室温評価用境界条件(RHR ポンプ(B)室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	床	地中 (壁厚 5.5m/面積 146.9m ² /18°C)	地中との隣接条件
2	北 1	屋内 (壁厚 2.0m/面積 46.9m ² /170°C)	PCV との隣接条件
3	北 2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 24.6m ² /43°C)	計装ラック室との隣接条件
4	北 3	屋内 (壁厚 0.8m/面積 44.9m ² /50°C)	B3F 南東通路との隣接条件
5	東 1	屋内 (壁厚 0.6m/面積 21.7m ² /55°C)	HCW サンプ (B) 室との隣接条件
6	東 2	屋内 (壁厚 0.9m/面積 15.6m ² /50°C)	B3F 南東通路との隣接条件
7	西 1	屋内 (壁厚 0.6m/面積 63.3m ² /66°C)	HPCF (B) 室との隣接条件
8	周囲 1	屋内 (壁厚 0.6m/面積 119.6m ² /50°C)	B3F 南東通路との隣接条件
9	周囲 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 25.3m ² /66°C)	HPCF (B) 室との隣接条件
10	天井 1	屋内 (壁厚 0.8m/面積 7.0m ² /66°C)	弁室 (B) との隣接条件
11	天井 2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 139.4m ² /55°C)	ハッチエリア (南側) 他との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [°C]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-5 室温評価用境界条件(RIP(A)送風機室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	北	屋外 (壁厚 0.4m/面積 168.3m ² /32°C)	屋外との隣接条件
2	天井	屋外 (壁厚 0.5m/面積 336.2m ² /32°C)	屋外との隣接条件
3	東 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 50.4m ² /32°C)	DG(C) 排風機室との隣接条件
4	東 2	屋内 (壁厚 1.4m/面積 10.8m ² /77°C)	オペレーティングフロアとの隣接条件
5	南 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 223.2m ² /77°C)	オペレーティングフロアとの隣接条件
6	南 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 43.8m ² /66°C)	4F インター 階段室・DS 他との隣接条件
7	南 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 10.8m ² /32°C)	クリーン通路との隣接条件
8	西	屋内 (壁厚 0.6m/面積 58.2m ² /32°C)	建屋間通路との隣接条件
9	周囲	屋内 (壁厚 0.5m/面積 153.1m ² /32°C)	4F アウター 階段室・EV 他との隣接条件
10	床 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 99.2m ² /32°C)	DG(A) 送風機室との隣接条件
11	床 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 177.2m ² /32°C)	FMCRD 制御盤室との隣接条件
12	床 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 36.5m ² /32°C)	DG(C) 送風機室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [°C]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

なお、隣室の環境温度設定では、表 5-5 の主な発熱源である AM 充電器盤や SFP カメラ冷却装置が必要となる状況(常設の非常用ディーゼル発電機やその空調設備が稼働していない状況)を想定した。

表 4-6 室温評価用境界条件(通路及びフィルタ室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	南	屋外 (壁厚 0.7m/面積 156.1m ² /32°C)	屋外との隣接条件
2	北 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 2.0m ² /32°C)	クリーン通路との隣接条件
3	北 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 26.8m ² /59°C)	DS. との隣接条件
4	北 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 68.7m ² /80°C)	SGTS フィルタ装置室との隣接条件
5	北 4	屋内 (壁厚 0.5m/面積 35.2m ² /80°C)	SGTS 排風機室との隣接条件
6	北 5	屋内 (壁厚 0.5m/面積 43.5m ² /66°C)	SLC 室との隣接条件
7	北 6	屋内 (壁厚 0.5m/面積 18.9m ² /66°C)	AC 系パージ用排風機室との隣接条件
8	北 7	屋内 (壁厚 0.5m/面積 16.8m ² /59°C)	通路との隣接条件
9	東 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 19.4m ² /32°C)	DG(B)ディテクタ室との隣接条件
10	東 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 34.5m ² /32°C)	FMCRD 制御盤室との隣接条件
11	西	屋内 (壁厚 1.0m/面積 62.4m ² /32°C)	建屋間通路との隣接条件
20	周囲 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 64.9m ² /32°C)	DG(B)/Z 非常用排気処理装置との隣接条件
21	周囲 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 47.7m ² /32°C)	階段室・EV との隣接条件
22	天井 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 75.4m ² /40°C)	RIP(B)送風機室との隣接条件
23	天井 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 234.1m ² /32°C)	FMCRD 制御盤室との隣接条件
24	天井 3	屋内 (壁厚 0.25m/面積 38.9m ² /32°C)	DG(B)送風機室との隣接条件
25	床 1	屋内 (壁厚 0.7m/面積 49.7m ² /68°C)	FPCポンプ室との隣接条件
26	床 2	屋内 (壁厚 0.7m/面積 71.0m ² /66°C)	2 階南西通路との隣接条件
27	床 3	屋内 (壁厚 0.7m/面積 92.6m ² /32°C)	RIP(B)出力トランス室との隣接条件
28	床 4	屋内 (壁厚 0.7m/面積 17.0m ² /51°C)	2 階南東通路との隣接条件
29	床 5	屋内 (壁厚 0.7m/面積 78.4m ² /32°C)	DG(B)制御盤室との隣接条件
30	床 6	屋内 (壁厚 0.7m/面積 17.3m ² /32°C)	DG(B)非常用送風機室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [°C]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

なお、隣室の環境温度設定では、表 5-6 の主な発熱源である AM 用動力用変圧器、FCVS 水素濃度計サンプリング装置が必要となる状況(常設の非常用ディーゼル発電機やその空調設備が稼働していない状況)を想定した。

表 4-7 室温評価用境界条件(A系非常用電気品室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	北	屋内 (壁厚 0.3m/面積 67.9m ² /32℃)	RIP(A)電源盤室との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 0.55m/面積 29.4m ² /54℃)	B1F 北西通路との隣接条件
3	南	屋内 (壁厚 0.25m/面積 23.1m ² /32℃)	区分Ⅳ非常用電気品との隣接条件
4	西	屋内 (壁厚 1.5m/面積 272.0m ² /32℃)	ｸﾘｰﾝ通路との隣接条件
5	周囲 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 124.6m ² /48℃)	B1F インナー 階段室・EV との隣接条件
6	周囲 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 224.2m ² /54℃)	B1F 北西・南西通路との隣接条件
7	天井 1	屋内 (壁厚 0.7m/面積 8.1m ² /56℃)	ﾌﾟﾘｺｰﾄﾀｸﾞ室との隣接条件
8	天井 2	屋内 (壁厚 0.7m/面積 13.7m ² /46℃)	1F インナー 階段室・DS 等との隣接条件
9	天井 3	屋内 (壁厚 0.7m/面積 14.6m ² /58℃)	FPC P.S との隣接条件
10	天井 4	屋内 (壁厚 0.7m/面積 112.8m ² /55℃)	MS トイレ室との隣接条件
11	天井 5	屋内 (壁厚 0.7m/面積 38.5m ² /48℃)	1F 北側通路との隣接条件
20	天井 6	屋内 (壁厚 0.7m/面積 22.6m ² /40℃)	A系 DG 室との隣接条件
21	床 1	屋内 (壁厚 0.8m/面積 33.6m ² /51℃)	FPC F/D(A) 室との隣接条件
22	床 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 20.1m ² /54℃)	SPCU ベネ室との隣接条件
23	床 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 22.0m ² /43℃)	TIP 駆動装置室との隣接条件
24	床 4	屋内 (壁厚 1.1m/面積 23.0m ² /43℃)	TIP チャンセル室との隣接条件
25	床 5	屋内 (壁厚 0.5m/面積 45.0m ² /43℃)	地下中 2F 通路との隣接条件
26	床 6	屋内 (壁厚 0.5m/面積 64.8m ² /60℃)	ハッチエリア(西側)との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [℃]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-8 室温評価用境界条件(B系非常用電気品室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	東	地中 (壁厚 1.5m/面積 160.3m ² /18℃)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 0.25m/面積 65.6m ² /32℃)	C系非常用電気品室との隣接条件
3	南1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 28.0m ² /32℃)	RIP(B)電源盤室との隣接条件
4	南2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 9.7m ² /55℃)	B1F南東通路との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 0.3m/面積 116.4m ² /58℃)	B1F北東・南東通路との隣接条件
6	周囲	屋内 (壁厚 0.3m/面積 66.3m ² /48℃)	B1Fインナー階段室・EV・DSとの隣接条件
7	天井1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 81.2m ² /46℃)	1Fインナー P.S との隣接条件
8	天井2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 82.0m ² /46℃)	FCS室との隣接条件
9	天井3	屋内 (壁厚 0.6m/面積 25.6m ² /60℃)	1F北東・南東通路との隣接条件
10	床1	屋内 (壁厚 0.6m/面積 130.5m ² /43℃)	RIP補修エリアとの隣接条件
11	床2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 58.6m ² /43℃)	CRD補修エリアとの隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [℃]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-9 室温評価用境界条件(中央制御室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	西	地中 (壁厚 0.5m/面積 278.8m ² /40℃)	MCR 空調機械室との隣接条件
2	北 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 289.4m ² /32℃)	ギャラリー通路との隣接条件
3	東 1	屋内 (壁厚 0.7m/面積 70.1m ² /32℃)	ギャラリー通路及びサービス建屋との隣接条件
4	南 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 21.1m ² /40℃)	ギャラリー室との隣接条件
5	東 2	屋内 (壁厚 0.4m/面積 64.6m ² /40℃)	ギャラリー室との隣接条件
6	東 3	屋内 (壁厚 0.3m/面積 23.6m ² /40℃)	階段室との隣接条件
7	北 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 13.1m ² /40℃)	階段室との隣接条件
8	東 4	屋内 (壁厚 0.5m/面積 101.4m ² /32℃)	サービス建屋及び屋外との隣接条件
9	南 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 292.4m ² /32℃)	屋外との隣接条件
10	床	屋内 (壁厚 0.5m/面積 1718.5m ² /40℃)	下部中央制御室, プロセス計算機室, ケーブル処理室, 及び通路との隣接条件
11	天井	屋内 (壁厚 0.5m/面積 1718.5m ² /32℃)	屋外との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [℃]は, 重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-10 室温評価用境界条件(区分 I 計測制御電源盤室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	北	屋内 (壁厚 0.5m/面積 48.3m ² /40℃)	通路との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 0.3m/面積 76.1m ² /32℃)	区分IV計測制御用電源盤室との隣接条件
3	南	屋内 (壁厚 0.3m/面積 48.3m ² /32℃)	バッテリー室(125V)区分 I との隣接条件
4	西	屋内 (壁厚 1.0m/面積 76.1m ² /32℃)	非常用(C)系送・排風機室との隣接条件
5	天井 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 102.9m ² /40℃)	下部中操補助盤室との隣接条件
6	天井 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 25.1m ² /32℃)	区分 I, IIIケーブル処理室との隣接条件
7	床	屋内 (壁厚 0.35m/面積 130.6m ² /32℃)	常用電気品室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [℃]は, 重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-11 室温評価用境界条件(区分Ⅱ計測制御電源盤室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	北	屋内 (壁厚 0.5m/面積 56.2m ² /40℃)	通路との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 0.3m/面積 76.1m ² /32℃)	区分Ⅲ計測制御用電源盤室との隣接条件
3	南 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 47.2m ² /32℃)	バッテリー室(125V)区分Ⅱとの隣接条件
4	南 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 7.5m ² /32℃)	バッテリー室(125V)区分Ⅳとの隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 0.3m/面積 76.1m ² /32℃)	区分Ⅳ計測制御用電源盤室との隣接条件
6	天井 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 91.9m ² /32℃)	計算機室との隣接条件
7	天井 2	屋内 (壁厚 0.5m/面積 8.2m ² /32℃)	区分Ⅰ,Ⅲケーブル処理室との隣接条件
8	天井 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 47.1m ² /32℃)	電気盤室との隣接条件
9	床	屋内 (壁厚 0.35m/面積 152.2m ² /32℃)	常用電気品室との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [℃]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

表 4-12 室温評価用境界条件(復水移送ポンプ室及び弁室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	床	地中 (壁厚 2.5m/面積 139.2m ² /18℃)	地中との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 1.4m/面積 42.0m ² /34℃)	冷凍機室 (7号機用) との隣接条件
3	南 1	屋内 (壁厚 1.4m/面積 26.3m ² /37℃)	P. S. との隣接条件
4	南 2	屋内 (壁厚 1.4m/面積 11.6m ² /32℃)	通路との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 1.4m/面積 42.0m ² /32℃)	スラッジ移送ポンプ室との隣接条件
6	天井	屋内 (壁厚 1.5m/面積 139.2m ² /50℃)	復水貯蔵槽との隣接条件

※隣室の環境温度 T_{out} [℃]は、重大事故等時の温度上昇を考慮して設定した。

なお、北壁面については隣室が6号機の復水移送ポンプ室であり、7号機と同様に重大事故等時において温度が上昇することから断熱(熱のやりとりがない)とした。

表 4-13 室温評価用境界条件(5号機 A 系計装用電源室)

No.	壁面の方位	条件※	備考
1	西 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 76.7m ² /40°C)	A 系バッテリー室との隣接条件
2	南 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 26.5m ² /40°C)	A 系バッテリー室との隣接条件
3	西 2	屋外 (壁厚 0.8m/面積 18.3m ² /32°C)	屋外との隣接条件
4	北 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 59.4m ² /40°C)	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所との隣接条件
5	西 3	屋内 (壁厚 0.3m/面積 109.9m ² /40°C)	5 号機原子炉建屋内緊急時対策所との隣接条件
6	北 2	屋内 (壁厚 0.7m/面積 20.7m ² /32°C)	日勤直控室兼図書館との隣接条件
7	東	屋内 (壁厚 1.1m/面積 204.1m ² /40°C)	階段室, エレベータ室, 通路との隣接条件
8	南 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 53.5m ² /40°C)	B 系バッテリー室との隣接条件
9	天	屋外 (壁厚 0.5m/面積 290m ² /32°C)	屋外との隣接条件
10	床	屋内 (壁厚 0.5m/面積 290m ² /40°C)	5 号機中央制御室との隣接条件

表 5-1 評価において考慮する熱負荷 (SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室)

(a) 機器からの発熱量※1

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
SGTS 乾燥機及び フィルタ装置	最大 21,600	初期の発熱量を記載 エリア温度上昇により発熱量 低下を考慮
SGTS 排風機 (電 動機)	2,200	電動機の熱損失を考慮

(b) 配管 (ダクト) からの発熱量

項目	記号	系 統 名								
		SGTS①	SGTS②	SGTS③	MUWC①	SGTS④	SGTS⑤	SGTS⑥	SGTS⑦	
口径	—	250A	250A	250A	25A	250A	250A	250A	250A	
熱通過率 (kcal/mh°C) ※2	K	8.401	12.601	1.286	1.068	8.401	12.601	1.223	1.286	
総配管長 (mm)	L	20,466.3	8,438.4	10,700.1	20,935.7	12,395.5	5,621.2	3,729.7	18,793.4	
内部 流体 温度 (°C) ※3	0~48h	Ti	77	92	146	71	77	92	98	146
	48~120h		77	92	135	71	77	92	98	135
	120~168h		77	92	120	71	77	92	98	120

※1 本エリア室温評価において、機器からの総発熱量が最も大きくなることから SGTS 排風機の稼働時を想定。

※2 熱通過率は流体温度によって変化する為、最も大きい流体温度の値を記載。

※3 内部流体温度は経時変化を考慮。

表 5-2 評価において考慮する熱負荷(FPC ポンプ室)

(a) 機器からの発熱量※1

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
FPC ポンプの電動機(1台)※	5,100	電動機の熱損失を考慮
FPC ポンプ(ケーシング)	100	初期の発熱量を記載 エリア温度上昇により発熱量低下を考慮

※ 大破断 LOCA+SBO+ECCS (代替循環冷却に期待する場合) のような 1 系のみしか使用できない状態を想定する。

(b) 配管からの発熱量

項目	記号	系 統 名	
		FPC①	FPC②
口径	—	200A	250A
熱通過(kcal/mh℃)※2	K	0.979	1.181
総配管長(mm)	L	14,921.6	2,496.7
内部流体温度(℃)※3	0~168h Ti	77	77

※1 本エリア室温評価において、FPC ポンプ室ローカルクーラーによる冷却には期待しないものとした。

※2 熱通過率は流体温度によって変化する為、最も大きい流体温度の値を記載。

※3 内部流体温度は経時変化を考慮。

表 5-3 評価において考慮する熱負荷(RHR ポンプ(A)室)

(a) 機器からの発熱量※1

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
RHR ポンプの電動機	43,500	電動機の熱損失を考慮
RHR ポンプ室空調機	600	電動機の熱損失を考慮
RHR ポンプ (ケーシング), 熱交換器等	3,000	初期の発熱量を記載, エリア温度上昇により発熱量低下を考慮

(b) RHR ポンプ室空調機からの除熱量※1

考慮する空調設備	除熱量[W]	考慮事項
RHR ポンプ室空調機	29,000	代替 RCW 系使用時を想定

(c) 配管からの発熱量

項目	記号	系 統 名																									
		HPAC①	HPAC②	HPAC③	MUWC	RCIC	RCW①	RCW②	RHR①	RHR②	RHR③	RHR④	RHR⑤	RHR⑥	RHR⑦	RHR⑧	RHR⑨	RHR⑩	RHR⑪	RHR⑫	RHR⑬	RHR⑭	RHR⑮	RHR⑯	RHR⑰		
口径	—	25A	350A	25A	20A	65A	20A	400A	100A	150A	150A	20A	25A	25A	25A	300A	300A	300A	350A	350A	40A	450A	450A	500A	500A		
熱通過率※2 (kcal/mh°C)	K	0.299	1.703	0.299	0.855	0.305	0.855	1.745	0.431	0.652	0.670	0.199	0.253	0.286	0.224	1.141	1.172	0.883	1.289	1.293	0.277	1.216	1.352	1.287	1.338		
総配管長 (mm)	L	4349.3	525.8	5515.1	7162.6	11944.8	1111.5	8763.3	10720.7	3708.0	403.0	1279.1	17334.3	851.0	5910.5	25072.2	2055.5	7102.2	11441.0	1951.1	9867.4	1084.0	7915.0	679.6	679.6		
内部 流体 温度 (°C) ※3	0~26h	Ti	184	184	184	71	302	90	90	139	115	139	139	115	139	139	115	139	139	136	139	139	139	139	115	139	
	26~48h		-	-	-	71	-	90	90	139	115	139	139	115	139	139	115	139	139	136	139	139	139	139	139	115	139
	48~120h		-	-	-	71	-	90	90	135	115	135	135	115	135	135	115	135	135	135	135	135	135	135	135	115	135
	120~ 168h		-	-	-	71	-	90	90	120	112	120	120	112	120	120	112	120	120	120	120	120	120	120	120	112	120

※1 機器発熱及び空調機は, 想定される重大事故等において最も環境温度に対して厳しい条件となる RHR ポンプ稼働及び代替 RCW 系を用いた RHR ポンプ室空調機の稼働を想定。

※2 熱通過率は流体温度によって変化する為, 最も大きい流体温度の値を記載。

※3 内部流体温度は経時変化を考慮。また, 保守的に RHR ポンプに期待できない重大事故等の事象も含んだ配管の内部流体温度最大値を設定した。

表 5-4 評価において考慮する熱負荷(RHR ポンプ(B)室)

(a) 機器からの発熱量※1

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
RHR ポンプの電動機	43,500	電動機の熱損失を考慮
RHR ポンプ室空調機	600	電動機の熱損失を考慮
RHR ポンプ (ケーシング), 熱交換器等	3,100	初期の発熱量を記載, エリア温度上昇により発熱量低下を考慮

(b) RHR ポンプ室空調機からの除熱量※1

考慮する空調設備	除熱量[W]	考慮事項
RHR ポンプ室空調機	29,000	代替 RCW 系使用時を想定

(c) 配管からの発熱量

項目	記号	系 統 名																						
		MUWC	RCW①	RCW②	RCW③	RCW④	RHR①	RHR②	RHR③	RHR④	RHR⑤	RHR⑥	RHR⑦	RHR⑧	RHR⑨	RHR⑩	RHR⑪	RHR⑫	RHR⑬	RHR⑭	RHR⑮	RHR⑯	RHR⑰	
口径	—	20A	100A	400A	50A	65A	100A	150A	150A	20A	25A	25A	25A	300A	300A	300A	350A	350A	40A	450A	450A	500A	500A	
熱通過率※2 (kcal/mh°C)	K	0.855	0.578	1.745	1.901	0.424	0.441	0.527	0.652	0.203	0.253	0.291	0.229	1.141	1.017	0.910	1.289	1.319	0.283	1.253	1.380	1.287	1.378	
総配管長 (mm)	L	7913.9	856.4	21500.9	7391.2	12234.5	20099.6	300.1	10715.4	1253.1	17553.0	851.0	4920.0	27978.3	484.5	8288.1	11306.6	2616.0	9591.4	1084.0	9782.4	679.6	679.6	
内部 流体 温度 (°C) ※3	0~48h	Ti	71	90	90	90	90	140	71	115	140	115	140	140	115	115	140	136	140	140	140	140	115	140
	48~120h		71	90	90	90	90	140	71	115	140	115	140	140	115	115	140	135	140	140	140	140	115	140
	120~ 168h		71	90	90	90	90	158	71	112	158	112	158	158	112	112	158	120	158	158	158	158	112	158

※1 機器発熱及び空調機は、想定される重大事故等において最も環境温度に対して厳しい条件となる RHR ポンプ稼働及び代替 RCW 系を用いた RHR ポンプ室空調機の稼働を想定。

※2 熱通過率は流体温度によって変化する為、最も大きい流体温度の値を記載。

※3 内部流体温度は経時変化を考慮。また、保守的に RHR ポンプに期待できない重大事故等の事象も含んだ配管の内部流体温度の最大値を設定した。

表 5-5 評価において考慮する熱負荷(RIP(A)送風機室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
AM充電器盤	340	充電器から給電する負荷を考慮した充電器盤の熱損失を算出
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	3,870	空冷装置稼働による放熱を考慮

(b) 配管からの発熱量

対象なし

表 5-6 評価において考慮する熱負荷(通路及びフィルタ室)

(a) 機器からの発熱量※1

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
AM 用動力変圧器	3,510	変圧器の熱損失を考慮
FV系水素サンプリング ラック (サンプリングポン プ, 冷却装置)	13,800	格納容器ベントライン及び FCVS 出口ラインのサンプリ ングラックを考慮

(b) 配管からの発熱量

対象なし

※1 FV系水素サンプリングラックはベント完了後の配管内水素濃度を確認するものであることから、想定する重大事故等においては使用することを想定していないが、本評価においては保守的にその稼働を想定して発熱量を算出した。

表 5-7 評価において考慮する熱負荷(A系非常用電気品室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
動力変圧器負荷 RMU 盤	12,710	変圧器及び RMU 盤の熱損失を考慮

(b) 配管からの発熱量

対象なし

表 5-8 評価において考慮する熱負荷(B系非常用電気品室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
動力変圧器負荷 RMU 盤	12,770	変圧器及び RMU 盤の熱損失を考慮

(b) 配管からの発熱量

対象なし

表 5-9 評価において考慮する熱負荷(中央制御室)

(a) 機器等からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
盤等の中央制御 室内設置機器	82,900 (0~30min) 90,100 (30min~1h) 68,300 (1~24h) 65,900 (24~168h)	6,7号機の制御盤を考慮 熱負荷算出において、想定される重大事故等で最も発熱負荷が厳しくなる「格納容器過圧・過温(代替循環冷却を使用する場合)」を想定する
照明設備	12,500 (30min~1h) 25,000 (1~168h)	交流電源受電時の常/非常用照明等の熱損失に余裕を考慮して設定
運転員等の代謝	2,500	6,7号運転員数18名に余裕を考慮した20名想定 空気調和・衛生工学便覧第14版基礎編 17・2・6 (2)人体発熱負荷 事務所業務 参照

(b) 配管からの発熱量

対象なし

表 5-10 評価において考慮する熱負荷(区分Ⅰ計測制御電源盤室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
充電器及び無停電電源装置	8,790	充電器及び無停電電源装置の熱損失を考慮

(b) 配管からの発熱量

対象なし

表 5-11 評価において考慮する熱負荷(区分Ⅱ計測制御電源盤室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
充電器及び無停電電源装置	10,570	充電器及び無停電電源装置の熱損失を考慮

(b) 配管からの発熱量

対象なし

表 5-12 評価において考慮する熱負荷(復水移送ポンプ室及び弁室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
MUWC ポンプの電動機	8,000	電動機の熱損失を考慮 (2 台運転を想定)
MUWC ポンプ (ケーシング) 等	1,100	初期の発熱量を記載, エリア温度上昇により発熱量低下を考慮

(b) 配管からの発熱量

項目	記号	系 統 名													
		MUWC①	MUWC②	MUWC③	MUWC④	MUWC⑤	HPCF①	HPCF②	HPCF③	HPCF④	MUWC⑥	MUWC⑦	MUWC⑧	MUWC⑨	
口径	—	100A	150A	250A	250A	50A	250A	300A	350A	500A	150A	250A	250A	300A	
熱通過率※1 (kcal/mh℃)	K	0.401	0.531	0.768	0.788	2.851	0.788	0.916	1.009	1.390	0.531	12.601	0.788	15.009	
総配管長(mm)	L	268.5	23308.4	136.5	7125.7	4959.6	330.2	2544.3	508.0	10631.0	3903.0	5469.0	18305.4	4955.7	
内部 流体 温度 (℃) ※2	0~24h	Ti	71	71	50	71	71	71	71	71	71	71	50	71	50
	24~168h		71	71	40	71	71	71	71	71	71	71	71	40	71

※1 熱通過率は流体温度によって変化する為、最も大きい流体温度の値を記載。

※2 内部流体温度は経時変化を考慮。

表 5-13 評価において考慮する熱負荷(5号機 A 系計装用電源室)

(a) 機器からの発熱量

考慮する熱負荷	発熱量[W]	考慮事項
5号機原子炉建屋内緊急時 対策所関係設備の制御盤, 電源盤, 及び空調室外機	26,350.0 (0~1h)	制御盤, 電源盤及び空調室外機から の熱損失を考慮
	17,079.9 (1~24h)	
	16,488.7 (24~34h)	
	16,487.4 (34~168h)	

(b) 配管からの発熱量

対象なし

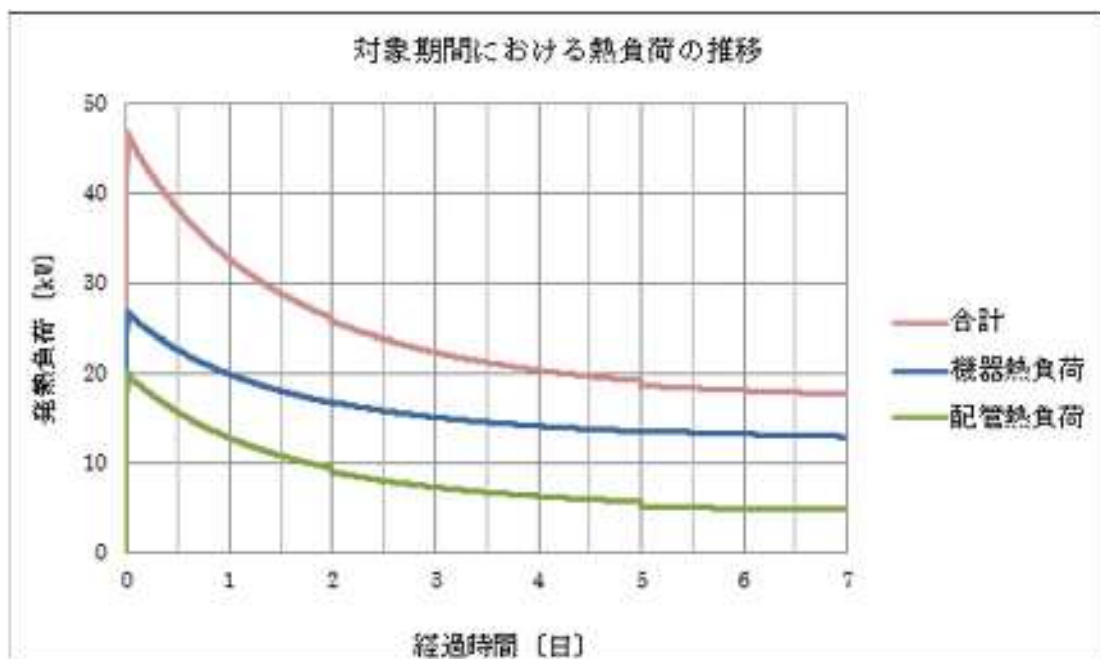


図 2-1 SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室内の熱負荷

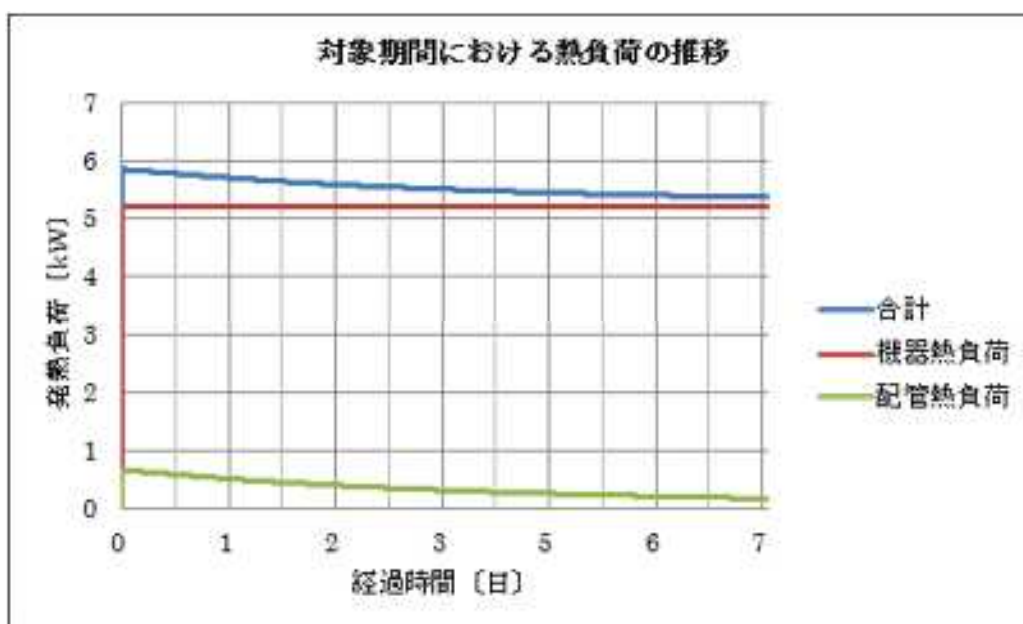


図 2-2 FPC ポンプ室内の熱負荷

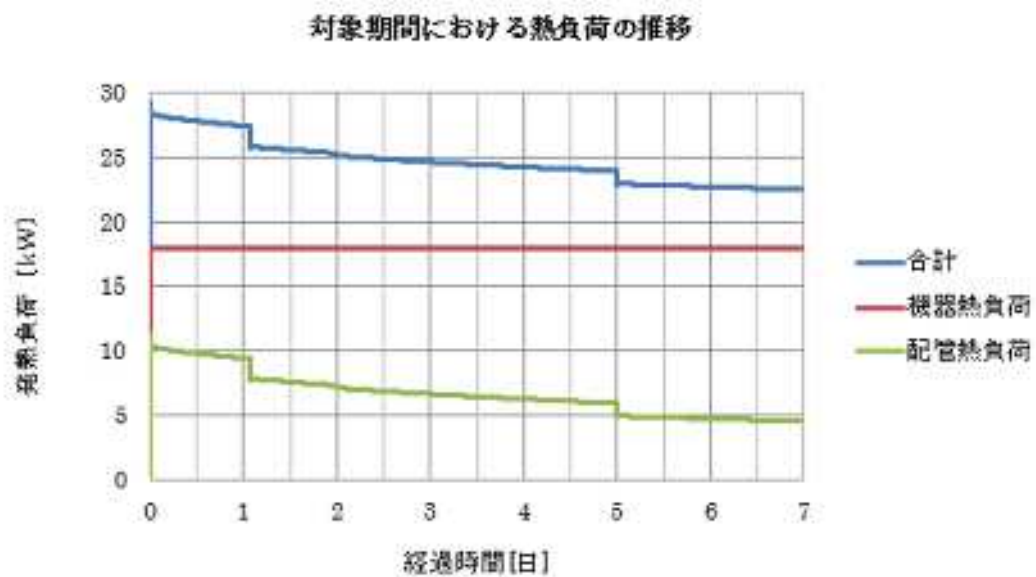


図 2-3 RHR ポンプ(A)室内の熱負荷

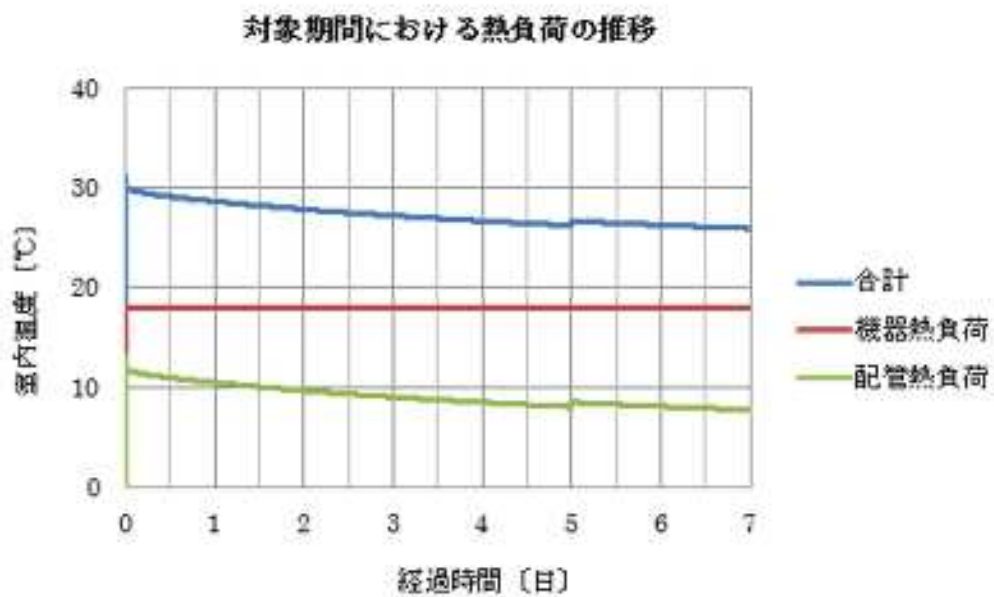


図 2-4 RHR ポンプ(B)室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

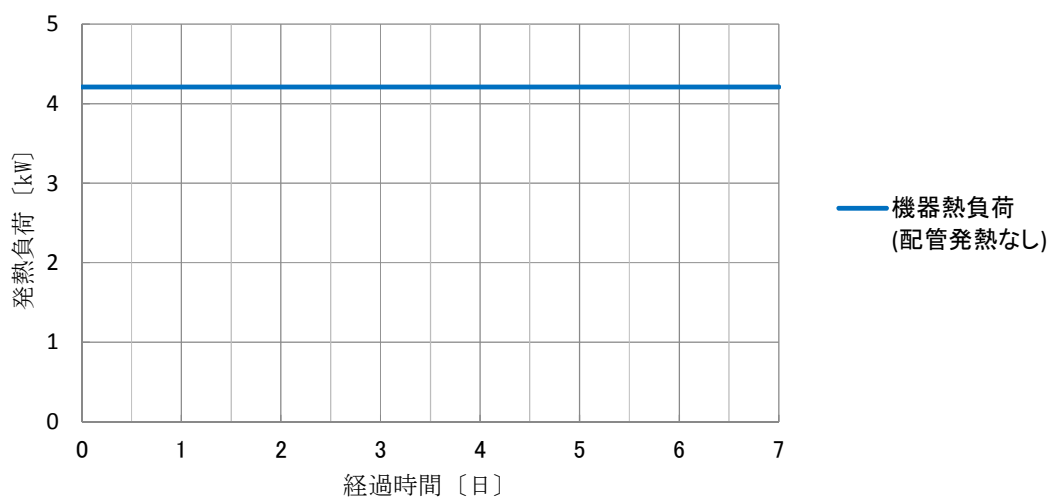


図 2-5 RIP(A)送風機室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

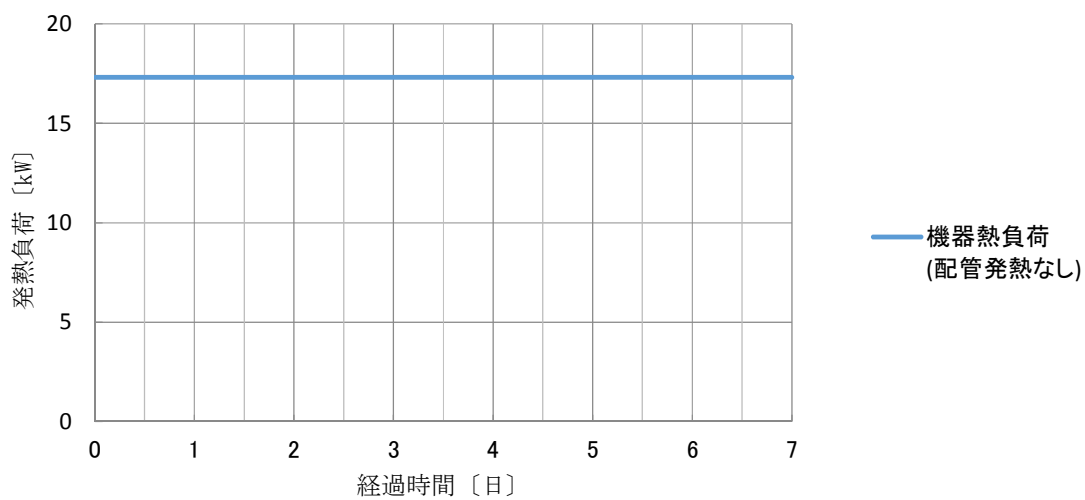


図 2-6 通路及びフィルタ室の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

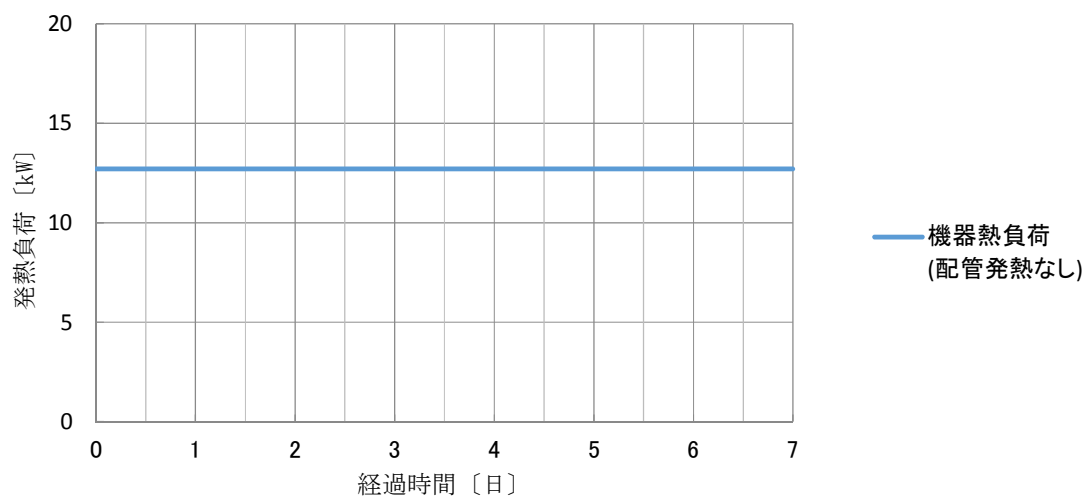


図 2-7 A 系非常用電気品室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

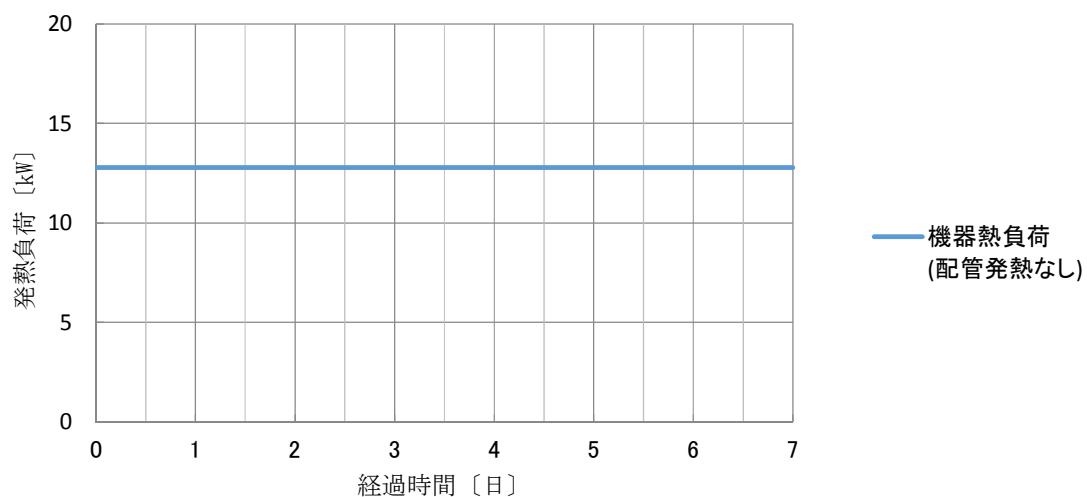


図 2-8 B 系非常用電気品室内の熱負荷

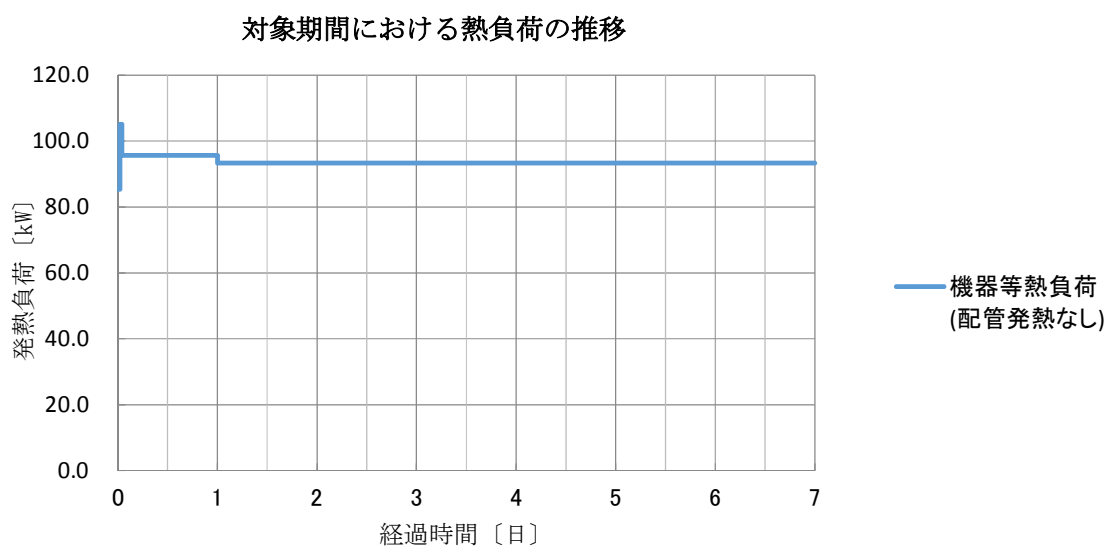


図 2-9 中央制御室内の熱負荷

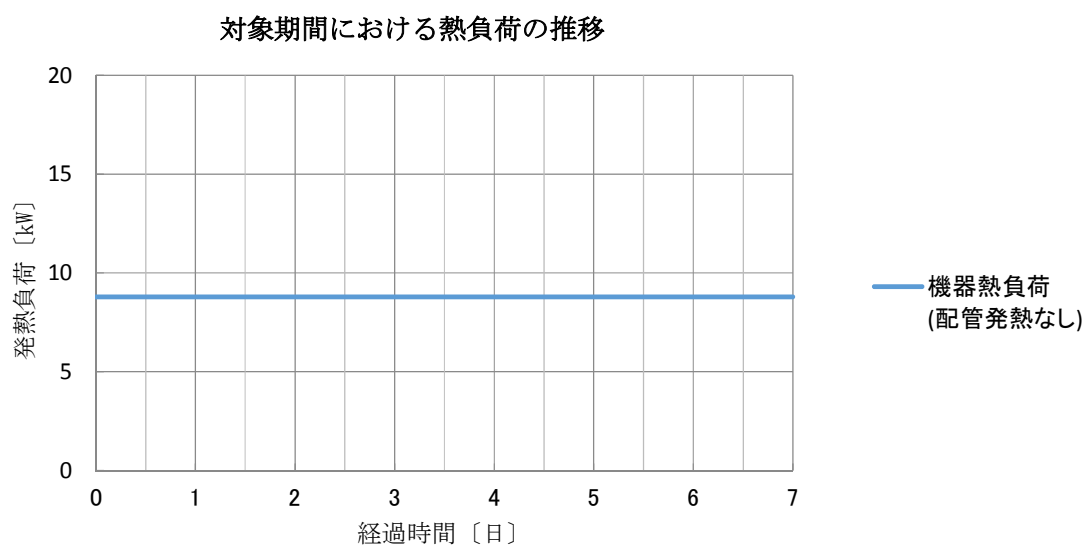


図 2-10 区分 I 計測制御電源盤室内の熱負荷

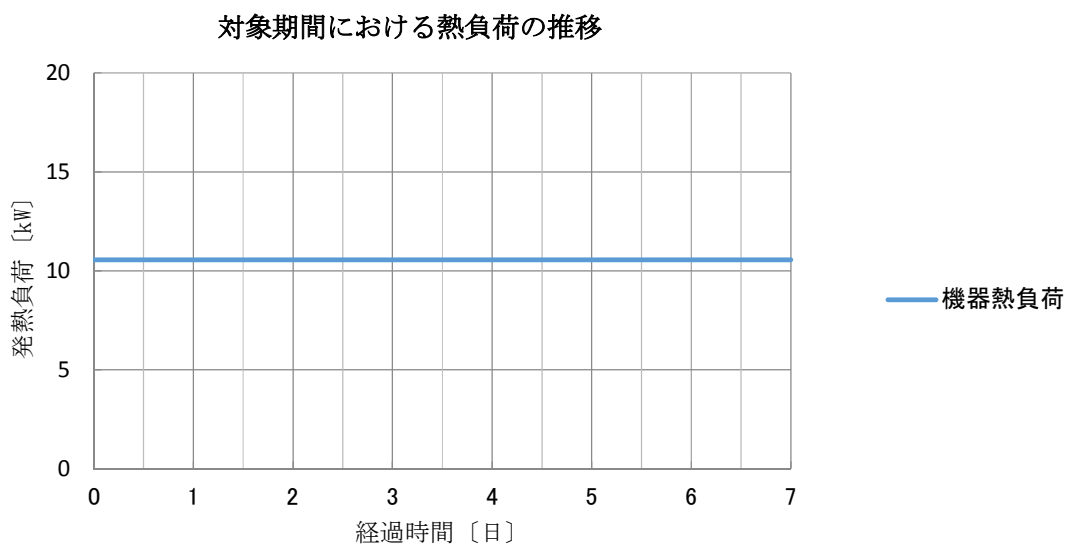


図 2-11 区分Ⅱ計測制御電源盤室内の熱負荷

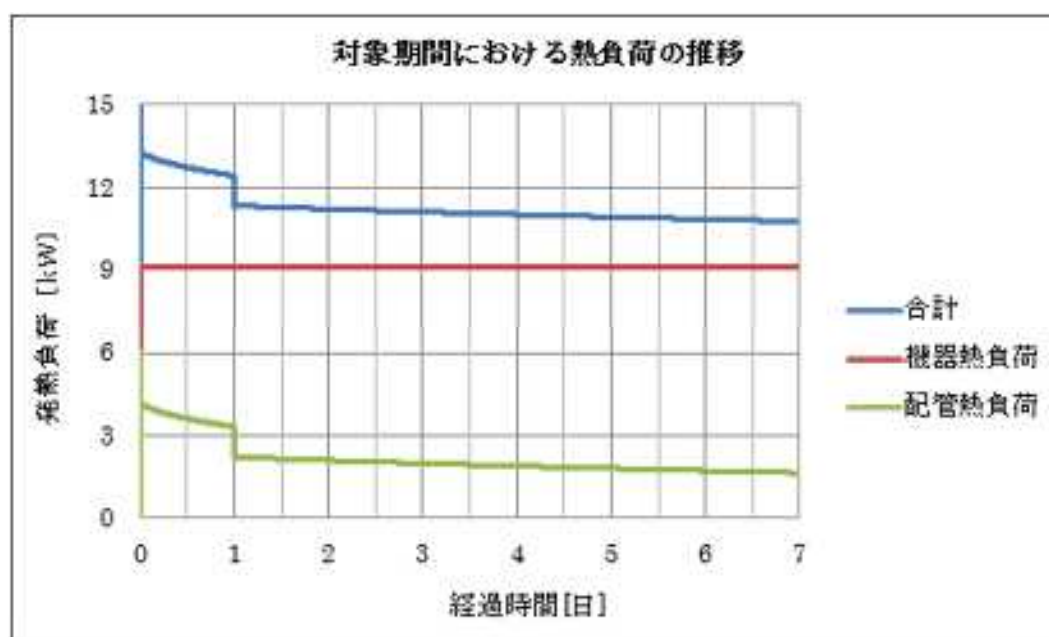


図 2-12 復水移送ポンプ室及び弁室内の熱負荷

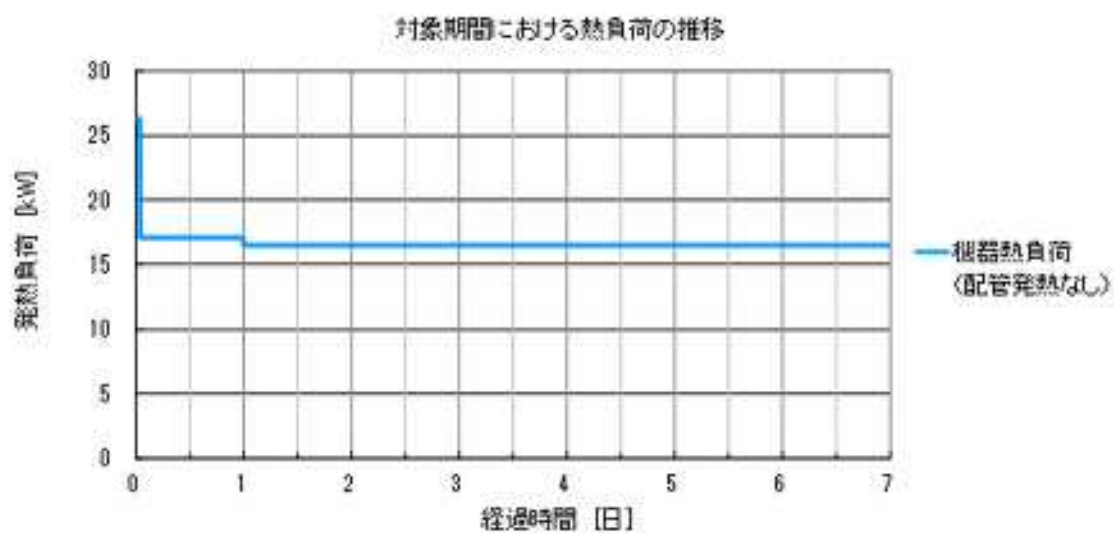
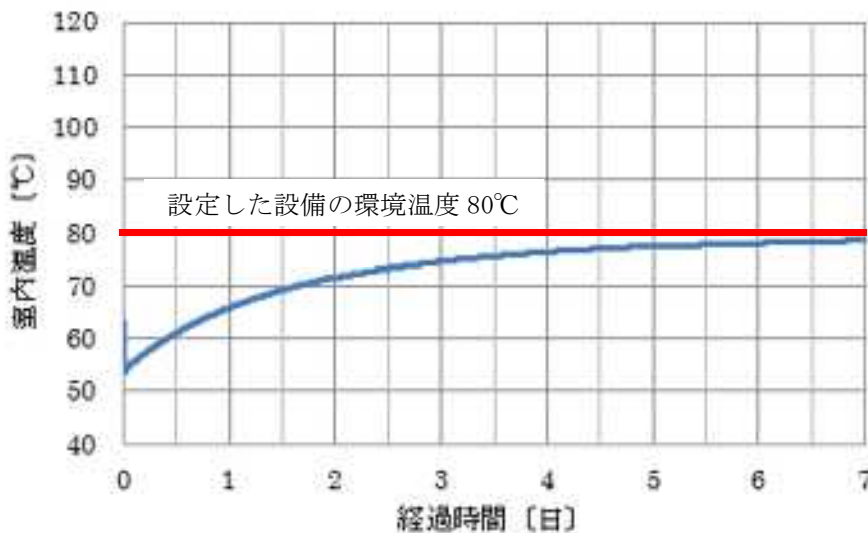


図 2-13 5号機 A 系計装用電源室の熱負荷

3. 評価結果

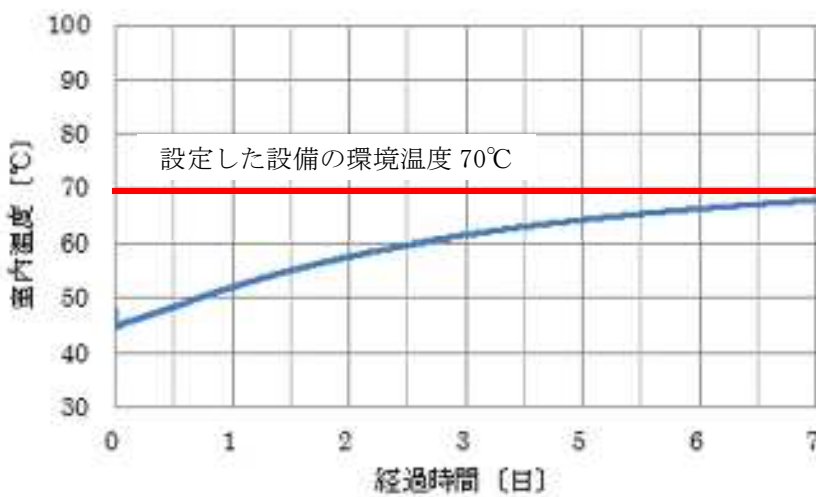
2. の評価条件に基づき各エリアの室温を評価した結果を図 3-1～3-12 に示す。

また、各エリアの室温評価結果を上回る温度として、設定した設備の環境温度を表 6 にまとめる。



7 日後:78[°C]
(7 日後以降は約 79[°C]で収束)

図 3-1 SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室の室温評価結果



7 日後: 68[°C]
(7 日後以降は約 74[°C]※で収束)

図 3-2 FPC ポンプ室内の室温評価結果

※7 日後以降の収束温度は重大事故等時の FPC ポンプ室の設備環境温度である 70°C を超過するが、評価において十分な保守性を持っていること (SFP の崩壊熱の減衰を考慮していないことや FPC ポンプを 2 台考慮していることなど)、7 日後以降は外部支援やエリアの換気等の環境緩和対応にも十分期待できることから必要な設備の機能維持に影響しないと考えられる。

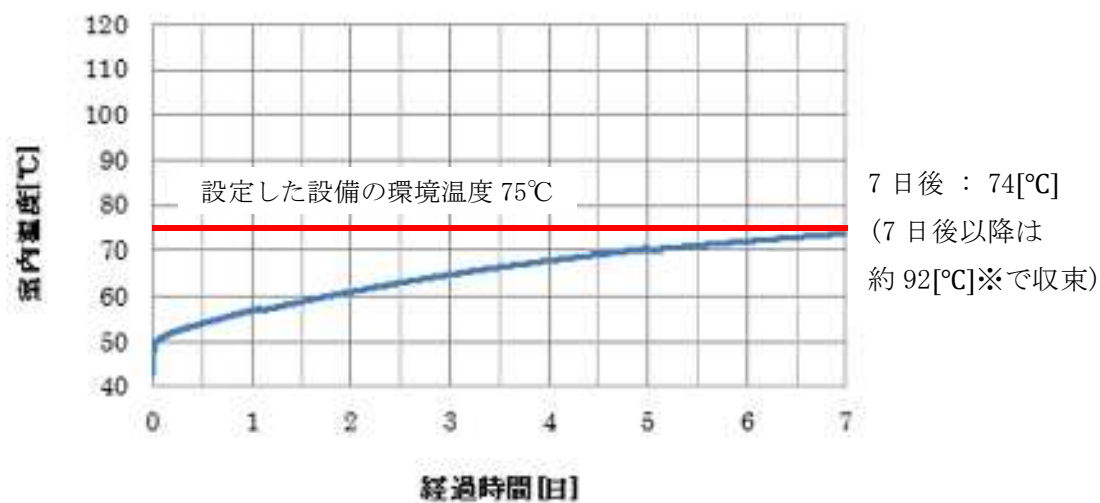


図 3-3 RHR ポンプ (A) 室内の室温評価結果

※7 日後以降の収束温度は重大事故等時の RHR ポンプ室の設備環境温度である 75°C を超過するが、評価において十分な保守性を持っていること（保守的な RHR ポンプ室空調機の除熱量を用いていることなど）、7 日後以降は外部支援やエリアの換気等の環境緩和対応にも十分期待できることから必要な設備の機能維持に影響しないと考えられる。

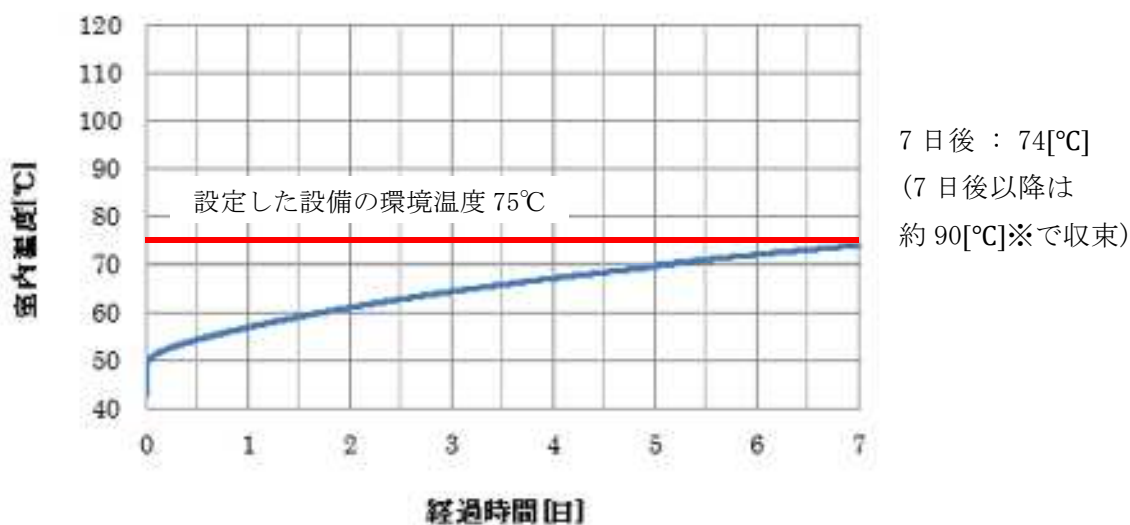


図 3-4 RHR ポンプ (B) 室内の室温評価結果

※7 日後以降の収束温度は重大事故等時の RHR ポンプ室の設備環境温度である 75°C を超過するが、評価において十分な保守性を持っていること（保守的な RHR ポンプ室空調機の除熱量を用いていることなど）、7 日後以降は外部支援やエリアの換気等の環境緩和対応にも十分期待できることから必要な設備の機能維持に影響しないと考えられる。

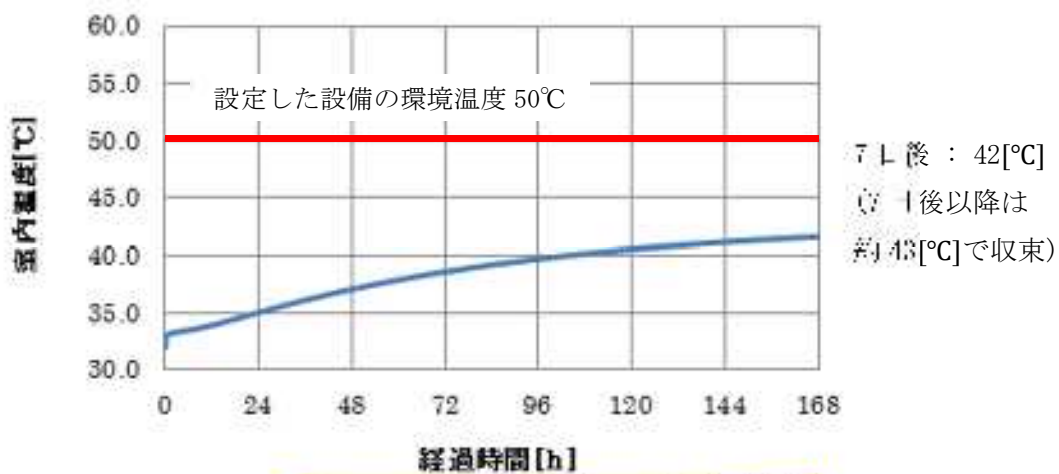


図 3-5 RFP (A) 送込機室内の室温評価結果

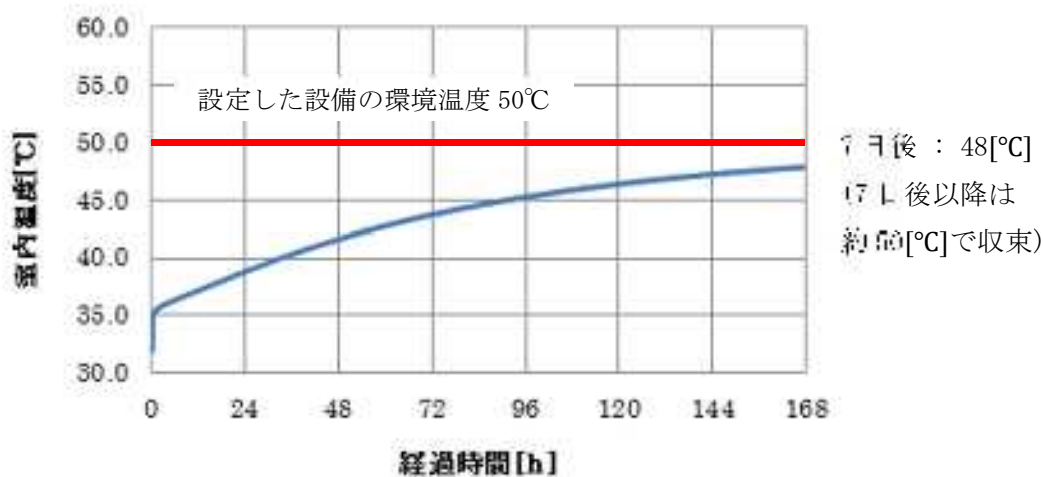


図 3-6 通路及びフィルタ室の室温評価結果

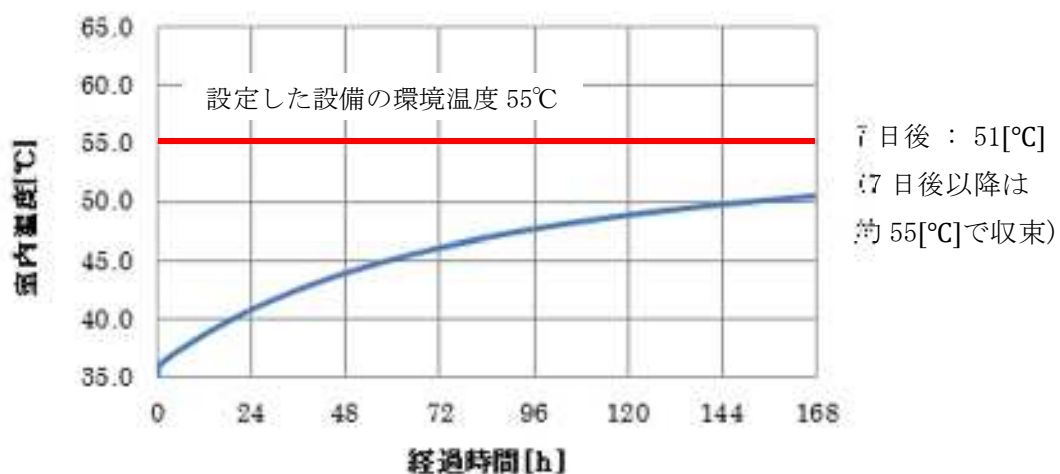


図 3-7 A系非常用電気品室内の室温評価結果

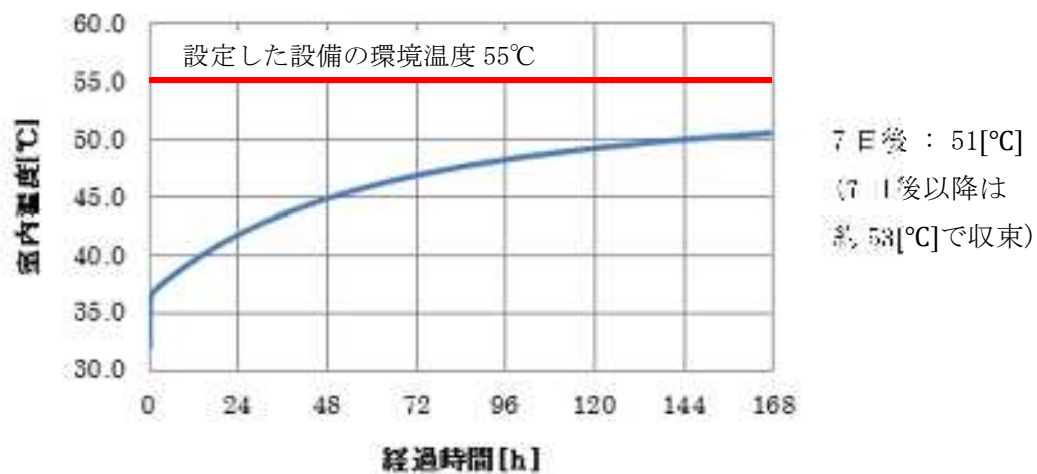


図 3-8 B系非常用電気品室内の室温評価結果

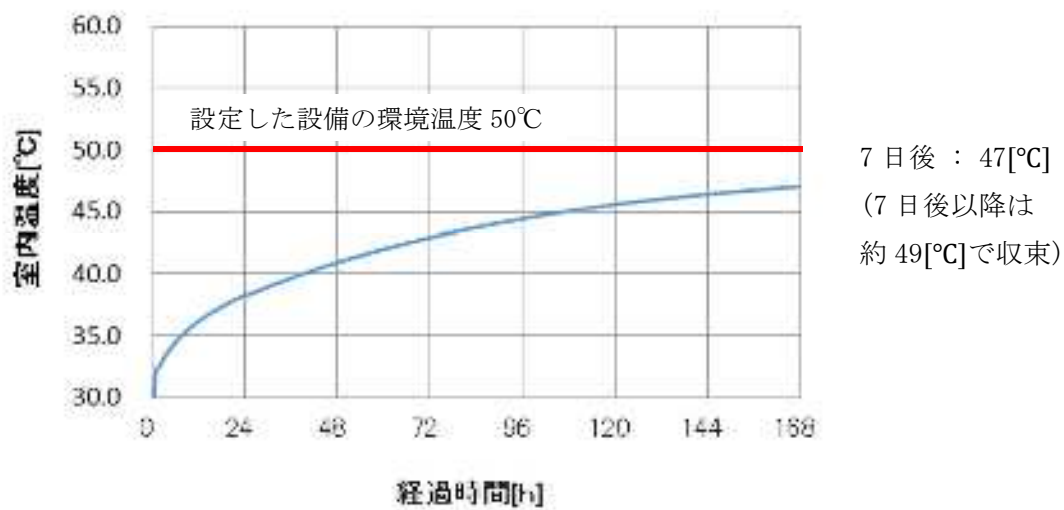


図 3-9 中央制御室内の室温評価結果

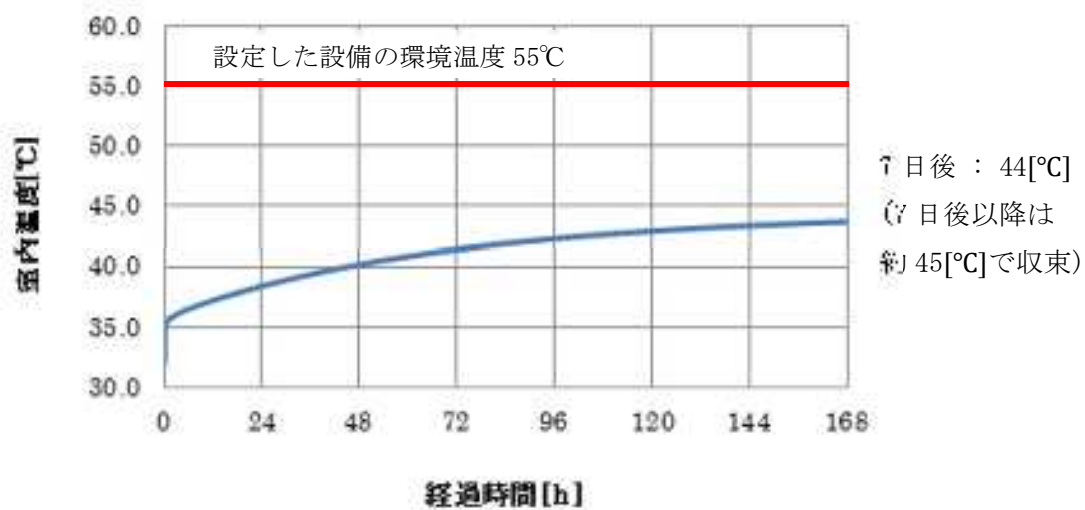


図 3-10 区分 I 計測制御電源盤室内の室温評価結果

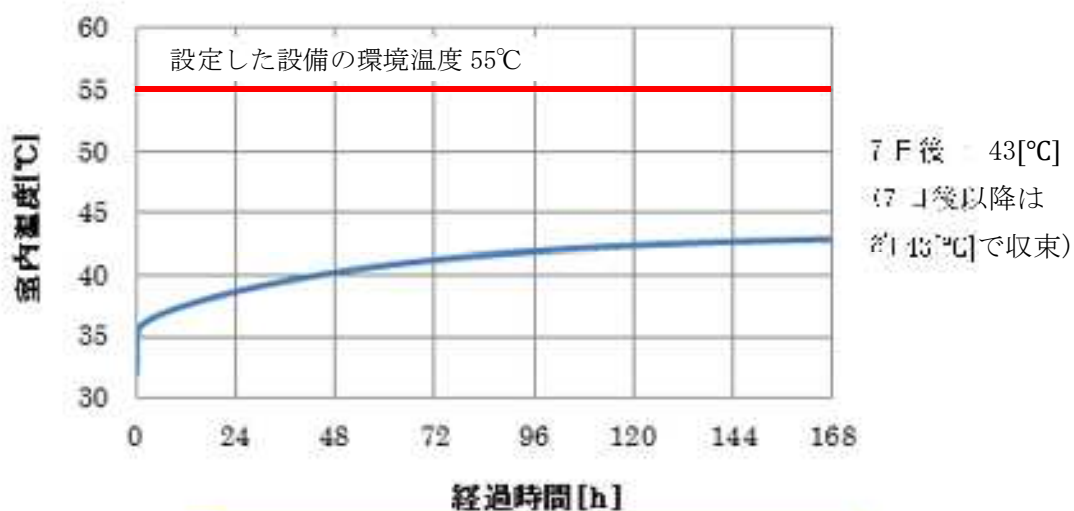


図 3-11 区分Ⅱ計測制御電源盤室内の室温評価結果

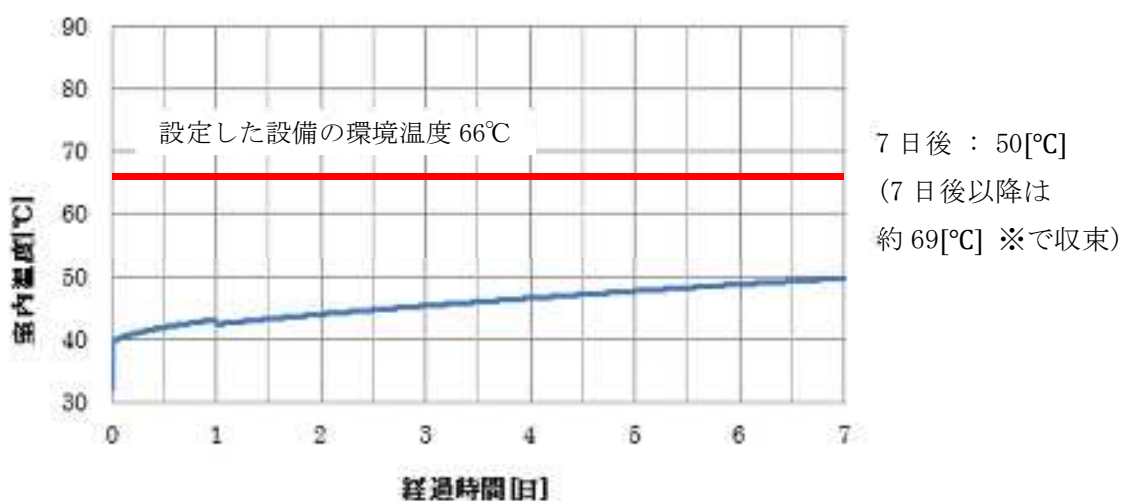


図 3-12 復水移送ポンプ室及び弁室内の室温評価結果

※7 日後以降の収束温度は重大事故等時の MUWC ポンプ室の設備環境温度である 66℃を超過するが、評価において十分な保守性を持っていること（代替循環冷却系統温度の低下等）、7 日後以降は外部支援やエリアの換気等の環境緩和対応にも十分期待できることから必要な設備の機能維持に影響しないと考えられる。

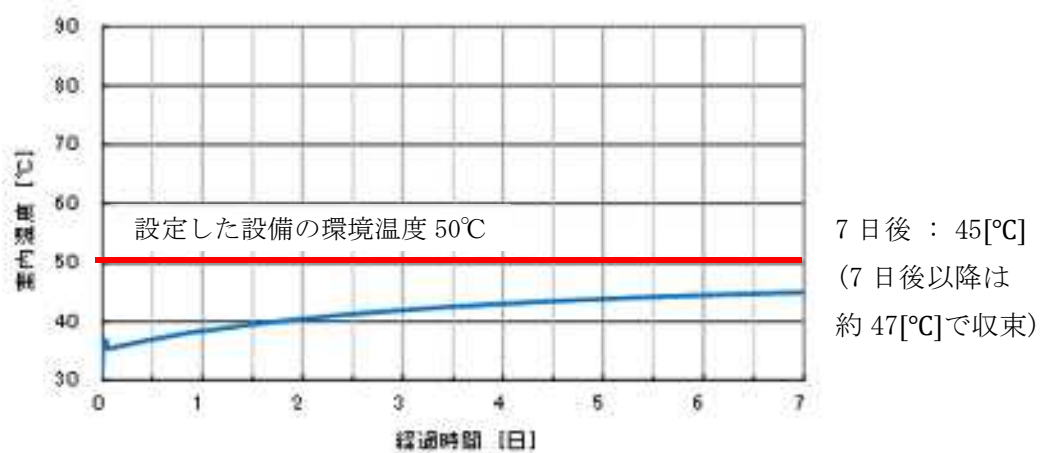


図 3-13 5号機 A 系計装用電源室の室温評価結果

表 6 各エリアの評価結果と設定した設備の環境温度

対象エリア	7 日後の評価結果 [°C]	設定した設備の環境温度[°C]
SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室	78	80
FPC ポンプ室	68	70
RHR ポンプ(A)室	74	75
RHR ポンプ(B)室	74	75
RIP(A)送風機室	42	50
通路及びフィルタ室	48	50
A 系非常用電気品室	51	55
B 系非常用電気品室	51	55
中央制御室	47	50
区分 I 計測制御電源盤室	44	55
区分 II 計測制御電源盤室	43	55
復水移送ポンプ室及び弁室	50	66
5 号機 A 系計装用電源室	45	50

格納容器圧力逃がし装置格納槽の空間温度評価について

1. 概要

本評価では、汎用熱流体解析ソフト STAR-CCM+を用いて、格納容器圧力逃がし装置（以下、「FV」という。）使用時における FV 格納槽内の空間温度を評価した。

本検討では、空間温度を評価する観点から、FV 格納槽内部の壁面、架台及び局所的に高温となる FV 容器等の機器表面から 100mm 以上離れた空間の温度を抽出した。

評価の結果、評価領域の温度は、高温機器のごく近傍の局所的な領域を除き 65℃以下となることが確認されたことから、FV 格納槽内の空間温度は約 65℃に設定する。

2. 評価条件及び評価ケース

モデル化範囲は FV 建屋、フィルタ装置、100A 以上の配管、よう素フィルタ（以下、「IFS」という。）、ドレンタンク及び関連する架台とした。評価ケースを表 1、評価条件を表 2、評価モデル形状及び寸法を図 1～11 に、保温材設置範囲を図 12～図 17 に、竜巻防護ネット設置範囲を図 18 に、メッシュ形状を図 19 に示す。なお、FV 格納槽内部の壁面、架台及び機器表面からメッシュの境界が 100mm 以上離れたメッシュ又は 100mm 離れた面を含むメッシュを評価領域とした。

また、評価における主な仮定を以下に示す。

- ・ 輻射伝熱を考慮。
- ・ 温度評価に対して影響が小さいと考えられる部分（100A 以下の配管、グレーチング、ドレンピット、扉、コンクリート内の鉄筋、架台鋼材の内部空間等）はモデル化しない。
- ・ 保温材は実際の厚さでモデル化した。また、内壁の保温材は、床面から 4m 以上の高所に設置した。
- ・ 壁面の配管貫通部は、配管と貫通孔の実際の隙間の偏りを考慮し、上部が実測値の 3.2mm と狭くなるように貫通孔を下にずらしてモデル化した。
- ・ 竜巻防護ネットは計算の簡略化のためポーラスバッフル（孔開き平板：厚さ 0）として慣性抵抗と粘性抵抗を設定した。

表 1 評価ケース

ケース	風上*	風速	外気温度
1	X + (P N)	3.6m/s	37.1℃
2	X - (P S)		
3	Y + (P W)		

注記* : 建屋上部が開口しているため、風の影響を考慮する。なお、風向きについては、柏崎市の気象観測データに基づき、発生頻度の低い P E 方向を除く 3 方向のみを考慮する。

表 2 評価条件

項目		値	備考
評価コード		STAR-CCM+ Ver. 12.06.011	<ul style="list-style-type: none"> 汎用の数値流体力学コード 設定条件 乱流モデル: Realizable K-ε 状態方程式: 理想気体 圧縮性: 考慮しない 重力: 考慮 気体の種類: 空気 定常/非定常: 定常
外気温		37.1[℃]	<ul style="list-style-type: none"> SA 時の最高温度
境界条件 大気開放面	種類	圧力境界 流入境界	<ul style="list-style-type: none"> 大気開放のため圧力境界とし、圧力は大気圧とした 風上側の面は流入境界とした
	流入温度	37.1[℃]	<ul style="list-style-type: none"> 大気開放のため外気温と同一とした
	流入速度	3.6[m/s]	<ul style="list-style-type: none"> 各ケース風上側の面のみ
境界条件 地表面	種類	壁面境界	<ul style="list-style-type: none"> 安全側に断熱の壁面境界とした
	表面放射率	0.94[-]	<ul style="list-style-type: none"> 伝熱工学資料 改訂第 5 版 (日本機械学会) P.161 表 1 コンクリート (あらい面) の値
境界条件 地中面	種類	温度境界	
	温度	15.5[℃]	<ul style="list-style-type: none"> 地盤温度
境界条件 機器表面 (FV, IFS, ドレンタンク, 配管)	種類	温度境界	<ul style="list-style-type: none"> 機器内部はモデル化せず、機器表面を温度境界とした
	温度	165[℃]	<ul style="list-style-type: none"> 機器表面温度
	表面放射率	0.96[-]	<ul style="list-style-type: none"> 伝熱工学資料 改訂第 5 版 (日本機械学会) P.161 表 1 金属表面は塗装されているため、安全側に塗料の最高値である 0.96 を仮定した
建屋	材料	コンクリート	<ul style="list-style-type: none"> コンクリート内の鉄筋は考慮しない
	熱伝導率	1.628[W/(m・K)]	<ul style="list-style-type: none"> 空気調和・衛生工学便覧第 11 版 (空調調和・衛生工学会)
	表面放射率	0.94[-]	<ul style="list-style-type: none"> 伝熱工学資料 改訂第 5 版 (日本機械学会) P.161 表 1 コンクリート (あらい面) の値

項目	値	備考	
鋼材	材料	SS400, STKR400	・設計値
	熱伝導率	$-0.00006111 \times T^2$ $-0.00266667 \times T$ $+51.97777778$ [W/(m・K)] (T : 温度[°C])	・新編 熱物性ハンドブック (日本熱物性学会) P. 210 軟鋼の値 R Tを20°Cと仮定し, 温度で近似曲線を作成 ・R T : 51.9[W/(m・K)] ・100°C : 51.1[W/(m・K)] ・200°C : 49.0[W/(m・K)]
	表面放射率	0.96[-]	・伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会) P. 161 表 1 金属表面は塗装されているため, 安全側に塗料の最高値である0.96と仮定した
ステンレス	材料	SUS316L	・設計値
	熱伝導率	$0.00002222 \times T^2$ $+0.00233333 \times T$ $+15.84444444$ [W/(m・K)] (T : 温度[°C])	・新編 熱物性ハンドブック (日本熱物性学会) P. 213 オーステナイト系ステンレス鋼の値 R Tを20°Cと仮定し, 温度で近似曲線を作成 ・R T : 15.9[W/(m・K)] ・100°C : 16.3[W/(m・K)] ・200°C : 17.2[W/(m・K)]
	表面放射率	0.96[-]	・伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会) P. 161 表 1 金属表面は塗装されているため, 安全側に塗料の最高値である0.96と仮定した
モルタル	板厚	40[mm]	・設計値 ・容器スカート下部の床表面に設置
	熱伝導率	0.13[W/(m・K)]	・カルダンモルタルパンフレット (東電工業) カルダンモルタル標準Ⅱ単位体積重量 550kg/m ³
	表面放射率	0.96[-]	・保温材の外装面は, 安全側に塗装面と同一と仮定し0.96とした
グラスウール	板厚	75[mm] (ベースプレート上 25[mm])	・設計値 ・容器スカート下部モルタル上表面に設置
	熱伝導率		
ケイ酸 カルシウム	板厚	50[mm]	・設計値 ・FV 容器, 配管の一部に設置
	熱伝導率	$0.0407 + 1.28 \times 10^{-4} T$ [W/(m・K)] (T : 温度[°C])	・JIS-A9501 熱伝導率算出参考式より 適用範囲 0°C~300°C
	表面放射率	0.96[-]	・保温材の外装面は, 安全側に塗装面と同一と仮定し0.96とした
フェノバボード	板厚	20[mm]	・設計値 ・建屋内壁面に設置
	熱伝導率	0.019[W/(m・K)]	・フェノバボードカタログより
	表面放射率	0.85[-]	・表面塗装の放射率 (ライノ・エココート カタログより)

項目		値	備考
パイロジェル XT	板厚	IFS : 30 [mm] ドレンタンク : 20 [mm] 配管 : 20 [mm] (建屋貫通部)	<ul style="list-style-type: none"> ・設計値 ・IFS, ドレンタンク, 配管の一部に設置
	熱伝導率		
	表面放射率	0.96 [-]	<ul style="list-style-type: none"> ・保温材の外装面は, 安全側に塗装面と同一と仮定し 0.96 とした
空気	分子量	28.9664 [-]	<ul style="list-style-type: none"> ・STAR-CCM+ デフォルト値
	熱伝導率	0.0260305 [W/(m・K)]	<ul style="list-style-type: none"> ・STAR-CCM+ デフォルト値
	粘性係数	1.85508 × 10 ⁻⁵ [Pa・s]	<ul style="list-style-type: none"> ・STAR-CCM+ デフォルト値
竜巻防護ネット	慣性抵抗 粘性抵抗	慣性抵抗係数 $2.39692 / \rho$ [-] 粘性抵抗係数 $-1.568434 \times 10^{-14} / \rho$ [m/s]	<ul style="list-style-type: none"> ・慣性抵抗と粘性抵抗は $\Delta p = \rho \alpha v^2 + \rho \beta v$ より α と β で求められるため, ワイヤ圧損係数を $\zeta = 4.1096$ として, 各流速における圧損をプロットして近似曲線を作成した。 $\Delta p = 2.39692 \times v^2 - 5.68434 \times 10^{-14} \times v$ $\alpha = 2.39692 / \rho$ $\beta = -1.568434 \times 10^{-14} / \rho$ Δp: 圧損 [Pa] ρ : 密度 [kg/m³] v : 流速 [m/s] α : 慣性抵抗係数 [-] β : 粘性抵抗係数 [m/s]

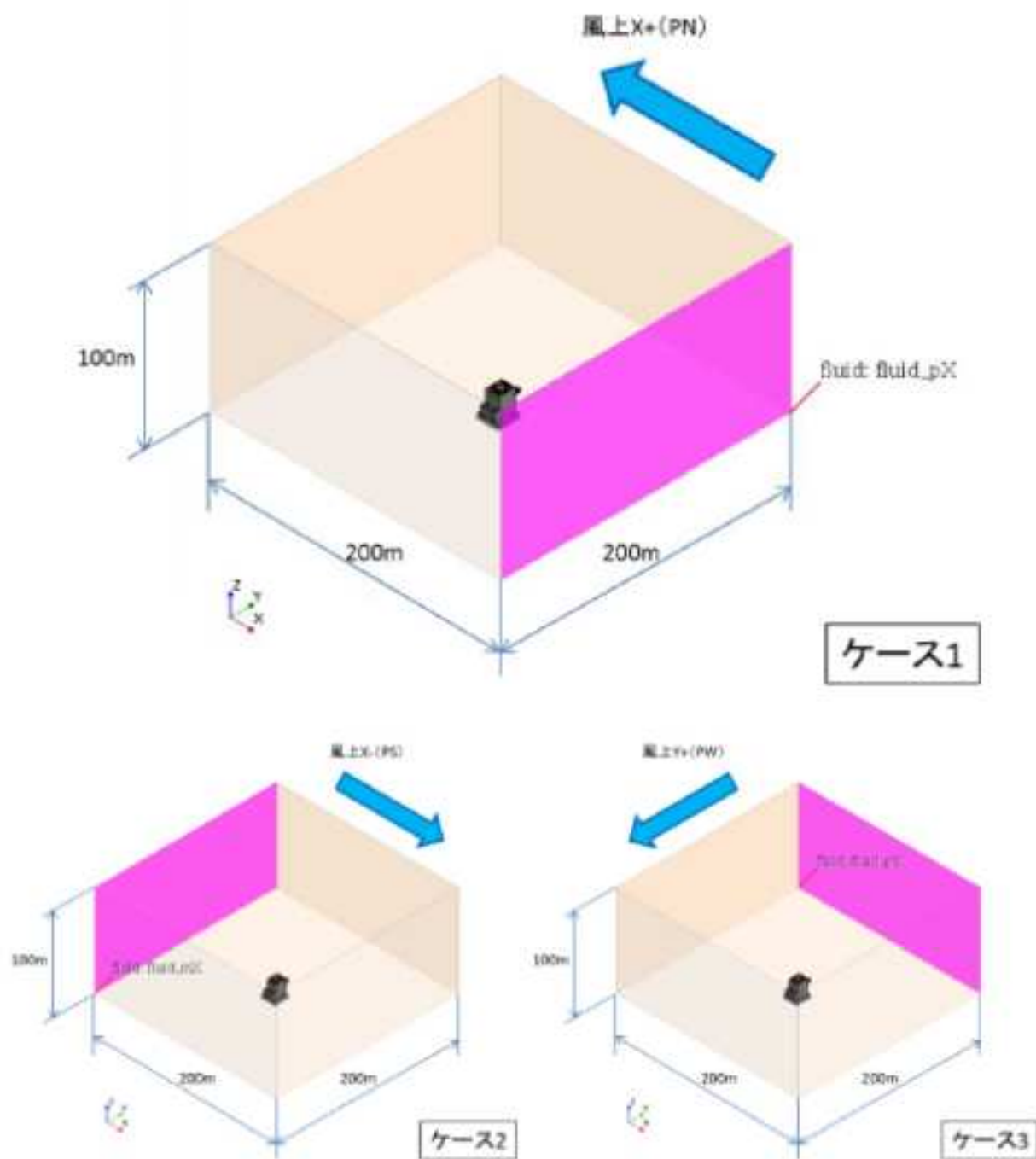


図1 モデル形状 (全体図)

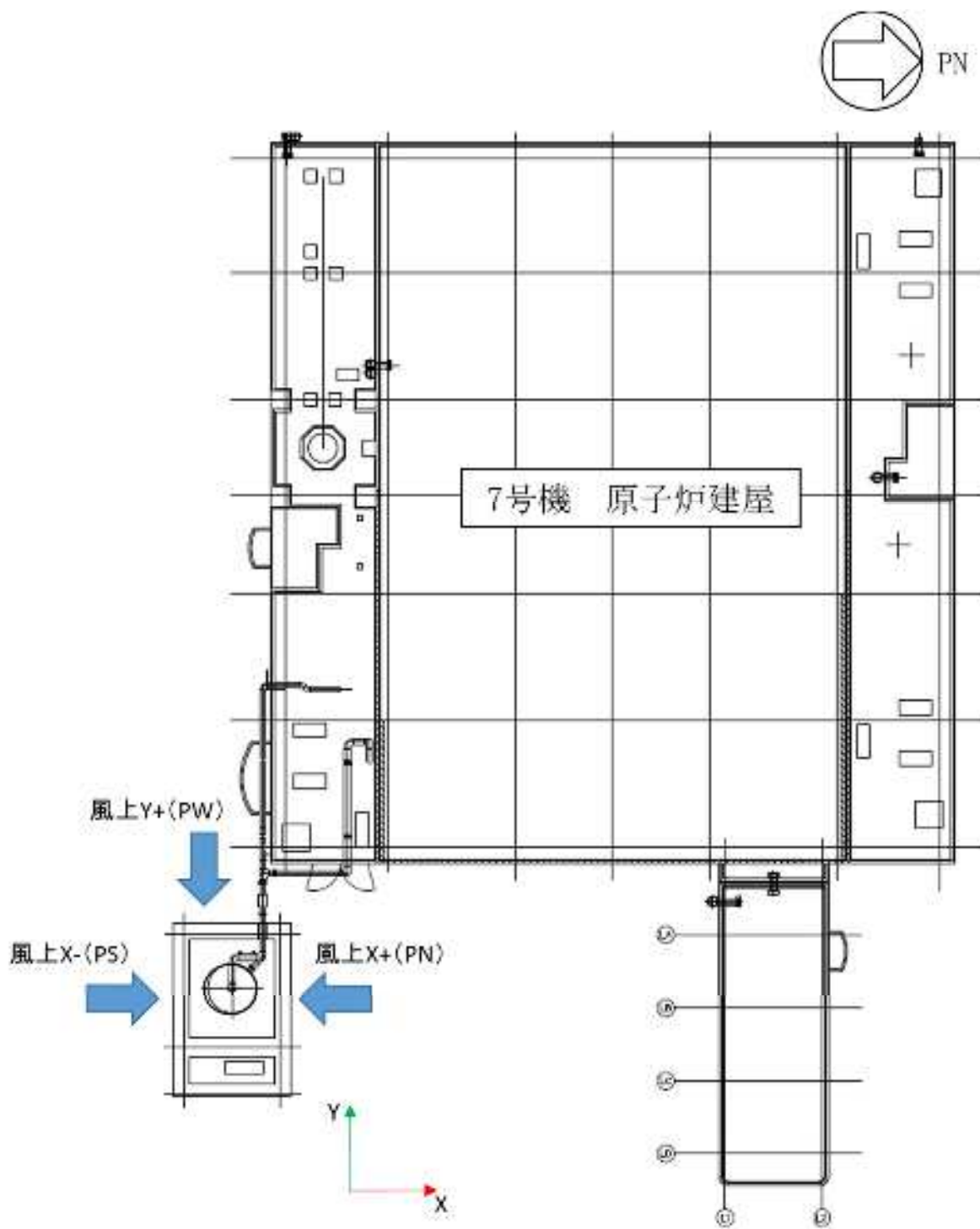


図 2 モデル形状 (平面図)

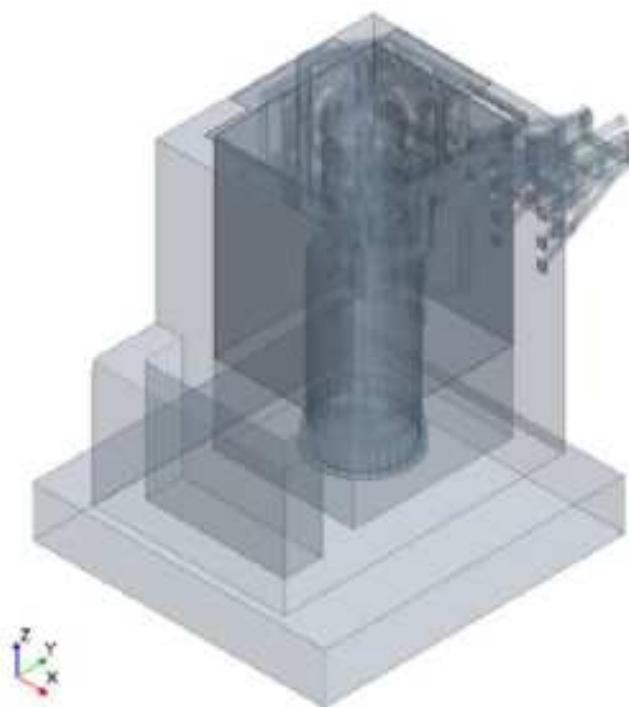


図 3 モデル形状 (FV 建屋周辺拡大図)

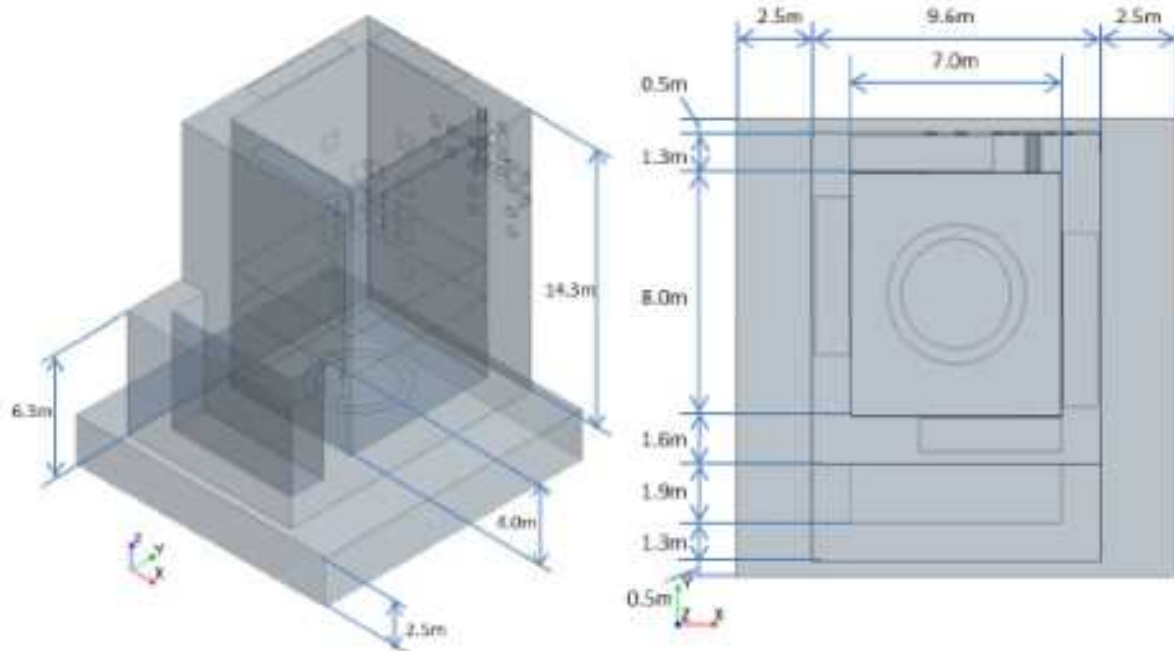


図 4 モデル形状 (FV 建屋 1/2)

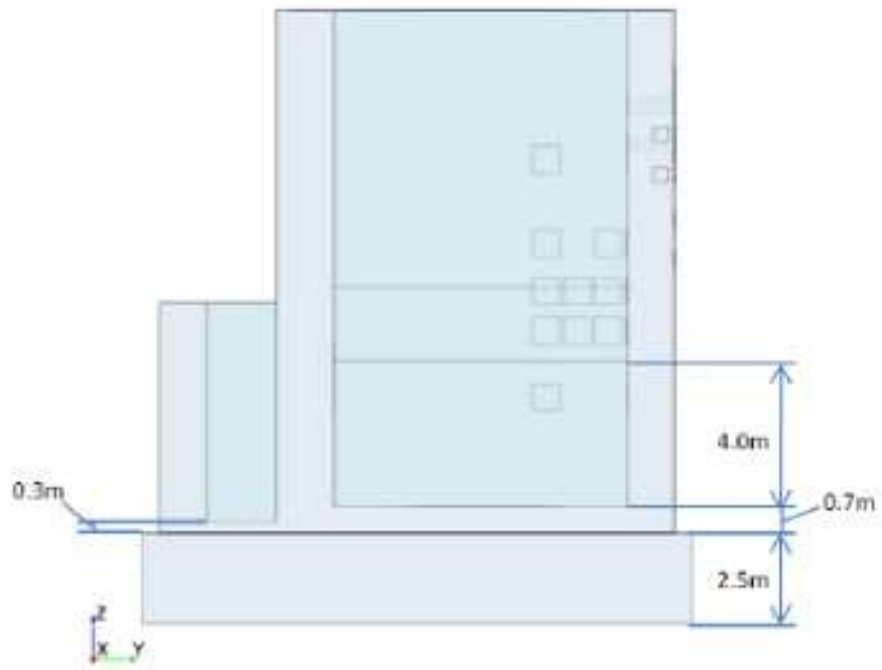


図 5 モデル形状 (FV 建屋 2/2)

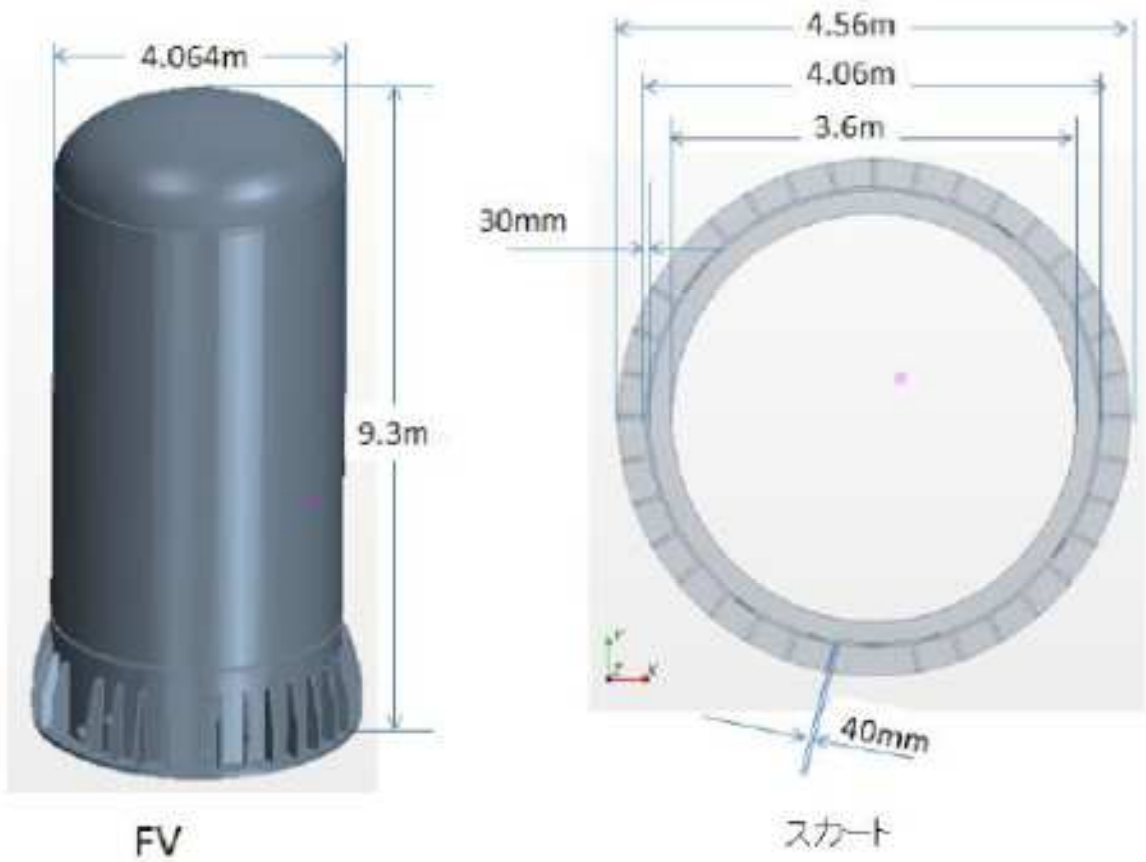


図 6 モデル形状 (FV 容器)

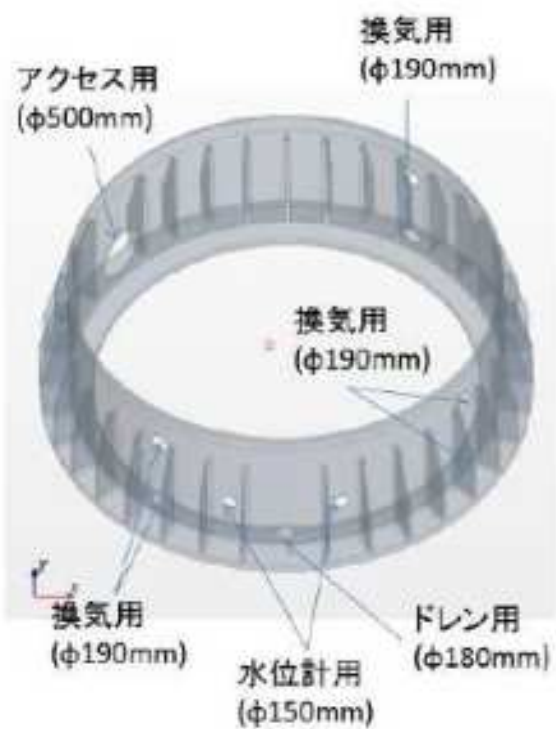


図 7 モデル形状 (FV 容器スカート)

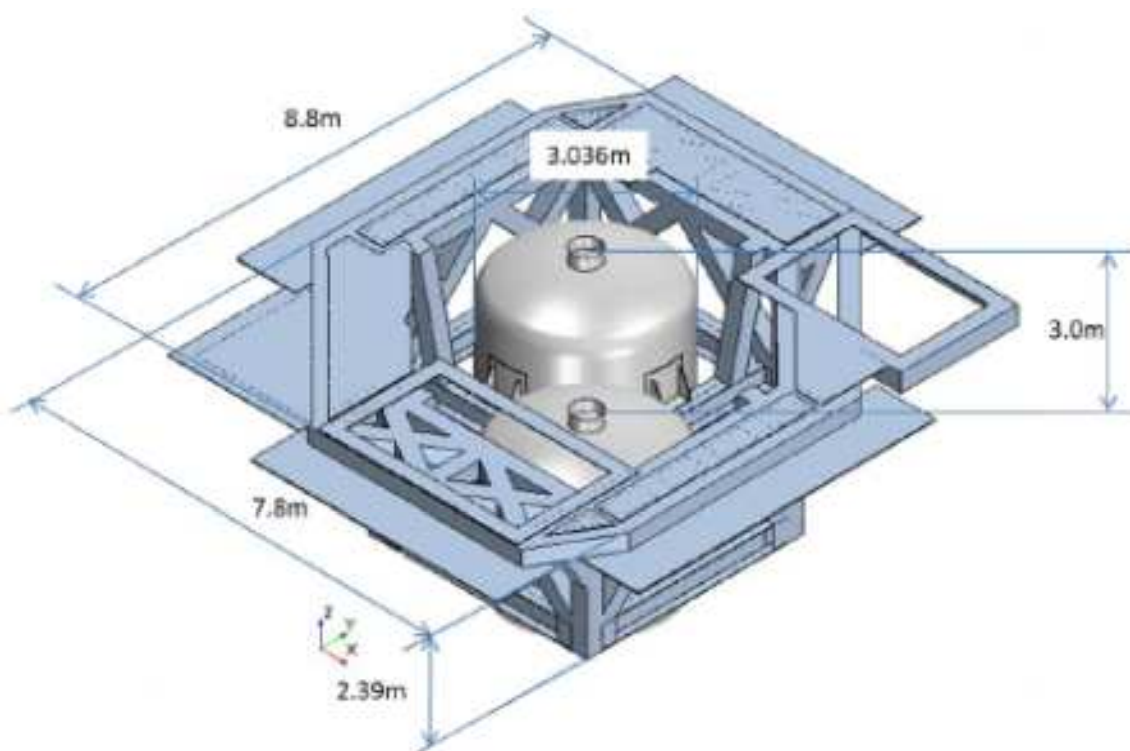


図 8 モデル形状 (IFS 及び IFS 架台)

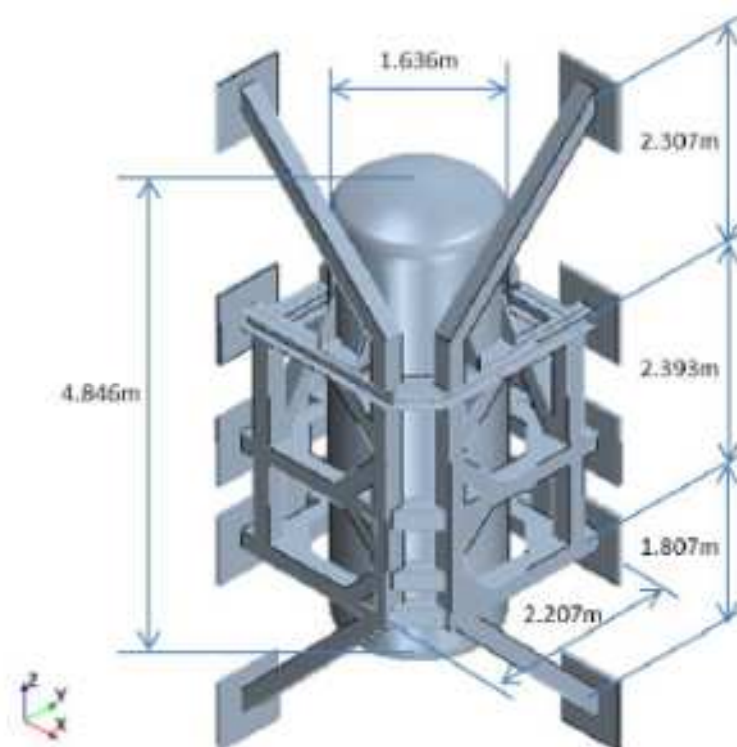


図 9 モデル形状（ドレンタンク及びドレンタンク架台）

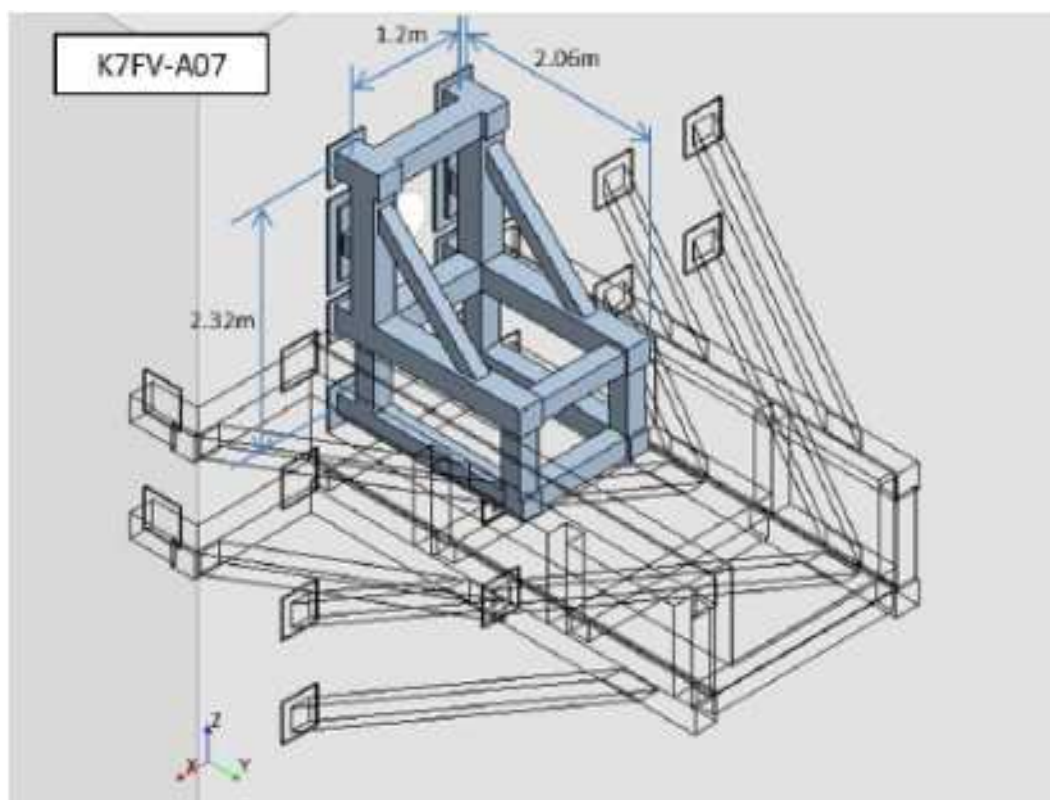


図 10 モデル形状（建屋外側出口配管架台 1/2）

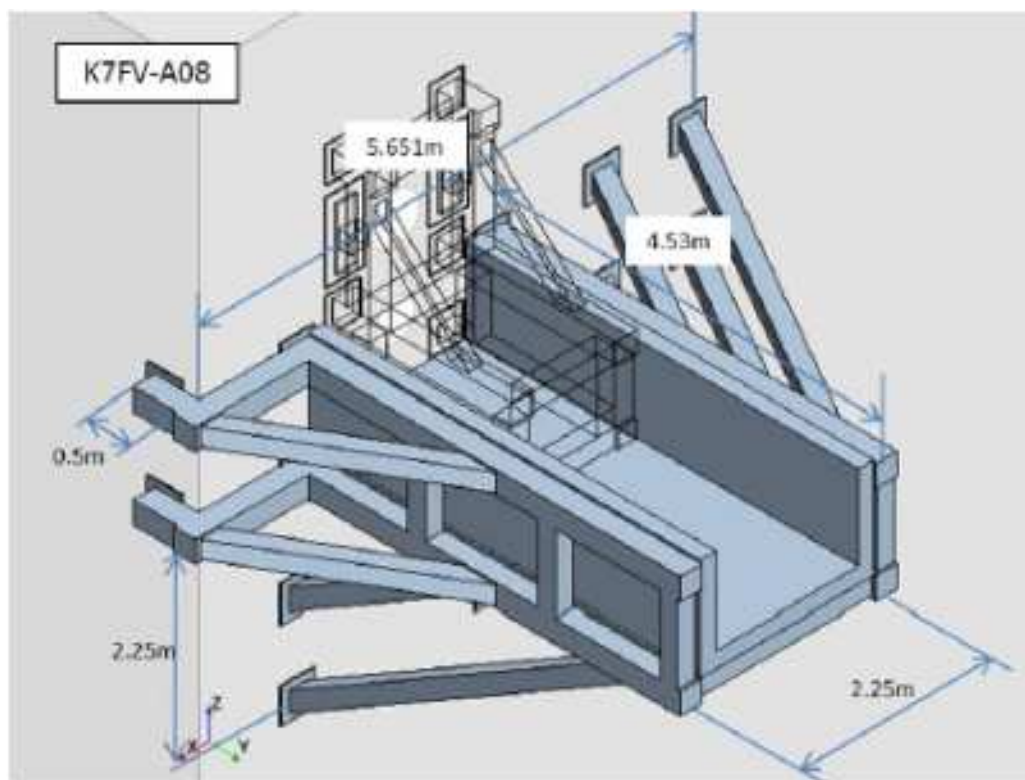


図 11 モデル形状（建屋外側入口配管架台 2/2）

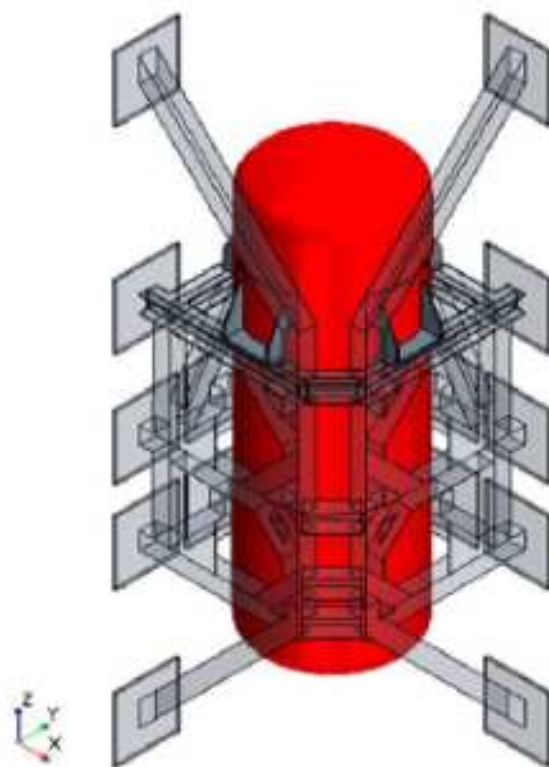


図 12 保温材設置範囲（ドレンタンク：パイロジェル X T t=20mm）

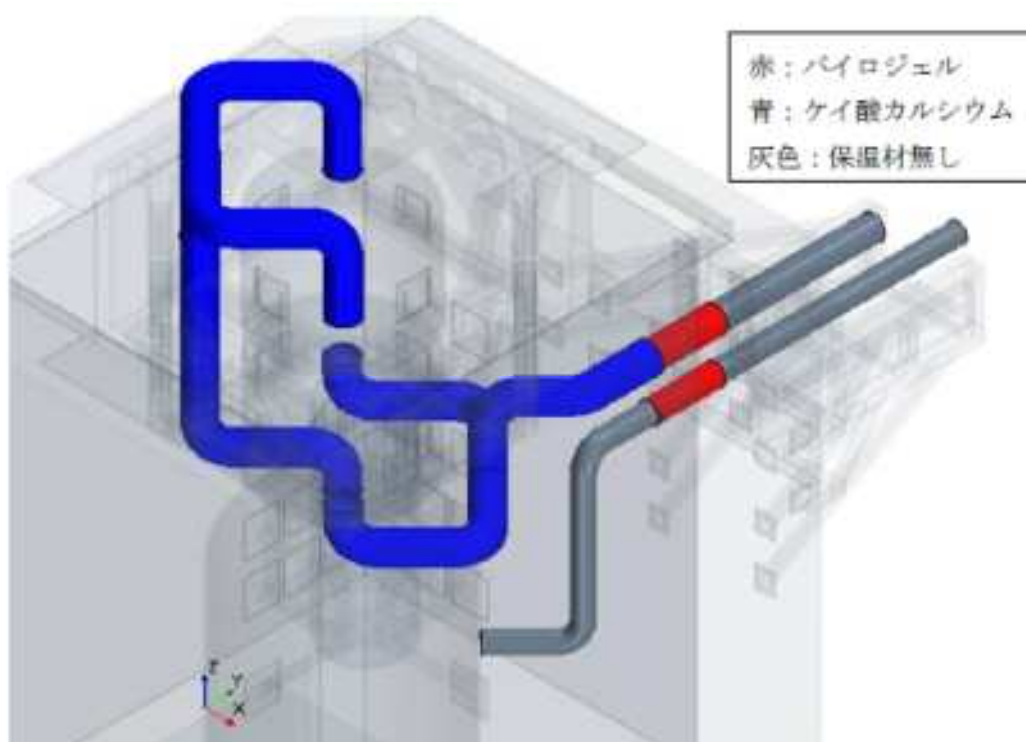


図 13 保温材設置範囲（配管：ケイ酸カルシウム $t=50\text{mm}$ ，配管貫通部：パイロジェル $X T t=20\text{mm}$ ）

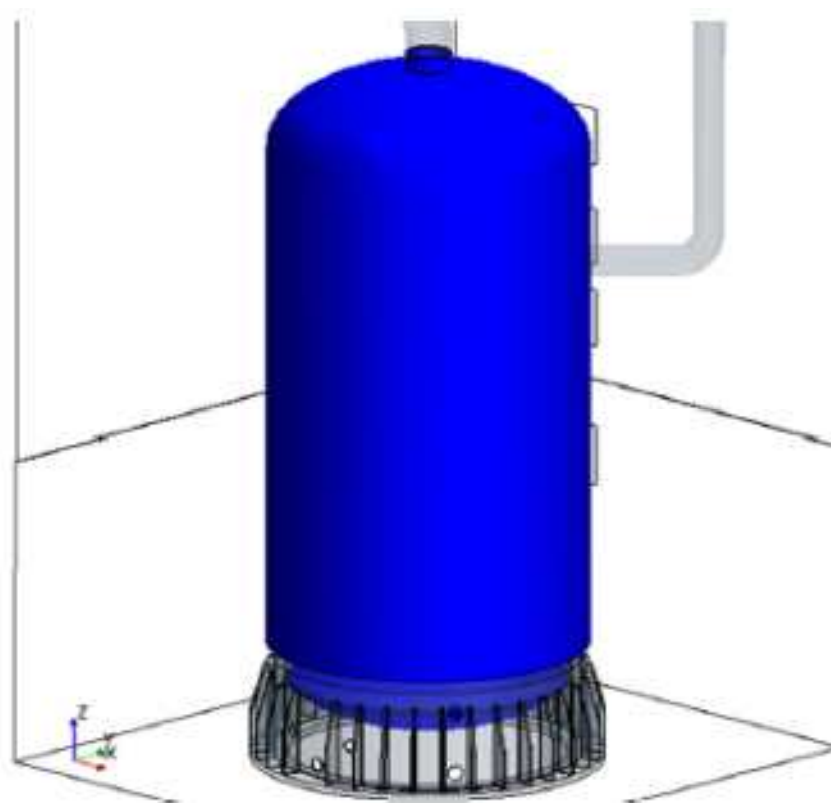


図 14 保温材設置範囲（FV 容器：ケイ酸カルシウム $t=50\text{mm}$ ）

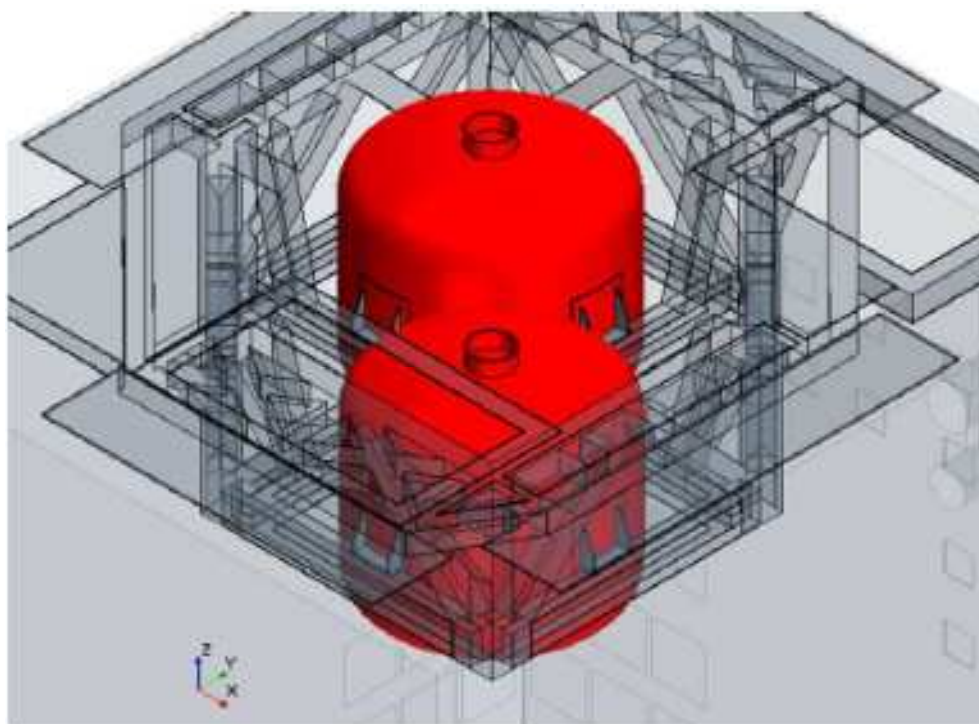


図 15 保温材設置範囲 (IFS 容器 : パイロジェル XT $t=30\text{mm}$)

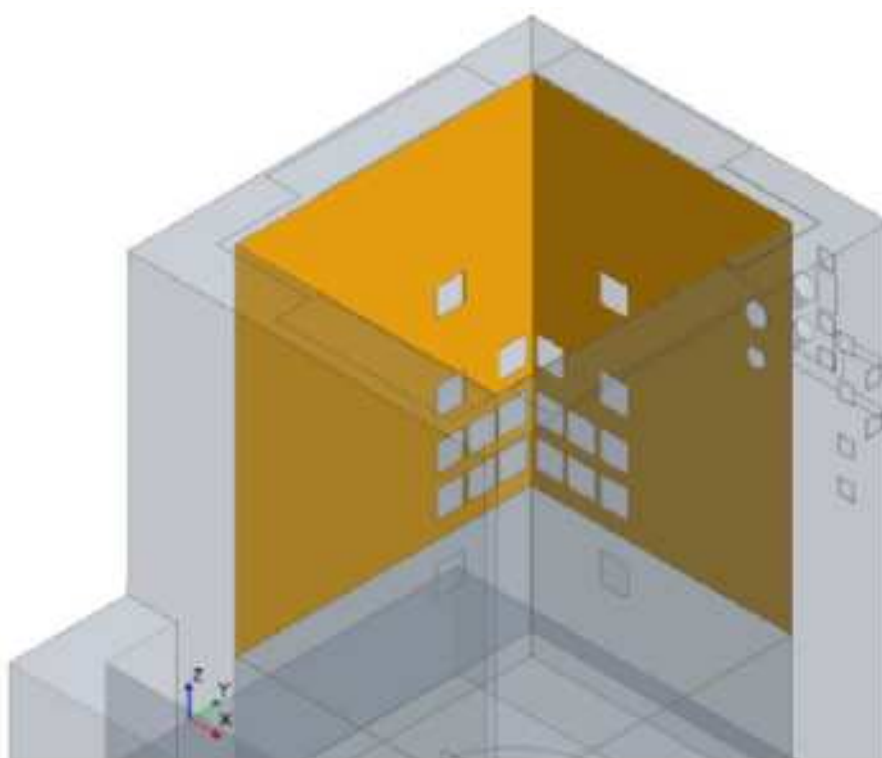


図 16 保温材設置範囲 (建屋内壁, ベースプレート : フェノバボード $t=20\text{mm } 1/2$)

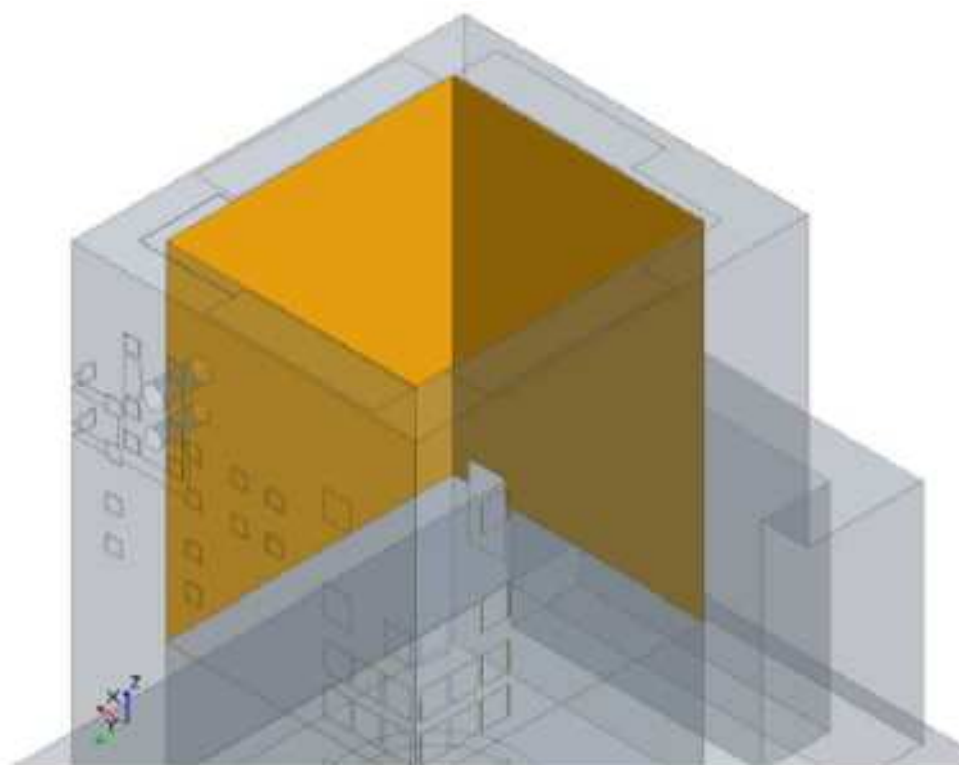


図 17 保温材設置範囲（建屋内壁，ベースプレート：フェノバボード t=20mm 2/2）

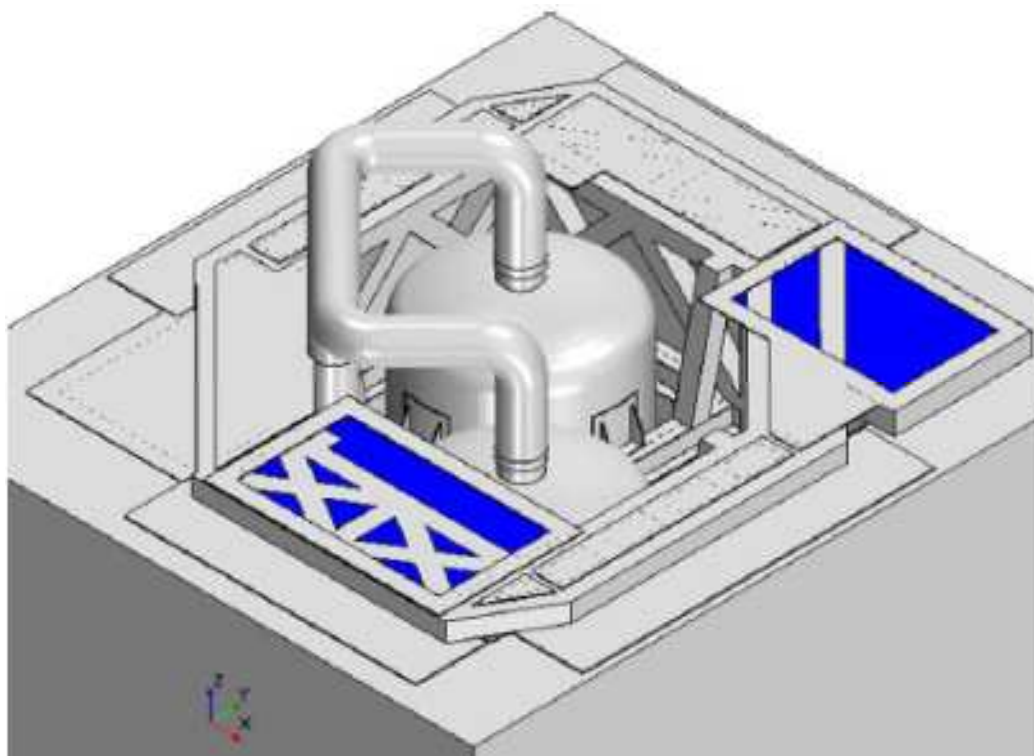


図 18 竜巻防護ネット設置範囲（青色部）

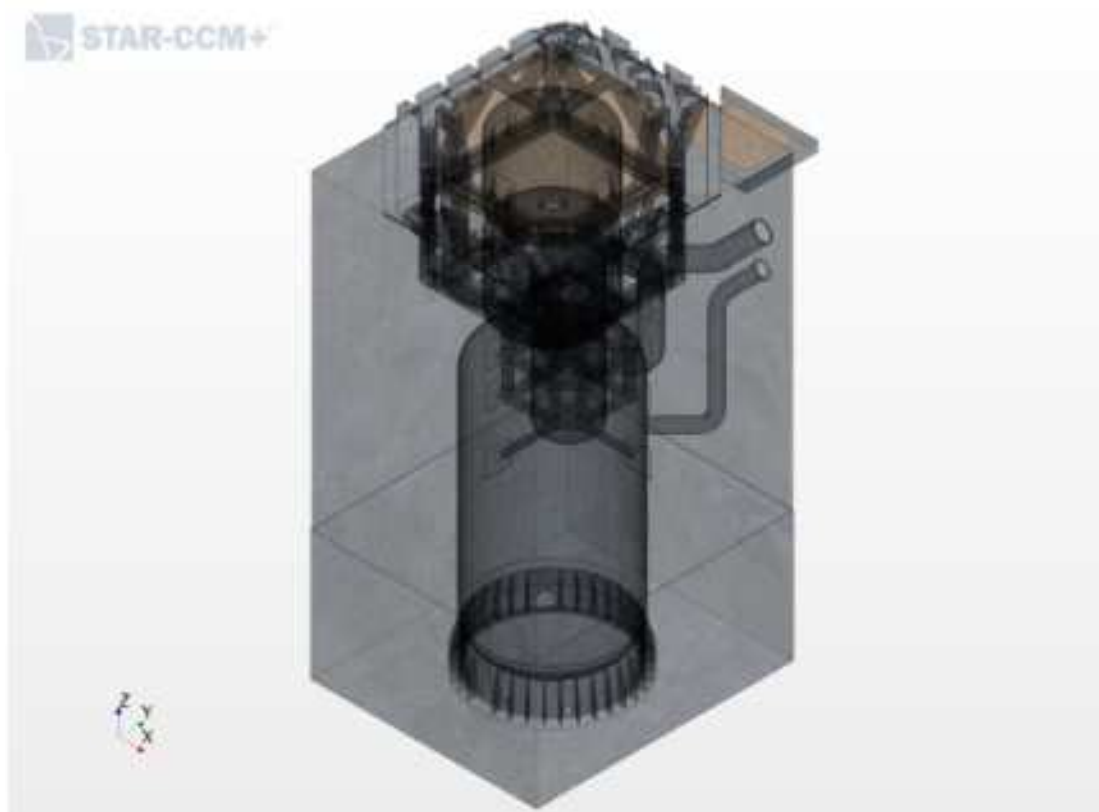


図 19 評価モデルメッシュ形状
(約 577 万要素：ポリヘドラル，プリズムレイヤ，シンメッシャー)

3. 評価結果

評価結果を以下の図に示す。なお、温度分布を確認するために、表示する温度の範囲を 65°C 以上、60°C 以上、55°C 以上、50°C 以上の 4 パターンとした。

- ・ケース 1 (風上：PN) 温度評価結果：図 20～図 25
- ・ケース 2 (風上：PS) 温度評価結果：図 26～図 31
- ・ケース 3 (風上：PW) 温度評価結果：図 32～図 37

評価の結果、評価領域の温度は、ケース 1, 2, 3 のいずれのケースにおいても、一部の領域を除き 65°C 以下となることが確認されたことから、FV 格納槽内の空間温度は約 65°C を設定する。

なお、65°C を上回る領域は、FV 容器のスカート内部及び保温材が設置されていない給気配管の周辺であり、最高温度は、FV 容器のスカート部の換気用開口周辺で約 103°C (ケース 2：図 27)、給気配管の周辺で約 102°C (ケース 3：図 34) であったが、エリアが限定的であり、当該エリアに他の機器は設置されていないことから、FV 格納槽内の空間温度を約 65°C と設定することは問題ないと考える。

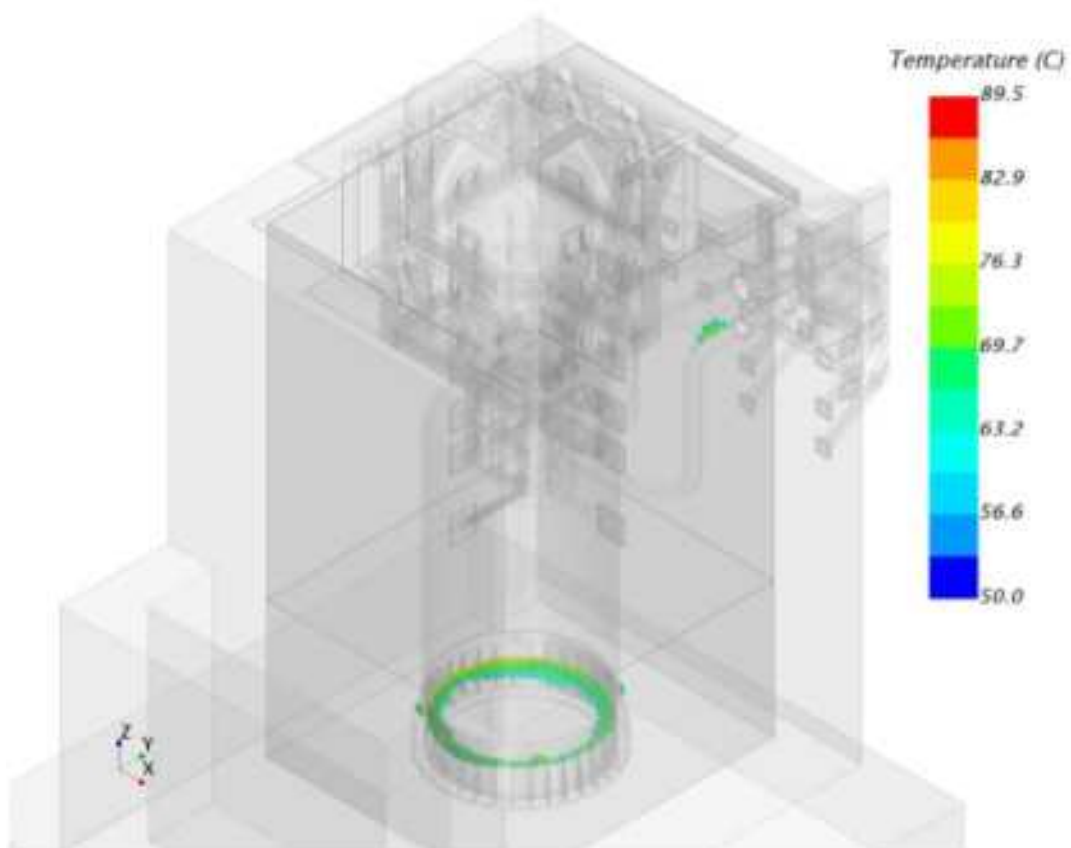


図 20 ケース 1 評価領域の温度分布 (65°C以上)

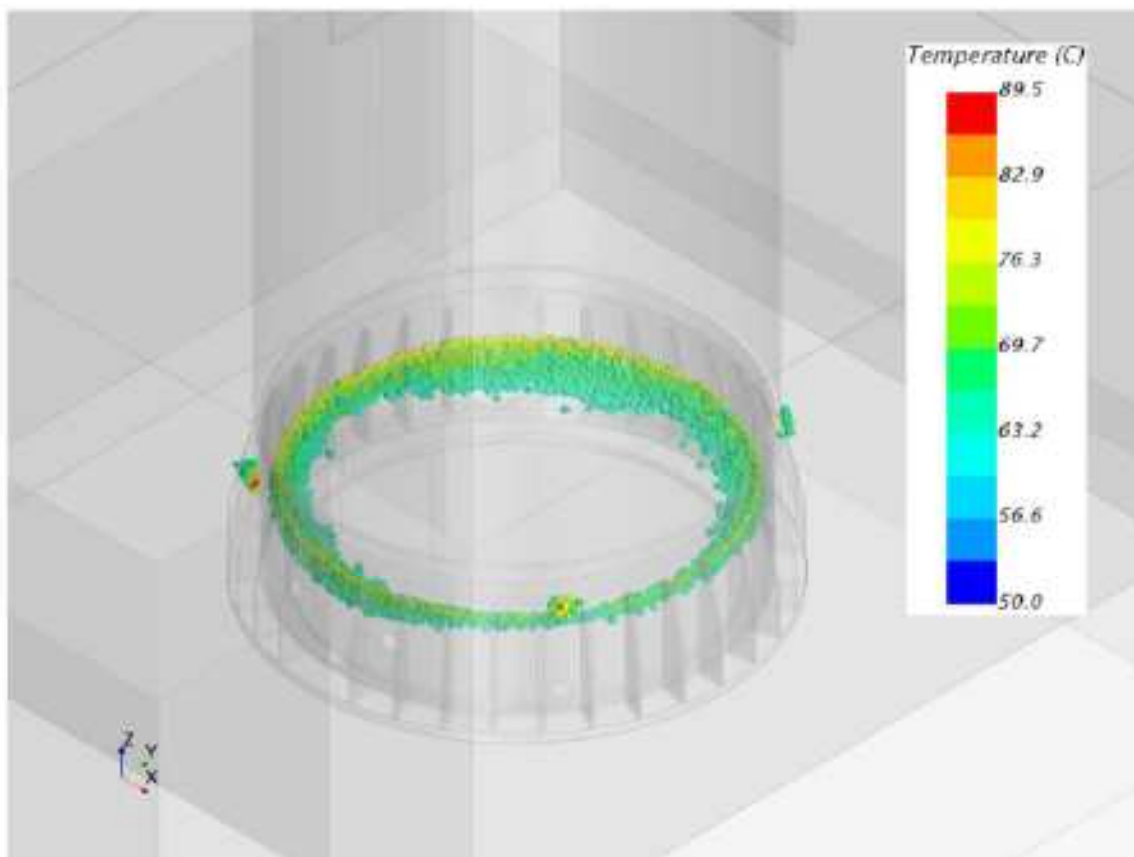


図 21 ケース 1 評価領域の温度分布 (65°C以上 : 容器下部)

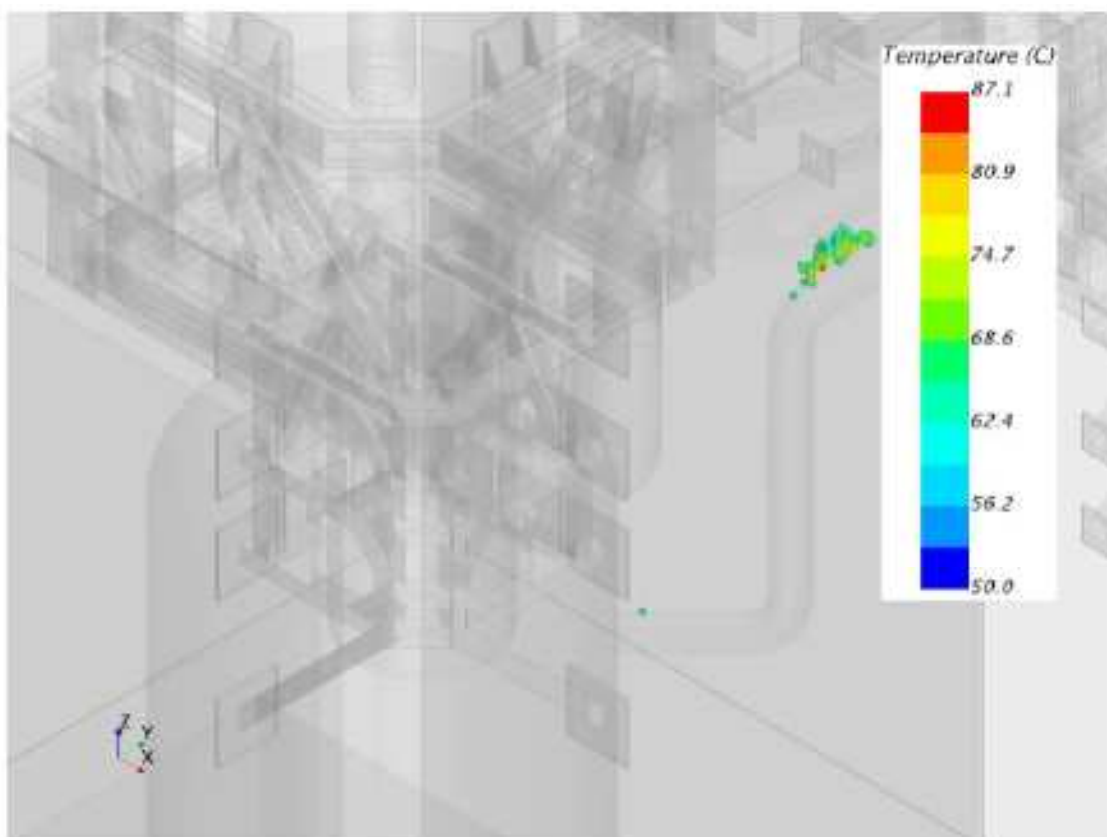


図 22 ケース 1 評価領域の温度分布 (65°C以上：給気配管周辺)

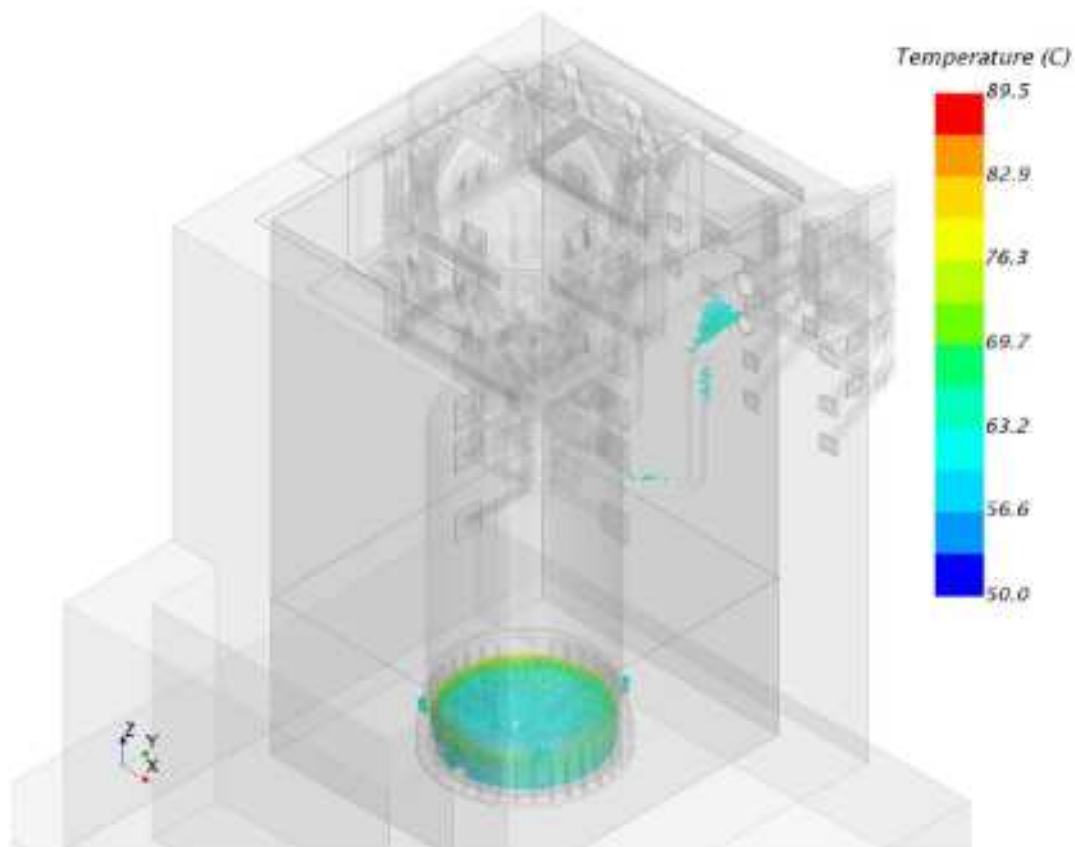


図 23 ケース 1 評価領域の温度分布 (60°C以上)

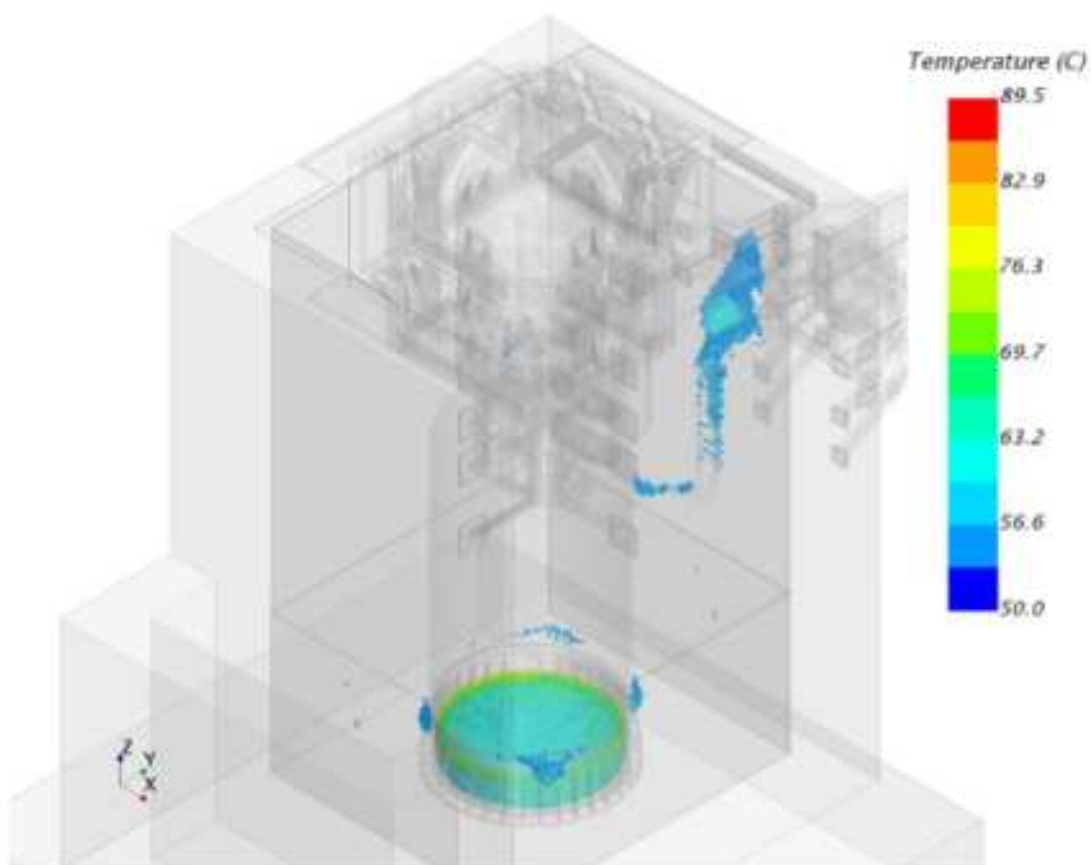


図 24 ケース 1 評価領域の温度分布 (55°C以上)

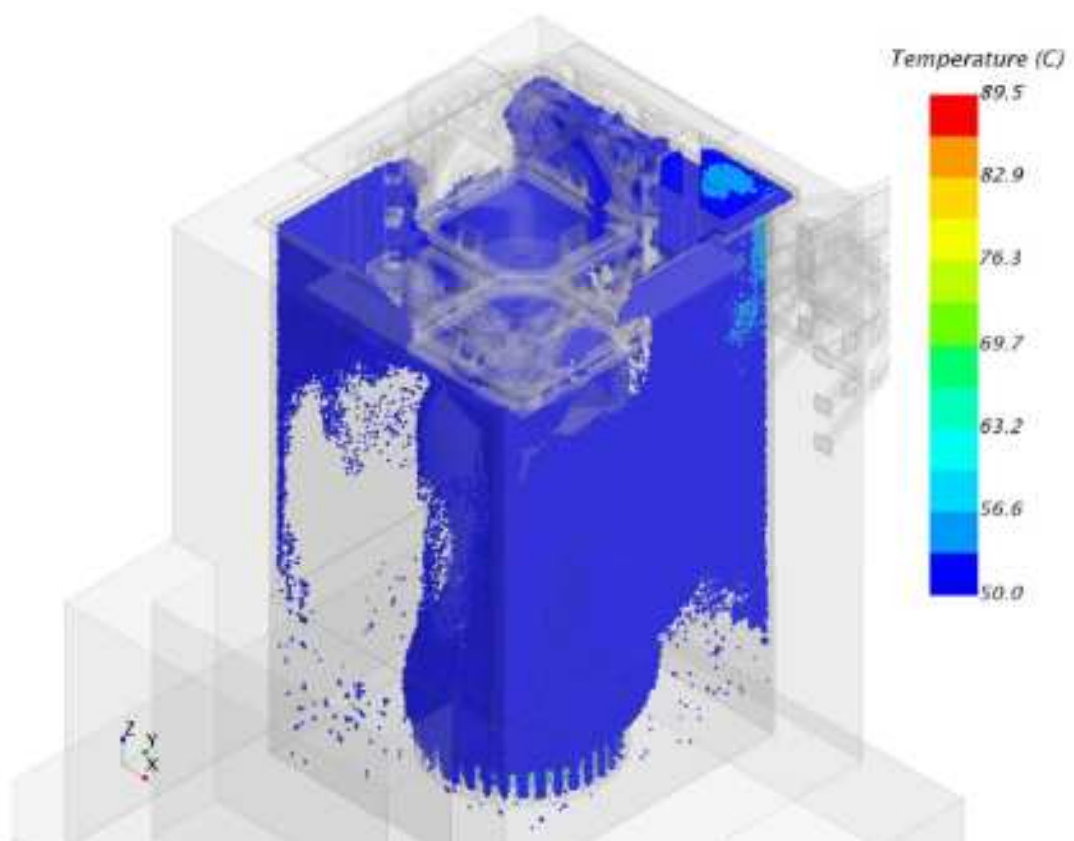


図 25 ケース 1 評価領域の温度分布 (50°C以上)

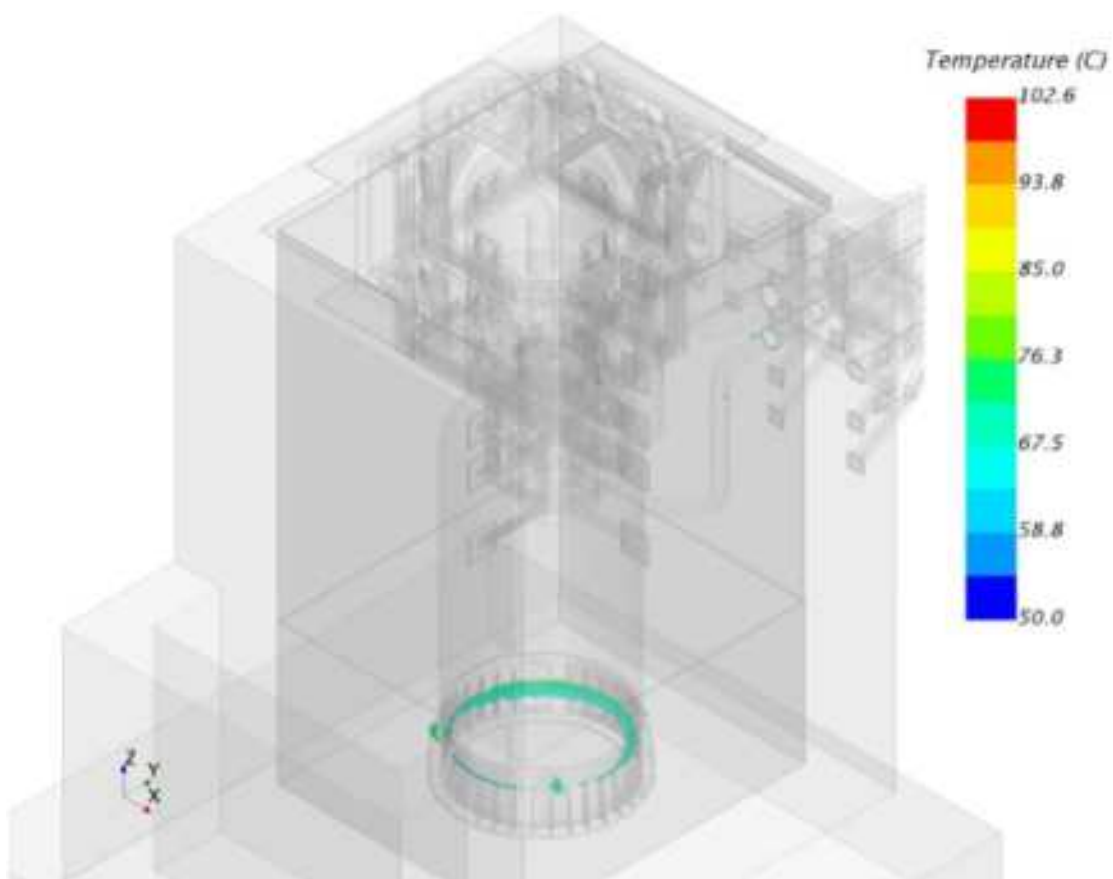


図 26 ケース 2 評価領域の温度分布 (65°C以上)

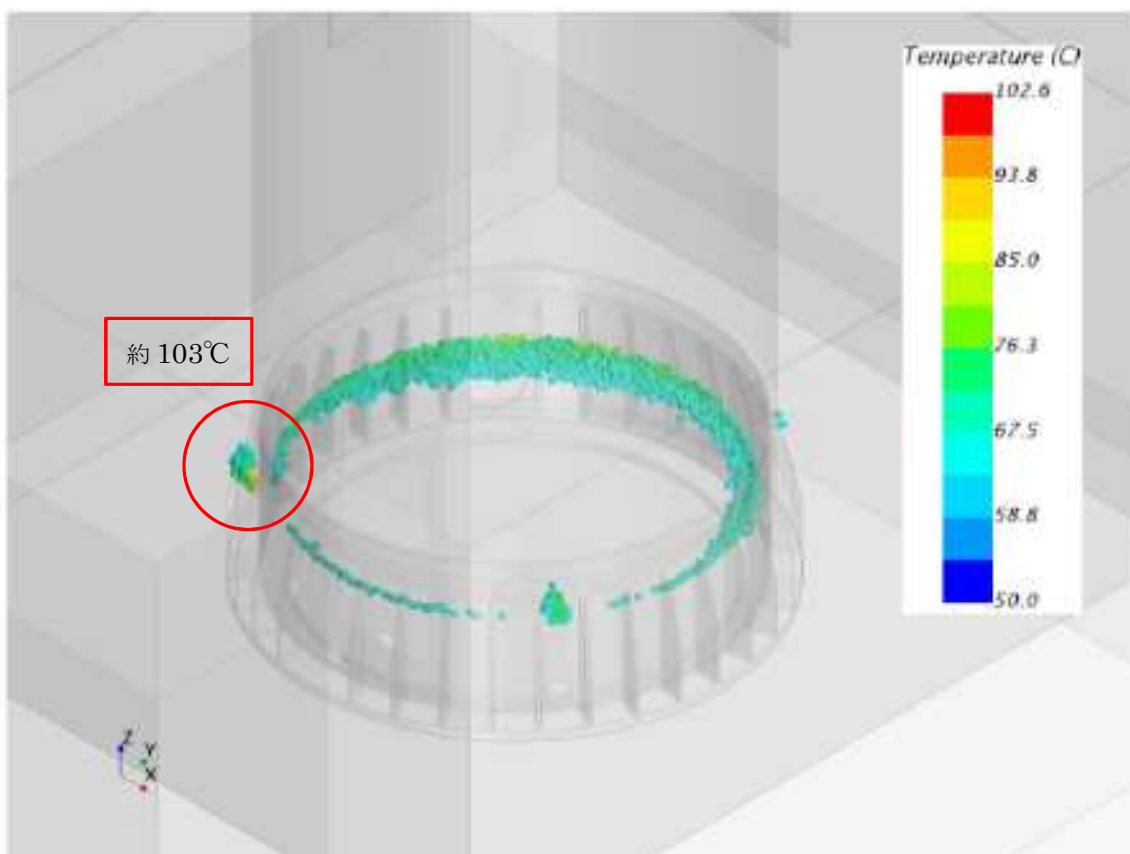


図 27 ケース 2 評価領域の温度分布 (65°C以上 : 容器下部)

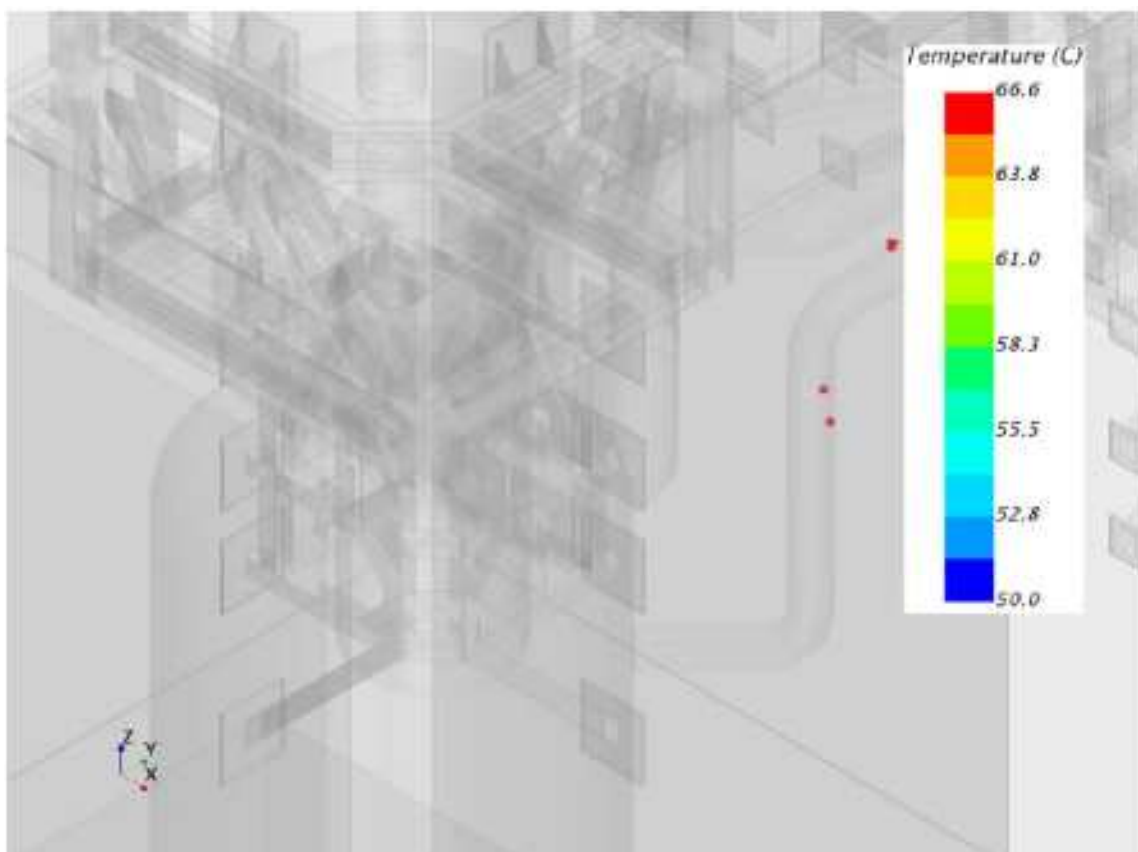


図 28 ケース 2 評価領域の温度分布 (65°C以上：給気配管周辺)

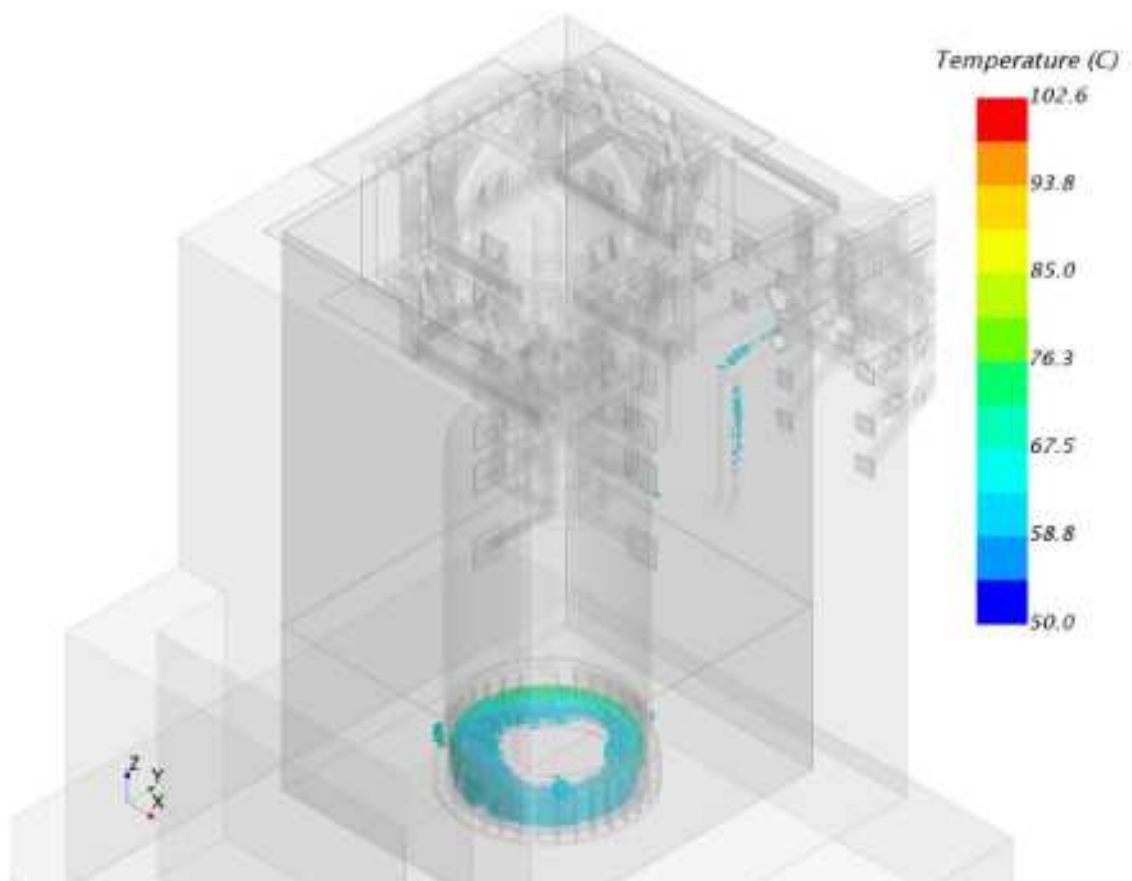


図 29 ケース 2 評価領域の温度分布 (60°C以上)

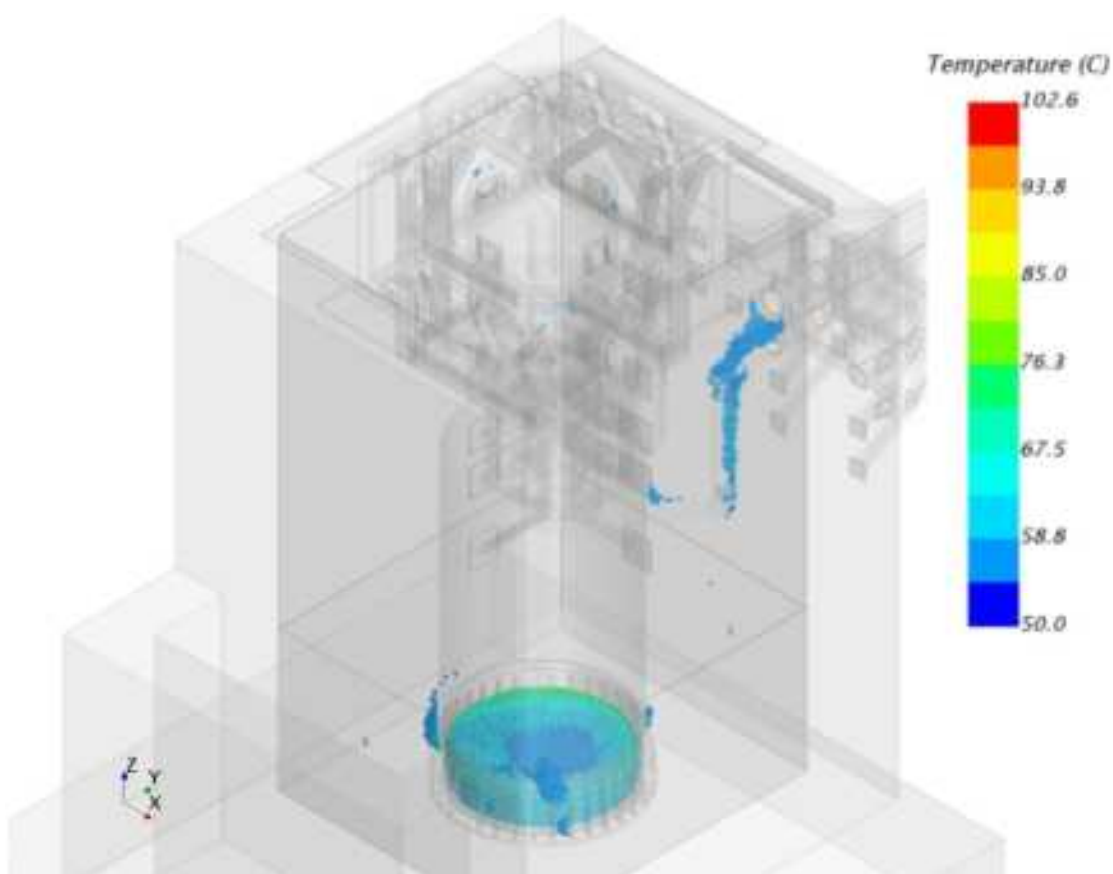


図 30 ケース 2 評価領域の温度分布 (55°C以上)

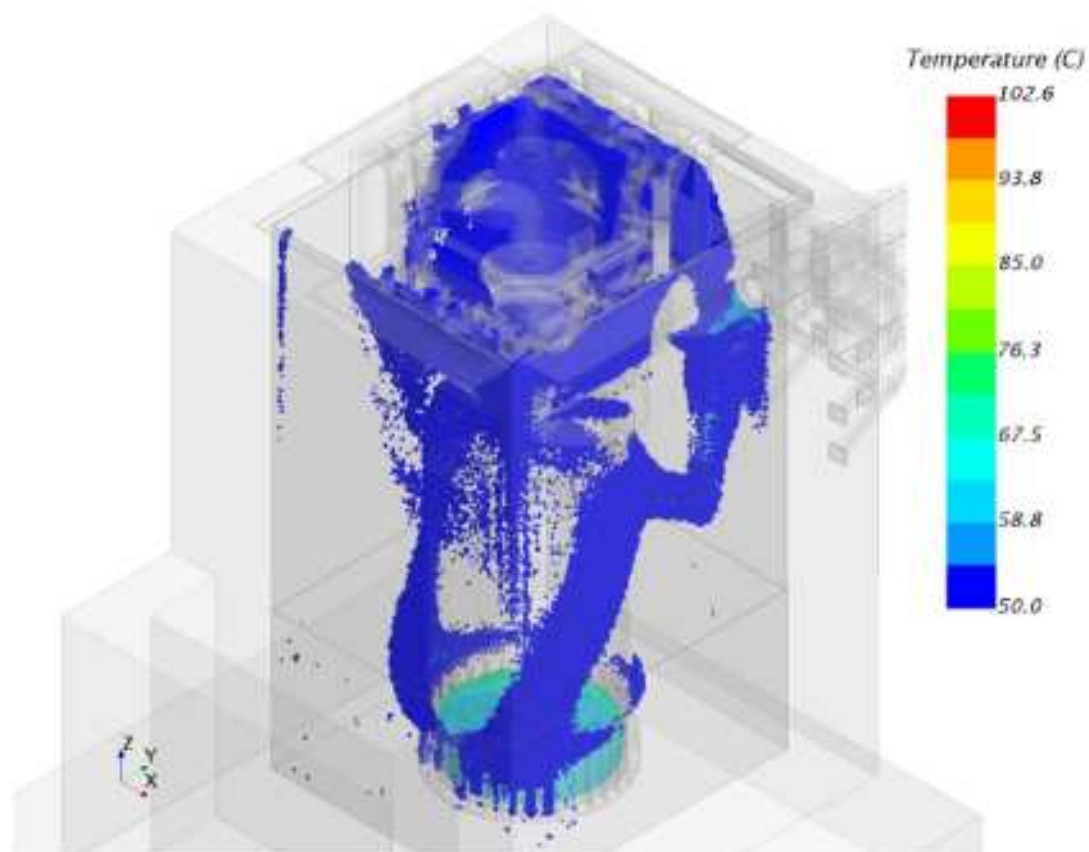


図 31 ケース 2 評価領域の温度分布 (50°C以上)

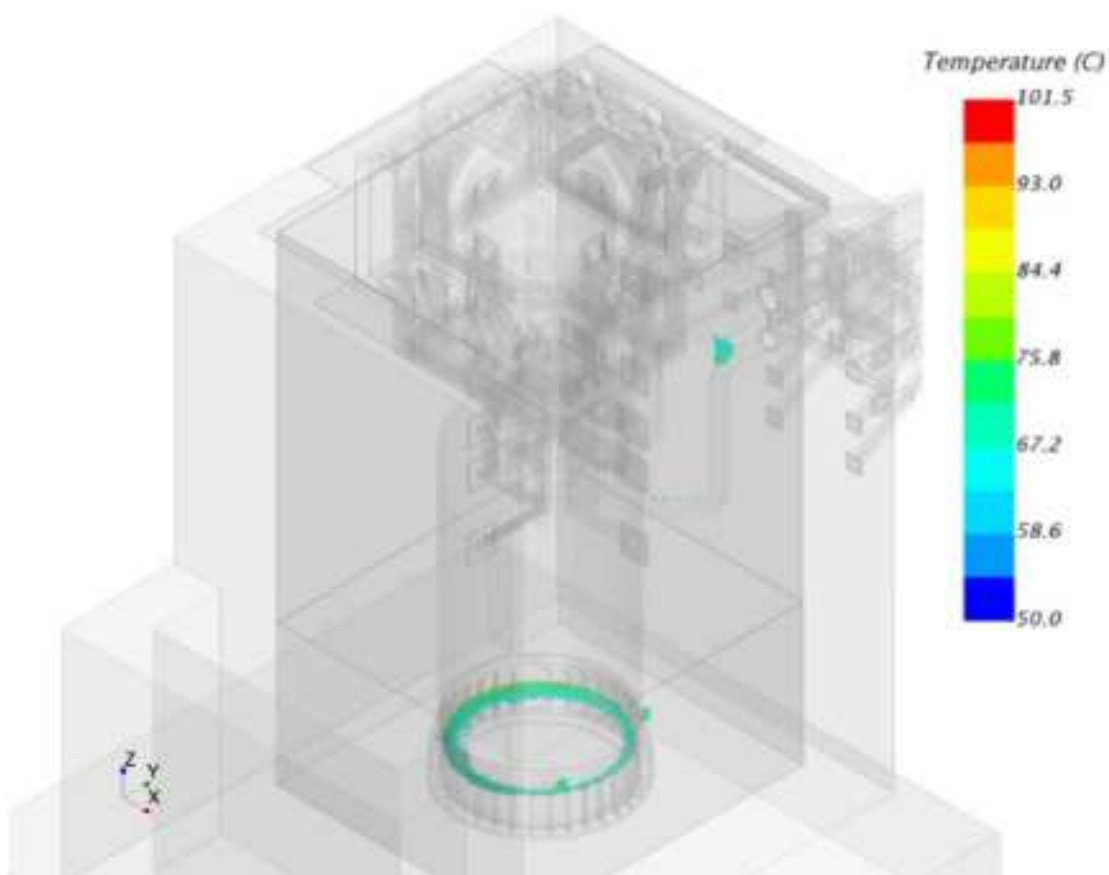


図 32 ケース 3 評価領域の温度分布 (65°C以上)

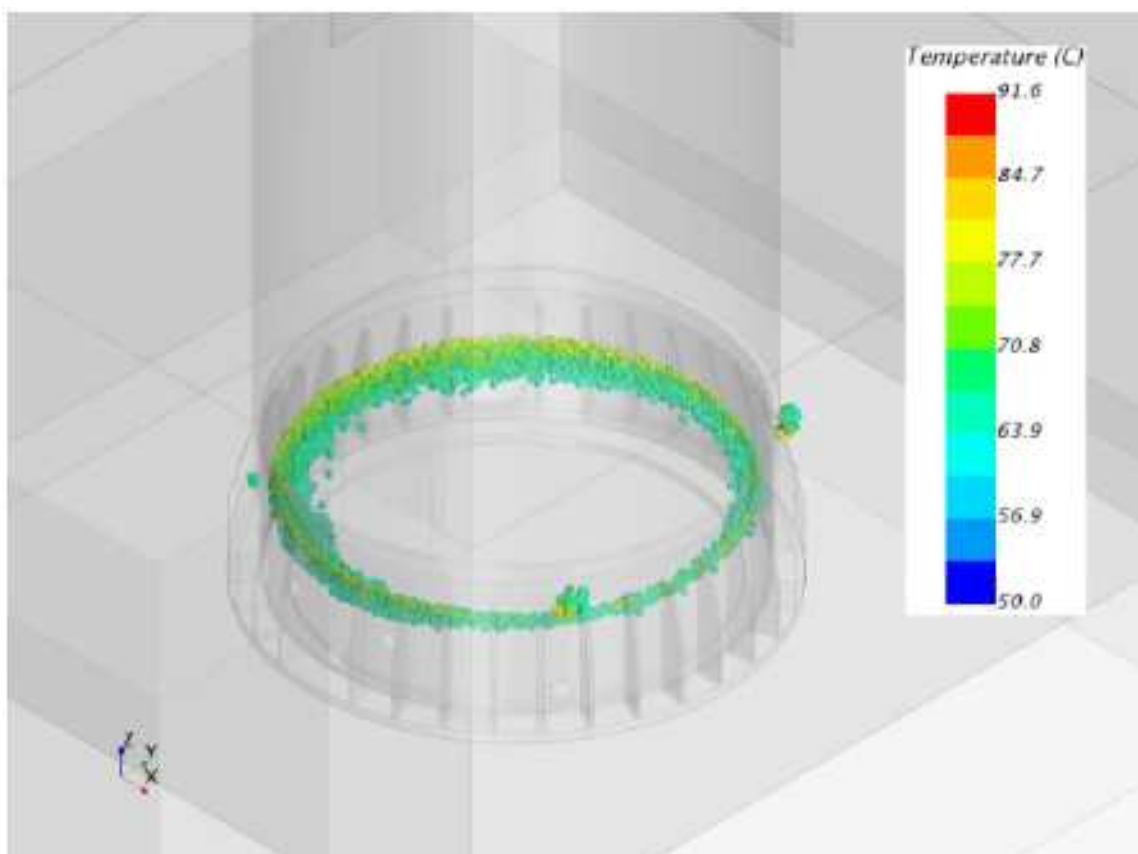


図 33 ケース 3 評価領域の温度分布 (65°C以上 : 容器下部)

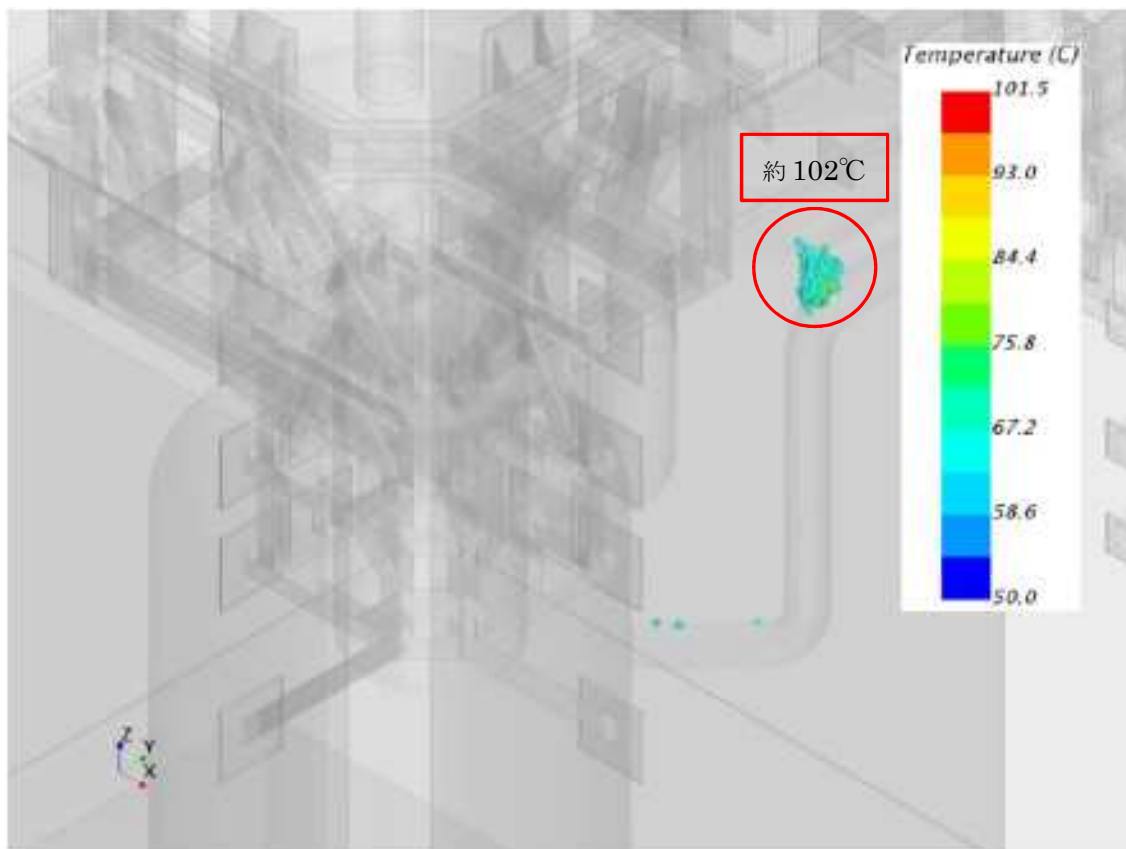


図 34 ケース 3 評価領域の温度分布 (65°C以上：給気配管周辺)

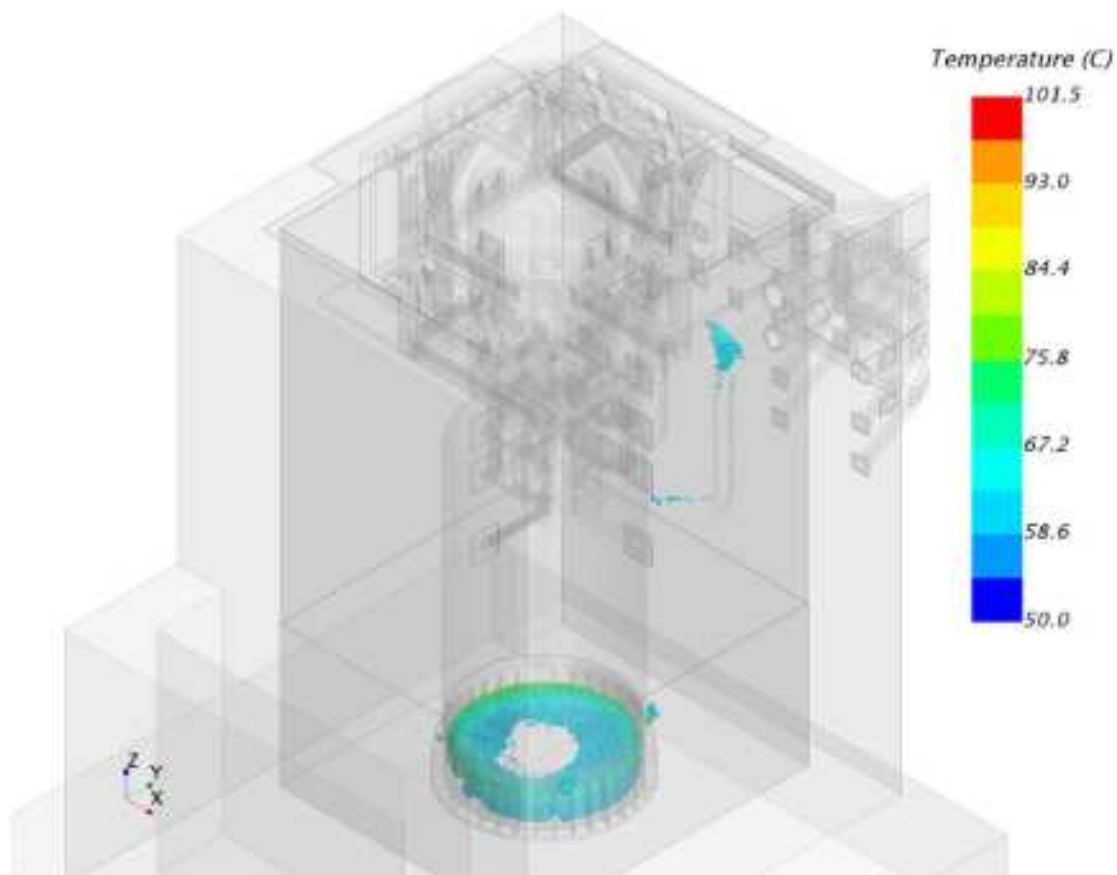


図 35 ケース 3 評価領域の温度分布 (60°C以上)

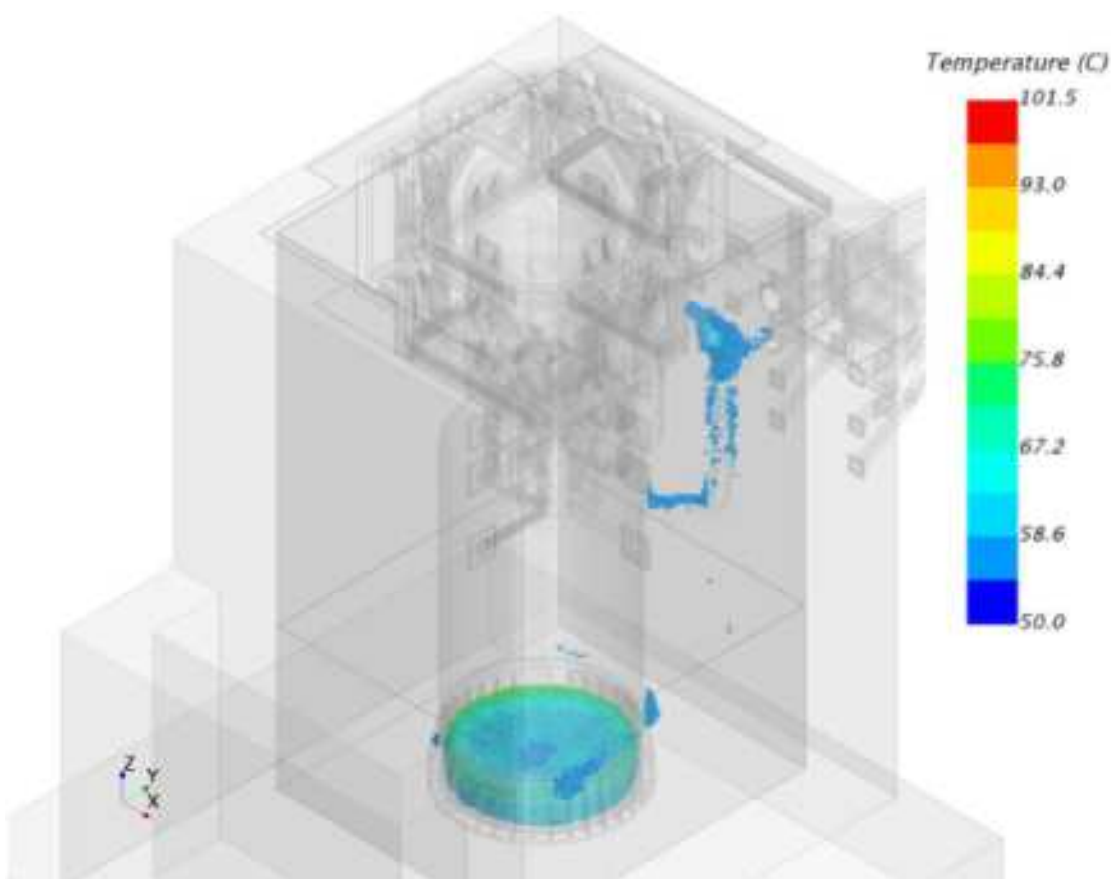


図 36 ケース 3 評価領域の温度分布 (55°C以上)

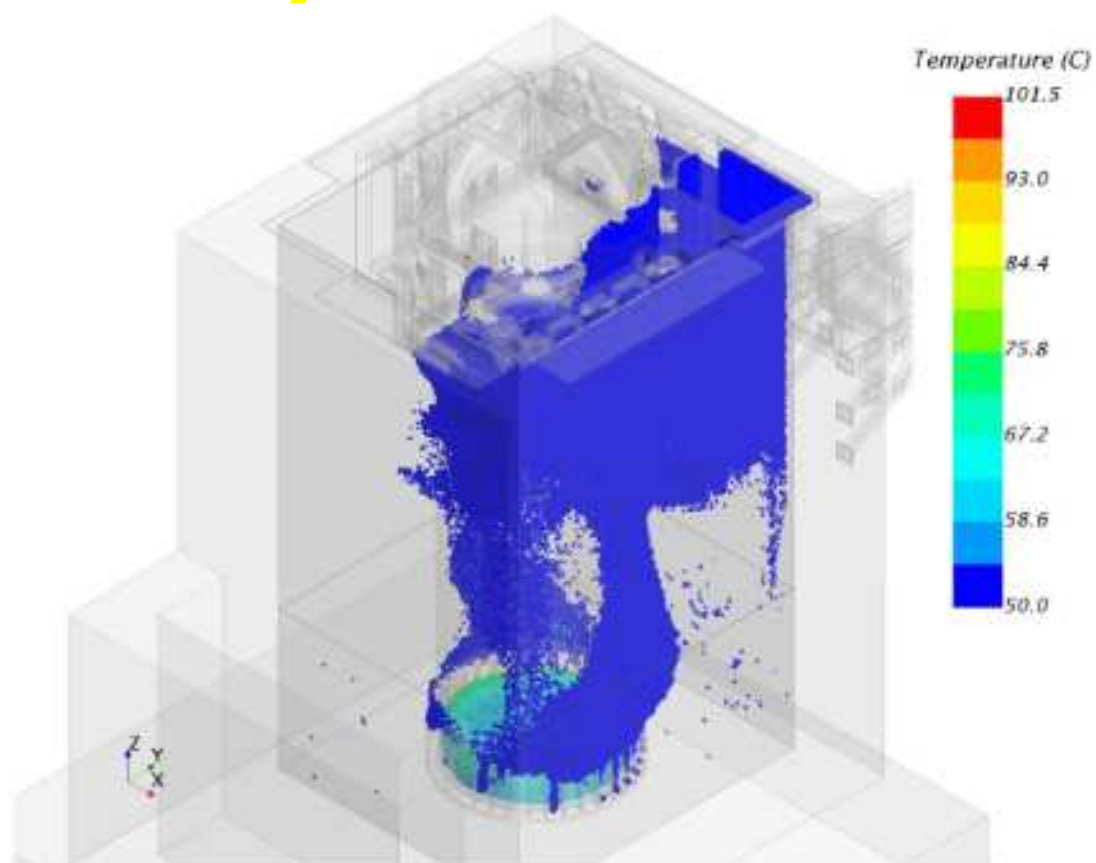


図 37 ケース 3 評価領域の温度分布 (50°C以上)

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉区域内）において個別に
放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

原子炉建屋原子炉区域内に設置する機器の放射線環境条件は、原則として雰囲気中の放射性物質による放射線影響を考慮し 460Gy を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に 460Gy を超える恐れのあるものは、以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定^{*1}し、原子炉建屋原子炉区域内における放射線源（代替循環冷却系配管、フィルタベント系配管、格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管、原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタ）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉区域）において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図 1～図 8 及び表 1～表 4 に示す。

また、具体的に放射線源からの距離を考慮して放射線環境条件を定める設備について表 5^{*2}に、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 9 に示す。

*1：想定される重大事故等の条件又はそれらを包括する条件を設定

*2：廃棄物処理建屋内に敷設されている代替循環冷却系配管からの線量影響については、添付資料 5「原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」の対象であるが、本資料の代替循環冷却系配管と合わせて説明する。また、屋外に敷設されているフィルタベント系配管からの線量影響については、添付資料 6「屋外において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」の対象であるが、本資料のフィルタベント系配管と合わせて説明する。

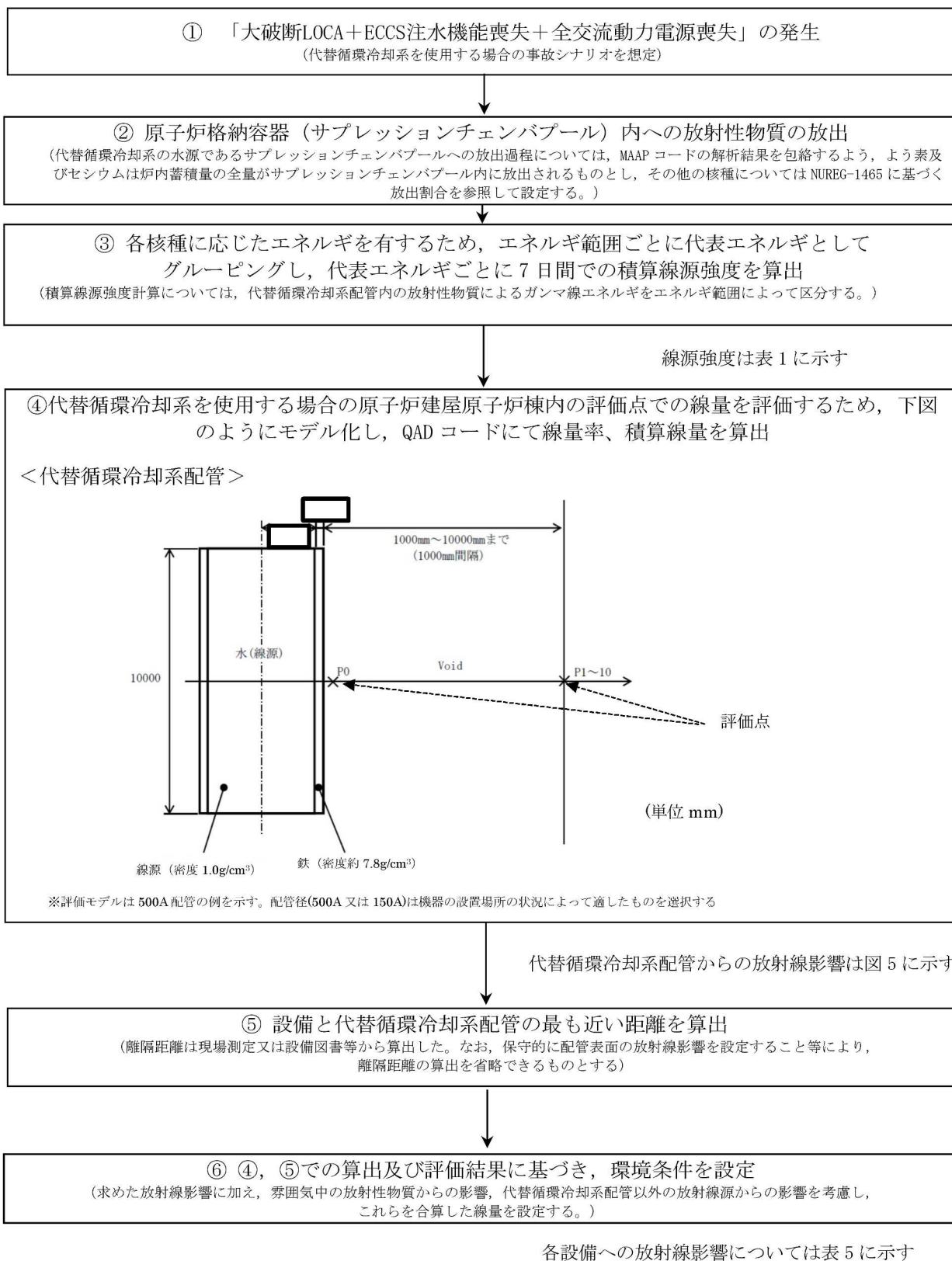


図1 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源（代替循環冷却系配管）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

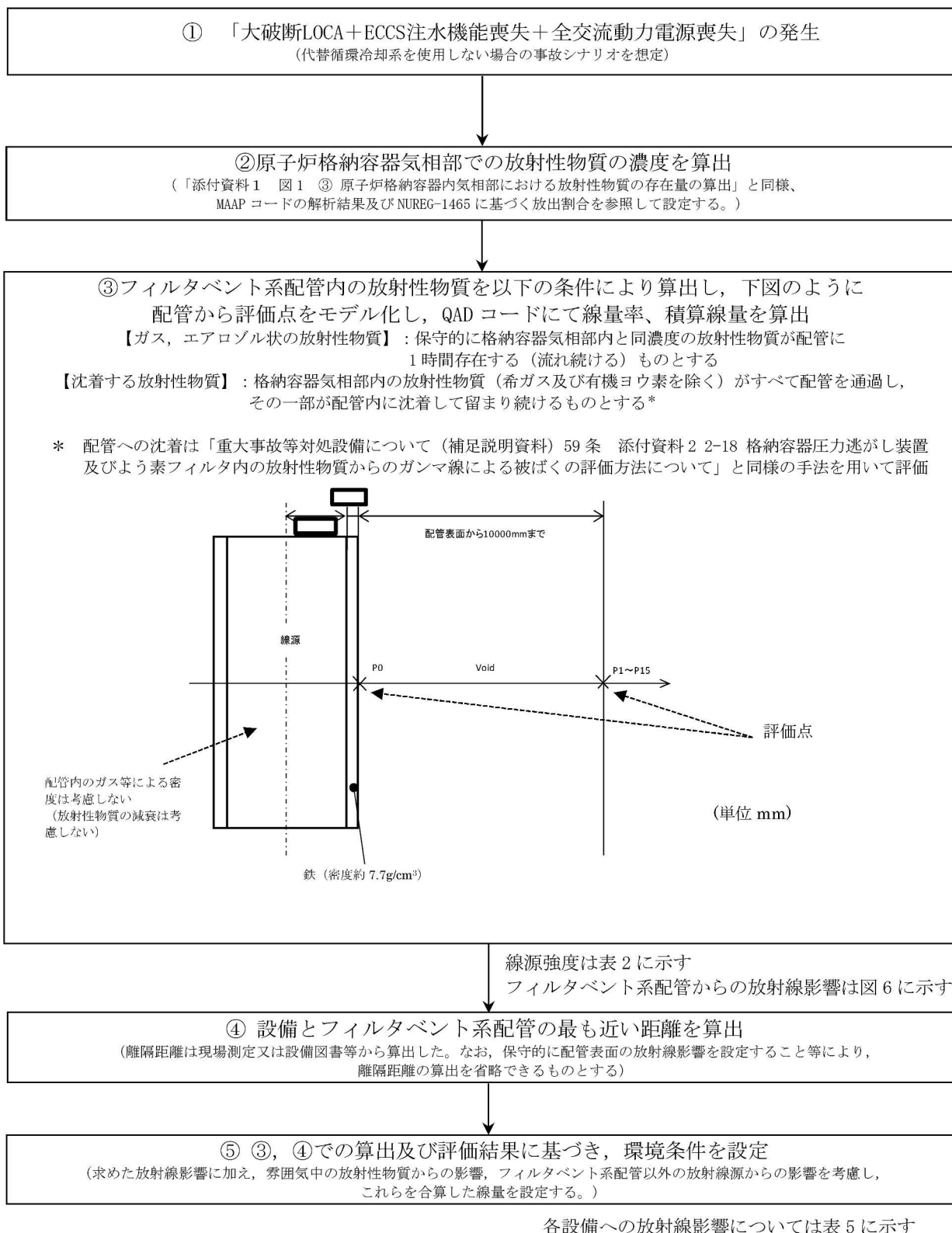
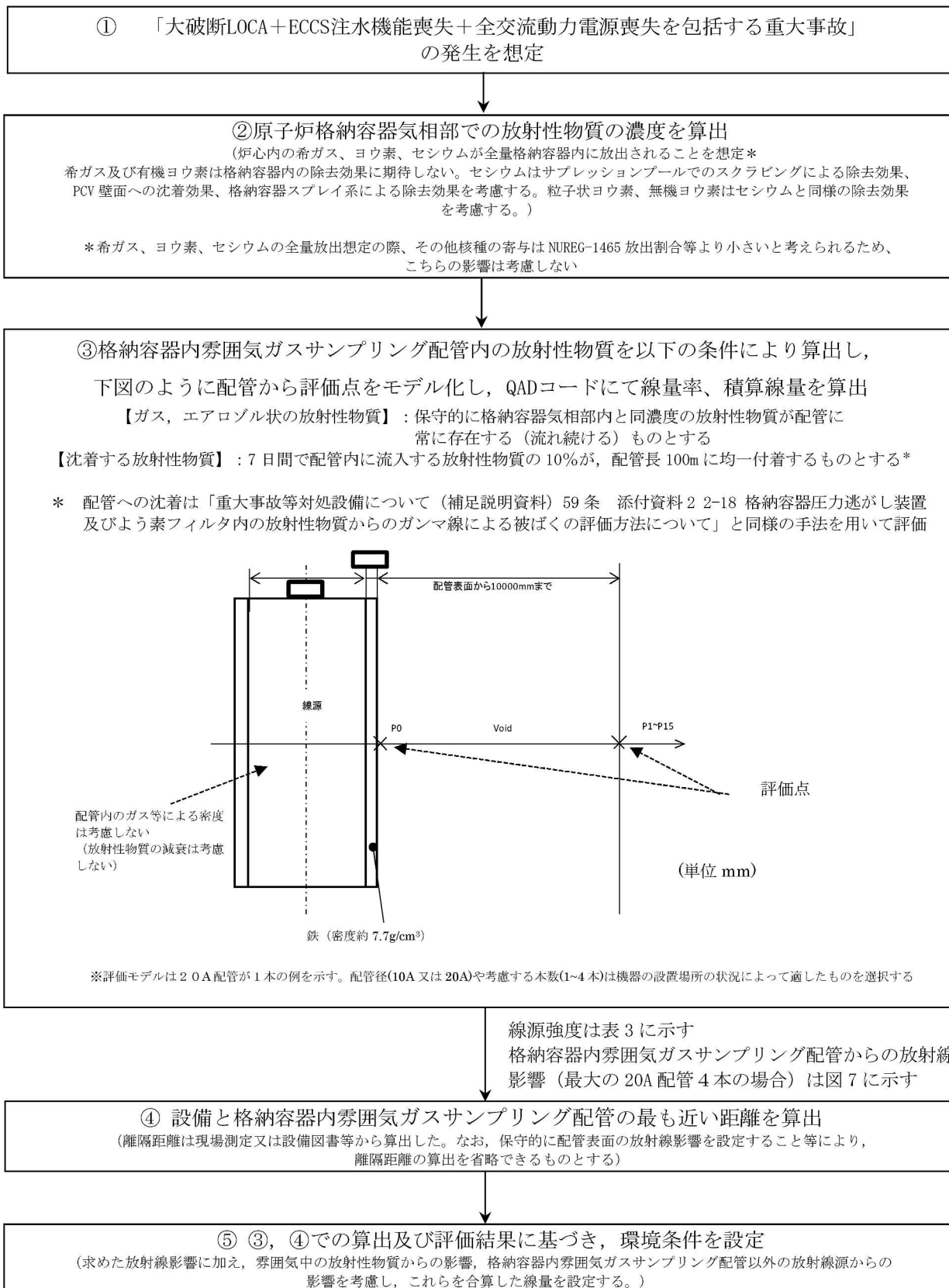
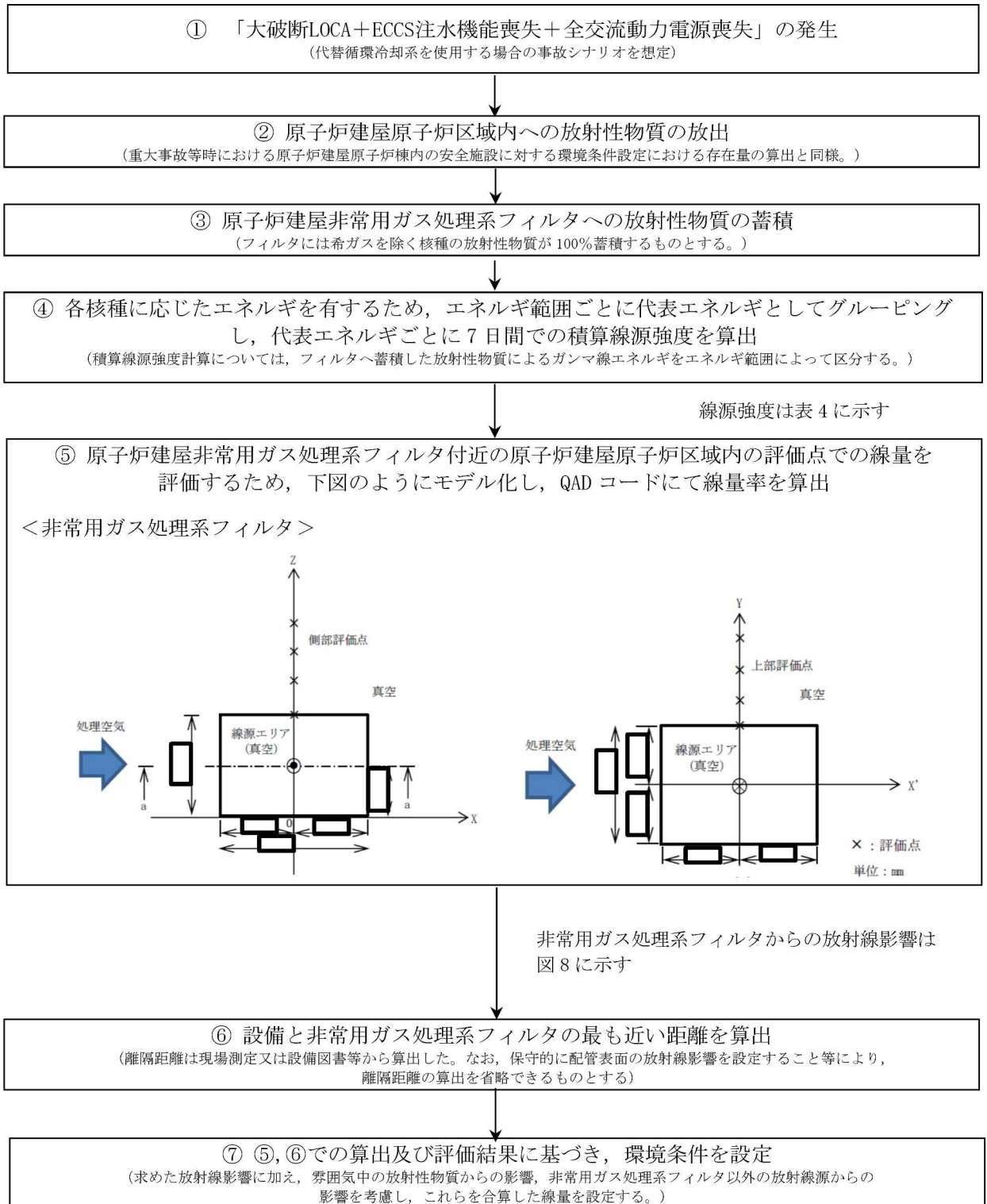


図2 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源(フィルタベント系配管)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



各設備への放射線影響については表5に示す

図3 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



各設備への放射線影響については表5に示す

図4 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源（原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタ）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における代替循環冷却系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 5.1E+13
0.025	約 1.1E+14
0.0375	約 3.2E+13
0.0575	約 2.1E+13
0.085	約 1.9E+13
0.125	約 2.1E+13
0.225	約 1.7E+14
0.375	約 4.4E+14
0.575	約 1.3E+15
0.85	約 7.3E+14
1.25	約 2.2E+14
1.75	約 3.1E+13
2.25	約 1.1E+13
2.75	約 2.7E+11
3.5	約 1.1E+09
5	約 5.1E+02
7	約 5.9E+01
9.5	約 6.8E+00

表2 重大事故時におけるフィルタベント系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間線源強度	
	ガス、エアロゾル状の線源 (photons/7d/cm ³)	沈着線源 (photons/7d/cm)
0.01	約 1.6E+12	約 1.4E+16
0.025	約 5.0E+11	約 1.1E+16
0.0375	約 5.6E+12	約 4.2E+15
0.0575	約 1.7E+11	約 3.7E+15
0.085	約 4.9E+12	約 1.9E+15
0.125	約 4.5E+10	約 2.4E+15
0.225	約 1.7E+12	約 1.2E+16
0.375	約 2.5E+11	約 8.9E+15
0.575	約 8.0E+11	約 4.5E+16
0.85	約 3.8E+11	約 2.5E+16
1.25	約 9.3E+10	約 5.2E+15
1.75	約 9.6E+09	約 4.9E+15
2.25	約 6.1E+09	約 2.2E+14
2.75	約 1.4E+08	約 1.8E+14
3.5	約 3.9E+04	約 1.5E+12
5	約 4.5E+03	約 8.4E+07
7	約 2.4E-03	約 4.7E+03
9.5	約 2.7E-04	約 5.4E+02

表3 重大事故時における格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間線源強度	
	ガス、エアロゾル状の線源 (photons/7d/cm ³)	沈着線源 (photons/7d/cm)
0.01	約 1.7E+14	約 1.3E+13
0.025	約 4.9E+13	約 5.0E+12
0.0375	約 7.3E+14	約 8.0E+12
0.0575	約 1.5E+13	約 2.4E+12
0.085	約 6.5E+14	約 6.7E+12
0.125	約 3.1E+12	約 6.5E+11
0.225	約 4.7E+13	約 1.1E+13
0.375	約 3.3E+13	約 3.7E+13
0.575	約 1.9E+13	約 3.9E+13
0.85	約 2.7E+12	約 1.3E+13
1.25	約 2.3E+12	約 4.9E+12
1.75	約 9.0E+11	約 5.2E+11
2.25	約 7.2E+11	約 5.6E+10
2.75	約 3.7E+10	約 1.3E+08
3.5	約 8.1E+09	約 9.7E+05
5	約 1.9E+09	約 1.3E-02
7	-	-
9.5	-	-

表4 重大事故時における原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm ⁻³)	
	ガス状よう素 (有機, 無機)	エアロゾル系のFP (粒子状よう素含む)
0.01	約 1.1E+14	約 3.9E+12
0.025	約 1.8E+14	約 1.2E+13
0.0375	約 4.2E+13	約 3.3E+12
0.0575	約 1.8E+13	約 2.3E+12
0.085	約 8.6E+13	約 7.4E+11
0.125	約 1.6E+13	約 2.2E+12
0.225	約 3.3E+14	約 1.5E+13
0.375	約 2.5E+15	約 7.5E+12
0.575	約 4.8E+15	約 4.6E+13
0.85	約 2.8E+15	約 2.4E+13
1.25	約 6.2E+14	約 6.3E+12
1.75	約 6.2E+13	約 4.5E+11
2.25	約 4.3E+13	約 1.5E+11
2.75	約 1.0E+12	約 6.3E+09
3.5	-	約 8.4E+07
5	-	約 6.8E+01
7	-	約 7.8E+00
9.5	-	約 8.9E-01

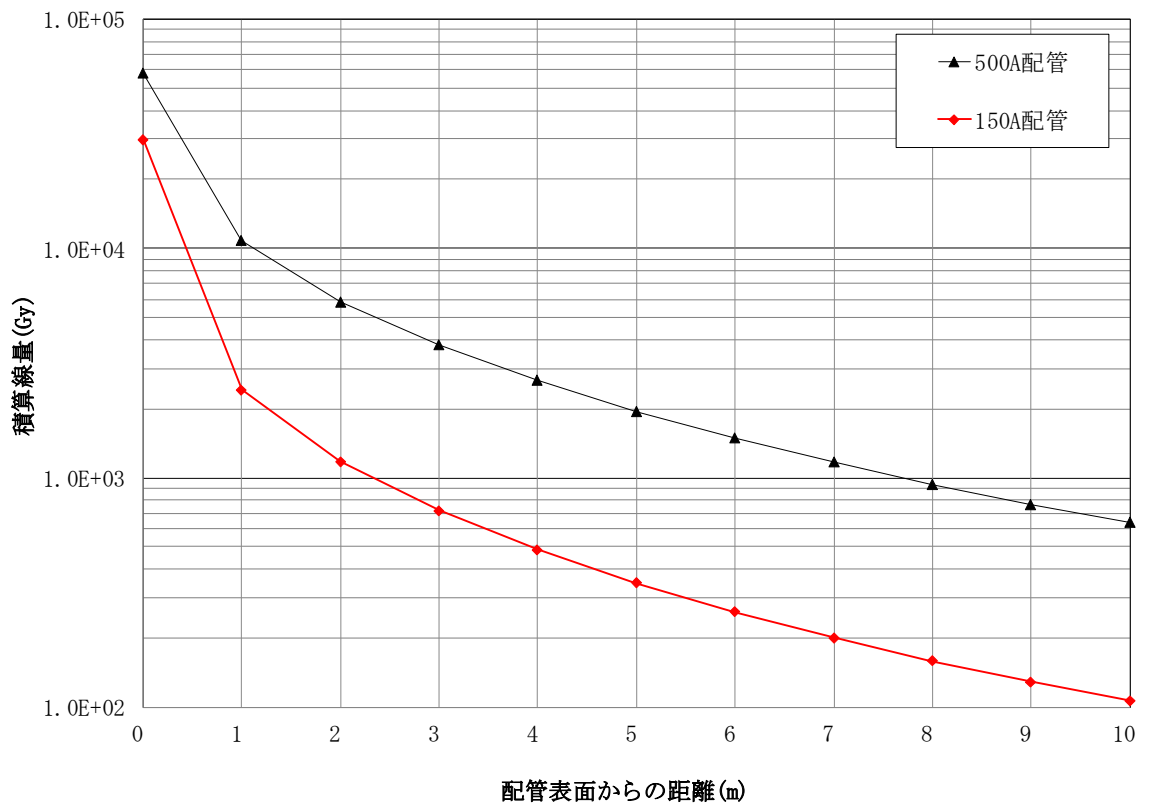


図5 代替循環冷却系配管表面からの距離と線量

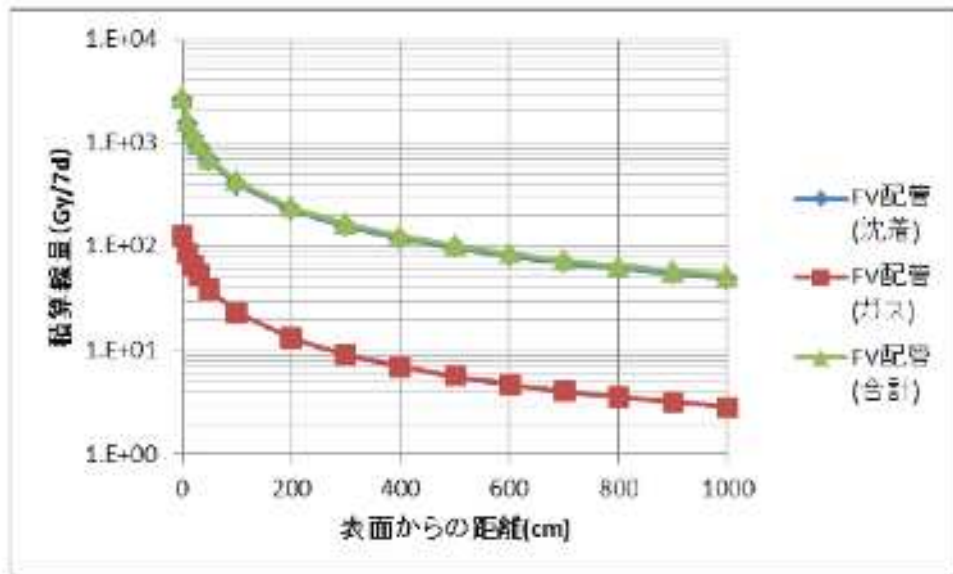


図6 フィルタベント系配管表面からの距離と線量

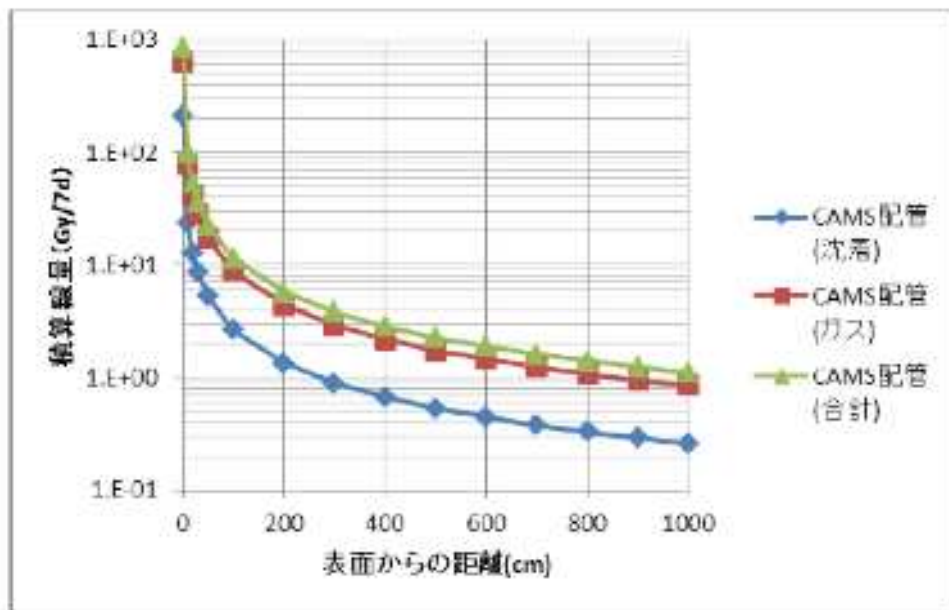
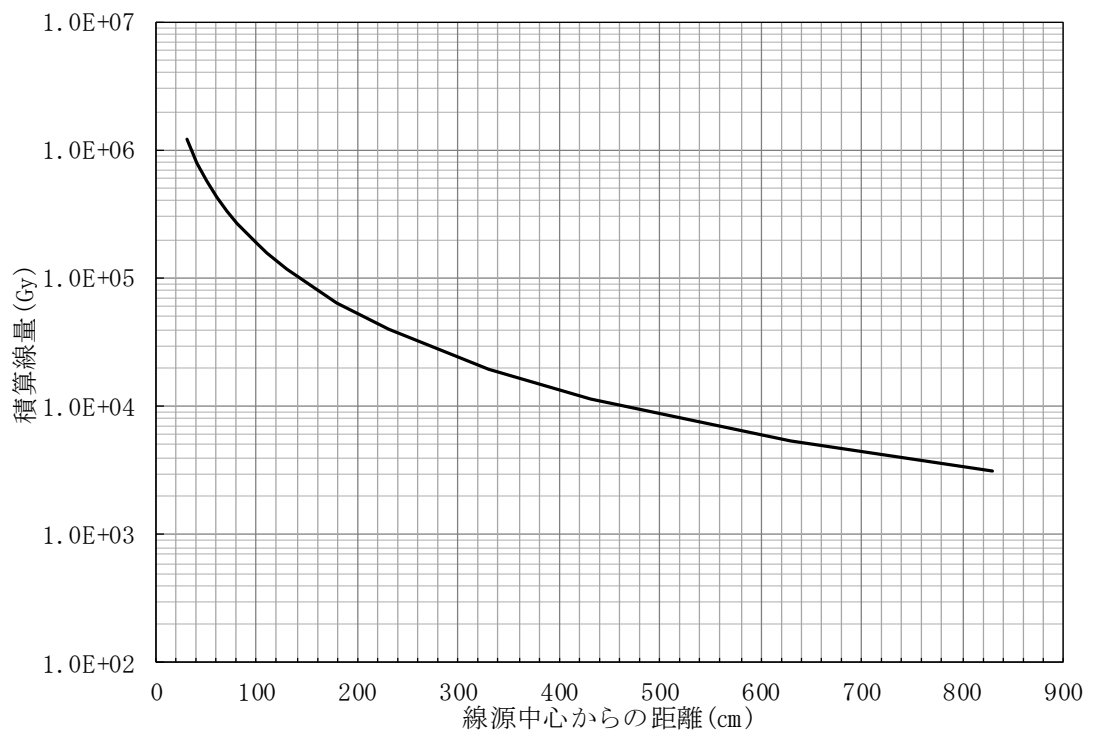
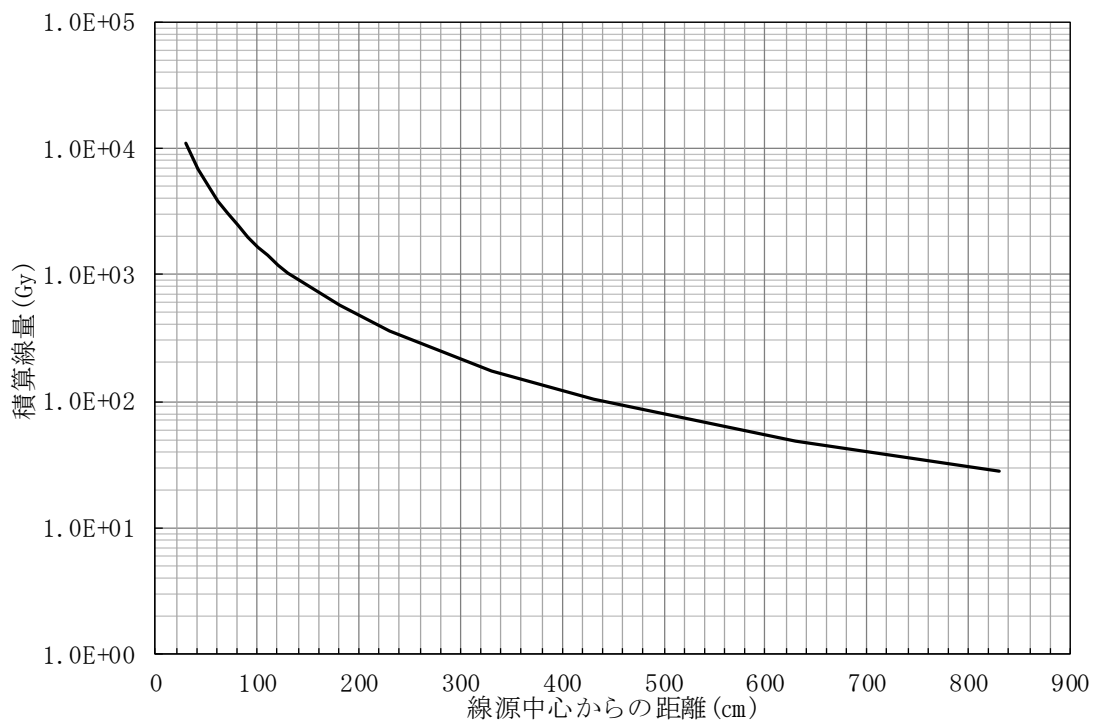


図7 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管表面からの距離と線量
*20A 配管 4 本の場合の評価結果を示す。



(a) ガス状ヨウ素からの影響



(b) エアロゾル状の放射性物質からの影響

図8 原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタ表面からの距離と線量

表5 放射線源からの距離を考慮して放射線環境条件を定める設備 (1/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ^{*1}	代替循環冷却系配管 ^{*2}		FV 配管 ^{*2}		CAMS 配管 ^{*2}		SGTS フィルタ ^{*2}		合計 [kGy]	
			[kGy]	距離 [cm]	配管径	[kGy]	距離 [cm]	[kGy]	距離 [cm]	[kGy]	距離 [cm]		[kGy]
1	原子炉水位	B21-LT-006A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-006B	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-003A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-003C	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-LT-003F	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
2	残留熱除去系系統流量	E11-FT-008A-2	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		E11-FT-008B-2	0.46	264	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
3	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	E11-PT-005A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		E11-PT-005B	0.46	186	500A	7	—	—	—	—	—	—	7.5
4	残留熱除去系熱交換器	E11-B001A	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
		E11-B001B	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
5	残留熱除去系熱交換器入口温度	E11-TE-006A	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
		E11-TE-006B	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
6	サブプレッションチェンバール水位	T31-LT-033	0.46	396	500A	3	—	—	—	—	—	—	3.5
7	原子炉隔離時冷却系系統流量	E51-FT-006	0.46	183	500A	7	—	—	—	—	—	—	7.5
8	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	E11-TE-009B	0.46	0	500A	60	—	—	—	—	—	—	60.5
9	高压炉心注水系系統流量	E22-FT-007B-2	0.46	263	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
10	高压代替注水系系統流量	E61-FT-006	0.46	212	500A	6	—	—	—	—	—	—	6.5
11	原子炉水位 (SA)	E61-LT-021	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		E61-LT-022	0.46	210	500A	6	—	—	—	—	—	—	6.5
12	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	P13-FT-025	0.46	(隣室)	500A	5	266	0.24	—	—	—	—	5.7
13	復水補給水系流量 (RHR A 系代替注水流量)	E11-FT-013A	0.46	500	150A	0.4	—	—	—	—	—	—	0.9
14	原子炉圧力	B21-PT-007A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-PT-007B	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
		B21-PT-007C	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
15	原子炉圧力 (SA)	B21-PT-012A	0.46	(隣室)	500A	5	—	—	—	—	—	—	5.5
16	復水補給水系流量 (RHR B 系代替注水流量)	E11-FT-013B	0.46	100	150A	2.5	—	—	—	—	—	—	3
17	格納容器内圧力 (S/C)	T31-PT-030	0.46	1000	500A	0.7	603	0.085	—	—	—	—	1.3
18	原子炉建屋水素濃度	P91-H2E-003B	0.46	290	150A	0.8	194	0.42	—	—	—	—	1.7
19	非常用ガス処理系排風機	T22-C001A	0.46	(隣室)	500A	5	(隣室)	0.1	—	—	404	11	16.6
		T22-C001B	0.46	(隣室)	500A	5	(隣室)	0.1	—	—	404	11	16.6
20	格納容器内圧力 (D/W)	T31-PT-034	0.46	762	500A	1.5	—	—	—	—	—	—	2

表5 放射線源からの距離を考慮して放射線環境条件を定める設備 (2/2)

No.	対象設備	機器番号	空間 ^{*1}	代替循環冷却系配管 ^{*2}			FV 配管 ^{*2}		CAMS 配管 ^{*2}		SGTS フィルタ ^{*2}		合計 [kGy]
			[kGy]	距離 [cm]	配管径	[kGy]	距離 [cm]	[kGy]	距離 [cm]	[kGy]	距離 [cm]	[kGy]	
21	格納容器内水素濃度	D23-H2E-001A	0.46	—	—	—	—	—	0	0.86	—	—	1.1
		D23-H2E-001B	0.46	—	—	—	(隣室)	0.1	0	0.86	—	—	1.2
22	格納容器内酸素濃度	D23-O2E-003A	0.46	—	—	—	—	—	0	0.86	—	—	1.1
		D23-O2E-003B	0.46	—	—	—	(隣室)	0.1	0	0.86	—	—	1.2
23	復水移送ポンプ ^{*3}	P13-C001A	0.01	0	150A	30	—	—	—	—	—	—	30
		P13-C001B	0.01	0	150A	30	—	—	—	—	—	—	30
		P13-C001C	0.01	0	150A	30	—	—	—	—	—	—	30
24	復水貯蔵槽水位 (SA) ^{*3}	E61-LT-025	0.01	383	500A	3	—	—	—	—	—	—	3.1
25	フィルタ装置出口放射線モニタ ^{*4}	D11-RE-099A	0.04	—	—	—	30	0.97	—	—	—	—	1.1
		D11-RE-099B	0.04	—	—	—	30	0.97	—	—	—	—	1.1
26	復水移送ポンプ吐出圧力 ^{*3}	P13-PT-011A	0.01	39	150A	10	—	—	—	—	—	—	10
		P13-PT-011B	0.01	39	150A	10	—	—	—	—	—	—	10
		P13-PT-011C	0.01	39	150A	10	—	—	—	—	—	—	10

注記*1：空間とは雰囲気中の放射線影響を示す。(設定値及び設定方法は「V-1-1-7 2.3 環境条件等」にて示す通り)

*2：代替循環冷却系配管、FV 配管、CAMS 配管、SGTS フィルタの値は、機器の設置エリア又は隣室エリアに高放射性物質を含む配管等が敷設されている場合において、それらの線源から対象機器への放射線影響を示すものである。

表中の距離とは高放射性物質を含む配管等と機器との最短距離を示すものであり、図5~8に示す距離と線量の関係より放射線影響について整理している。また、表中の(隣室)とは機器設置エリアに対して高放射性物質を含む配管等が隣室に設置されていることを示すものであり、壁面等により直線的な距離の測定が困難であるため、保守的な距離等を考慮した一律の値を設定する。

*3：当該設備については、設置場所が廃棄物処理建屋内であるため、配置図(個別に環境放射線を設定するエリアを示した図)については添付資料5に示す。

*4：当該設備については、設置場所が原子炉建屋上であるため、配置図(個別に環境放射線を設定するエリアを示した図)については添付資料6に示す。

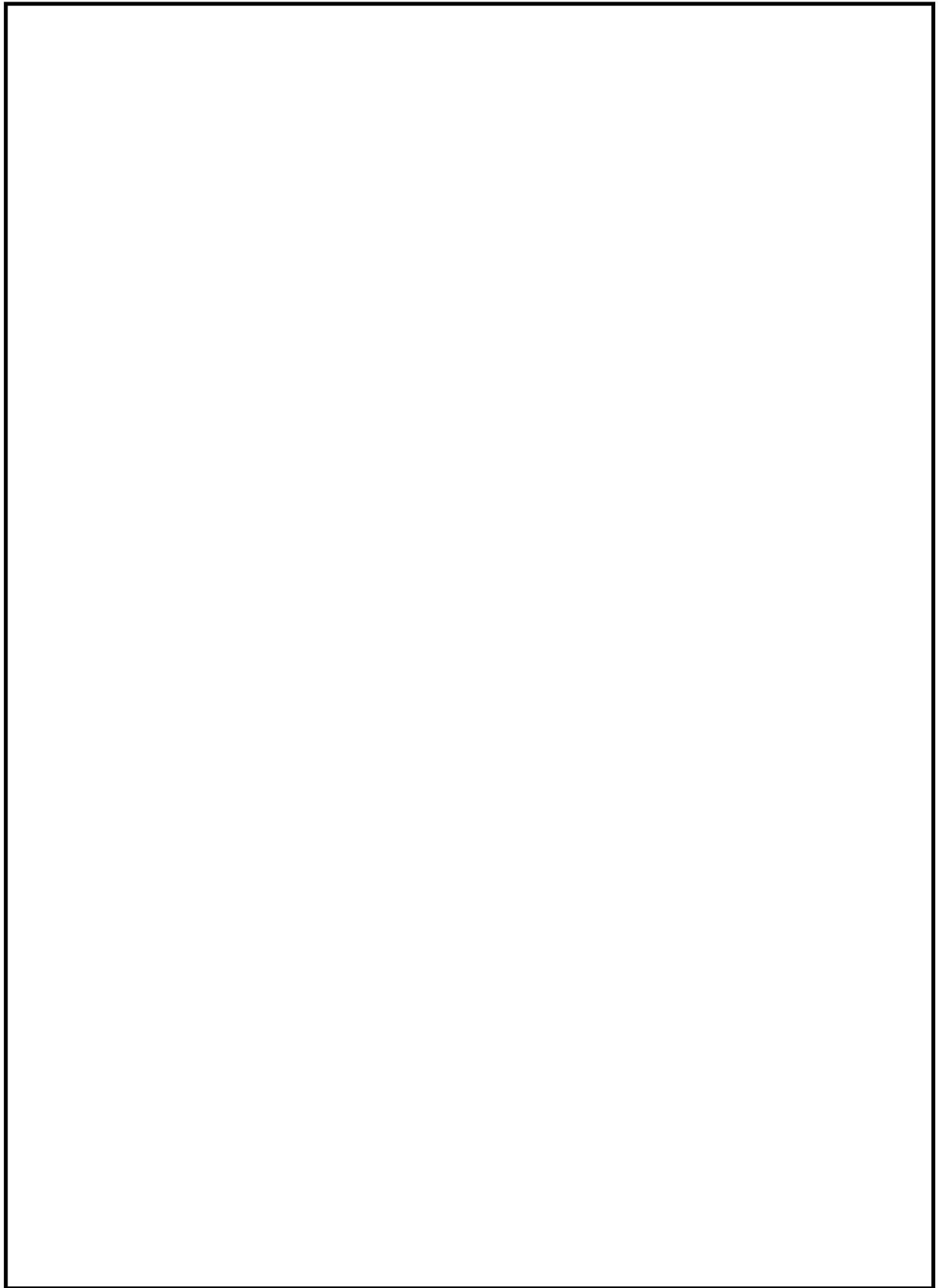


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (1/7)

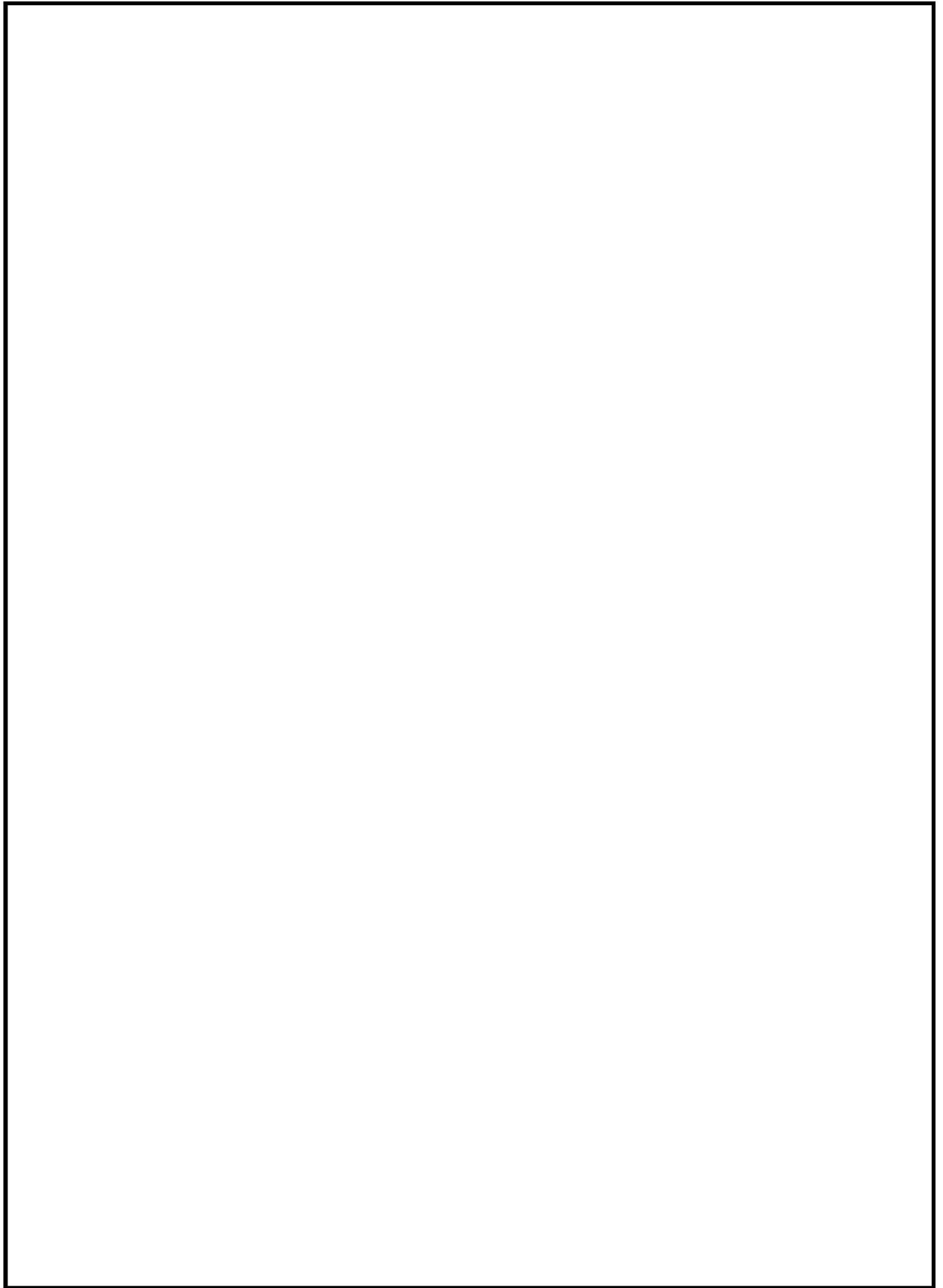


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (2/7)

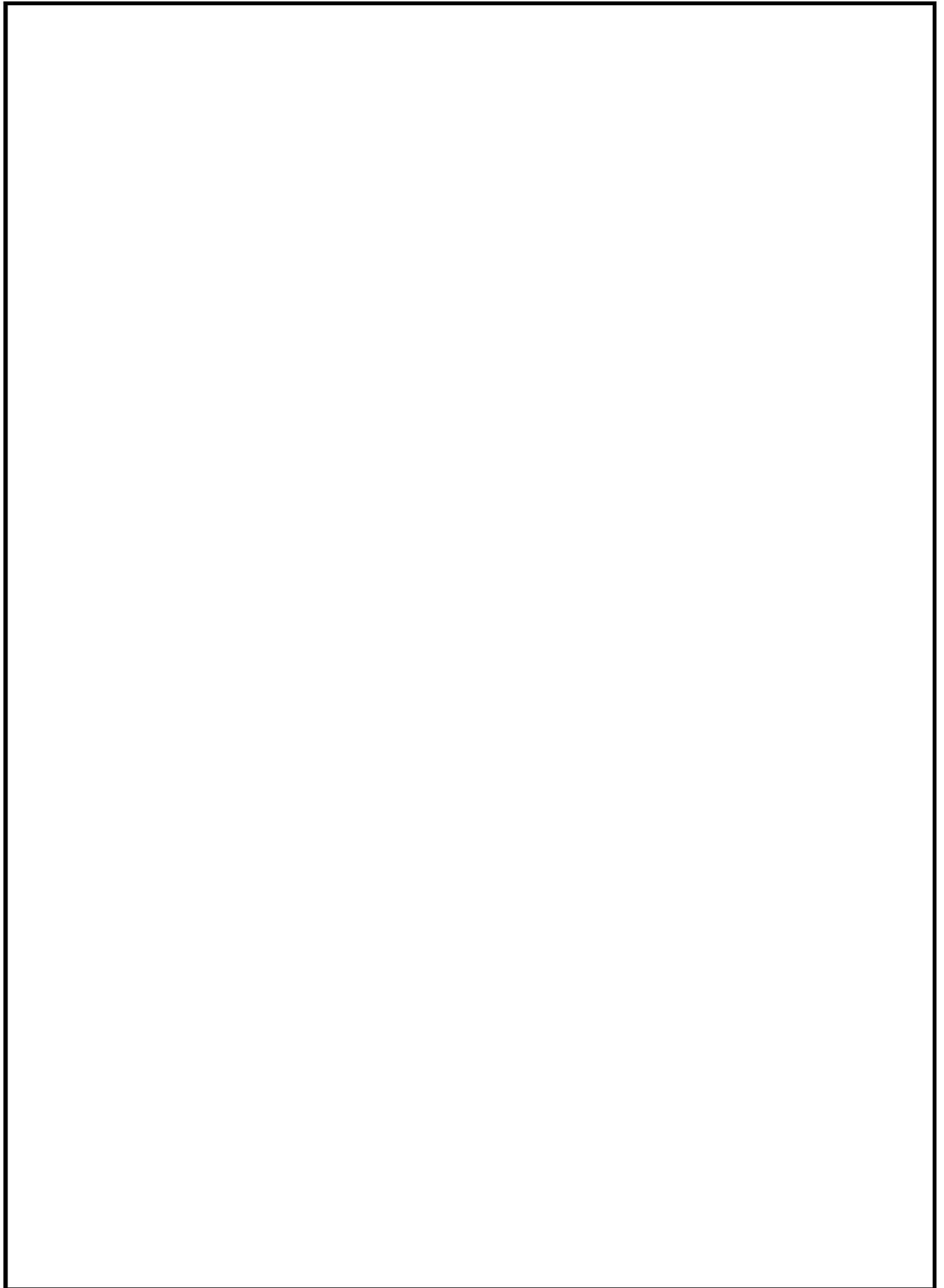


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (3/7)

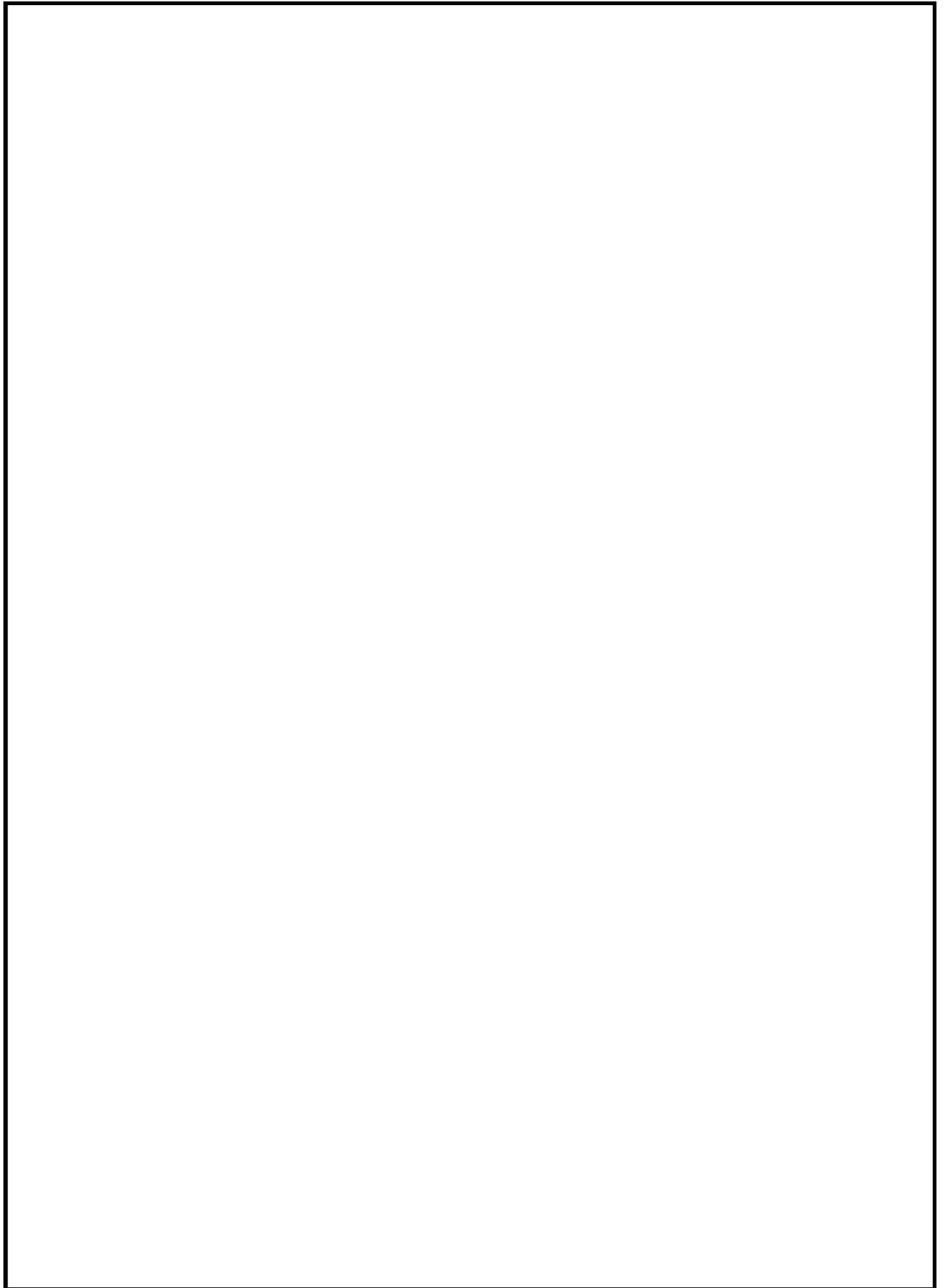


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (4/7)

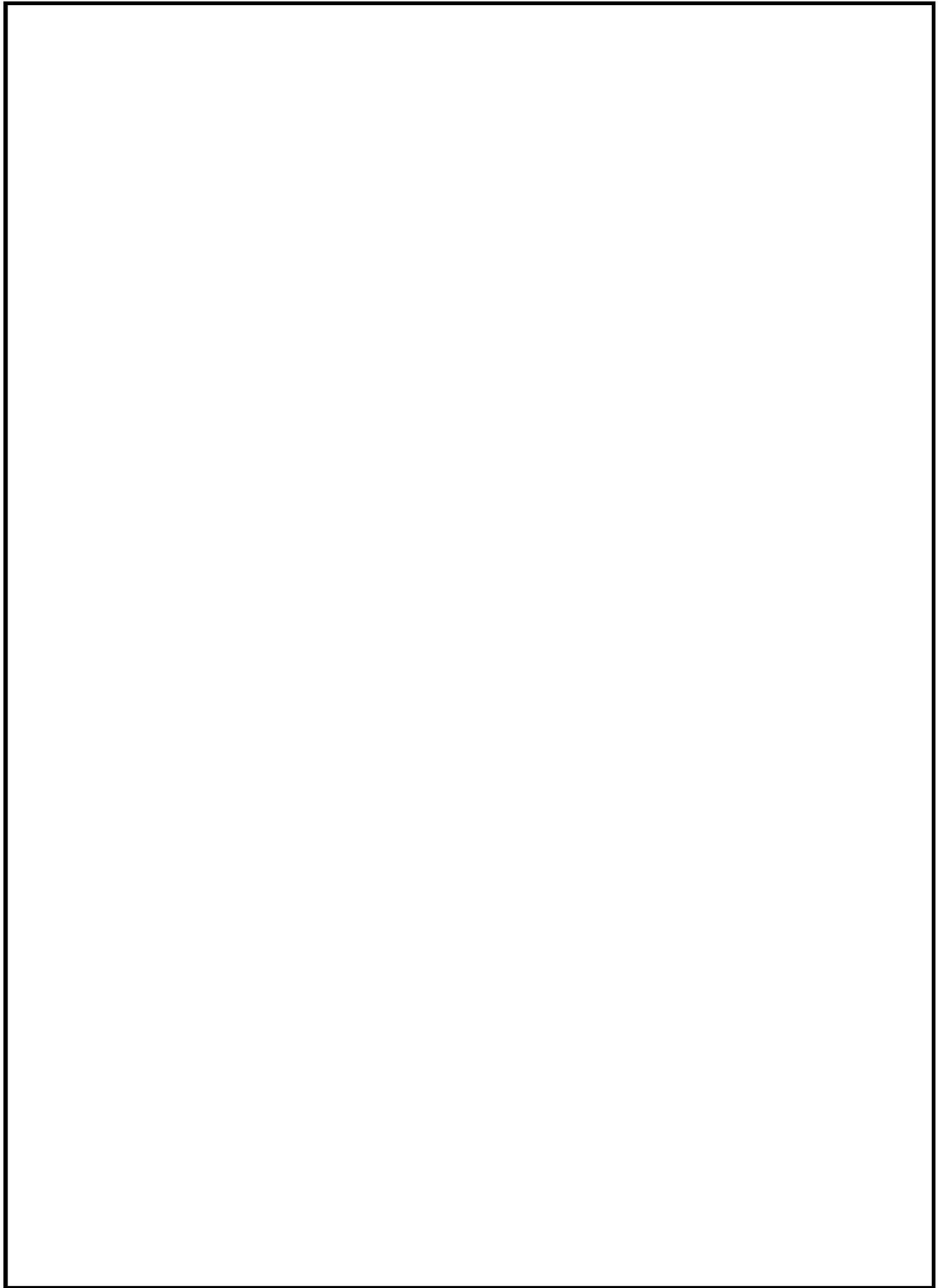


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (5/7)

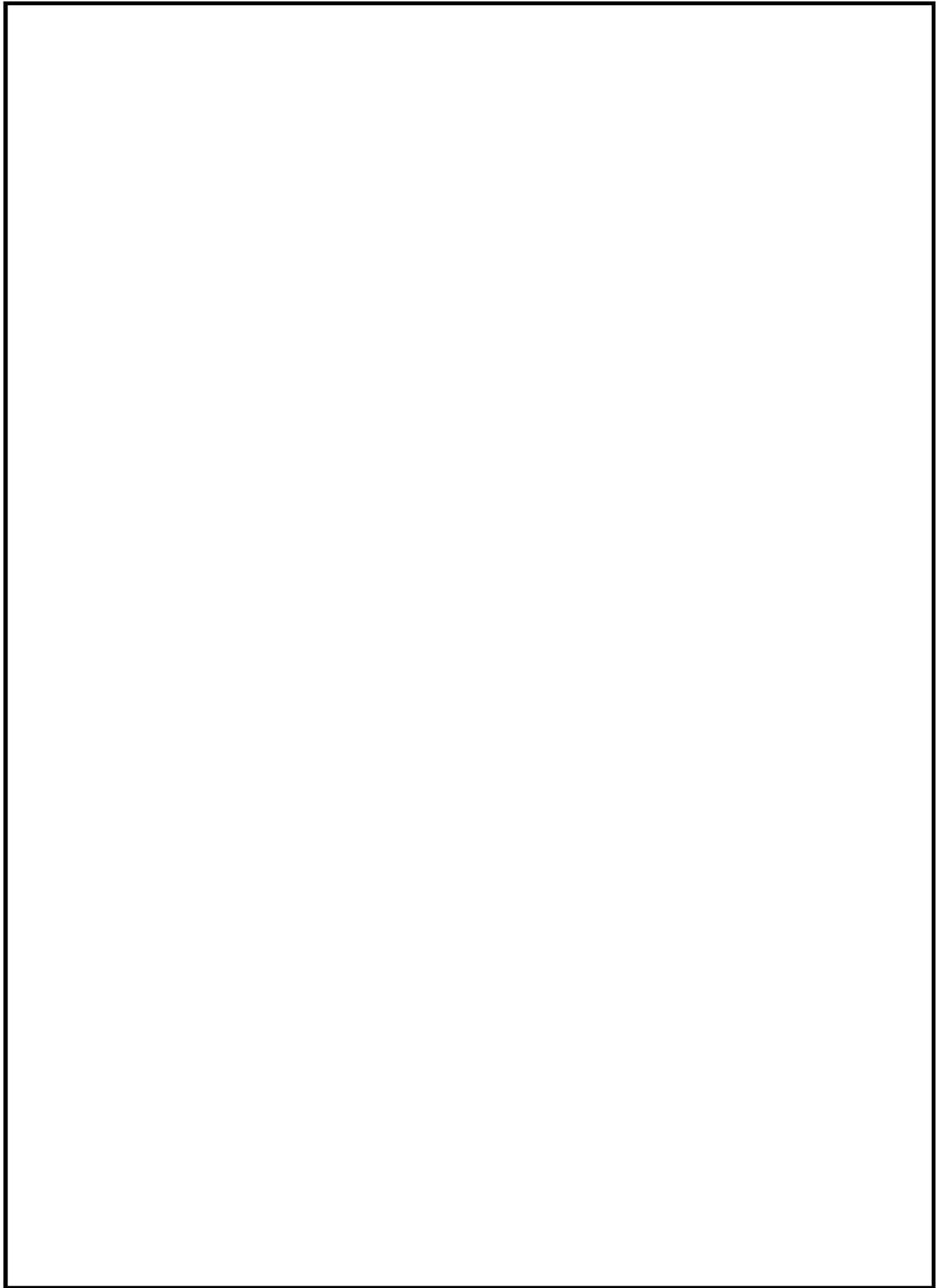


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (6/7)

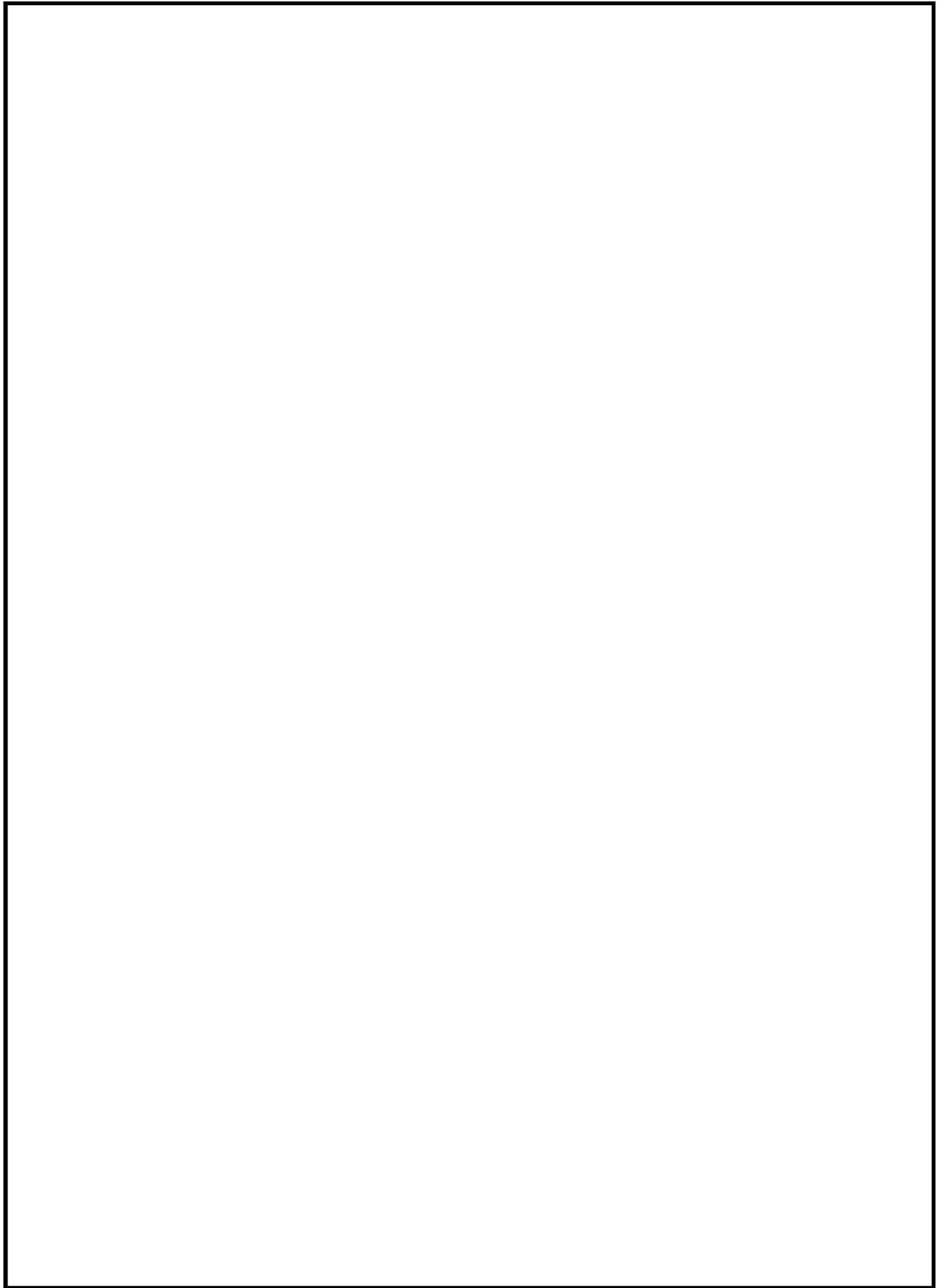


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (7/7)

原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内は、原則として一律 10Gy（5号機原子炉建屋内緊急時対策所内を除く 5号機原子炉建屋内にあつては 40Gy）を設定するが、当該重大事故緩和設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に 10Gy（5号機原子炉建屋内緊急時対策所内を除く 5号機原子炉建屋内にあつては 40Gy）を超える恐れのあるものは、以下に示すとおり個別に確認した値を環境放射線として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定し、原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内における放射線源（代替循環冷却系配管*、中央制御室可搬型陽圧化空調フィルタ、5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調フィルタ）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、放射線源と対象となる重大事故緩和設備との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

注記*：廃棄物処理建屋内に敷設されている代替循環冷却系配管からの線量影響については、添付資料 4「原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉区域内）において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」にて評価済みであるため本資料では評価を省略する。

原子炉建屋原子炉区域外及びその他の建屋内において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図 1～図 4 及び表 1～表 2 に示す。また、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 5 に示す。

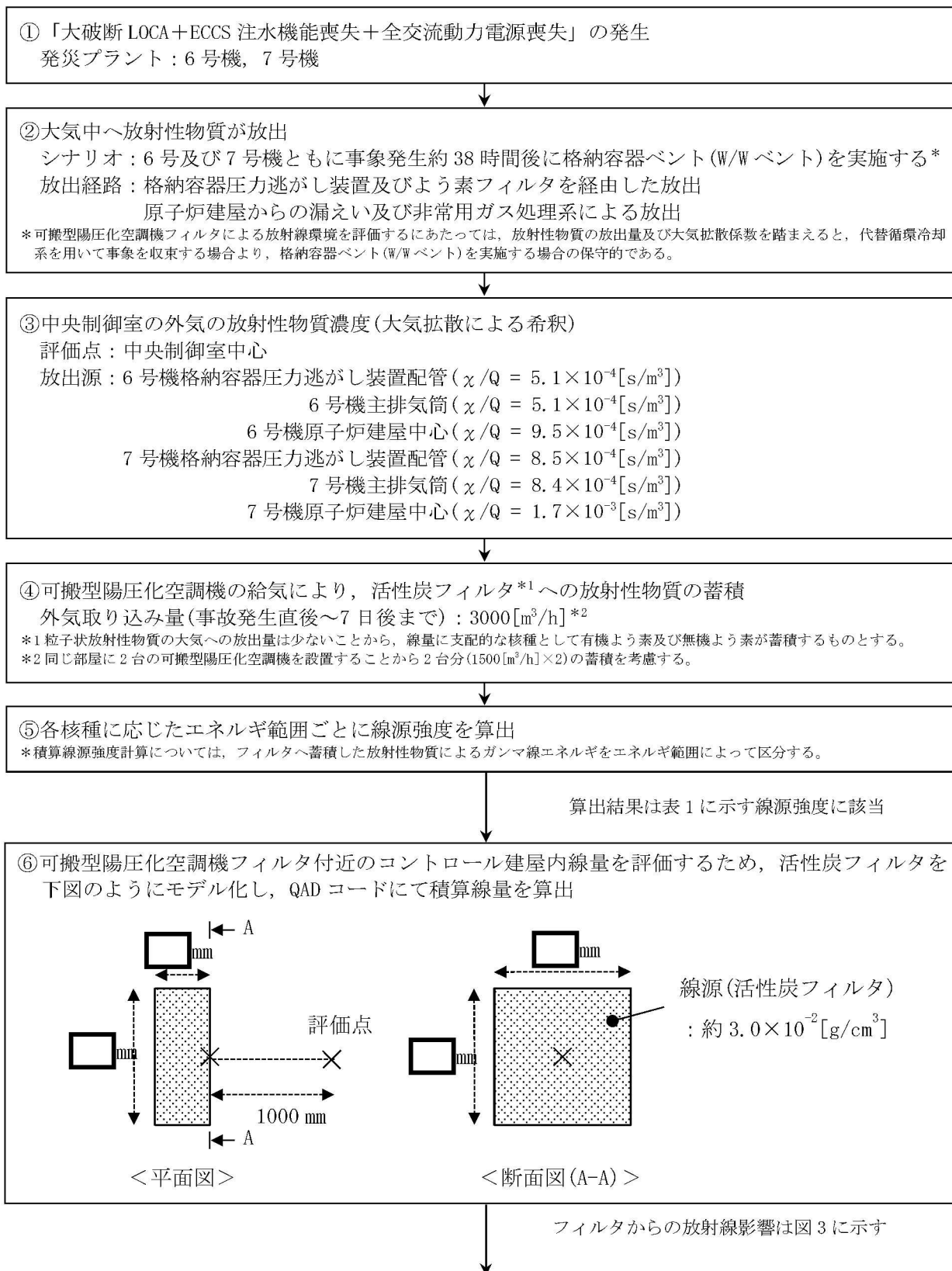


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(中央制御室可搬型陽圧化空調機)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図(1/2)

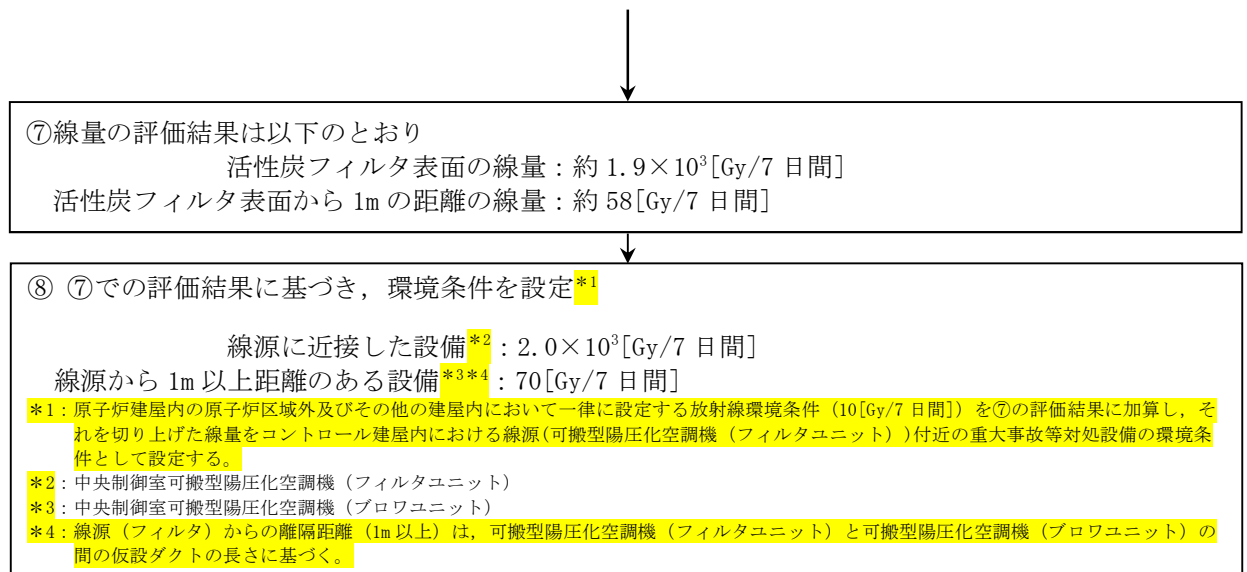


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源（中央制御室可搬型陽圧化空調機）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）

①審査ガイド*に基づく環境への放出割合で放出(福島第一原子力発電所事故並み)
 *「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」

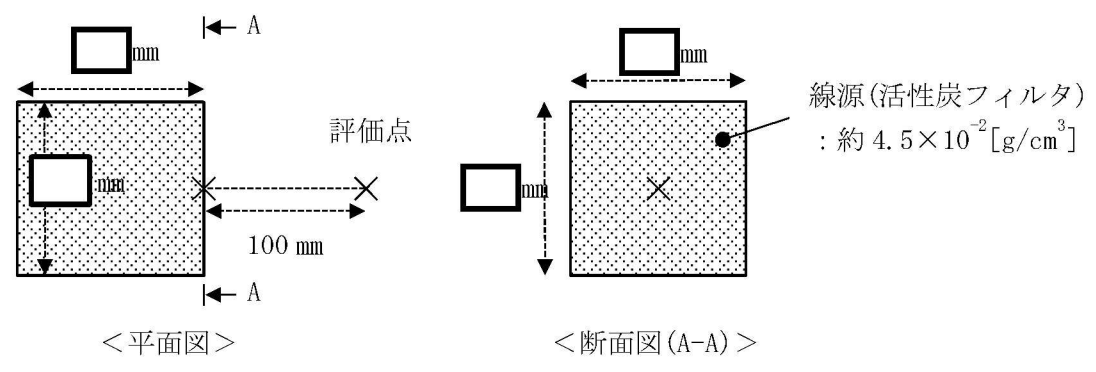
②緊急時対策所の外気の放射性物質濃度(大気拡散による希釈)
 評価点：5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)*
 放出源：6号機原子炉建屋中心($\chi/Q = 3.6 \times 10^{-4} [s/m^3]$)
 7号機原子炉建屋中心($\chi/Q = 9.8 \times 10^{-5} [s/m^3]$)
 *5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)より放出源に近い5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を選択する。

③可搬型陽圧化空調機の給気により、活性炭フィルタ*1への放射性物質の蓄積
 外気取り込み量(事故発生直後～プルーム通過開始から2分後*2まで)：1800[m³/h]*3
 *1 有機よう素、無機よう素、粒子状放射性物質(粒子状よう素含む)が活性炭フィルタに付着するものと仮定する。
 *2 緊急時対策所は、プルーム通過前は「可搬型陽圧化空調機による加圧系」で陽圧化し、プルーム通過中は「陽圧化装置(空気ポンプ)による加圧系」で陽圧化する設計となっている。プルームが通過するタイミングにおける「可搬型陽圧化空調機による加圧系」と「陽圧化装置(空気ポンプ)による加圧系」の切替えは、2分以内となるよう設計していることから(図6参照。可搬型エアモニタの警報発生(プルーム通過開始)から陽圧化装置(空気ポンプ)による陽圧化完了までの時間を可能な限り短くすることで、可搬型陽圧化空調機によるプルームの取り込み時間を短くするよう設計。)、可搬型陽圧化空調機フィルタへの放射性物質の取り込み時間としては、2分間を考慮する。
 *3 同じ部屋に3台の可搬型陽圧化空調機を設置することから3台分(600[m³/h]×3)の蓄積を考慮する。

④各核種に応じたエネルギー範囲ごとに線源強度を算出
 *積算線源強度計算については、フィルタへ蓄積した放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分する。

算出結果は表2に示す線源強度に該当

⑤可搬型陽圧化空調機フィルタ付近の5号機原子炉建屋内線量を評価するため、活性炭フィルタを下図のようにモデル化し、QADコードにて積算線量を算出



フィルタからの放射線影響は図4に示す

⑥線量の評価結果は以下のとおり
 活性炭フィルタ表面の線量：約 $1.6 \times 10^2 [Gy/7 \text{ 日間}]$
 活性炭フィルタ表面から100mmの距離の線量：約 $52 [Gy/7 \text{ 日間}]$

⑦ ⑥での評価結果に基づき、環境条件を設定*1
 線源に近接した設備*2： $2.0 \times 10^2 [Gy/7 \text{ 日間}]$
 線源から100mm以上距離のある設備*3*4： $100 [Gy/7 \text{ 日間}]$
 *1：5号機原子炉建屋内緊急時対策所内を除く5号機原子炉建屋内において設定する放射線環境条件(40[Gy/7日間])を⑥の評価結果に加算し、それを切り上げた線量を5号機原子炉建屋内における線源(可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット))付近の重大事故等対処設備の環境条件として設定する。
 *2：5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)
 *3：5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型陽圧化空調機(ブロウユニット)、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)可搬型陽圧化空調機(ブロウユニット)、5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)可搬型外気取入送風機
 *4：線源(フィルタ)からの離隔距離(100mm以上)は、可搬型陽圧化空調機(フィルタユニット)と可搬型陽圧化空調機(ブロウユニット)との間の流路の長さに基づく。

図2 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における中央制御室可搬型陽圧化空調フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	大LOCA (W/Wベントシナリオ) (フィルタ流量: 1500m ³ /h)	
	積算線源強度 (photons/7d)	
	6号機	7号機
0.02	約 8.18E+15	約 1.42E+16
0.03	約 2.47E+16	約 4.28E+16
0.045	約 4.95E+15	約 8.59E+15
0.07	約 1.20E+15	約 2.08E+15
0.1	約 1.30E+16	約 2.25E+16
0.15	約 4.56E+14	約 7.91E+14
0.3	約 4.14E+16	約 7.19E+16
0.45	約 3.97E+17	約 6.88E+17
0.7	約 1.63E+17	約 2.84E+17
1.0	約 3.70E+16	約 6.42E+16
1.5	約 1.22E+16	約 2.12E+16
2.0	約 1.34E+15	約 2.30E+15
2.5	約 4.25E+14	約 7.35E+14
3.0	約 7.89E+12	約 1.37E+13
4.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00
6.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00
8.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00
11.0	約 0.00E+00	約 0.00E+00

表2 重大事故時における5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	福島第一原子力発電所事故相当 (フィルタ流量: 600m ³ /h)			
	6号機積算線源強度 (photons/7d)		7号機積算線源強度 (photons/7d)	
	無機, 有機よう素	粒子状放射性物質	無機, 有機よう素	粒子状放射性物質
0.01	3.27E+12	1.99E+14	8.90E+11	5.41E+13
0.02	3.27E+12	1.99E+14	8.90E+11	5.41E+13
0.03	1.91E+13	2.86E+15	5.21E+12	7.79E+14
0.045	3.86E+12	6.38E+14	1.05E+12	1.74E+14
0.06	5.82E+11	3.17E+14	1.58E+11	8.64E+13
0.07	3.88E+11	2.11E+14	1.06E+11	5.76E+13
0.075	1.68E+12	3.88E+13	4.56E+11	1.06E+13
0.1	8.38E+12	1.94E+14	2.28E+12	5.29E+13
0.15	3.67E+11	1.84E+14	1.00E+11	5.00E+13
0.2	1.07E+13	1.37E+15	2.92E+12	3.72E+14
0.3	2.14E+13	2.73E+15	5.84E+12	7.44E+14
0.4	2.05E+14	4.09E+15	5.57E+13	1.11E+15
0.45	1.02E+14	2.05E+15	2.79E+13	5.57E+14
0.51	3.23E+13	2.78E+15	8.78E+12	7.56E+14
0.512	1.08E+12	9.26E+13	2.93E+11	2.52E+13
0.6	4.73E+13	4.08E+15	1.29E+13	1.11E+15
0.7	5.38E+13	4.63E+15	1.46E+13	1.26E+15
0.8	9.78E+12	2.03E+15	2.66E+12	5.53E+14
1.0	1.96E+13	4.07E+15	5.32E+12	1.11E+15
1.33	6.79E+12	9.34E+14	1.85E+12	2.54E+14
1.34	2.06E+11	2.83E+13	5.60E+10	7.71E+12
1.5	3.29E+12	4.53E+14	8.87E+11	1.23E+14
1.66	3.71E+11	3.38E+13	1.01E+11	9.20E+12
2.0	7.89E+11	7.18E+13	2.15E+11	1.95E+13
2.5	3.40E+11	7.31E+13	9.27E+10	1.99E+13
3.0	6.04E+09	1.61E+12	1.64E+09	4.38E+11
3.5	0.00E+00	1.32E+07	0.00E+00	3.60E+06
4.0	0.00E+00	1.32E+07	0.00E+00	3.60E+06
4.5	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
5.0	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
5.5	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
6.0	0.00E+00	2.75E+01	0.00E+00	7.48E+00
6.5	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
7.0	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
7.5	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
8.0	0.00E+00	3.16E+00	0.00E+00	8.60E-01
10.0	0.00E+00	9.70E-01	0.00E+00	2.64E-01
12.0	0.00E+00	4.85E-01	0.00E+00	1.32E-01
14.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
50.0	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

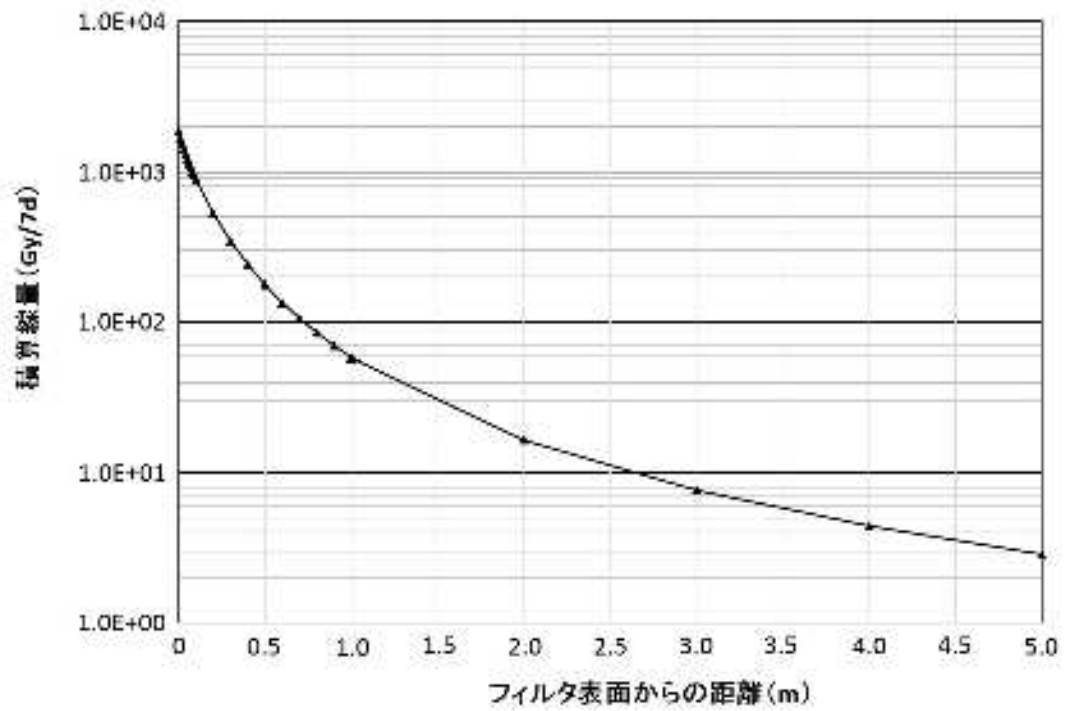


図3 中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタ表面からの距離と線量

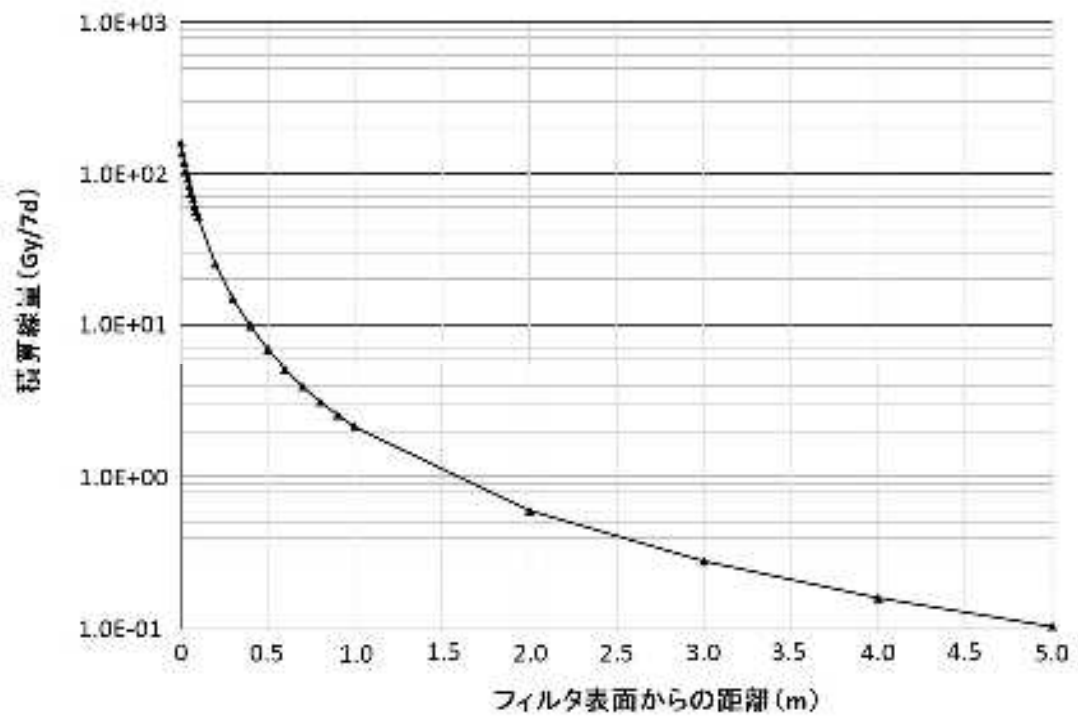


図4 5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタ表面からの距離と線量

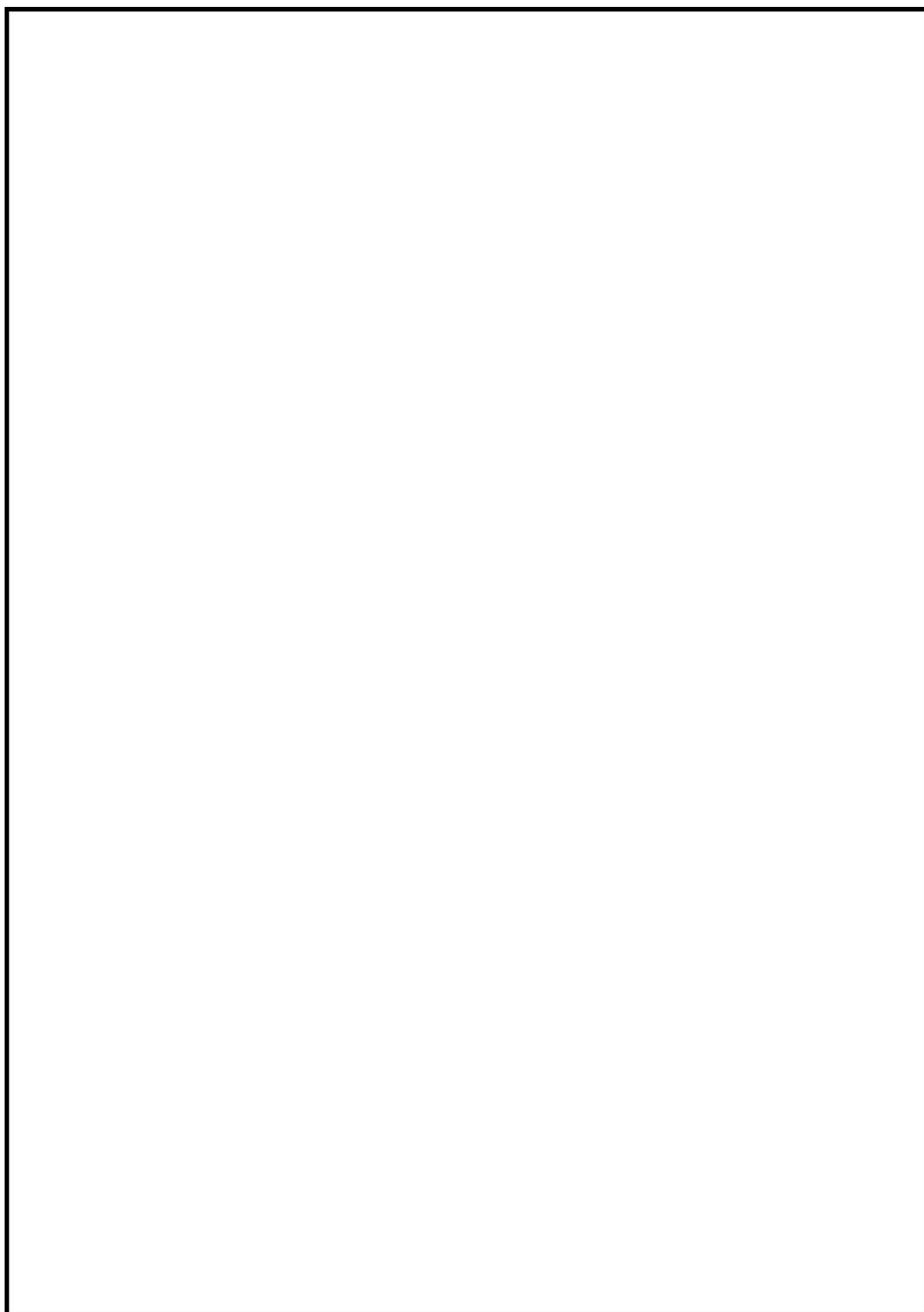


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (1/3)

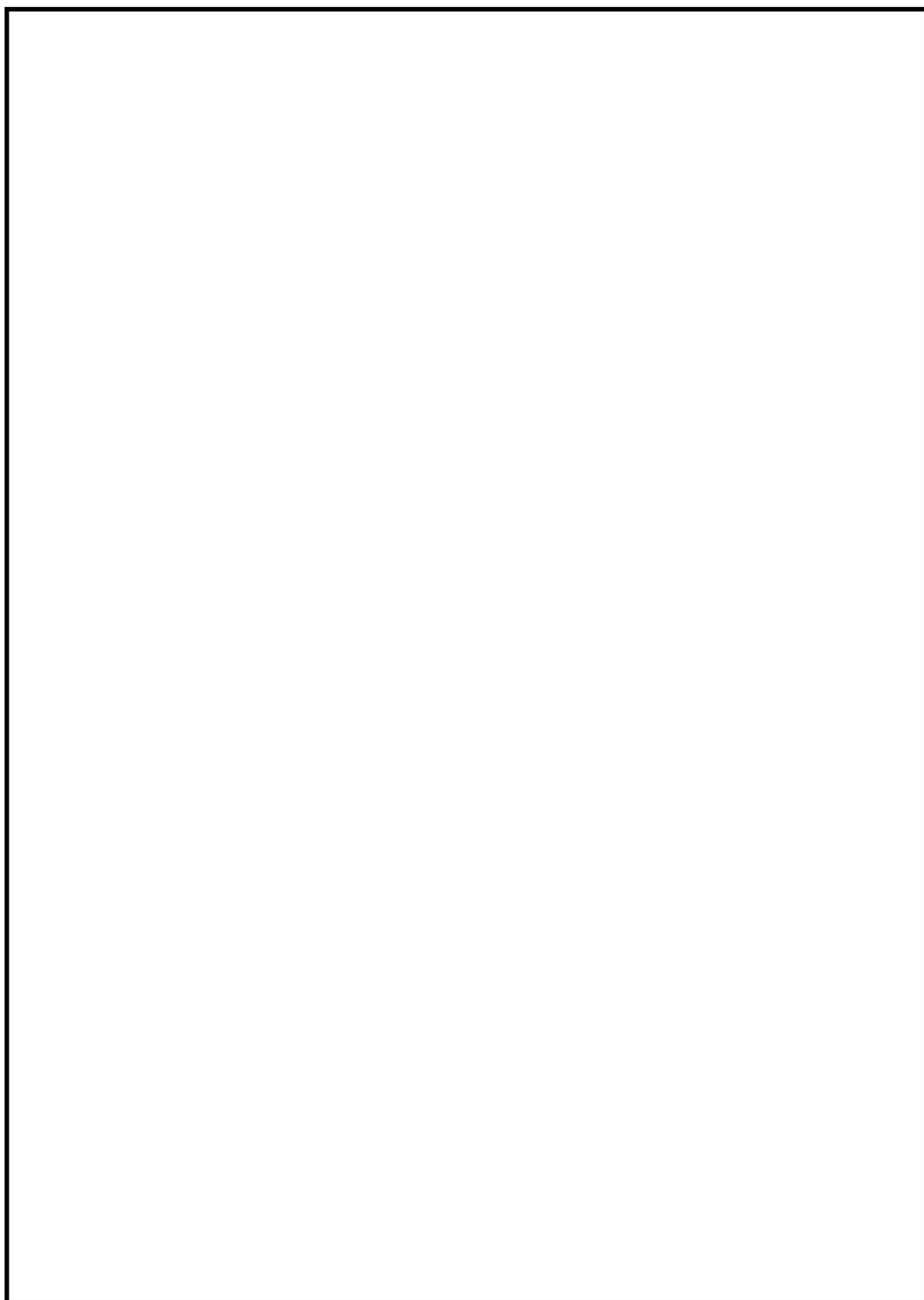


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (2/3)

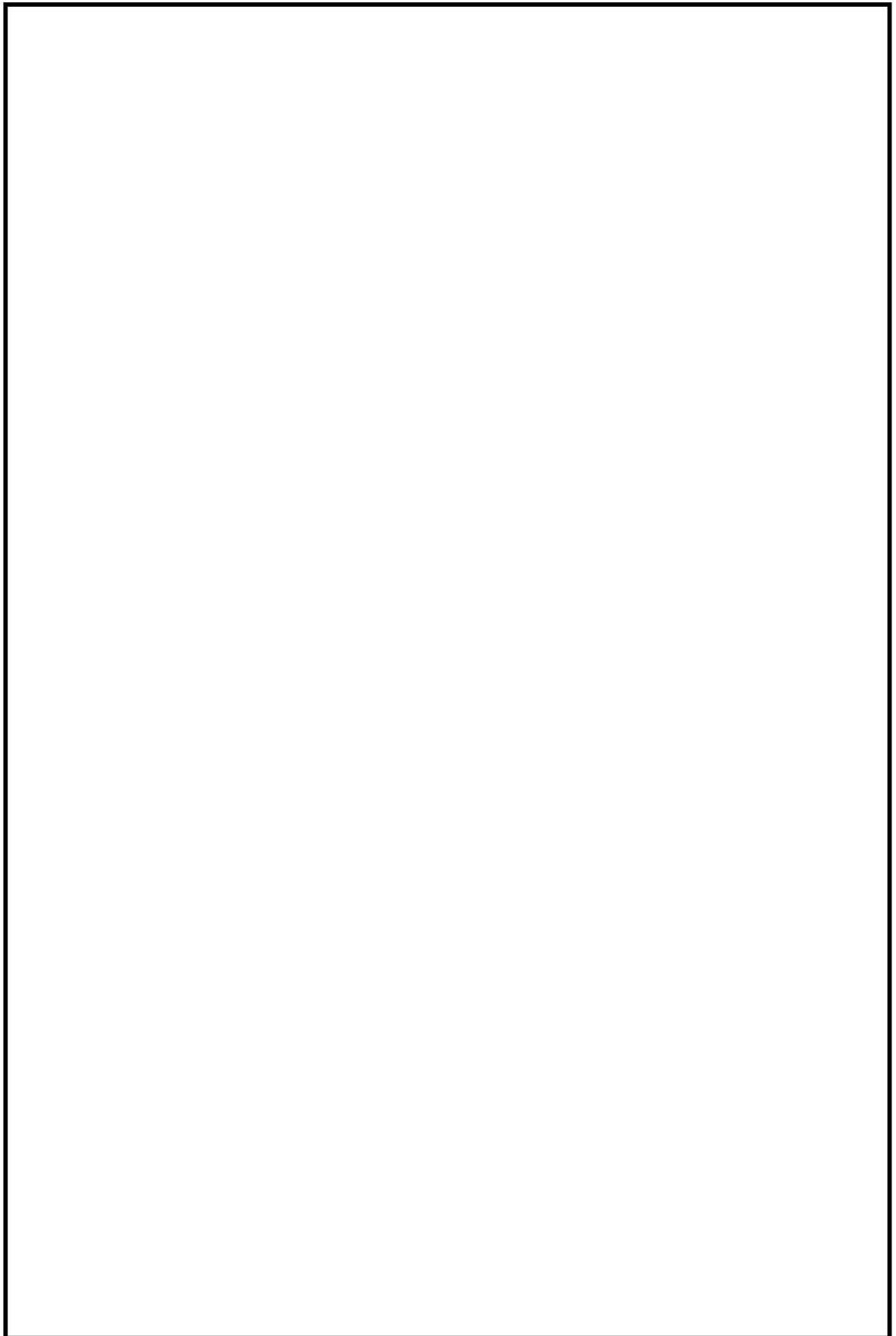


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (3/3)

← 2分以内 →

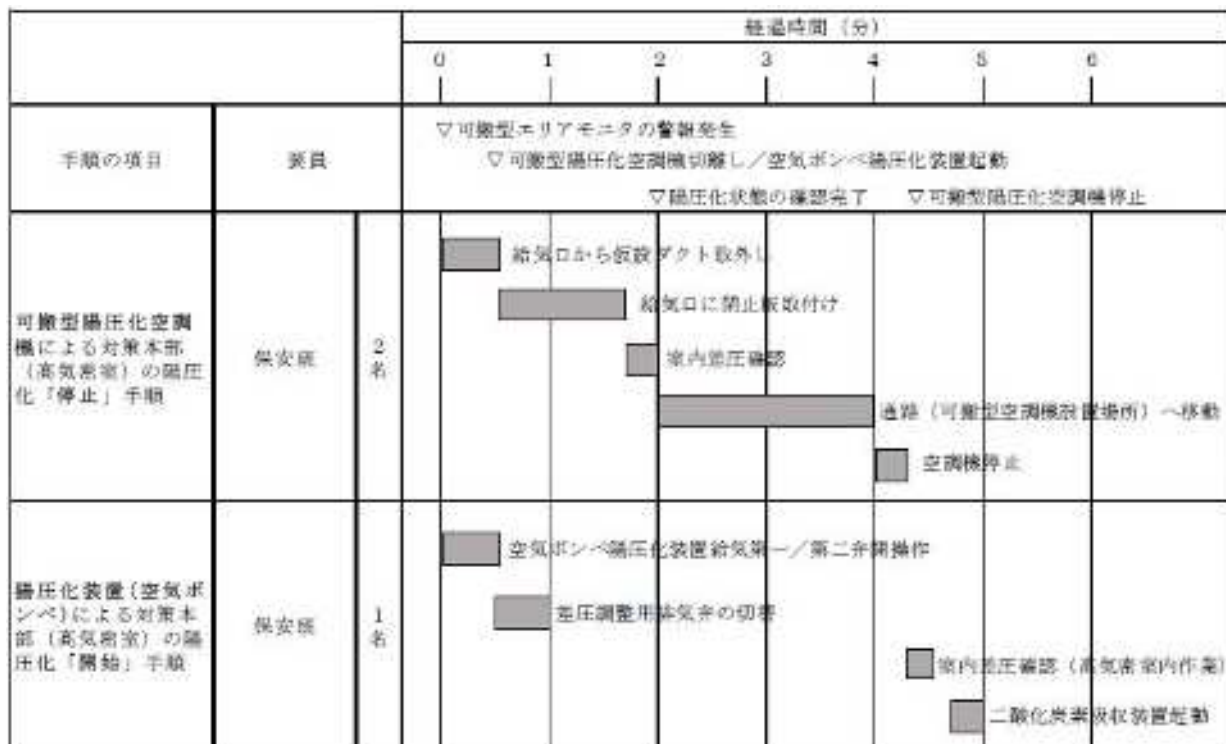


図6 陽圧化装置（空気ポンプ）により陽圧化を開始する場合（プルーム通過中）のタイムチャート

屋外において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

屋外は、原則として放射線環境条件として一律 40Gy を設定するが、重大事故等対処設備を設置するエリアが放射線源付近であり、重大事故時に 40Gy を超える恐れがある場合は、以下に示すとおり個別に確認した値を放射線環境条件として設定する。

- ・放射線環境条件を設定する上で代表性のある事故シナリオを想定し、屋外における放射線源（格納容器圧力逃がし装置及びその付属設備*）の線量評価を行い、評価結果以上の線量を当該エリアにおける放射線環境条件として設定する。
- ・また、放射線環境条件を設定する上で、対象となる重大事故等対処設備と放射線源との位置関係を考慮し、必要に応じて距離による放射線の減衰効果を考慮する。

注記* : 原子炉建屋屋上に敷設されているフィルタベント系配管からの線量影響については、添付資料 4「原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉区域内）において個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について」にて評価済みであるため本資料では評価を省略する。

屋外において、個別に放射線環境条件を設定するエリアの詳細な設定方法について、図 1～図 5 及び表 1 に示す。また、個別に放射線環境条件を設定するエリアを図 6 に示す。

①「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の発生
シナリオ：事象発生約 38 時間後に格納容器ベント（D/W ベント）を実施する

②格納容器圧力逃がし装置への放射性物質の流入
評価対象線源：
 よう素フィルタ：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する有機よう素及び無機よう素の総量が、格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 スクラバ水：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量が、格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 金属フィルタ：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の 10%が、格納容器ベント直後に取り込まれる想定
 主配管*1：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の 10%が、格納容器ベント直後に配管 100m に付着すると想定
 ドレン配管：格納容器ベント直後に放射性物質を含む水を内包すると想定*2
 pH計装配管：格納容器ベント直後に放射性物質を含む水を内包すると想定*2
 注記*1：フィルタ装置入口側
 注記*2：事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m³と仮定）で除した濃度を想定

③各核種に応じ、ガンマ線エネルギー範囲ごとに線源強度を算出
*積算線源強度計算については、各線源の放射性物質によるガンマ線エネルギーをエネルギー範囲によって区分する。

算出結果は表 1 に示す線源強度に該当

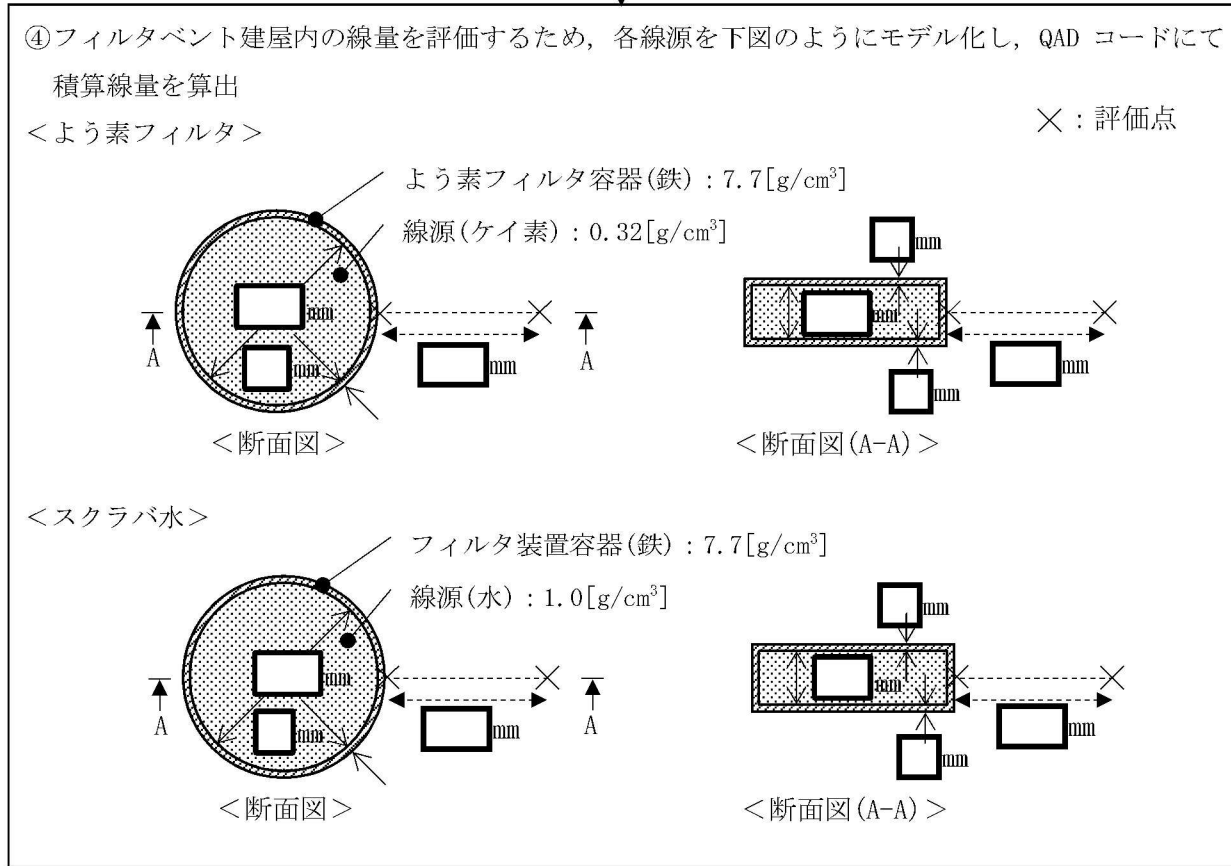
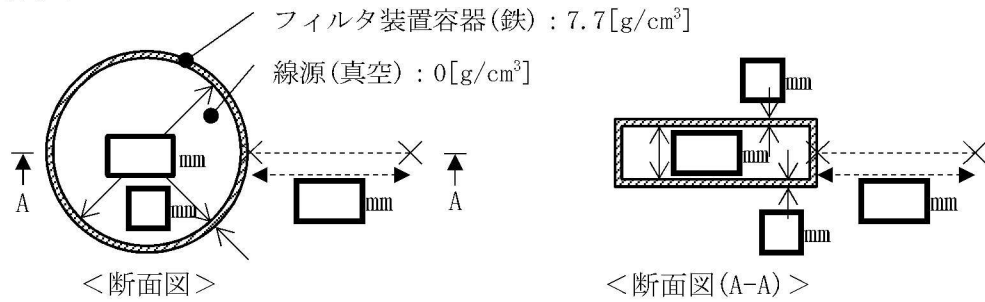


図1 重大事故時における屋外の線源（格納容器圧力逃がし装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/3）

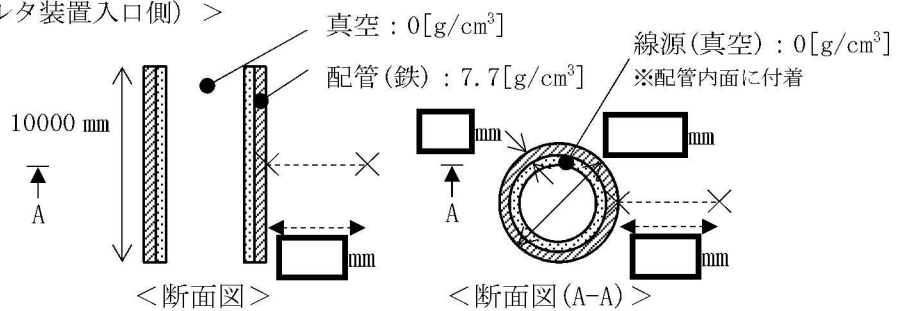
④ フィルタベント建屋内の線量を評価するため、各線源を下図のようにモデル化し、QAD コードにて積算線量を算出

<金属フィルタ>

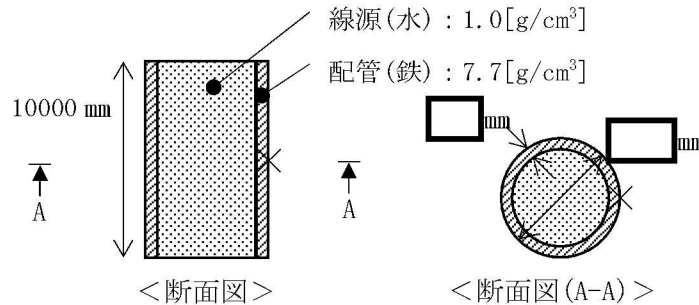
×：評価点



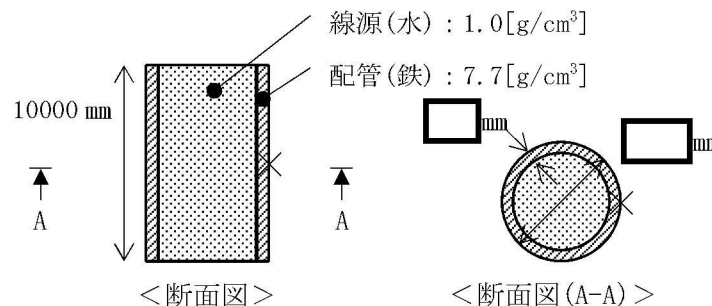
<主配管 (フィルタ装置入口側)>



<ドレン配管>



<pH計装配管>



よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタ及び主配管 (フィルタ装置入口側) からの放射線影響は図2～図5に示す

図1 重大事故時における屋外の線源 (格納容器圧力逃がし装置) 付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図 (2/3)

⑤線量評価結果は以下のとおり

よう素フィルタ表面の線量	: 約 2.7×10^5 [Gy/7 日間] ^{*1}
よう素フィルタ表面から [] m の距離の線量	: 約 4.7×10^4 [Gy/7 日間] ^{*2}
よう素フィルタ表面から [] m の距離の線量	: 約 6.3×10^3 [Gy/7 日間] ^{*2}
よう素フィルタ表面から [] m の距離の線量	: 約 2.9×10^3 [Gy/7 日間] ^{*1}
スクラバ水表面の線量	: 約 1.5×10^4 [Gy/7 日間]
スクラバ水表面から [] m の距離の線量	: 約 1.8×10^3 [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面の線量	: 約 7.3×10^3 [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面から [] m の距離の線量	: 約 1.6×10^3 [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面から [] m の距離の線量	: 約 2.9×10^2 [Gy/7 日間]
主配管（フィルタ装置入口側）表面の線量	: 約 4.4×10^3 [Gy/7 日間]
主配管（フィルタ装置入口側）表面から [] m の線量	: 約 9.9×10^1 [Gy/7 日間]
ドレン配管表面の線量	: 約 1.1×10^3 [Gy/7 日間]
pH計装配管表面の線量	: 約 7.8×10^2 [Gy/7 日間]

注記*1 : よう素フィルタ本体2基分の線量（よう素フィルタ本体1基分の2倍）
注記*2 : よう素フィルタ本体1基分の線量

⑥⑤での評価結果に基づき、環境条件を設定

*⑤での評価結果を上回る線量をフィルタベント格納槽内及びフィルタベント建屋附室内における線源付近の重大事故等対処設備の環境条件として設定する。

各線源に近接した設備 ^{*1}	: 3.0×10^5 [Gy/7 日間] ^{*2}
ドレン移送ポンプ ^{*3}	: 7.0×10^3 [Gy/7 日間] ^{*4}
pH計装配管に近接した設備 ^{*5}	: 4.0×10^3 [Gy/7 日間] ^{*6}
フィルタベント遮蔽壁 ^{*7}	: 6.4×10^4 [Gy/7 日間] ^{*8}

注記*1 : フィルタ装置、よう素フィルタ、ラプチャーディスク、ドレンタンク、配管遮蔽
注記*2 : 保守的に各線源の表面線量を合算。
注記*3 : よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタ、主配管（フィルタ装置入口側）からそれぞれ [] m、[] m、[] m、[] m 以上距離のある設備。
注記*4 : 各線源による線量を合算。よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタ、主配管（フィルタ装置入口側）については距離を考慮した線量を、ドレン配管、pH計装配管については表面線量を用いた。
注記*5 : フィルタベント建屋附室内に存在する設備（フィルタ装置水位、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水pH）
注記*6 : 計器ラック内はpH計装配管が複数存在することから、保守的にpH計装配管表面の線量評価結果を5倍した。
注記*7 : スクラバ水、金属フィルタからそれぞれ [] m、[] m 以上距離のある設備。また、よう素フィルタ2基からそれぞれ [] m、[] m の距離がある設備（フィルタベント遮蔽壁の壁面から見て、相対的に距離が近いよう素フィルタと距離が遠いよう素フィルタが存在し、それぞれの水平距離を設定する）。
注記*8 : 各線源による線量を合算。よう素フィルタ、スクラバ水、金属フィルタについては距離を考慮した線量を、主配管（フィルタ装置入口側）、ドレン配管、pH計装配管については表面線量を用いた。

図1 重大事故時における屋外の線源（格納容器圧力逃がし装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（3/3）

表1 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置の線源強度

代表エネルギー (Mev)	積算線源強度	
	スクラバ水* ¹ (photons/7日間)	よう素フィルタ* ² (photons/7日間)
0.02	約 2.3×10^{21}	約 9.0×10^{21}
0.03	約 1.4×10^{21}	約 4.2×10^{21}
0.045	約 6.9×10^{20}	約 3.0×10^{21}
0.07	約 5.0×10^{20}	約 1.4×10^{21}
0.1	約 4.9×10^{20}	約 3.3×10^{21}
0.15	約 2.8×10^{20}	約 4.4×10^{20}
0.3	約 1.6×10^{21}	約 4.7×10^{21}
0.45	約 4.5×10^{21}	約 3.9×10^{22}
0.7	約 6.1×10^{21}	約 1.7×10^{22}
1.0	約 2.9×10^{21}	約 4.2×10^{21}
1.5	約 6.4×10^{20}	約 1.2×10^{21}
2.0	約 4.9×10^{20}	約 1.0×10^{20}
2.5	約 2.6×10^{19}	約 4.6×10^{19}
3.0	約 1.8×10^{19}	約 9.8×10^{17}
4.0	約 1.5×10^{17}	0
6.0	約 8.4×10^{12}	0
8.0	約 4.7×10^8	0
11.0	約 5.4×10^7	0

注記*1 : ドレンライン及びpH計装配管の評価には、スクラバ水の線源を水量(35m³と仮定)で除した単位体積あたりの積算線源強度を用いる。金属フィルタに取り込まれる線源及び主配管100m(フィルタ装置入口側)に付着する線源の線源強度は同じであり、スクラバ水の線源強度の10%である。

注記*2 : よう素フィルタ本体2基分。

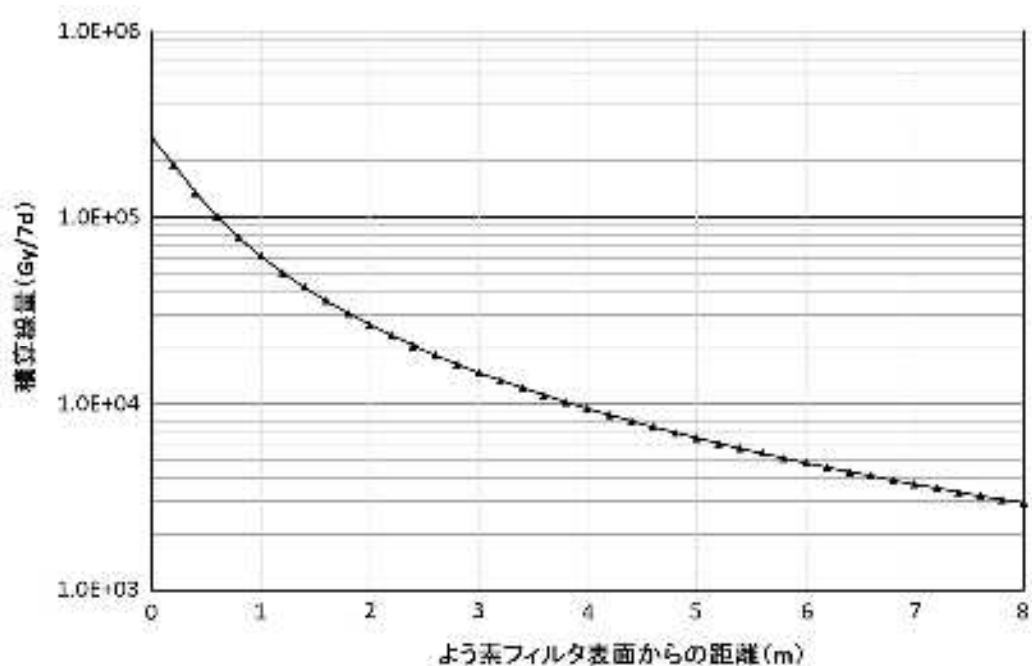


図2 よう素フィルタ (2 基分) からの距離と線量

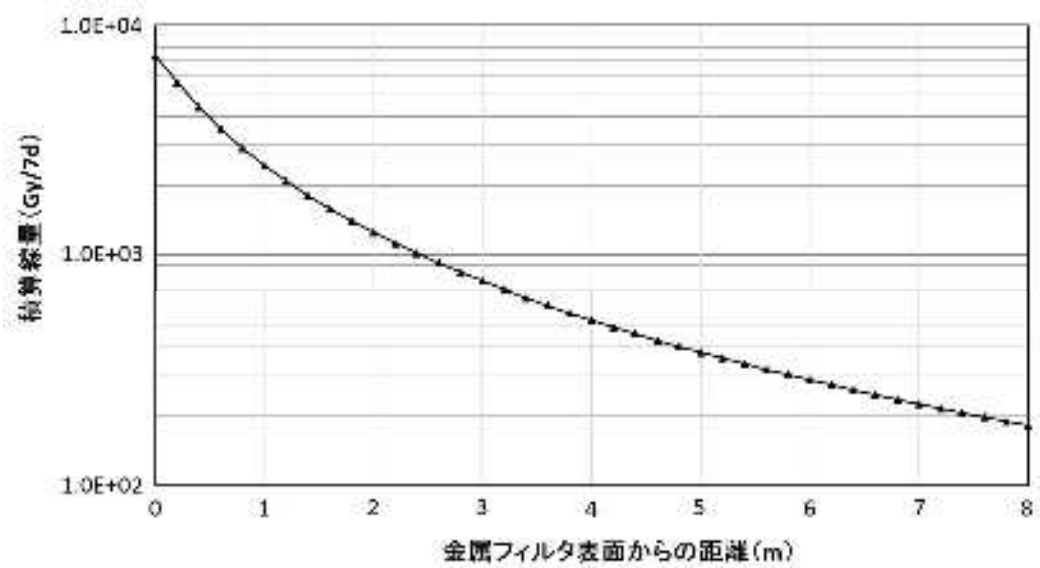


図3 金属フィルタからの距離と線量

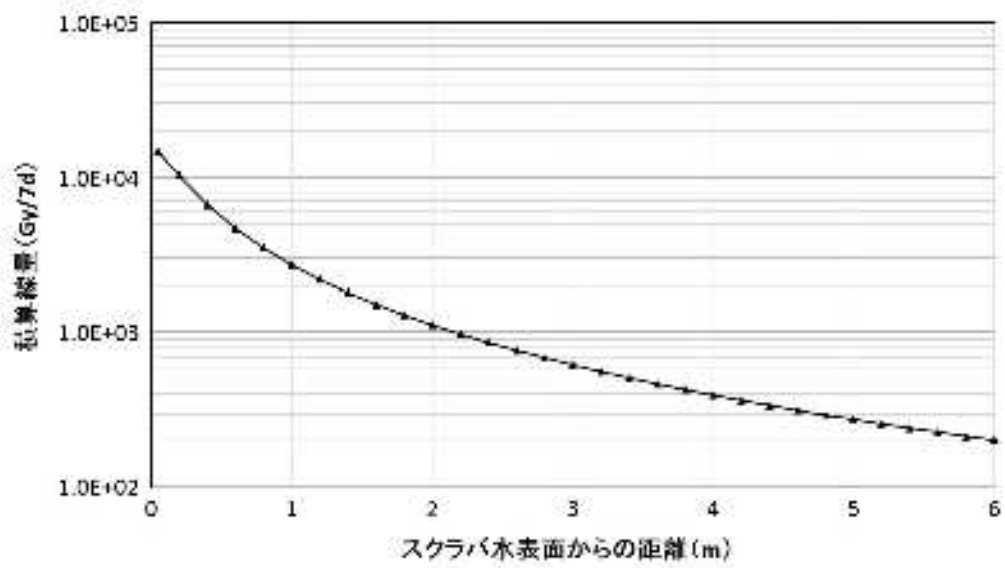


図4 スクラバ水からの距離と線量

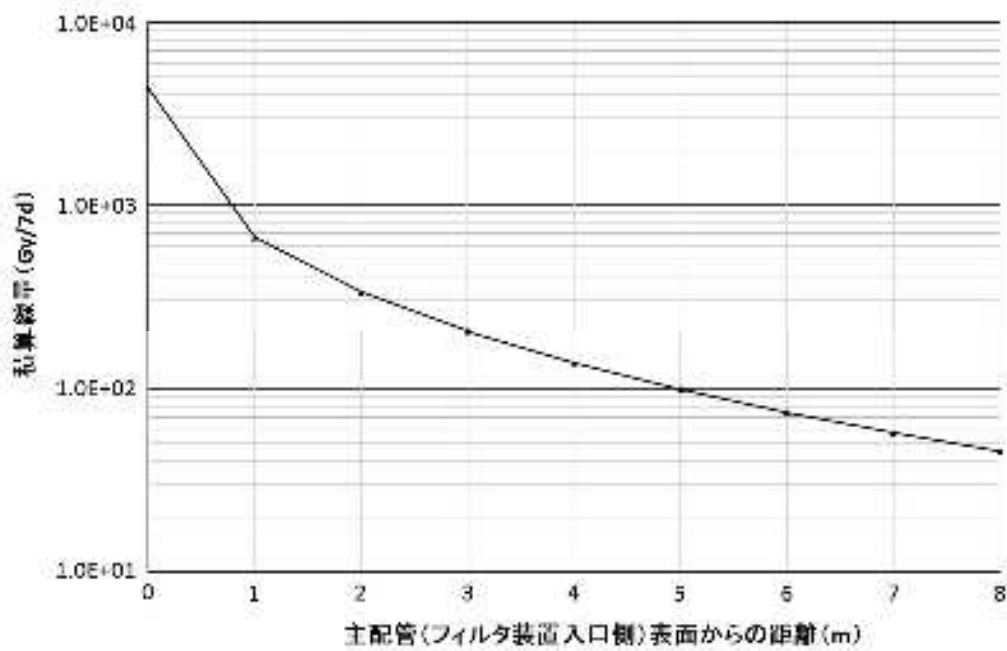


図5 主配管 (フィルタ装置入口側) からの距離と線量

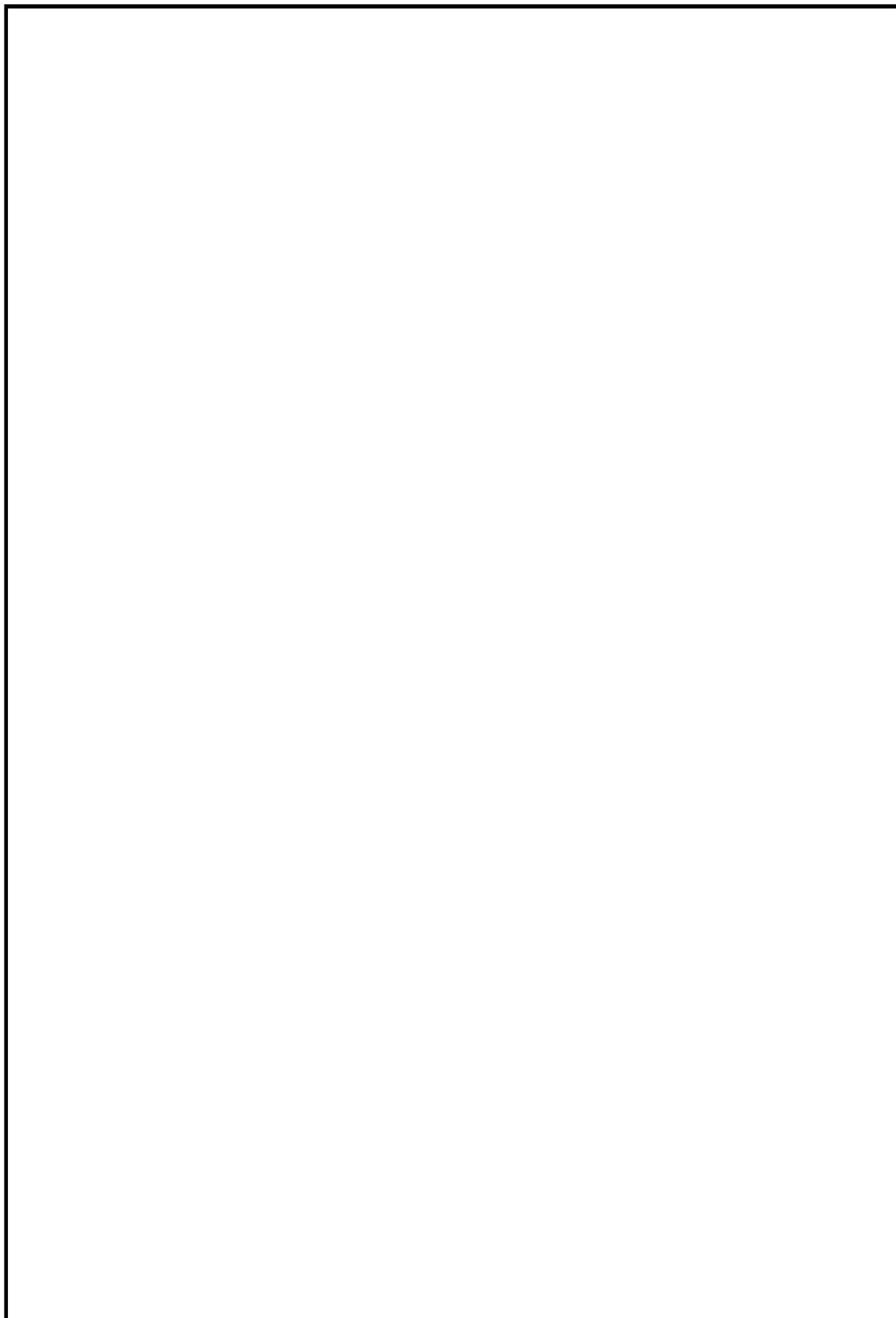


図 6 個別に環境放射線を設定するエリア

ほう酸水注入系の放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち、原子炉建屋原子炉区域内における環境放射線量については、原則として460Gyの環境条件を設定しているが、ほう酸水注入系における環境放射線量の設定については、本設備の使用する状況を踏まえ、100Gyを設定する。環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

- ・ 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生した場合に、発電用原子炉を未臨界にする手段として、ほう酸水注入系を起動することになっているが、本操作は炉心損傷前の環境条件で期待する操作であり、以下に示す炉心の著しい損傷が発生した場合の手順における環境条件に包絡できる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系を起動させる重大事故等時の手順としては、溶融炉心のペDESTALへの落下を遅延又は防止するために、炉心損傷後の原子炉注水時にほう酸水注入系を起動する手順がある。ただし、本操作はほう酸水注入系が使用可能な場合の操作に限定されており、さらに、炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペDESTALへ落下するまでは約7時間程度と考えられ、その間の積算放射線量は100Gyを下回る*。なお、仮に原子炉圧力容器が破損しない場合であっても、タンク内の全てのほう酸を注入するのに掛かる時間は3時間程度であるため、積算放射線量は100Gyを下回る。

注記 *：重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の放射線環境条件により評価した放射線量率及び積算放射線量の経時変化を下図に示す。

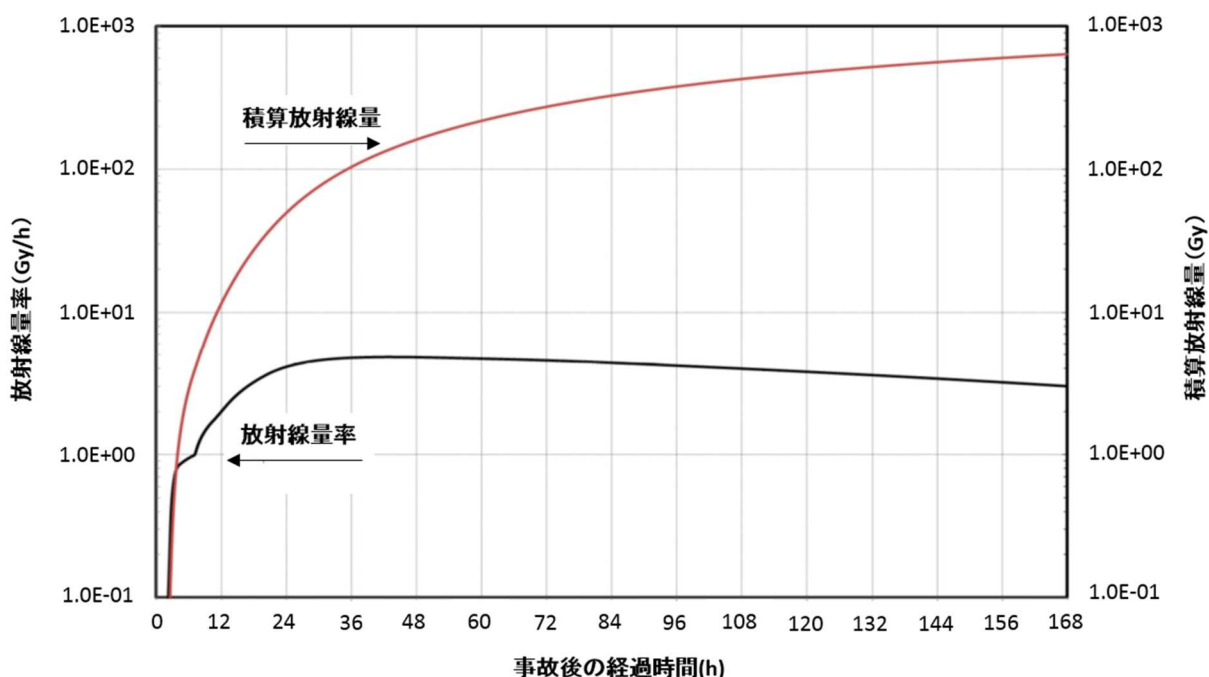


図 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の放射線量率及び積算放射線量の経時変化

使用済燃料貯蔵プール監視カメラの放射線環境条件設定

1. 概要

重大事故等における環境条件のうち、原子炉建屋地上4階(T. M. S. L 31700m)原子炉区域内の運転階における環境放射線量については、原則として510Gyの環境条件を設定しているが、使用済燃料貯蔵プール監視カメラについては、本設備の設置場所を考慮し、380Gyを設定する。当該重大事故等対処設備の環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

2. 評価条件

主要な条件を以下に示す。

①評価コード

評価コードはQAD-CGGP2R（以下、QADという。）とした。

②線源強度

「許可申請書十号」ハ.において評価した「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」時に代替循環冷却系を使用する場合の線源強度を使用した。表1に7日間積算の線源強度（原子炉建屋原子炉区域内(以下、R/Bという。)空間全体への全放出量)を示す。

また、非常用ガス処理系(以下、SGTSという。)の運用は以下のとおり考慮した。

- 事象発生0分～40分：原子炉格納容器(以下、PCVという。)からR/B内に漏えいする核分裂生成物(以下、FPという。)は全量R/B内に留まる。
- 事象発生40分～7日：SGTSによる換気効果に期待し、以下のFPの換気を想定
 - ・有機よう素，希ガス：換気率0.5回/日を想定
 - ・それ以外の核種についてはR/B内に留まる

表1 積算の線源強度 (R/B 空間全体への全放出量)

エネルギー (MeV)	積算線源 (Photons)	エネルギー (MeV)	積算線源 (Photons)
	168 時間		168 時間
0.01	8.52E+20	1.5	1.97E+19
0.02	8.52E+20	1.66	4.27E+18
0.03	8.53E+20	2	9.08E+18
0.045	2.10E+22	2.5	1.57E+19
0.06	2.17E+19	3	5.54E+17
0.07	1.44E+19	3.5	7.04E+15
0.075	3.13E+21	4	7.04E+15
0.1	1.57E+22	4.5	1.23E+07
0.15	8.53E+18	5	1.23E+07
0.2	4.12E+20	5.5	1.23E+07
0.3	8.26E+20	6	1.23E+07
0.4	7.58E+20	6.5	1.41E+06
0.45	3.78E+20	7	1.41E+06
0.51	1.31E+20	7.5	1.41E+06
0.512	4.36E+18	8	1.41E+06
0.6	1.92E+20	10	4.33E+05
0.7	2.18E+20	12	2.17E+05
0.8	4.70E+19	14	0.00E+00
1	9.41E+19	20	0.00E+00
1.33	4.07E+19	30	0.00E+00
1.34	1.24E+18	50	0.00E+00

③線源形状

前述②の線源が R/B 空間容積全体に均一濃度で広がるものとし、QAD 評価上の線源は運転階全体とした。

- ・サイズ：39.6m×59.6m×18m (高さ) = 42482.88m³ ≒ 42500m³
- ・R/B 空間容積：86000m³

QAD で線源座標は表 2 の通りとした。なお、XY 面の中心、運転階床面を原点 (0, 0, 0) とした。また、運転階の線源空間を図 1, 2 に示す。

表 2 線源座標

軸	値
Xmin	-19800mm
Xmax	19800mm
Ymin	-29800mm
Ymax	29800mm
Zmin	0mm
Zmax	18000mm

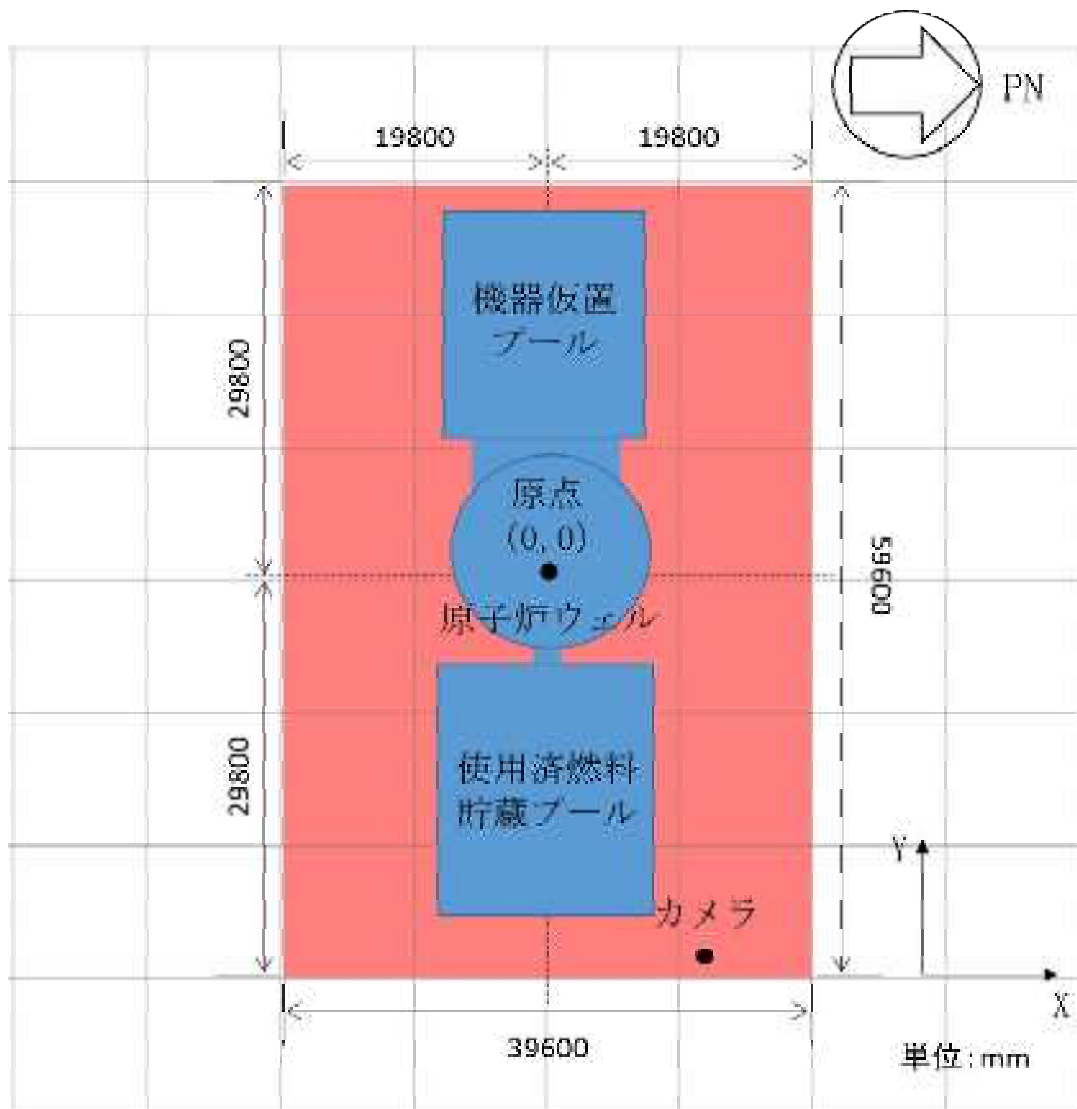


図 1 X Y面線源空間

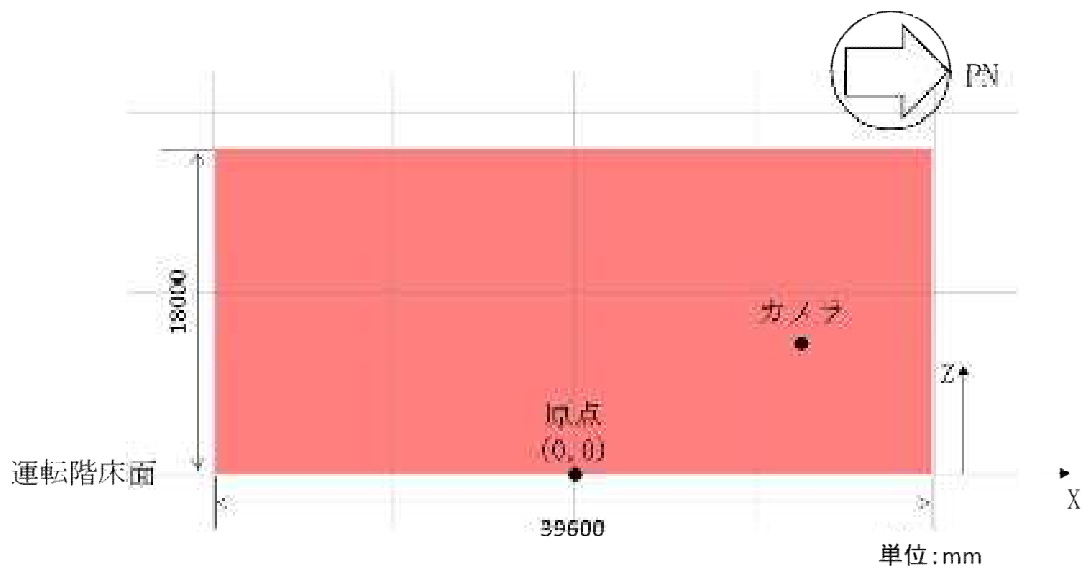


図2 X Z面線源空間

④カメラ形状，座標

カメラ形状は空冷カバーと同サイズ（上部天板の長さ）の直方体とした。

線量評価位置であるカメラの前部，後部の座標は表3の通りとした。なお，カメラの方向は保守的に壁に対し垂直方向とした*1。

*1：カメラ方向については，実運用ではプール方向（斜め下方向）であるが，カメラ最前部（レンズ中央）における線量値は，カメラ視野角に含まれる空間体積が大きいほど高くなるため，カメラ方向を壁と垂直とした方が保守的な評価となる。

表3 線量評価位置の座標

項目	値	補足
カメラ後部	(X, Y, Z) = (12800, -28330, 7900)	X座標：12800mm（中心から12000mm進んだ位置を柱の角とし，そこから800mm進んだ位置） Y座標：-28330mm（-29800mm（空間末端）+1300mm（柱幅）+150mm（壁からカメラまでの距離）+20mm（空冷カバーと防爆ハウジングの隙間）） Z座標：7900mm（床面0mmとした場合のカメラの距離）
カメラ前部	(X, Y, Z) = (12800, -28086, 7900)	X座標：上記 Y座標：-28086mm（-28330mm（カメラ後部Y座標）+244mm（カメラ全長）） Z座標：上記

3. 評価結果

評価結果を表4に示す。

表4 カメラの積算線量評価値

積算線量 (Gy/7日)	
カメラ前部	カメラ後部

4. まとめ

以上より、積算線量の高いカメラ前部における線量 380Gy を使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対する環境放射線として設定する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラの実際の設置場所は評価位置から 500mm 下に設置されているが、評価に用いた空間体積がより小さくなることから保守的な評価である。

なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、実証試験により Gy までの放射線耐性を確認していることから、重大事故等時における当該設備の健全性は確保できると考えられる。

格納容器内雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について

1. はじめに

格納容器内雰囲気放射線モニタは、原子炉格納容器の外面にドライウエル側とサブプレッションチェンバ側に2個ずつ設置している(図1参照)。これらは、原子炉格納容器壁面から温度の影響を受けやすい場所にあるため、原子炉格納容器壁面温度が最も高くなると考えられる場合を格納容器内雰囲気放射線モニタの環境温度として保守的に設定する。

なお、格納容器内雰囲気放射線モニタの環境圧力及び環境湿度については、設置場所が原子炉建屋原子炉区域内であることから、原子炉建屋原子炉区域内の環境条件である大気圧相当及び湿度100%とする。また、環境放射線量については、原子炉格納容器内からの直接線の影響を考慮し、原子炉格納容器内の環境条件である800kGyを保守的に設定する。

以下では、格納容器内雰囲気放射線モニタの環境温度の設定について考え方を示す。

(1) 様々なシーケンスを設定した場合の格納容器内雰囲気放射線モニタの環境温度について

(i) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) について

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度は、設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度に近接することが考えられる。このため、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度が厳しくなる事象としては、LOCA 破断口からの蒸気流出に伴いドライウエルの温度が上昇する事象である、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」の発生により原子炉水位が低下し炉心損傷に至る事故が考えられる。

ただし、当該重大事故等発生時においても、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイの実施により、原子炉格納容器を冷却することから、ドライウエル壁面温度は原子炉格納容器の限界温度である200℃を超えることはない。なお、事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器温度は約207℃となるが、この時の原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)は約144℃であり、原子炉格納容器の限界温度である200℃を超えることはない。

以上を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合の格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度は、200℃を設定する。(図2参照)。

表1 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の環境温度

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失を想定した場合	設置場所の関係から、ドライウエル壁面温度を設定	200℃

(ii) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) について

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の環境温度は、設置場所の関係から、サブプレッションチェンバ壁面温度に近接することが考えられる。このため、格納容器内雰囲気放射線モニタ

(S/C)の環境温度が厳しくなる事象としては、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等」により炉心損傷に至る事故が考えられる。

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱等」により炉心損傷に至る事故では、事象初期には、原子炉圧力容器内の蒸気が主蒸気逃がし安全弁を通じてサブプレッションチェンバへ排出され、原子炉圧力容器破損後は、ドライウェルに流出した蒸気がベント管を通じてサブプレッションチェンバに排出されることにより、サブプレッションチェンバの気相温度が上昇する。

このときのサブプレッションチェンバ気相部の最高温度約 169℃を保守的にサブプレッションチェンバ壁面温度として扱い、環境温度として設定する（図 3 参照）。

なお、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）の環境温度が最も高くなる事象において、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）の環境温度は 169℃を下回ることを解析結果より確認しており、様々なシーケンスを想定した場合においても、格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）の環境温度は、169℃を上回ることはない。

表 2 格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）の環境温度

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱等を想定し た場合	設置場所の関係からサブプレ ッションチェンバ気相部の 温度を設定	約 169℃

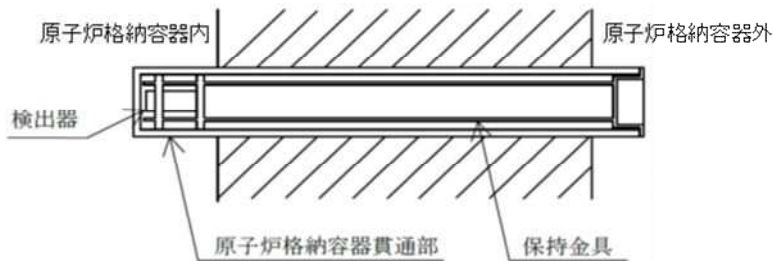
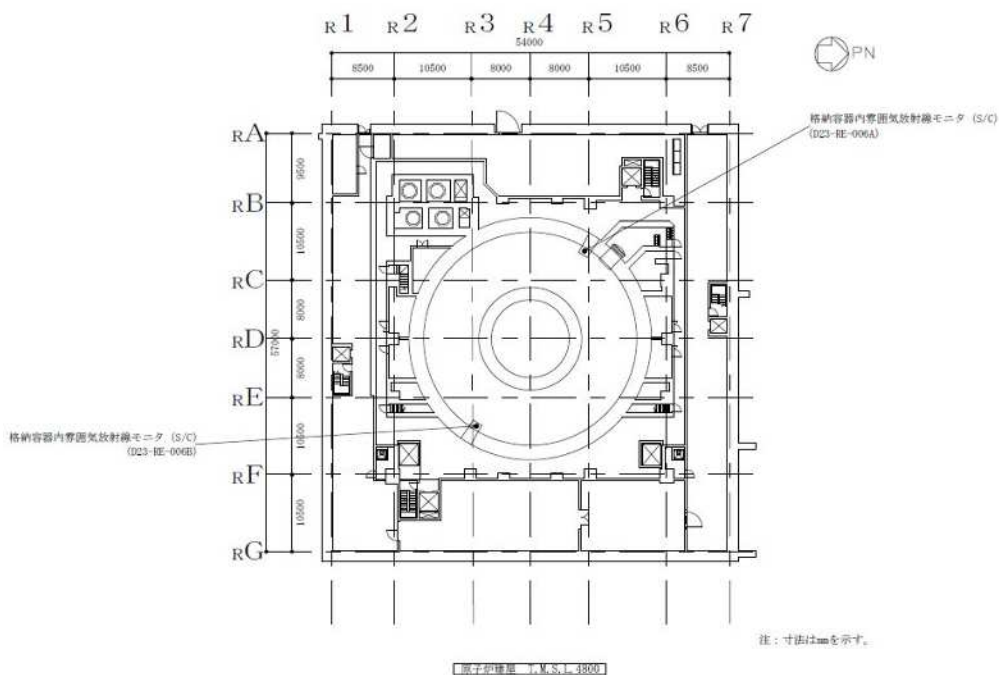
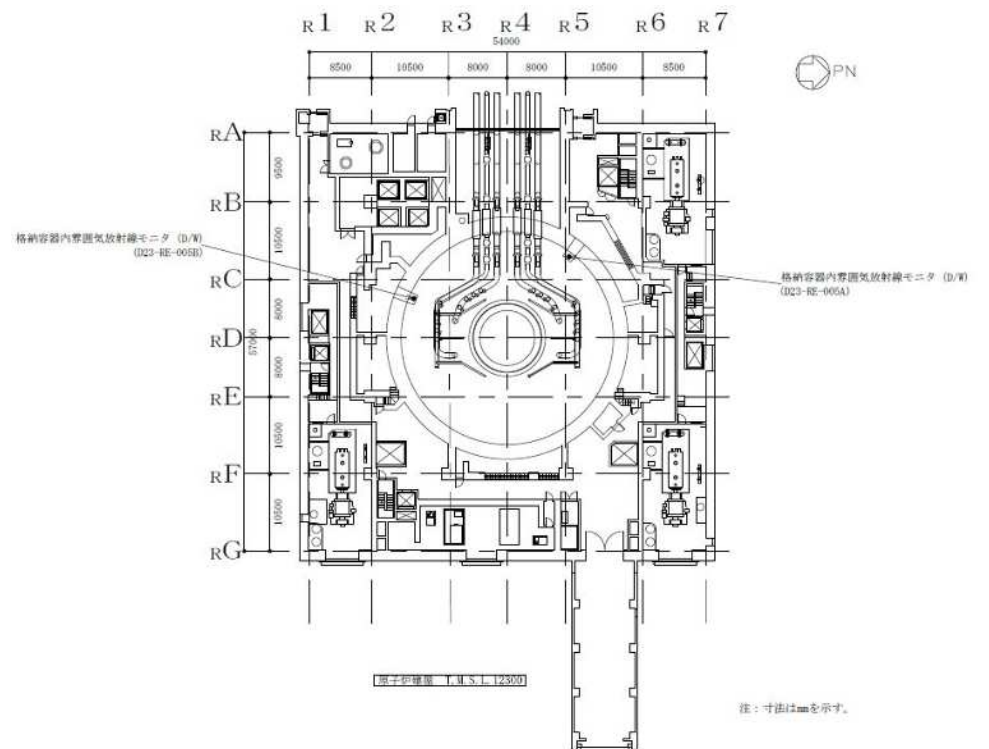


図1 格納容器内雰囲気放射線モニタ配置図及び設置状況図

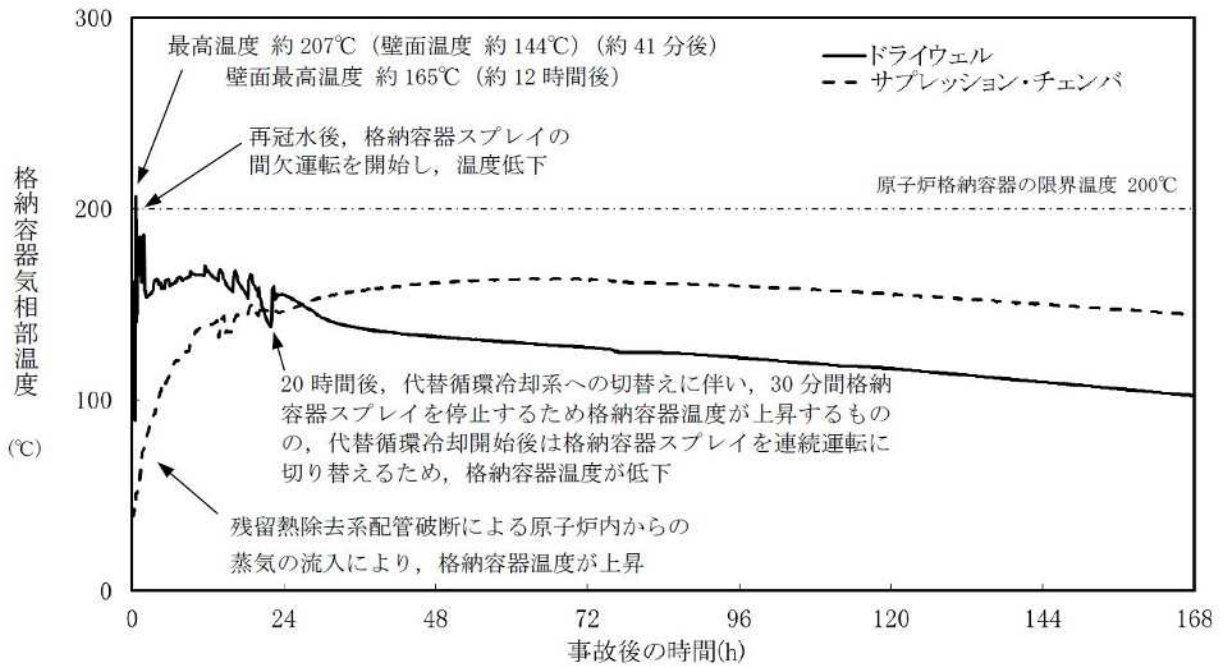


図 2 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるドライウエル温度時刻歴

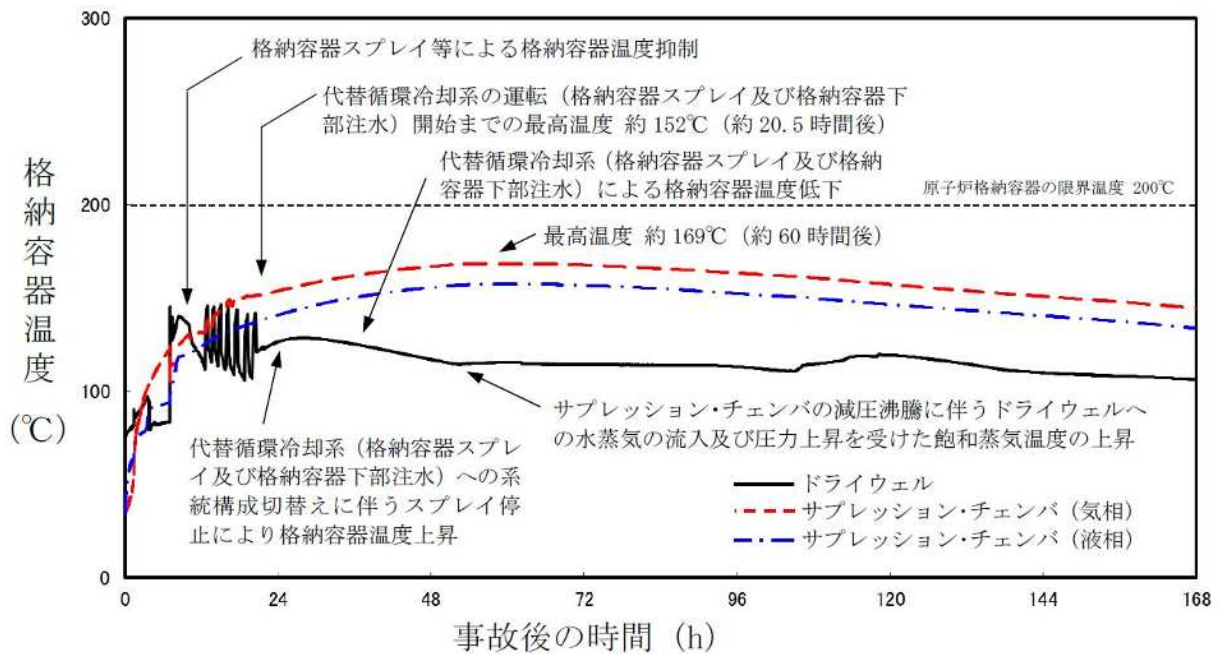


図 3 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等」におけるサブプレッションチェンバ(気相)温度時刻歴

非常用ガス処理系の水素爆発防止対策について

1. 概要

1.1 概要

本資料は、非常用ガス処理系が重大事故時における環境下において系統内での水素爆発の防止対策について説明する。

1.2 設置目的

非常用ガス処理系は、「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」の第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）並びにその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に適合するための設備として、重大事故時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含むガスが漏えいした場合において、ガス中の放射性物質を、主排気筒（内筒）を経由して原子炉建屋外に排気することで、中央制御室の運転員等の被ばくを低減することを目的として設置するものである。

1.3 設備概要

非常用ガス処理系の概略系統図を、図1に示す。

本系統は、原子炉建屋4階（オペレーティングフロア）に設けられた吸込口から原子炉建屋内のガスを吸い込み、2系統で構成する乾燥装置（湿分除去装置及び加熱コイル）及び非常用ガス処理系排風機、1系統で構成するフィルタ装置（プレフィルタ、高性能粒子フィルタ及びよう素用チャコールフィルタ）を経由して、主排気筒（内筒）から排気するものである。

なお、本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備と兼用）として使用する。重大事故時に使用する場合の系統構成は、設計基準事故対処設備としての系統構成と同じである。

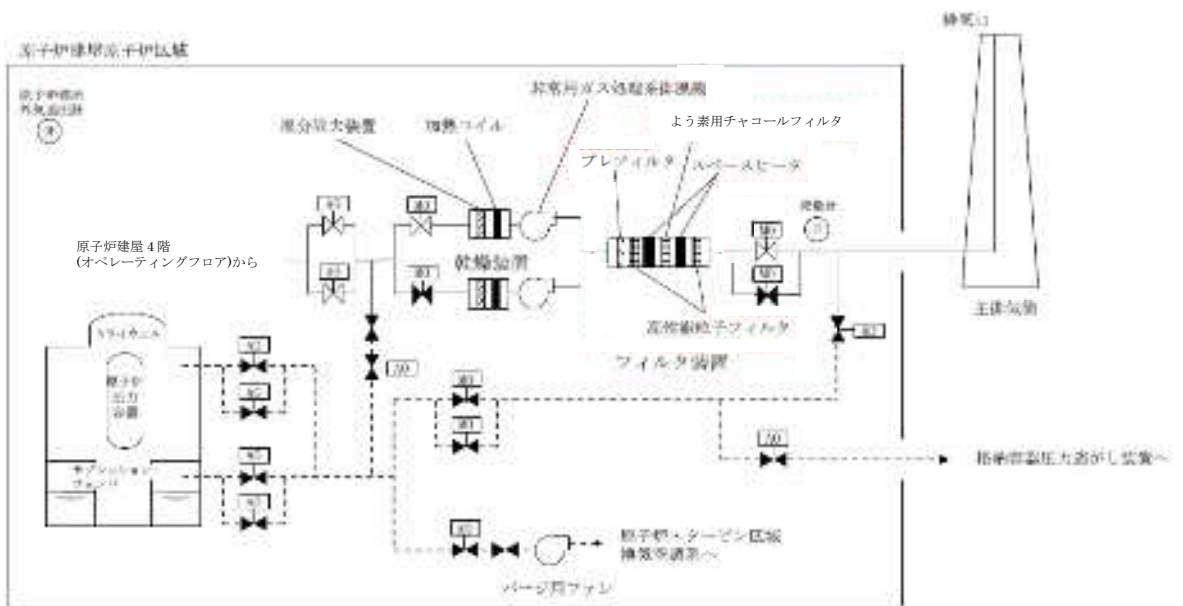


図1 非常用ガス処理系 系統概要図

2. 非常用ガス処理系系統内での水素爆発防止

2.1 水素流入の影響について

(1) 系統起動時の影響評価

系統に流入するガスに水素が含まれることから、系統内での水素の着火可能性について評価した。

本評価において、非常用ガス処理系に流入するガスの性状は、以下のとおり評価した。

- ・原子炉格納容器内で発生する水素を含むガスは、原子炉格納容器の圧力が限界圧力で維持された状態において想定される漏えい率で、原子炉建屋内に漏えいしてくるものとした。
- ・原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいしたガスの全量が、非常用ガス処理系に流入するものとした。
- ・非常用ガス処理系の定格容量（2000m³/h）のうち、上記の漏えいガス以外については、空気が流入してくるものとした。

その結果、非常用ガス処理系に流入する水素ガスの濃度は約 0.8vol% となり、重大事故環境下での非常用ガス処理系の運転を考慮しても、水素が燃焼する濃度である 4vol% に到達することはない。着火の可能性はない。

(2) 系統停止時の影響評価

非常用ガス処理系は、系統を起動させた後、格納容器圧力逃がし装置や耐圧強化ベント系の使用が必要になった場合には、停止操作を実施する。また、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が上昇し、1.3vol%（※）に到達した場合にも非常用ガス処理系の停止操作を行う。

停止操作は、中央制御室でのスイッチ操作により系統を停止することが可能である。停止操作を行う場合には、可能な限り、原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度がゼロになっていることを確認し、水素が系統内に残存しないよう確認して停止操作を行う。

原子炉建屋オペレーティングフロアの水素濃度が残存した状態で系統を停止する必要性が生じた場合であっても、前述の系統起動時における保守的な評価条件下において、非常用ガス処理系内部の水素濃度は約 0.8vol% であり、系統内に残存した水素が燃焼限界濃度となることはなく、系統内で水素に着火する可能性はない。

（※）水素濃度計の計器誤差（±1.0vol%）及び非常用ガス処理系内での蒸気凝縮による水素濃度上昇（1.7 倍に変化）を考慮しても可燃限界（4.0vol%）に到達しない水素濃度として設定

(3) 系統内での水素滞留について

非常用ガス処理系の系統内で水素が滞留する可能性のある箇所について評価を実施した。系統内で水素が滞留する可能性のある箇所について抽出した結果、図 2 に示すとおり 2 箇所について主配管から分岐する上向き及び水平の分岐配管が抽出された。2 箇所の詳細図を図 3-1 及び 3-2 に示す。

配管長が最大の不活性ガス系の配管について評価を実施した結果、仮に停止基準である水素濃度 1.3vol%が非常用ガス処理系の系統内に溜まり、当該分岐配管内で蒸気が全て凝縮した場合においても、分岐管内での水素濃度は約 1.4vol/%以下であることから、分岐配管内での水素爆発のおそれはない。さらに一旦空気と混合されたガスにおいて、水素が分離及び濃縮されることはないため、分岐配管内での水素滞留のおそれはなく、水素爆発のおそれはない

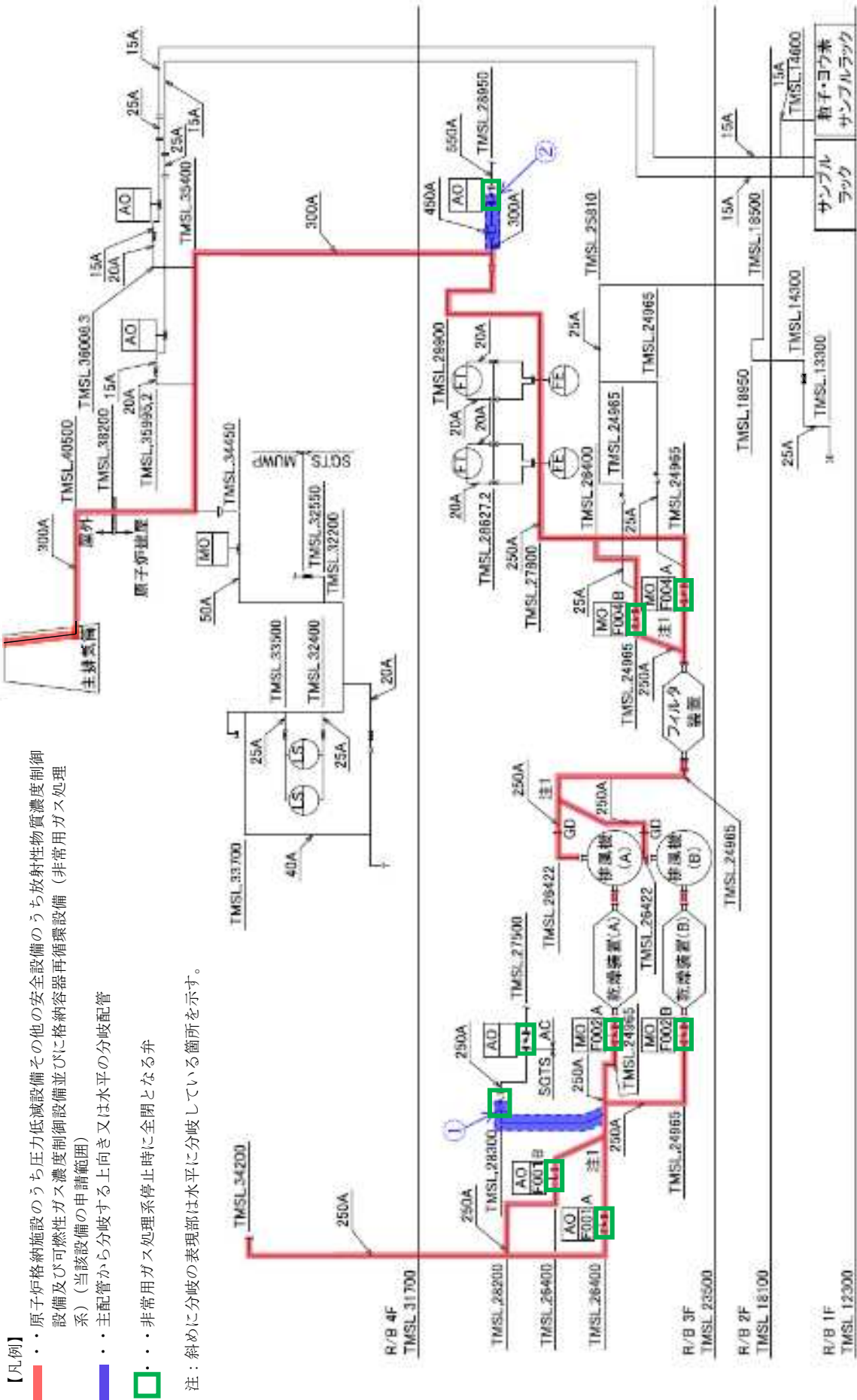


図 2 非常用ガス処理系分岐配管



図 3-1 不活性ガス系分岐部

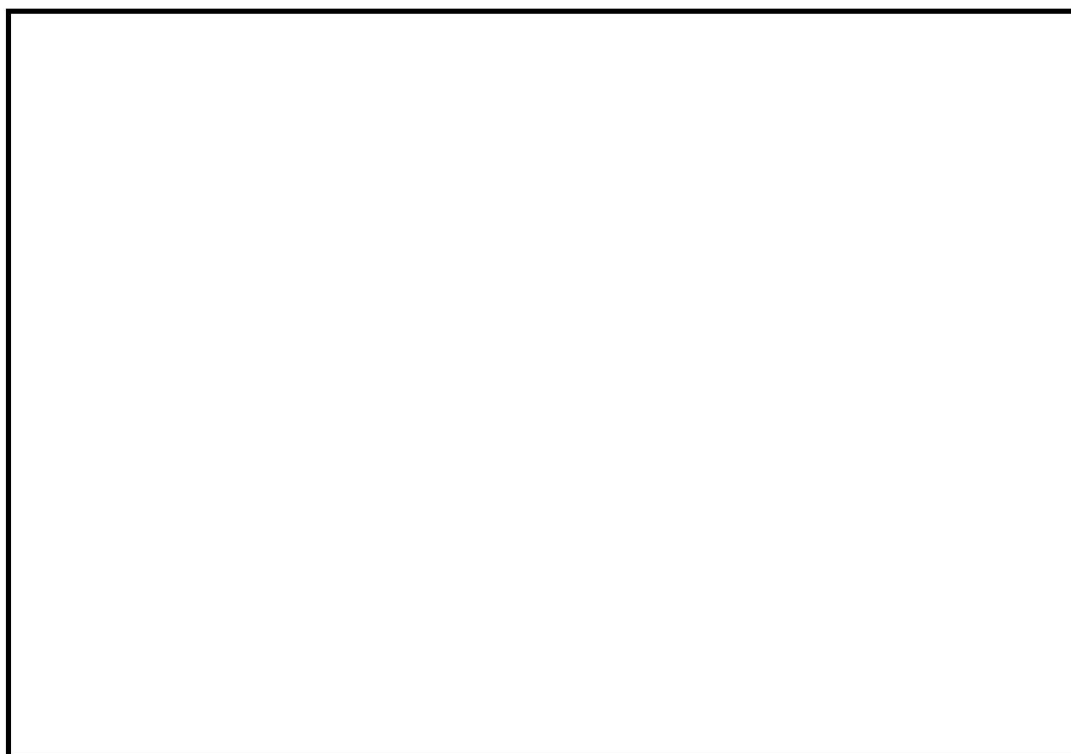


図 3-2 格納容器圧力逃がし装置分岐部

(参考評価)

枝管における水素滞留評価について

1. 評価条件

ある空間内に存在する混合ガスの高さ方向濃度分布については、気体の化学ポテンシャル(密度差による浮力)に着目した評価が一般的である(引用文献 4.(1))。

ここでは、空気と混合された水素の持つ化学ポテンシャル μ を踏まえ、無限時間経過後において、枝管内で水素濃度が可燃限界に到達しないことを確認する。また、配管長が最大となるものを代表として評価対象とした。配管内で水素の高さ方向濃度分布を評価するに当たっては、以下の仮定を置く。

- ・ 空間内での軸方向の温度勾配はないものとする
- ・ 空間内で対流はないものとする
- ・ 気体は理想気体とする

評価モデル を図 1-1 に示す。

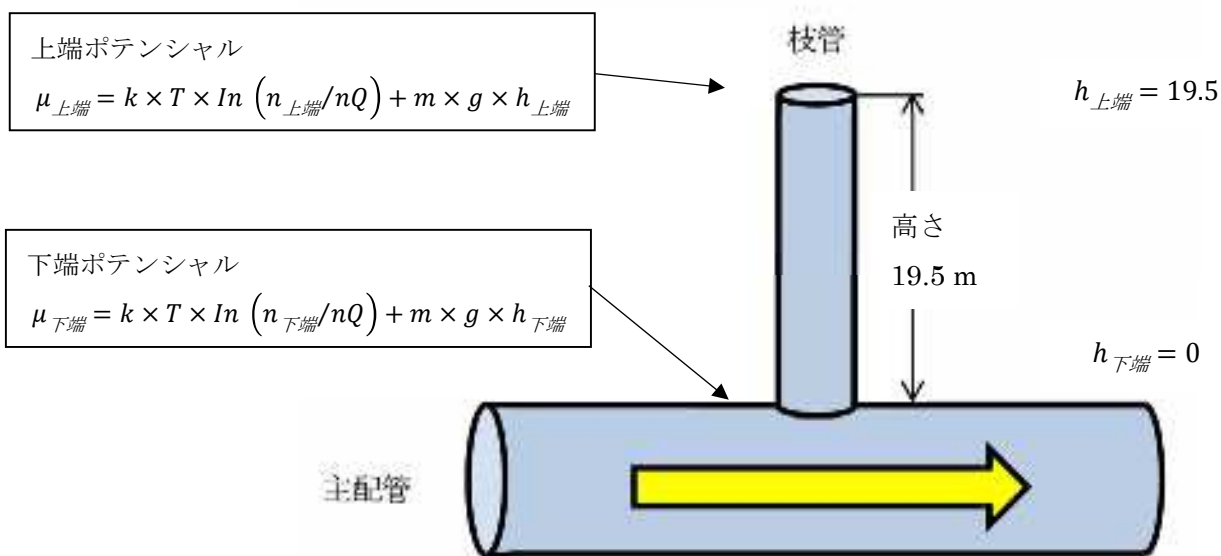


図 1-1 評価モデル

無限時間経過後において、空間内は平衡状態となり、上端での化学ポテンシャル($\mu_{上端}$)と下端での化学ポテンシャル($\mu_{下端}$)は等しくなるため、次式 が成立する。

$$\begin{aligned}
 & k \times T \times \ln \left(\frac{n_{上端}}{nQ} \right) + m \times g \times h_{上端} \\
 & = k \times T \times \ln \left(\frac{n_{下端}}{nQ} \right) + m \times g \times h_{下端} \quad \dots\dots\dots \text{式(1)}
 \end{aligned}$$

- k : ボルツマン定数
 T : 温度
 nQ : 量子濃度
 m : 気体分子の質量
 n : 割合

式(1)を変形し、上端での水素及び空気の割合($n_{上端}$)を求める。

$$n_{上端} = n_{下端} \times \exp(-m \times g \times h_{上端} / (k \times T)) \quad \dots\dots\dots \text{式(2)}$$

評価条件を表 1-1 に示す。

表 1-1 評価条件

項目	記号	値	単位	備考
ボルツマン定数	k	1.3807×10^{-23}	$\text{m}^2\text{kg} / \text{s}^2 / \text{K}$	
アボガドロ数	N_A	6.0221×10^{23}	1 / mol	
温度	T	423	K	非常用ガス処理系運転時の重大事故等時における使用温度
水素の分子質量	$m_{水素}$	3.348×10^{-27}	kg	分子量 2.016 (g/mol) / アボガドロ数
空気の分子質量	$m_{空気}$	4.811×10^{-26}	kg	分子量 28.97 (g/mol) / アボガドロ数
重力加速度	g	9.8067	m / s^2	
下端における水素の割合	$n_{下端水素}$	0.013	-	
下端における空気の割合	$n_{下端空気}$	0.987	-	
空間上端から下端までの高さ	h	19.5	m	枝管が保守的に全て立ち上がっていることを仮定して設定。

2. 評価

まず、上端における水素の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端水素}} &= n_{\text{下端水素}} \times \exp(-m_{\text{水素}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)) \\ &= 0.013 \times \exp(-3.348 \times 10^{-27} \times 9.8067 \times 19.5 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 423)) \\ &= 0.0129986 \end{aligned}$$

次に、上端における空気の割合を式(2)により算出する。

$$\begin{aligned} n_{\text{上端空気}} &= n_{\text{下端空気}} \times \exp(-m_{\text{空気}} \times g \times h_{\text{上端}} / (k \times T)) \\ &= 0.987 \times \exp(-4.811 \times 10^{-26} \times 9.8067 \times 19.5 / (1.3807 \times 10^{-23} \times 423)) \\ &= 0.985446 \end{aligned}$$

上端の水素濃度 N は、上端の水素及び空気の割合から算出する。

$$\begin{aligned} N_{\text{上端水素}} &= n_{\text{上端水素}} / (n_{\text{上端空気}} + n_{\text{上端水素}}) \dots\dots\dots \text{式(3)} \\ &\quad \times 100 \\ &= \mathbf{1.3019 \text{ vol\%}} \end{aligned}$$

3. 評価結果

枝管の枝管の下端(主配管)の水素濃度が 1.3 vol%であるとき、枝管の上端において、水素濃度は 1.3vol%程度である。このように一旦混合したガスにおいては、軽密度ガス成分の化学ポテンシャルによって、わずかに濃度分布を持つものの、空間上部に滞留する状況とならず、水素の可燃限界濃度である 4 vol%に到達することはない。

4. 引用文献

- (1) ファインマン, レイトン, サンズ著, 富山訳, ファインマン物理学, II 光, 熱, 波動, 岩波書店, 1986

13. 【重大事故等時における現場操作の成立性について】

1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において行われる各操作について、操作概要、操作時間及び操作の成立性を添付1「重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について」に示す。

添付1で示された各操作のうち、現場での操作の成立性を抜粋し、「表 重大事故等対策（現場）の成立性確認」に示す。

2. 操作性・操作環境

(1) 操作時間

各操作について、想定時間内に操作可能であることを訓練等からの実績時間により確認できる。

(2) 操作環境

操作環境は「温度・湿度、放射線環境、照明、その他」と分類されている。

(a) 温度・湿度

温度・湿度は、通常運転時と同程度（原子炉建屋内）もしくは屋外環境である。温度 40℃程度、湿度 100%程度となる操作（添付2）も一部あるが、保護具を装着することから、問題はない。

(b) 放射線環境

以下のような操作において被ばくのおそれがあり、「給油作業」が最も実効線量の高くなる操作だが、マスク着用によりその実効線量は約 87mSv（添付4）となり、また、その他の操作においても、交代作業を実施すること等により、いずれの操作においても緊急時の線量限度である 100mSv を超えることはない。

- ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給：約 63mSv
- ・給油準備：約 46mSv
- ・給油作業：約 87mSv
- ・格納容器ベント準備操作：約 38mSv
- ・格納容器ベント操作：約 67mSv
- ・代替原子炉補機冷却系準備操作：約 54mSv
- ・高圧炉心注水系からの漏えい停止操作：約 4mSv
- ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作：約 62mSv 以下
- ・低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水：約 62mSv 以下

(c) 照明

バッテリー内蔵型 LED 照明の配置、ヘッドライトや懐中電灯、LED 多機能ライト及び車両の作業用照明があることから、問題はない。

(d) その他（アクセスルート等）

アクセスルート上の設備が支障とならないことを確認していることから、問題はない。

(3) 連絡手段

通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備*、無線連絡設備*、携帯型

音声呼出電話設備*)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室との連絡が可能であることから、問題ない。(＊：SA 設備)

(4) 操作性

複雑な操作はなく、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる。また、訓練を行い想定時間内で行うことを確認しているため、問題はない。

以上のことから、各現場での操作について、操作の想定時間、操作環境、連絡手段及び操作性を確認した結果、問題なく各操作を実行できることが分かる。

3. 添付資料

・添付1：「重大事故等対策の有効性評価」抜粋

「添付資料 1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について」

・添付2：「重大事故等対策の有効性評価」抜粋

「添付資料 2.7.1 インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について」

・添付3：「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」抜粋

「別添3 格納容器圧力逃がし装置の設計 別紙6 ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について」

・添付4：「重大事故等対策の有効性評価補足 44. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について」抜粋

「別紙 給油等の現場作業の線量影響について」

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（1/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	低圧代替注水系（常設）準備操作 ・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）現場系統構成 ＊復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分 5.2「全交流動力電源喪失」除く	約14分	運転員（現場）	通常運転時と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は1mSv以下＊ ＊本作業の被ばく評価は、作業時間がより長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作（系統構成1）」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している
代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）準備操作 ・現場移動 ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）現場系統構成 ＊復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分	約14分	運転員（現場）	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している
復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動、ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口）、ホース接続、ホース水張） ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給	360分	約355分	緊急時対策要員（現場）	— （屋外での操作）	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約63mSv＊ ＊移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（技術的能力の想定時間5時間55分と作業員の帰りの移動時間10分を考慮した6時間5分を想定）	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）により、緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。また、作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（2/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
各機器への 給油	給油準備 ・軽油タンクからタンクローリ（4kL, 16kL）への補給	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）：140分 ガスタービン発電機用燃料タンク：120分	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、電源車及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）：約98分 ガスタービン発電機用燃料タンク：約111分	緊急時対策要員 （現場）	— （屋外での操作）	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 給油準備： 作業に伴う被ばく線量は約46mSv* *移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（代表としてベント後に実施し作業時間が長い「軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給」1時間に作業員の帰りの移動時間5分を考慮した1時間5分を想定） 給油作業： 作業に伴う被ばく線量は約87mSv* *移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した（代表としてアクセスルートが現場線量率が高い格納容器逃がし装置近くである大容量送水ポンプ1台への給油作業17分に作業員の移動時間10分及び時間余裕3分を考慮した30分を想定）	タンクローリ（4kL, 16kL）車幅灯、車両付ライト、ヘッドライト、懐中電灯により、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	複雑な手順はなく、タンクローリ（4kL, 16kL）の各操作（ハッチ開放等）も同時並行して行える作業が主体であるため、操作性に支障はない
	給油作業 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油 ・電源車（大容量送水車（熱交換器ユニット用）含む）への給油 ・ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（8台）：180分に1回給油 電源車（4台）及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）（2台）：120分に1回給油 ガスタービン発電機用燃料タンク（2台）：16時間に1回給油	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（8台）への給油：約98分 電源車（4台）及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）（2台）への給油：約108分 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機用燃料タンク）（2台）への給油：約262分							

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（3/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
格納容器圧力 逃がし装置等 による格納容 器除熱操作 *電源ありの 場合 *炉心損傷 なし	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離弁操作、パウンドリ構成)	90分	約65分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED 照明を作業エリアに配 備しており、建屋内常 用照明消灯時における 作業性を確保してい る。また、ヘッドライ ト・懐中電灯をバック アップとして携帯して いる	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、 電力保安通信用電話設備、 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備に より、中央制御室に連絡す る	通常の弁操作であり、容 易に実施可能である。遠 隔(エクステンション) 操作についても、通常の 弁操作と同様であるた め、容易に実施可能であ る
	格納容器ベント準備操作 ・フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水 張り)	60分	約45分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED 照明・ヘッドライトに より、夜間における作 業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、 電力保安通信用電話設備、 衛星電話設備、無線連絡設 備)のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 に連絡する	通常の弁操作であり、容 易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 * ・フィルタ装置 pH 測定 * ・フィルタ装置薬液補給 * ・ドレン移送ラインN2バージ * *適 宜実施	適宜実施		フィルタ装置 水位調整： 約150分 フィルタ装置 pH測定及び フィルタ装置 薬液補給： 約85分 ドレン移送ラ インN2バ ージ； 約155分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	炉心損傷がないため、高線 量になることはない	バッテリー内蔵型LED 照明・ヘッドライトに より、夜間における作 業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、 電力保安通信用電話設備、 衛星電話設備、無線連絡設 備)のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 及び中央制御室に連絡する

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（4/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作 *電源ありの場合 *炉心損傷あり	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備（バウンダリ構成）	60分	約15分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約13mSv* *移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 別添3 別紙6 格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について」を参照	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である
	格納容器ベント準備操作 ・フィルタ装置水位調整準備（排水ポンプ水張り）	60分	約45分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は約38mSv* *移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 別添3 別紙6 格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について」を参照	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離弁操作）	60分	約40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約21mSv* *移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 別添3 別紙6 格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について」を参照	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔（エクステンション）操作についても、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 * ・フィルタ装置 pH 測定 * ・フィルタ装置薬液補給 * ・ドレン移送ラインN2パージ * *適宜実施	適宜実施			緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は最大約67mSv*1,2,3 *1 移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 別添3 別紙6 格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について」を参照 *2 必要に応じて作業員の被ばく線量が100mSvを超えないよう、交代を行う *3 被ばく線量は運転操作・作業内容の中で一番高い線量を抽出	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（5/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作 *電源なしの場合	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備（バウンダリ構成）	60分	約35分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔(エクステンション)操作についても、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である
	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備(格納容器一次隔離弁操作、バウンダリ構成)	90分	約65分							
	格納容器ベント準備操作 ・フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り)	60分	約45分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・格納容器ベント操作(格納容器二次隔離弁操作) ・格納容器ベント状態監視 * *適宜実施	60分	約2分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	炉心損傷がないため、高線量になることはない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔(エクステンション)操作についても、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 * ・フィルタ装置pH測定 * ・フィルタ装置薬液補給 * ・ドレン移送ラインN2バージ * *適宜実施	適宜実施	フィルタ装置水位調整：約150分 フィルタ装置pH測定及びフィルタ装置薬液補給：約85分 ドレン移送ラインN2バージ：約155分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	炉心損傷がないため、高線量になることはない	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する	送水ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、また、通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（6/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の想定時間(注1)	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アクセスルート等)		
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転操作	残留熱除去系 原子炉停止時冷却モード準備 ・現場移動 ・残留熱除去系 電動弁隔離	30分	約12分	運転員(現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う電源開放操作と同じであり、操作性に支障はない
所内蓄電式直流電源設備切替操作(A→A-2)	所内蓄電式直流電源設備切替操作 ・蓄電池切替準備	30分	約11分	運転員(現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う受電切替操作と同じであり、操作性に支障はない
	所内蓄電式直流電源設備切替操作(A→A-2) ・蓄電池切替操作(A→A-2)	10分								
所内蓄電式直流電源設備切替操作(A-2→AM)	所内蓄電式直流電源設備切替操作 ・蓄電池切替準備	30分	約23分	運転員(現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う受電切替操作と同じであり、操作性に支障はない
	所内蓄電式直流電源設備切替操作(A-2→AM) ・蓄電池切替操作(A-2→AM)	15分								
遮断器制御電源確保	遮断器制御電源確保 準備操作 ・現場移動 ・直流125V主母線盤A受電前負荷隔離	30分	約21分	運転員(現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行うNFB操作と同じであり、操作性に支障はない
	遮断器制御電源確保操作 ・AM用直流125V蓄電池から直流125V主母線盤A受電	10分								
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水準備	135分	約92分	運転員(現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水準備(ホース敷設(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続)	230分								
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉への注水 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水	適宜実施								
			約225分	緊急時対策要員(現場)	— (屋外での操作)	炉心損傷がないため、高線量になることはない	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	各種ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（7/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
常設代替交流電源設備からの受電操作 (時間余裕が長い場合)	常設代替交流電源設備からの受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 受電前準備	50分	約50分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・非常用高圧母線 受電	10分								
常設代替交流電源設備からの受電操作 (時間余裕が短い場合) *炉心損傷なし	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 D 系受電前準備(電源盤受電準備)	50分	60分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 D 系受電前準備(コントロール建屋負荷抑制)	50分								
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電操作 ・非常用高圧母線 D 系受電	10分								
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 C 系受電前準備	50分	60分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電操作 ・非常用高圧母線 C 系受電	10分								

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（8/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)			
常設代替交流電源設備からの受電操作 (時間余裕が短い場合) * 炉心損傷あり	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・ 現場移動 ・ 非常用高圧母線 D 系受電前準備(電源盤受電準備)	15 分	約 18 分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度			バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・ 現場移動 ・ 非常用高圧母線 D 系受電前準備(コントロール建屋負荷抑制)	15 分									
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電操作 ・ 非常用高圧母線 D 系受電	5 分									
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電準備操作 ・ 現場移動 ・ 非常用高圧母線 C 系受電前準備	25 分	第一ガスタービン発電機の起動操作から非常用高圧母線 C 系及び D 系の受電確認までを約 50 分で実施できることを確認した。								
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電操作 ・ 非常用高圧母線 C 系受電	5 分									
常設代替交流電源設備からの受電 * 運転停止中	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・ 現場移動 ・ 非常用高圧母線 D 系受電前準備	50 分	約 60 分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度		バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電操作 ・ 非常用高圧母線 D 系受電	10 分									
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電準備操作 ・ 現場移動 ・ 非常用高圧母線 C 系受電前準備	50 分									
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電操作 ・ 非常用高圧母線 C 系受電	10 分									

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（9/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
代替原子炉補機冷却系 運転操作	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	300分 (5時間)	【炉心損傷がない場合】 約240分 (約4時間)	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下*1,2 *1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(往復の移動 時間25分と作業時間100 分より125分を想定) *2 炉心損傷時は原子炉建 屋(管理区域)内が高線量 となるため、当該区域内の 系統構成の操作は実施しない	バッテリー内蔵型LED 照明を作業エリアに配 備しており、建屋内常 用照明消灯時における 作業性を確保してい る。また、ヘッドライ ト・懐中電灯をバック アップとして携帯して いる	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備に より、中央制御室に連絡す る	通常の弁操作であり、容 易に実施可能である
	【炉心損傷がある場合】 約115分									
	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統 水張り	600分 (10時間)	約540分 (約9時間)	緊急時対策要 員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約 54mSv*1,2 *1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間9時間と作業員 の帰りの移動時間10分を 考慮した9時間10分を想 定) *2 必要に応じて作業員の 被ばく線量が100mSvを超 えないよう、交代を行う	バッテリー内蔵型LED 照明・ヘッドライトに より、夜間における作 業性を確保している	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備、無線連絡設 備)のうち、使用可能な設 備により、緊急時対策本部 に連絡する	各種ホースの接続は、汎 用の結合金具(オス・メ ス)であり、容易に操作 可能である。 作業エリア周辺には、支 障となる設備はなく、十 分な作業スペースを確保 している
代替原子炉補機冷却系 運転 ・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施									
高圧炉心注 水系の破断 箇所隔離	高圧炉心注水系からの漏えい停止操作(現場操 作) ・現場移動 ・高圧炉心注水系 注入隔離弁閉操作	60分	約60分	運転員 (現場)	操作現場の温度は40℃程 度、湿度は100%程度とな る可能性があるが、保護 具を装着することから、 問題はない	現場の線量は最大でも約 4mSv/hであり、作業時間は 現場移動を含め約60分であ るため、約4mSvの被ばく となる	バッテリー内蔵型LED 照明を作業エリアに配 備しており、建屋内常 用照明消灯時における 作業性を確保してい る。また、ヘッドライ ト・懐中電灯をバック アップとして携帯して いる	アクセスルート上に支 障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器, 電力保安通信用電話設備, 携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備に より、中央制御室に連絡す る	通常の弁操作であり、容 易に実施可能である

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（10/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
代替循環冷却系による格納容器除熱操作 (事故シナシ No. 3. 1. 2)	代替循環冷却系 準備操作(系統構成1) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (低圧代替注水に影響のない部分)	120分	約85分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約1mSv以下* *移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(技術的能力の想定時間1時間と作業員の帰りの移動時間10分を考慮した1時間10分を想定)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (復水貯蔵槽吸込弁)	30分								
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁、第二止め弁)	30分								
代替循環冷却系による格納容器除熱操作 (事故シナシ No. 3. 2)	代替循環冷却系 準備操作(系統構成1) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (代替スプレイに影響のない部分)	120分	約85分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下*1,2 *1 本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした *2 事故の想定は事故シナシNo. 3. 1. 2を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (復水貯蔵槽吸込弁)	30分								
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁、第二止め弁)	30分								

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（11/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水準備	30分	約15分	運転員（現場）	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下* *本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作（系統構成1）」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備操作 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水準備（ホース敷設（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口）、ホース接続）	360分	約165分	緊急時対策要員（現場）	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は62mSv以下* *有効性評価において、本作業は「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給」で実施済みであるため、当該作業の被ばく量を示す	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	各種ホースの接続は、汎用の結合金具（オス・メス）であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水	50分	約50分	緊急時対策要員（現場）	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は62mSv以下* *本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している
溶融炉心落下前の格納容器下部注水系（常設）による水張り操作	格納容器下部注水系 準備 ・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）系統構成 *復水貯蔵槽吸込ライン切替	30分	約14分	運転員（現場）	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下* *本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作（系統構成1）」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備（送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備）のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（12/12）

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な作業内容	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
可搬型代替 注水ポンプ (A-2級) による使用 済燃料プー ルへの注水 操作	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から使用済燃料プールへの補給 (常設スプレイライン使用) ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた使用済燃料プール注水準備 (可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動、ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級）、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口）、ホース接続、ホース水張り)	360分	約345分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）からのホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している
	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から使用済燃料プールへの補給 (常設スプレイライン使用) ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いた使用済燃料プール注水	適宜実施								
漏えい箇所 の隔離操作	使用済燃料プール水位低下要因調査 ・現場移動 ・現場確認	60分	—	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	円滑に作業できるように、移動経路を確保している
	使用済燃料プール漏えい箇所の隔離 ・二次格納施設内2階 弁室での弁操作	30分	約15分							操作対象弁は弁室にあるが、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している
原子炉冷却材流出の停止	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/隔離操作	50分	—	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う電源操作と同じであり、操作性に支障はない
待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時冷却モードによる崩壊熱除去機能復旧	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転 ・現場移動 ・残留熱除去系 電動弁隔離	30分	約62分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う電源開放操作と同じであり、操作性に支障はない

重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について

重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、作業（操作）時間及び操作の成立性について下記の要領で確認した。

個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」

- | | |
|----------------------|---|
| 1. 作業概要 | : 作業項目, 具体的な運転操作・作業内容, 対応する事故シナリオグループ等の番号 |
| 2. 操作時間 | |
| (1) 想定時間
(要求時間) | : 移動時間+操作時間に余裕を見て5分単位で値を設定。ただし, 時間余裕が少ない操作については, 1分単位で値を設定。 |
| (2) 操作時間
(実績又は模擬) | : 現地への移動時間(重大事故発生時における放射線防護具着用時間は別途確保), 訓練による実績時間, 模擬による想定時間等を記載 |
| 3. 操作の成立性について | |
| (1) 状況 | : 対応者, 操作場所を記載 |
| (2) 作業環境 | : 現場の作業環境について記載
アクセス性, 重大事故等の状況を仮定した環境による影響
暗所の場合の考慮事項 他 |
| (3) 連絡手段 | : 各所との連絡手段について記載 |
| (4) 操作性 | : 現場作業の操作性について記載 |
| (5) その他 | : 対応する「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料(以下「技術的能力」という。)の条文番号を記載 |

表 重大事故等対策の成立性確認 (1/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条文 番号
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
低圧代替注水系 (常設) による 原子炉注水操作	低圧代替注水系 (常設) 準備操作 ・ 復水移送ポンプ起動/運転確認 ・ 低圧代替注水系 (常設) 系統構成	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.6 3.1.2 3.1.3 5.2	2.1「高圧・低圧注水 機能喪失」、2.6 「LOCA 時注水機能喪失」の場合 : 4分 上記以外の場合 : 15分	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.4
	低圧代替注水系 (常設) 注水操作 ・ 残留熱除去系 注入弁操作		30分 5.2「全交流動力電源喪失」除く	約14分	運転員 (現場)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価は、作業時間がより長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作 (系統構成1)」を代表とした	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗間でも識別しやすいように反射テープを施している	
	低圧代替注水系 (常設) 準備操作 ・ 現場移動 ・ 低圧代替注水系 (常設) 現場系統構成 ※ 復水貯蔵槽吸込ライン切替		2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 3.2 5.1 5.2	5分	約1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	
代替格納容器 スプレイ冷却系 による格納容器 冷却操作	代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設) 準備操作 ・ 現場移動 ・ 代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設) 現場系統構成 ※ 復水貯蔵槽吸込ライン切替	2.4.2	30分	約14分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。暗間でも識別しやすいように反射テープを施している	1.6
	代替格納容器 スプレイ冷却系 準備操作 ・ 復水移送ポンプ起動/運転確認 ・ 代替格納容器 スプレイ冷却系 系統構成	2.4.2	30分	約20分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
	代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設) 操作 ・ 残留熱除去系 スプレイ弁操作	2.1 2.4.1 2.4.2 2.6 3.1.2 3.1.3 3.2	— (制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため、操作時間は特に設定していない)	約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	

表 重大事故等対策の成立性確認 (2/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナクセス No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への注水準備 (可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 移動, ホース敷設 (淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) から接続口), ホース接続, ホース水張) ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による復水貯蔵槽への補給	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 3.1.2 3.1.3 3.2	360 分	約 355 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約 63mSv※ ※移動にかかる時間, 操作時間は技術的能力を参照して設定した (技術的能力の想定時間 5 時間 55 分と作業員の掃りの移動時間 10 分を考慮した 6 時間 5 分を想定)	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより, 夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) により, 緊急時対策本部及び中央制御室に適宜連絡する	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) からのホースの接続は, 汎用の結合金具 (オス・メス) であり, 容易に操作可能である。また, 作業エリア周辺には, 支障となる設備はなく, 十分な作業スペースを確保している	1.13
給油準備	・軽油タンクからタンクローリ (4kL, 16kL) への補給	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 2.6 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2 5.2	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) : 約 140 分 ガスタービン発電機用燃料タンク : 約 120 分	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級), 電源車及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) : 約 98 分 ガスタービン発電機用燃料タンク : 約 111 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 給油準備 : 作業に伴う被ばく線量は約 46mSv※ ※移動にかかる時間, 操作時間は技術的能力を参照して設定した (代表としてベント後に実施し作業時間が長い「軽油タンクからタンクローリ (16kL) への補給」1 時間に作業員の掃りの移動時間 5 分を考慮した 1 時間 5 分を想定)	タンクローリ (4kL, 16kL) 車輻灯, 車両付ライト, ヘッドライト, 懐中電灯により, 夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部に連絡する	複雑な操作手順はなく, タンクローリ (4kL, 16kL) の各操作 (ハッチ開放等) も同時並行して行える作業が主体であるため, 操作性に支障はない	1.14
各機器への給油	給油作業 ・可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) への給油 ・電源車 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 含む) への給油 ・ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	2.1 ※1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4 2.4.1 2.4.2 ※1 2.6 ※1 3.1.2 3.1.3 ※2 3.2 ※3 4.1 ※1 4.2 ※1 5.2 ※4	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (8 台) : 180 分 (※5) に 1 回給油 電源車 (4 台) 及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (2 台) : 120 分 (※5) に 1 回給油 ガスタービン発電機用燃料タンク (2 台) : 16 時間 (※5) に 1 回給油	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (8 台) への給油 : 約 98 分 電源車 (4 台) 及び大容量送水車 (熱交換器ユニット用) (2 台) への給油 : 約 108 分 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機用燃料タンク) (2 台) への給油 : 約 262 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	給油作業 : 作業に伴う被ばく線量は約 87mSv※ ※移動にかかる時間, 操作時間は技術的能力を参照して設定した (代表としてアクセスルートが現場線量率が高い格納容器逃がし装置近くである大容量送水ポンプ 1 台への給油作業 17 分に作業員の移動時間 10 分及び時間余裕 3 分を考慮した 30 分を想定)	タンクローリ (4kL, 16kL) 車輻灯, 車両付ライト, ヘッドライト, 懐中電灯により, 夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器, 電力保安通信用電話設備, 衛星電話設備, 無線連絡設備) のうち, 使用可能な設備により, 緊急時対策本部に連絡する	複雑な操作手順はなく, タンクローリ (4kL, 16kL) の各操作 (ハッチ開放等) も同時並行して行える作業が主体であるため, 操作性に支障はない	1.14
※1: 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) のみ ※2: 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及びガスタービン発電機用燃料タンクのみ ※3: 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 及び電源車 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 含む) のみ ※4: 電源車 (大容量送水車 (熱交換器ユニット用) 含む) 及びガスタービン発電機用燃料タンクのみ ※5: 各機器の燃料が枯渇しないために必要な補給時間の間隔 (許容時間)												

表 重大事故等対策の成立性確認 (3/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号	
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)				
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作 ※電源ありの場合 ※炉心損傷なし	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (バウンダリ構成)	2.1 2.4.2 2.6	60分	約30分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる	1.5	
	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離弁操作、バウンダリ構成)		90分	約65分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する		通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔(エクステンション)操作についても、通常の操作と同様であるため、容易に実施可能である
	格納容器ベント準備操作 ・フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ張り)		60分	約45分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する		通常の弁操作であり、容易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・格納容器ベント操作 (格納容器二次隔離弁操作) ・格納容器ベント状態監視 ※ 適宜実施		— (制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため、操作時間は特に設定していない)	約1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる		
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 ※ ・フィルタ装置 pH 測定 ※ ・フィルタ装置薬液補給 ※ ・ドレン移送ライン N2 パージ ※ 適宜実施		適宜実施	約150分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる		
					緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	炉心損傷がないため、高線量になることはない	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する	送水ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、また、通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している		

表 重大事故等対策の成立性確認 (4/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作 ※電源ありの場合 ※炉心損傷あり	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (格納容器二次隔離弁操作、バウンダリ構成)	3.1.3	60分	約30分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる	1.7
	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (バウンダリ構成)		60分	約15分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約36mSv※ ※移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「重大事故等対処設備について 別添1 別紙33 「格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について」を参照	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である	
	格納容器ベント準備操作 ・フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)		60分	約45分	緊急時対策要員 (現場)	- (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は約45mSv※ ※移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「重大事故等対処設備について 別添1 別紙33 「格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について」を参照	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である	
	格納容器ベント操作 ・格納容器ベント状態監視 ※ ※適宜実施		適宜実施	-	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる	
	格納容器ベント操作 ・格納容器ベント操作 (格納容器一次隔離弁操作)		60分	約40分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約21mSv※ ※移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「重大事故等対処設備について 別添1 別紙33 「格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について」を参照	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔(エクステンション)操作についても、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である	
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 ※ ・フィルタ装置 pH 測定 ※ ・フィルタ装置薬液補給 ※ ・ドレン移送ライン N2 バージ ※ ※適宜実施		適宜実施	フィルタ装置水位調整: 約130分 フィルタ装置 pH 測定及びフィルタ装置薬液補給: 約85分 ドレン移送ライン N2 バージ: 約130分	緊急時対策要員 (現場)	- (屋外での操作)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	作業に伴う被ばく線量は最大約74mSv※1, 2, 3 ※1 移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定、詳細については「重大事故等対処設備について 別添1 別紙33 「格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について」を参照 ※2 必要に応じて作業員の被ばく線量が100mSvを超えないよう、交代を行う ※3 被ばく線量は運転操作・作業内容の中で一番高い線量を抽出	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する	

表 重大事故等対策の成立性確認 (5/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号	
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)				
格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作 ※電源なしの場合	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (バウンダリ構成)	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	60分	約35分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔(エクステンション)操作についても、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である	1.5	
	格納容器ベント準備操作 ・格納容器ベント準備 (格納容器一次隔離弁操作、バウンダリ構成)		90分	約65分									
	格納容器ベント準備操作 ・フィルタ装置水位調整準備 (排水ポンプ水張り)		60分	約45分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である		
	格納容器ベント操作 ・格納容器ベント操作 (格納容器二次隔離弁操作) ・格納容器ベント状態監視 ※ ※適宜実施		60分	約2分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する		通常の弁操作であり、容易に実施可能である。遠隔(エクステンション)操作についても、通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 ※ ・フィルタ装置 pH 測定 ※ ・フィルタ装置薬液補給 ※ ・ドレン移送ライン N2 バージ ※ ※適宜実施		適宜実施	適宜実施	適宜実施	適宜実施	適宜実施	適宜実施	適宜実施	適宜実施	適宜実施		適宜実施
	格納容器ベント操作 ・フィルタ装置水位調整 ※ ・フィルタ装置 pH 測定 ※ ・フィルタ装置薬液補給 ※ ・ドレン移送ライン N2 バージ ※ ※適宜実施				運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる		
					緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部及び中央制御室に連絡する	送水ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、また、通常の弁操作、ならびに通常のポンプ起動・停止操作であるため、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している		

表 重大事故等対策の成立性確認 (6/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンスNo. (資料No.)	操作・作業の想定時間 (注1)	訓練等からの実績時間		状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条文番号											
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセサルト等)														
残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転操作	残留熱除去系 サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード操作	2.2	— (制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため、操作時間は特に設定していない)	約2分		運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.6											
	残留熱除去系 試験用調節弁操作	2.5	— (制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため、操作時間は特に設定していない)	約5分		運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる												
残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転操作	残留熱除去系 原子炉停止時冷却モード準備	2.2	90分	90分	約52分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.4											
	残留熱除去系 原子炉停止時冷却モード準備		30分											約12分	約62分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセサルト上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う電源開放操作と同じであり、操作性に支障はない		
	残留熱除去系 原子炉停止時冷却モード運転		— (制御盤の操作スイッチによる操作であり簡易な操作であるため、操作時間は特に設定していない)											約10分	約10分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる		
所内蓄電式直流電源設備切替操作(A→A-2)	所内蓄電式直流電源設備切替操作	2.3.1	30分	40分	約11分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセサルト上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う受電切替操作と同じであり、操作性に支障はない	1.14											
	蓄電池切替準備		10分											通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度					
所内蓄電式直流電源設備切替操作(A-2→AM)	所内蓄電式直流電源設備切替操作	2.3.1	30分	45分	約23分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセサルト上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う受電切替操作と同じであり、操作性に支障はない	1.14											
	蓄電池切替準備		15分											通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度						
遮断器制御電源確保	遮断器制御電源確保 準備操作	2.3.3	30分	40分	約21分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセサルト上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行うNFB操作と同じであり、操作性に支障はない	1.14											
	遮断器制御電源確保操作		10分											通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度						
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作	2.3.4	135分	約92分	約225分	運転員 (現場)	— (屋外での操作)	—	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセサルト上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	1.4										
	現場移動		230分												緊急時対策要員 (現場)	—	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	各種ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している
	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水準備																							
可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—											

表 重大事故等対策の成立性確認 (7/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間 (注1)		訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条文番号							
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)												
常設代替交流電源設備からの受電操作 (時間余裕が長い場合)	常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 起動	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	20分	— (全交流動力電源喪失を仮定している事象発生から24時間後までに本操作を実施する必要があるが、十分な操作時間があるため、操作時間は特に設定していない)	約50分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる 現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない 中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.14							
	常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 給電		10分																	
	常設代替交流電源設備からの受電準備操作 ・非常用高圧母線 受電前準備 (中央制御室)		40分																	
	常設代替交流電源設備からの受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 受電前準備		50分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。								
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・非常用高圧母線 受電		10分																	
	常設代替交流電源設備からの受電操作 ・非常用高圧母線 受電確認		10分											運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる
常設代替交流電源設備からの受電操作 (時間余裕が短い場合) ※戸心損傷なし	常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 起動	2.4.1	20分	60分	約50分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる 現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない 中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.14							
	常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 給電		10分																	
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電準備操作 ・非常用高圧母線D系受電前準備 (中央制御室)		20分																	
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線D系受電前準備 (電源盤受電準備)		50分											運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線D系受電前準備 (コントロール建屋負荷抑制)		50分																	
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電操作 ・非常用高圧母線D系受電		10分																	
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電操作 ・非常用高圧母線D系受電確認		10分																	
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・非常用高圧母線C系受電前準備 (中央制御室)		20分			運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる								
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電前準備		50分											運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	10分																			
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認	10分																			

表 重大事故等対策の成立性確認 (8/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナゲ スNo. (資料No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)		訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号		
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)							
常設代替交流電源 設備からの受電操 作 (時間余裕が短い 場合) ※炉心損傷あり	常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 起動	3.1.2 3.1.3	10分	20分	約18分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢 に上昇する可能性がある が、作業に支障を及ぼす程 の影響はなく、通常運転状 態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常 用照明が点灯することに より、照度は低下するが 操作に影響しない	周辺には支障となる設 備はない	-	中央制御室での操作 は、通常の運転操作で 実施することから、容易に 操作できる	1.14		
	常設代替交流電源設備準備 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 給電		5分												
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電準備操作 ・非常用高圧母線D系受電前準備(中央制御室)		15分												
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線D系受電前準備(電源盤受電準備)		15分	30分		第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備、携帯型音声呼 出電話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。		通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。	
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線D系受電前準備(コントロール建屋負荷抑制)		15分												
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電操作 ・非常用高圧母線D系受電		5分												
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線D系受電操作 ・非常用高圧母線D系受電確認		5分	30分		第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度	中央制御室の室温について は、空調の停止により緩慢 に上昇する可能性がある が、作業に支障を及ぼす程 の影響はなく、通常運転状 態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常 用照明が点灯すること により、照度は低下するが 操作に影響しない	周辺には支障となる設 備はない		-	中央制御室での操作 は、通常の運転操作で 実施することから、容易に 操作できる
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・非常用高圧母線C系受電準備		25分												
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電		5分												
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認		5分	30分		第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。		通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。	
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電準備	25分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	5分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認	5分	30分	第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。	通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。					
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電準備	25分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	5分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認	5分	30分	第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。	通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。					
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電準備	25分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	5分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認	5分	30分	第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。	通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。					
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電準備	25分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	5分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認	5分	30分	第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。	通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。					
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電準備	25分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	5分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電確認	5分	30分	第一ガスタービン 発電機の起動操作 から非常用高圧母 線C系及びD系の 受電確認までを約 50分で実施でき ることを確認し た。	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約 1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操 作時間は技術的能力を参照 して設定した(技術的能力 の想定時間50分と作業員 の移動時間10分を考慮 した1時間を想定) ※2 操作時間は非常用高圧 母線C系受電及び非常用高 圧母線D系受電の両操作実 施を想定	バッテリー内蔵型LED照 明を作業エリアに配備し ており、建屋内常用照明 の消灯時における作業性を 確保している。また、ヘ ッドライト・懐中電灯を バックアップとして携帯 している。	アクセスルート上に支 障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話 器、電力保安通信用電 話設備)のうち、使 用可能な設備により、 中央制御室に連絡す る。	通常運転時に行う遮断 器操作と同じであり、 操作性に支障はない。					
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線C系受電準備	25分														
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線C系受電操作 ・非常用高圧母線C系受電	5分														

表 重大事故等対策の成立性確認 (9/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)		訓練等から の実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
常設代替交流電源設備からの受電 ※運転停止中	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・非常用高圧母線 D 系受電前準備 (中央制御室)	5. 2	20分	120分	約60分	運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1. 14	
	常設代替交流電源設備準備操作 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 起動		20分										現場操作パネルでの簡易なボタン操作であり、操作性に支障はない
	常設代替交流電源設備準備 (第一ガスタービン発電機) ・ガスタービン発電機 給電		10分										中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 D 系受電前準備		50分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。		通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 D 系受電操作 ・非常用高圧母線 D 系受電		10分			運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	20分	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-		中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電準備操作 ・非常用高圧母線 C 系受電前準備 (中央制御室)		20分										
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電準備操作 ・現場移動 ・非常用高圧母線 C 系受電前準備		50分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。		通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、操作性に支障はない。
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電操作 ・非常用高圧母線 C 系受電		10分			運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	10分	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-		中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる
	常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線 C 系受電確認		10分										

表 重大事故等対策の成立性確認 (10/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)		訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力 の条文番号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
代替原子炉補機冷却系運転操作	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	300分 (5時間)	【炉心損傷がない場合】 約240分 (約4時間)	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約1mSv以下※1,2 ※1 移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(往復の移動時間25分と作業時間100分より125分を想定) ※2 炉心損傷時は原子炉建屋(管理区域)内が高線量となるため、当該区域内の系統構成の操作は実施しない	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常照用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常は弁操作であり、容易に実施可能である	1.5 1.7
				【炉心損傷がある場合】 約115分									
	代替原子炉補機冷却系 運転	代替原子炉補機冷却系 準備操作 ・現場移動 ・資機材配置及びホース布設、起動及び系統水張り	2.3.1 3.1.2 3.2 5.2	600分 (10時間)	約540分 (約9時間)	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【炉心損傷がある場合】 作業に伴う被ばく線量は約54mSv※1,2 ※1 移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(技術的能力の想定時間9時間と作業員の帰りの移動時間10分を考慮した9時間10分を想定) ※2 必要に応じて作業員の被ばく線量が100mSvを超えないよう、交代を行う	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	各種ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	1.4
代替原子炉補機冷却系を用いた残留熟除去系(格納容器スプレイ冷却モード)運転操作	残留熟除去系 起動操作 ・残留熟除去系ポンプ起動	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.3.4	15分	約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作で実施することから、容易に操作できる	1.4	
代替原子炉補機冷却系を用いた残留熟除去系(格納容器スプレイ冷却モード)運転操作	格納容器スプレイ冷却系 起動操作 ・格納容器スプレイ弁操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3	—	約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作で実施することから、容易に操作できる	1.6	
代替原子炉補機冷却系を用いた残留熟除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)起動準備	残留熟除去系 起動操作	2.4.1	10分	約5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常運転操作で実施することから、容易に操作できる	1.6	
	サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード起動		5分										

表 重大事故等対策の成立性確認 (11/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)		訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能 力の条文 番号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
代替原子炉補機 冷却系を用いた 残留熱除去系(原 子炉停止時冷却 モード)運転操作	残留熱除去系 起動準備 ・原子炉停止時冷却モード 起動準備	5.2	20分	30分	約10分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.4
	残留熱除去系 起動準備 ・原子炉停止時冷却モード 起動		10分										
高圧代替注水系 による原子炉注 水操作	高圧代替注水系起動操作 ・高圧代替注水系系統構成 ・高圧代替注水系起動操作	2.3.2 2.3.3	15分	約3分	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.2
	高圧代替注水系による原子炉注水 ・高圧代替注水系 起動/停止操作												
自動減圧系起動 阻止操作	自動減圧系 自動起動阻止 ・ADS 自動起動阻止 KOS「阻止」 ・ADS 起動信号リセット PB「リセット」	2.5	原子炉水位低(レベル1)到達 から30秒後まで	約3分	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.1
ほう酸水注入系 運転操作	ほう酸水注入系 起動操作 ・ほう酸水注入系 起動 ・注入状況監視※ ※適宜実施	2.5	-	約3分	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.1
高圧炉心注水系 の破断箇所隔離	高圧炉心注水系からの漏えい停止操作(現場操作) ・保護具装着/装着補助	2.7	30分	約60分	約60分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.3
	高圧炉心注水系からの漏えい停止操作(現場操作) ・現場移動 ・高圧炉心注水系 注入隔離弁開操作		60分										

表 重大事故等対策の成立性確認 (12/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)		訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力の 条文番 号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	代替循環冷却系 準備操作(系統構成1) ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成	3.1.2	30分	120分	約85分	運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる	1.7	
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成1) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (低圧代替注水に影響のない部分)		120分			運転員 (現場) 通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は約1mSv以下※ ※移動にかかる時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した(技術的能力の想定時間1時間と作業員の帰りの移動時間10分を考慮した1時間10分を想定)	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である		
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・原子炉注水/格納容器スプレイ弁切替		120分			運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる		
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成		30分			運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる		
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作 ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (復水貯蔵槽吸込弁)		30分			150分	運転員 (現場) 通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する		通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁、第二止め弁)		30分			運転員 (現場) 通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である		
	代替循環冷却系 運転開始 ・復水移送ポンプ起動 ・残留熱除去系注水弁、格納容器スプレイ弁操作		5分			約5分	運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—		中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる
	代替循環冷却系 運転状態監視 ・代替循環冷却系による原子炉圧力容器、原子炉格納容器の状態監視		適宜実施				運転員 (中央制御室) 中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—		中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる

表 重大事故等対策の成立性確認 (13/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間 (注1)		訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条文番号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
代替循環冷却系による格納容器除熱操作	代替循環冷却系 準備操作(系統構成1) ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成	3.2	30分	120分	約85分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.7
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成1) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (代替スプレーに影響のない部分)		120分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※1 本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした ※2 事故の想定は事故シーケンスNo.3.1.2を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である	
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系 中央制御室系統構成		30分			運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (復水貯蔵槽吸込弁)		30分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である	
	代替循環冷却系 準備操作(系統構成2) ・現場移動 ・代替循環冷却系 現場系統構成 (残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁、第二止め弁)		30分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である	
	代替循環冷却系 運転開始 ・復水移送ポンプ起動 ・格納容器スプレー弁、原子炉格納容器下部注水弁操作		5分			運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
	代替循環冷却系 運転状態監視 ・代替循環冷却系による原子炉格納容器の状態監視		適宜実施			適宜実施	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水準備	3.1.2	30分	360分	約165分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作(系統構成1)」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常の弁操作であり、容易に実施可能である。また操作はすべて二次格納施設外である	1.4
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水準備操作 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による原子炉への注水準備 (ホース敷設(可搬型代替注水ポンプ(A-2級)から接続口)、ホース接続)		— (屋外での操作)			緊急時対策要員 (現場)	作業に伴う被ばく線量は2mSv以下※ ※有効性評価において、本作業は「可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給」で実施済みであるため、当該作業の被ばく量を示す	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、十分な作業スペースを確保している	各種ホースの接続は、汎用の結合金具(オス・メス)であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障とならない設備はなく、十分な作業スペースを確保している		

表 重大事故等対策の成立性確認 (14/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の 想定時間 (注1)	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条 番号
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (アクセスルート等)			
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉への注水	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 注入弁操作 原子炉注水状態確認 	3.1.2	30分	約30分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.4
	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による原子炉への注水 		50分	約50分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	作業に伴う被ばく線量は62mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明・ヘッドライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備) のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	
溶融炉心落下前の格納容器下部注水系 (常設) による水張り操作	<ul style="list-style-type: none"> 現場移動 低圧代替注水系 (常設) 系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替 	3.2	30分	約14分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度	作業に伴う被ばく線量は1mSv以下※ ※本作業の被ばく評価はより作業時間が長く、作業環境も同程度又は厳しい「代替循環冷却系による格納容器除熱操作 (系統構成1)」を代表とした	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備) のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は通路付近にあり、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している	1.8
	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器下部への注水準備 低圧代替注水系 (常設) 系統構成 		40分	約35分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系 注水操作 原子炉圧力容器破損前の初期注水 		—	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作 (前壊熱相当の注水)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器破損後の原子炉格納容器下部注水 	3.2	—	約3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.8

表 重大事故等対策の成立性確認 (15/16)

注1: 並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間 (注1)		訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条文番号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの注水操作	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの補給 (常設スプレイライン使用)	4.1 4.2	360 分		約 345 分	緊急時対策要員 (現場)	— (屋外での操作)	通常運転時と同程度	車両の作業用照明・ヘッドライト・懐中電灯・LED 多機能ライトにより、夜間における作業性を確保している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備、無線連絡設備)のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部に連絡する	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) からのホースの接続は、汎用の結合金具 (オス・メス) であり、容易に操作可能である。作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している	1.11
	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) による淡水貯水池から使用済燃料プールへの補給 (常設スプレイライン使用)		適宜実施										
漏えい箇所の隔離操作	使用済燃料プール水位低下要因調査	4.2	30 分	60 分	—	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	1.11
	使用済燃料プール水位低下要因調査		60 分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	円滑に作業できるように、移動経路を確保している	
	使用済燃料プール漏えい箇所の隔離		10 分	運転員 (中央制御室)		中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常照明が消灯し、非常用照明が点灯することにより、照度は低下するが操作に影響ない	周辺には支障となる設備はない	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる		
	使用済燃料プール漏えい箇所の隔離		30 分	運転員 (現場)		通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備 (送受話器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	操作対象弁は弁室にあるが、操作性に支障はない。操作対象弁には、暗闇でも識別し易いように反射テープを施している		

表 重大事故等対策の成立性確認 (16/16)

注1：並行作業を含むため、必ずしも各作業時間の和が合計時間とは一致しない。

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス No. (資料 No.)	操作・作業の想定時間 (注1)		訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力の条文番号
			温度・湿度	放射線環境			照明	その他 (アクセスルート等)					
原子炉冷却材流出の停止	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位、温度監視	5.3	適宜実施		-	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	-
	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/隔離操作		60分										
	原子炉水位回復操作 ・原子炉水位低下調査/隔離操作		50分	60分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	
待機中の残留熱除去系を用いた低圧注水モードによる注水操作	原子炉水位回復作業 ・残留熱除去系(待機側) 低圧注水モード 起動/停止操作	5.1	-		約2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	-
待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時冷却モードによる崩壊熱除去機能復旧	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転 ・残留熱除去系(待機側) 原子炉停止時冷却モード 系統構成	5.1	90分		約62分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	-
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転 ・現場移動 ・残留熱除去系 電動弁隔離		30分			運転員 (現場)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており、建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携帯している	アクセスルート上に支障となる設備はない	通信連絡設備(送受信器、電力保安通信用電話設備、携帯型音声呼出電話設備)のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する	通常運転時に行う電源開放操作と同じであり、操作性に支障はない	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転 ・残留熱除去系(待機側) 原子炉停止時冷却モード 起動操作		5分			運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はなく、通常運転状態と同程度である	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	周辺には支障となる設備はない	-	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施する操作と同様であることから、容易に操作できる	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転 ・原子炉停止時冷却モード運転による原子炉状態監視		適宜実施										

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断面積及び現場環境等について

インターフェイスシステム LOCA 発生時の破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち、インターフェイスシステム LOCA が発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系の吸込配管としている。ここでは、高圧炉心注水系の低圧設計部となっている配管、弁及び計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行い、破断面積の評価及びインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境への影響について評価する。

また、低圧注水系についても、運転中に弁の開閉試験を実施するものの、原子炉圧力容器から低圧設計部までに 3 弁が存在するため、インターフェイスシステム LOCA の発生頻度は高圧炉心注水系に比較して低いと考えられる。しかし、3 弁目は中圧設計の配管上に存在するため、添付資料 1.5.2 において、過圧時その機能が確保されることを確認していることを示した。本資料においては、低圧注水系の中圧設計部についても実耐力評価を行った結果も合わせて示す。

1. 想定するインターフェイスシステム LOCA 及び低圧設計部における過圧条件について

申請解析と同様に、高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着しており、原子炉注入電動弁が誤動作した場合、高圧炉心注水系の低圧設計部であるポンプ吸込配管の過圧を想定する。

低圧設計部の配管等に対しては、運転中の原子炉圧力（約 7.2MPa）及び水頭による圧力を考慮し、7.5MPa の圧力が伝播するものとして低圧設計部の構造健全性について評価を行うこととする。

隔離弁によって高圧設計部分と低圧設計部分が物理的に分離されている状態から、隔離弁が開放すると、高圧設計部分から低圧設計部分に水が移動し、配管内の圧力は最終的にはほぼ等しい圧力で落ち着く。高圧設計部分が原子炉圧力容器に連通している場合、最終的な配管内の圧力は原子炉圧力とほぼ等しくなる。

隔離弁の急激な開動作（以下「急開」という。）を想定した場合、高圧設計部分及び原子炉圧力容器内から配管の低圧設計部分に流れ込む水の慣性力により、配管内の圧力が一時的に原子炉圧力よりも大きくなることが知られている。この現象は水撃作用と呼ばれる^{*1}。しかし、隔離弁が緩やかな開動作をする場合、水撃作用による圧力変化は小さく、配管内の圧力が原子炉圧力を大きく上回ることはない。

電動仕切弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため、機械的要因では急開となり難い。また、電動での開弁速度は、約 6 秒となっており、電氣的要因では急開とならないことから、誤開を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とならない。

文献^{*1}によると、配管端に設置された弁の急開、急閉により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間もしくは閉止時間（T）において、圧力波が長さ（L）

の管路内を往復するのに要する時間（ μ ）より短い場合であるとされている。

$$\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$$
$$\mu = \frac{2L}{\alpha}$$

θ : 弁の時間定数

T : 弁の開放時間もしくは閉止時間(s)

μ : 管路内を圧力が往復する時間(s)

L : 配管長(m)

α : 圧力波の伝播速度 (m/s)

ここで（ α ）は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、配管長（ L ）を実機の高圧炉心注水系の注水配管の配管長^{※2}を元に保守的に100m^{※3}とし、水の音速（ α ）を1,500m/s^{※4}とすると、管路内を圧力波が往復する時間（ μ ）は約0.14秒となる。即ち、弁開放時間（ T ）を高圧炉心注水系の電動仕切弁の約6秒とすると水撃作用による大きな圧力変化は生じることではなく、低圧設計部分の機器に原子炉圧力を大きく上回る荷重がかかることはないこととなる。

なお、仮に高圧炉心注水系の電動弁開閉に伴う水撃作用が生じた場合であっても、極めて短時間（数秒間）に起きる現象であり、かつ、大幅な圧力上昇を引き起こすことは考えにくい。さらにこの時の配管内の流体は、一次冷却材（288℃）の水が低圧部まで到達せず低温の状態であると推測され、温度による影響（熱伸び等）を受けることはない。

また、次項以降、強度評価において、例えば配管について最も厳しいNo.①の管の最小厚さ（ts）8.31mmでの許容圧力は約10MPa（1次一般膜応力0.6Su適用値）であり十分な余裕がある。さらに、設計引張強さ（Su）までの余裕を考えると、さらなる余裕が含まれることとなる。

よって、この影響は無視し得る程小さいものと考え、構造健全性評価としては考慮しないこととする。

※1：水撃作用と圧力脈動〔改訂版〕第2編「水撃作用」（（財）電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三）

※2：高圧炉心注水系の原子炉圧力容器開口部から低圧設計部分の末端の逆止弁までの長さは約70m

※3：配管長を実機より長く設定することは相対的に弁の開放時間を短く評価することになり、水撃作用の発生条件に対し保守的となる。

※4：圧力7.2MPa[abs]、水温38℃の場合、水の音速は約1,540m/sとなる。

2. 構造健全性評価の対象とした機器等について

高圧炉心注水系の低圧設計部において圧力バウンダリとなる範囲を抽出し、具体的には下記対象範囲について評価を行った。

- a) 配管（ドレン／ベント，計装配管等の小口径配管も対象に含む）
- b) 計装設備（ポンプ吸込側に設置されている圧力計）
- c) 弁（圧力バウンダリとなる弁）
- d) フランジ部（ボルトの伸びによる漏えい量評価を実施）
- e) ポンプ（ポンプ吸込側の低圧設計部）

具体的な対象箇所については図 1-1 から図 1-5 に示す。

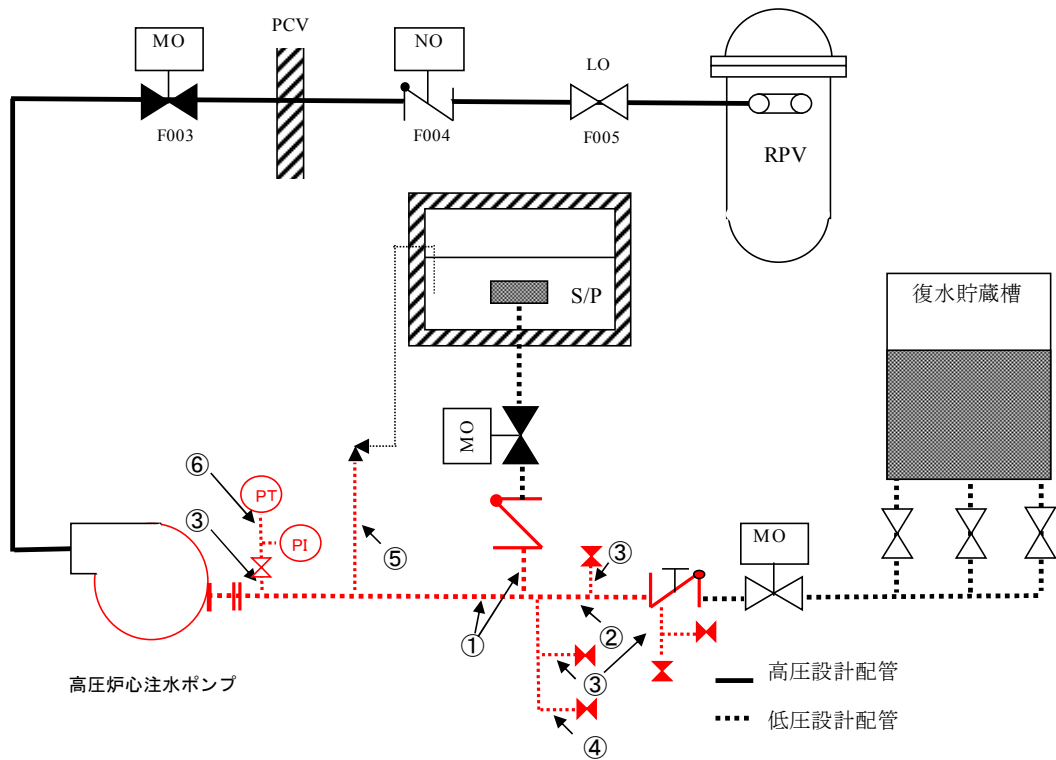


図 1-1 評価対象の配管範囲

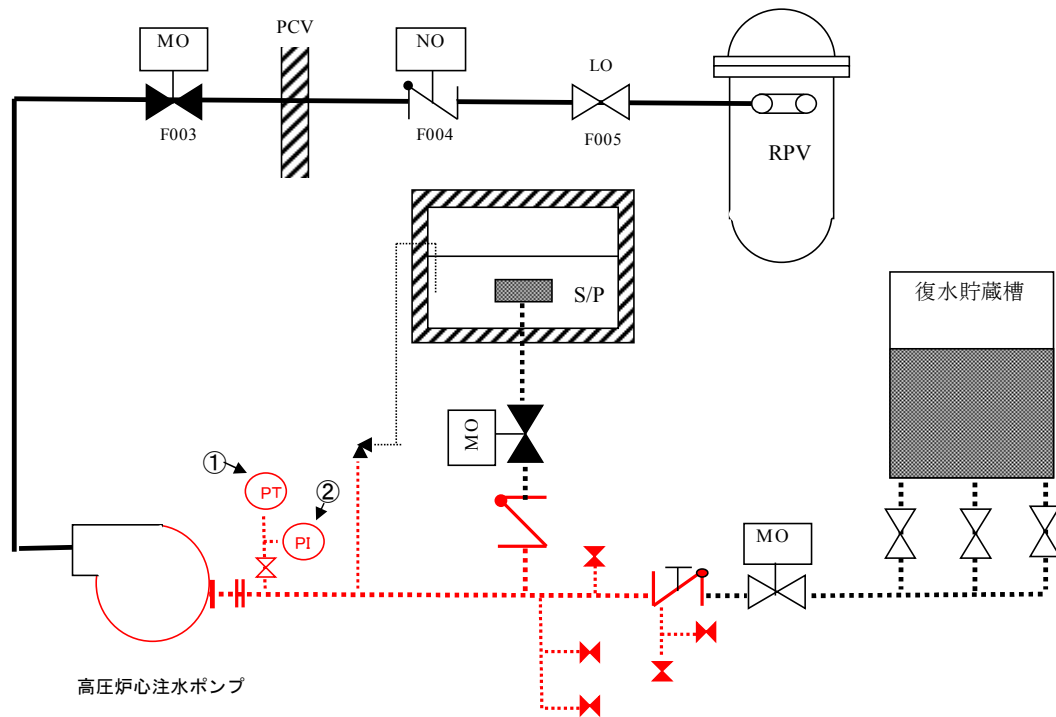


図 1-2 評価対象の計装設備

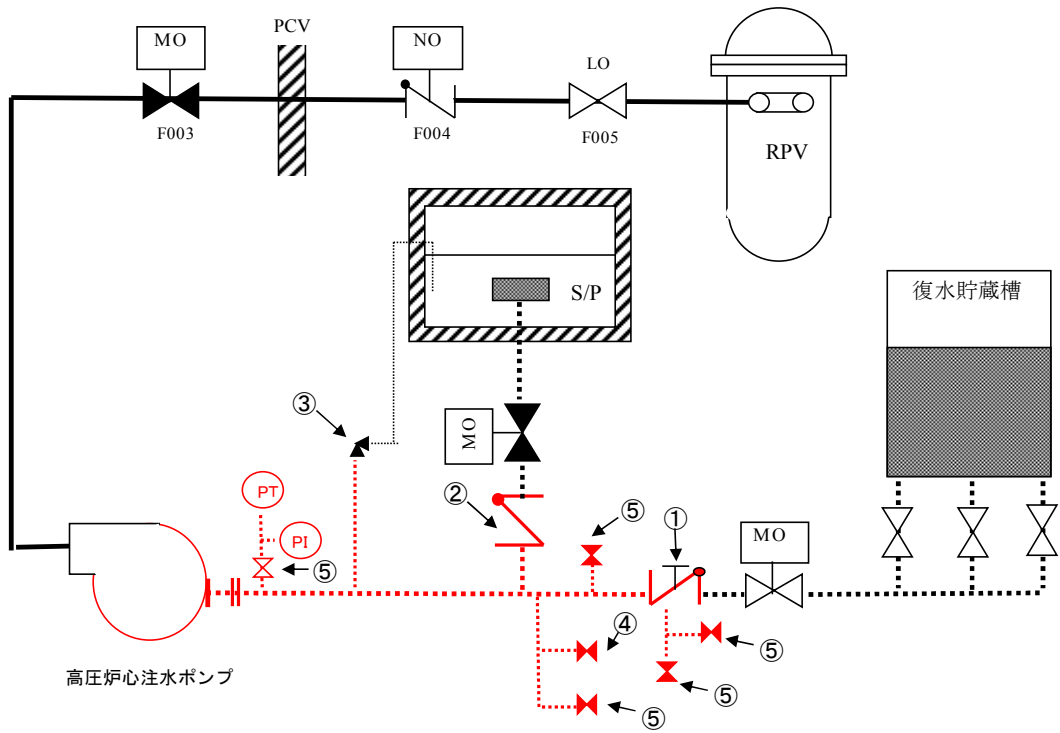


図 1-3 評価対象の弁

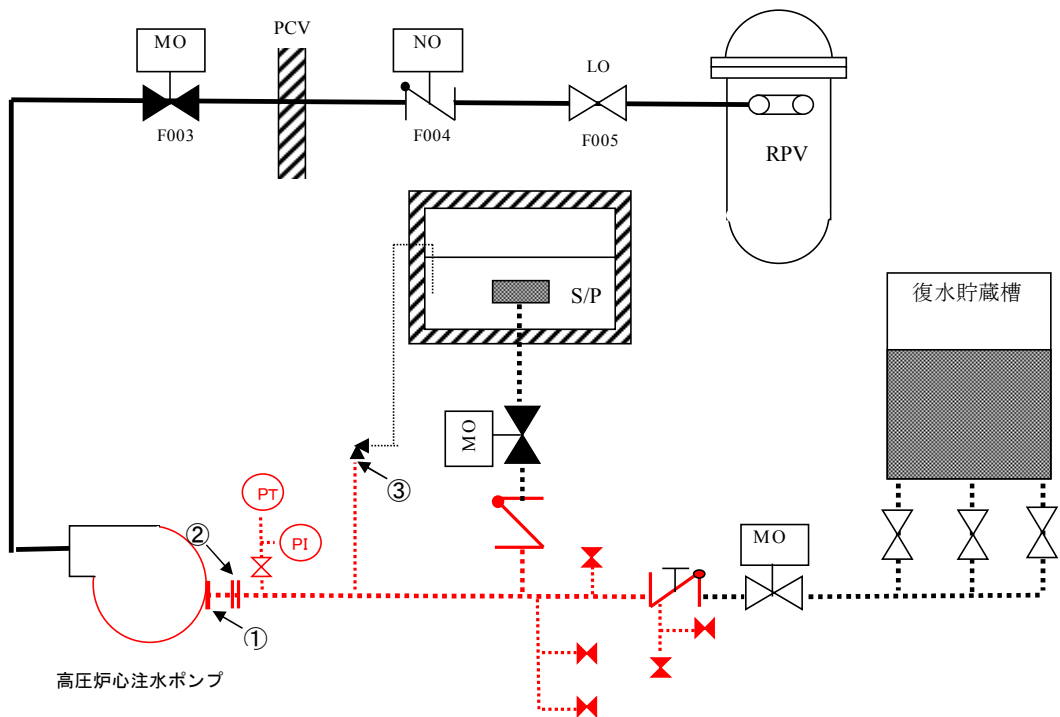


図 1-4 評価対象のフランジ

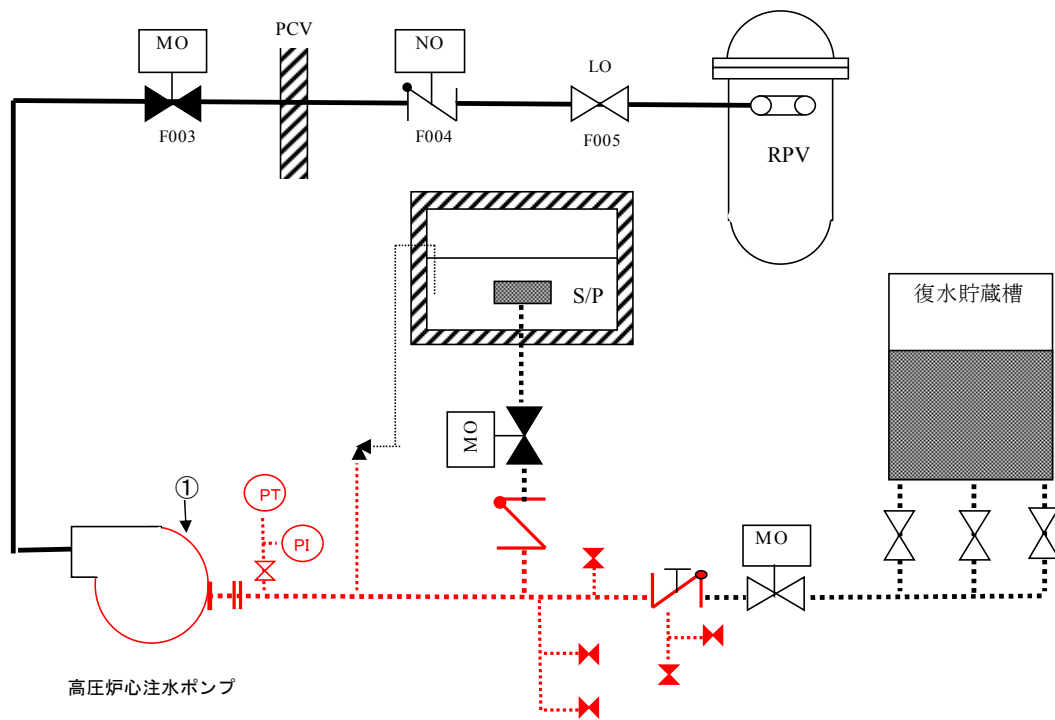


図 1-5 評価対象のポンプ

3. 構造健全性評価の結果

各機器に対する評価結果について以下に示す。

破断が想定される箇所としては計装設備であり、また、フランジ部についてもボルトの伸びによる漏えいが想定されるものの、合計でも漏えい面積は 1cm² を超えることはないとの結果となった。

a) 配管

No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	ts (mm)	t ^{※1} (mm)	判定 ^{※2} (ts ≥ t)
①	7.5	288	406.4	9.5	STPT42 (STPT410)	8.31	6.22 ^{※3}	○
②			406.4	12.7	STPT42 (STPT410)	11.11	6.22 ^{※3}	○
③			27.2	3.9	STPT42 (STPT410)	3.40	0.97	○
④			60.5	5.5	STPT42 (STPT410)	4.81	2.14	○
⑤			34.0	4.5	STPT42 (STPT410)	3.93	1.21	○
⑥			17.3	2.3	SUS304TP	2.0	0.6	○
	9.52	2.0	2.0	0.4				
	9.52	1.3	1.3	0.4				

※1 : $t = PD_0 / (2S \eta + 0.8P)$

※2 : 管の最小厚さ (ts) が管の計算上必要な厚さ (t) 以上であること

※3 : 1次一般膜応力 0.6Su 適用値

b) 計装設備

No.	圧力 (MPa)	計装設備耐圧 (MPa)	判定	破断想定箇所	開口面積 (cm ²)
① (E22-PT-001)	7.5	3.67	×	漏えい なし ^{※1}	—
② (E22-PI-002)		1.65	×	破断 (Φ5 導圧)	約 0.2

※1 : 計装設備内部のダイヤフラムは破損する可能性はあるものの、その外側の高圧フランジ面は約 15MPa までの耐圧構造であるため、外部への漏えいはないと判断した

c) 弁

No.	弁 No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	口径 (A)	型式	材料	ts (mm)	t ^{※1} (mm)	判定 ^{※2} (ts ≥ t)
①	E22-F002	7.5	288	400	TCH	SCPL1	22.0	7.8 ^{※3}	○
②	E22-F007			400	CH	SCPL1	20.0	7.8 ^{※3}	○
③	E22-F020			20/50	RV. VS	SCPH2	9.0	4.8	○
④	E22-F012			50	GL	S28C	8.5	5.4	○
⑤	E22-F027			20	GL	S28C	6.7	4.5	○
	E22-F500								
	E22-F515								
	E22-F516								
	E22-F700								

※1 : $t = t_1 + ((P - P_1)(t_2 - t_1)) / (P_2 - P_1)$

※2 : 弁箱, 弁ふたの最小厚さ (ts) が計算上必要な厚さ (t) 以上であること

※3 : $t = Pd / (2S - 1.2P)$ を適用

d) フランジ部

No.	圧力 (MPa)	伸び量 (mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	漏えい 面積 (cm ²)
		+	-	+	-	-	-			
①	7.5	∠L1	∠L0	∠L2	∠L3	∠L4	∠L5	432	0.03	約 0.7
②		0.10	0.07	0.31	0.30	-	0.01	432	0.02	
③		0.11	0.08	0.36	0.30	0.04	0.03	49	-0.01	

∠L1 : 荷重によるボルト伸び量

∠L0 : 初期締付によるボルト伸び量

∠L2 : ボルト熱伸び量

∠L3 : フランジ熱伸び量

∠L4 : オリフィス熱伸び量

∠L5 : ガスケット内外輪熱伸び量

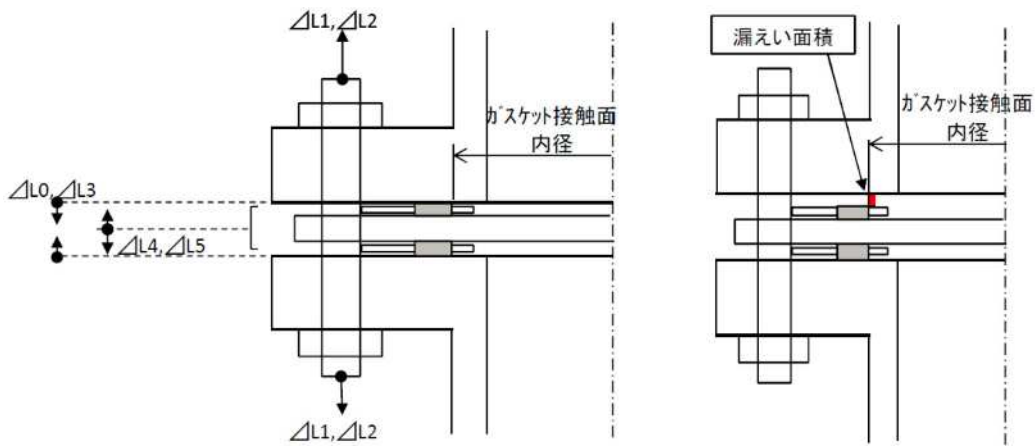


図 1-6 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置

e) ポンプ

No.	計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	公称厚さ (mm)	材料	ts (mm)	t (mm)	判定 ^{※1} (ts ≥ t)
①	ディスク チャージ ケーシング	7.5	288	38.0	SFVC2B/ SGV410	34.5	15.7 ^{※2}	○
	アウター ケーシング			19.0	SGV410	14.0	13.2 ^{※2}	○
	吸込み口			38.0	SFVC2B	36.9	15.7 ^{※2}	○
	ケーシング カバー			165.0	SFVC2B	158.7	138.8 ^{※2}	○
	管台			3.9	STPT410	3.4	1.0	○

※1：最小厚さ (ts) が管の計算上必要な厚さ (t) 以上であること

※2：1次一般膜応力 Su 適用値

計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	引張応力 (MPa)	材料	許容引張応力 (MPa)	判定
耐圧ボルト	7.5	288	277	SCM435	508 ^{※1}	○

※1：1次一般膜応力 0.6Su 適用値

計算 部位	圧力 (MPa)	伸び量 (mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	漏えい 面積 (cm ²)
		+	-	+	-	-	-			
		△L1	△L0	△L2	△L3	△L4	△L5			
フラン ジ部	7.5	0.20	0.12	0.28	0.28	0.00	0.00	1636	0.08	約 0.00 ^{※1}

△L1：荷重によるボルト伸び量

△L0：初期締付によるボルト伸び量

△L2：ボルト熱伸び量

△L3：フランジ熱伸び量

△L4：オリフィス熱伸び量

△L5：ガスケット内外輪熱伸び量

※1：Oリングのつぶししろを確保しているため漏えいには至らない

※2：各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置は図 1-6 を参照

4. インターフェイスシステム LOCA における破断面積の設定

3. で述べたとおり、高圧炉心注水系の電動弁開閉試験にて、原子炉注入逆止弁が故障により開固着し、原子炉注入電動弁が誤操作又は誤動作した場合、高圧炉心注水系の低压設計のポンプ吸込配管の過圧を想定しても、その漏えい面積は 1cm² を超えることはない。

そこで、インターフェイスシステム LOCA における破断面積は、保守的な想定とはなるがフランジ部の漏えい面積として保守的に 10cm² を想定することとする。

5. 現場の想定

・評価の想定と事象進展解析

破断面積 10cm² のインターフェイスシステム LOCA による炉心内の挙動は、「2.7.2(3) 有効性評価の結果」に示したとおりである。

ここでは、破断面積 10cm² のインターフェイスシステム LOCA 発生時の現場環境（原子炉建屋内）に着眼し評価を行った。評価条件を表 1 に示す。また、評価に使用する原子炉建屋のノード分割モデルを図 1 に示す。

事象進展解析 (MAAP) の実施に際して主要な仮定を以下に示す。

前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、
インターフェイスシステム LOCA 時破断面積 10cm²、
健全側高圧炉心注水系による注入

事象進展：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作（連続開）
（この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失（全開））

・状況判断の開始（弁の開閉状態確認、HPCF 室漏えい検出、ポンプ吐出圧力、エリアモニタ指示値上昇）

原子炉水位 L2 到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動

事象発生約 15 分後：急速減圧

原子炉水位 L1.5 到達：高圧炉心注水系の自動起動

事象発生約 4 時間後：インターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離

・評価の結果

○温度・湿度・圧力の想定

主要なパラメータの時間変化を図 2 から図 4 に示す。

原子炉建物内の温度は、事象発生直後は上昇するものの 15 分後に原子炉減圧した後は低下する。また、弁隔離操作のためにアクセスする弁室の温度も同様に、原子炉減圧操作後に低下した後、約 38℃程度で推移する。湿度については破断箇所からの漏えいが継続するため高い値で維持されるものの、原子炉減圧及び破断箇所隔離操作を実施することで、事象発生約 4 時間以降低下する傾向にある。圧力については破断直後に上昇するもののブローアウトパネルが開放され、その後は大気圧相当となる。

○冷却材漏えいによる影響

破断面積 10cm² のインターフェイスシステム LOCA に伴う原子炉建屋内への原子炉内及び復水貯蔵槽からの漏えい量は、原子炉圧力容器及び復水貯蔵槽からの流出量を考慮しても最大で約 200m³/h であり、高圧炉心注入ポンプ吸込弁または復水貯蔵槽側吸込弁の閉止や原子炉水位を漏えい配管の高さ付近で維持することでさらに漏えい量を少なくすることができる。

破断した系統の区分と他区分の非常用炉心冷却系が機能喪失に至る約 1,800m³（浸水高さ約 2.5m）に到達するには 9 時間以上の十分な時間余裕がある。

○現場の線量率の想定について

・評価の想定

原子炉格納容器バウンダリが喪失することで、原子炉圧力容器から直接的に放射性物質が原子炉建屋原子炉区域内に放出される。

漏えいした冷却材中から気相へと移行される放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋から漏えいしないという条件で現場の線量率について評価した。

評価上考慮する核種は現行許認可と同じものを想定し（詳細は表 2, 3 参照）、全希ガス漏えい率（f 値）については、近年の運転実績データの最大値である $3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ を採用して評価する。なお、現行許認可ベースの f 値はこの値にさらに一桁余裕を見た 10 倍の値である。これに伴い、原子炉建屋内へ放出される放射性物質量は、許認可評価の MSLBA（主蒸気管破断事故）時に追加放出される放射性物質量の 1/10 となる。なお、冷却材中に存在する放射性物質量は、追加放出量の数%程度であり大きな影響はない。また、現場作業の被ばくにおいては、放射線防護具（酸素呼吸器等）を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とした。

・評価の方法

原子炉建屋内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。

$$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \frac{Q_{\gamma}}{V_{R/B}} \cdot E_{\gamma} \cdot \{1 - e^{-\mu R}\} \cdot 3600$$

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

6.2×10^{-14} : サブマージョンモデルによる換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

Q_{γ} : 原子炉区域内放射エネルギー (Bq) : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉区域内気相部容積 (86,000m³)

E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

μ : 空気に対する γ 線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3}/\text{m}$)

R : 評価対象部屋の空間容積と等価な半球の半径 (m)

V_{OF} : 評価対象エリア (原子炉建屋地上1階) の容積 (2,500m³)

$$R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_{OF}}{2 \cdot \pi}}$$

・評価の結果

評価結果を図5に示す。外部被ばくは最大でも約15mSv/h程度であり、時間減衰によってその線量率も低下するため、線量率の上昇が現場操作や期待している機器の機能維持を妨げることはない。

なお、事故時には原子炉建屋内に漏えいした放射性物質の一部がブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるが、中央制御室換気空調系の換気口の位置はプルームの広がりを取り込みにくい箇所であり、中央制御室内に放射性物質を大量に取り込むことはないと考えられる(図6)。さらに、これらの事故時においては原子炉区域排気放射能高の信号により中央制御室換気空調系が非常時運転モード(循環運転)となるため、中操にいる運転員は過度な被ばくを受けることはない。

6. 現場の隔離操作

現場での高圧炉心注水隔離弁の隔離操作が必要となった場合、運転員は床漏えい検知器やサンプポンプの起動頻度増加等により現場状態を把握するとともに、換気空調系による換気や破断からの蒸気の漏えいの低減(原子炉減圧や原子炉停止時冷却(実施可能な際において))等を行うことで現場環境の改善を行う。

現場の温度は3時間程度で約38℃程度まで低下することから、酸素呼吸器及び耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離操作は実施可能である。

7. 公衆被ばくについて

インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉建屋内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルの開放により大気中に放出される。この場合における敷地境界で

の実効線量を評価した。評価条件は表 1～3（但し、表 1 の「原子炉建屋への流出経路条件」は除く）に従うものとし、その他の条件として、破断口から漏えいする冷却材が減圧沸騰によって気体となる分が建屋内気相部へ移行されるものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行される割合は、運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行される割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時冷却材量と減圧沸騰による蒸発分の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から流出する蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした（詳細は図 7 参照）。

評価の結果、敷地境界における実効線量は約 $4.7 \times 10^{-2} \text{mSv}$ となり、「2.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）」における耐圧強化ベント系によるベント時の敷地境界での実効線量（約 $4.9 \times 10^{-2} \text{mSv}$ ）及び 5mSv を下回った。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋内に放出された放射性物質はブローアウトパネルから外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること、及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時冷却材量に応じた濃度を用いているが実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、更に実効線量が低くなると考えられる。

8. まとめ

5. 及び 6. で示した評価結果より、破断面積 10cm^2 のインターフェイスシステム LOCA 発生による現場の温度上昇は小さく（3 時間程度で約 38°C 程度）、また、現場線量率についても 15mSv/h 以下であることから現場操作の妨げとはならず、また設備の機能も維持される。したがって、炉心損傷防止対策として期待している原子炉隔離時冷却系による炉心冷却、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱等の機能も維持可能である。

表1 破断面積 10cm²のインターフェイスシステム LOCA 時における評価条件

項目	内容	根拠
外部電源	外部電源なし	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから設定
漏えい箇所	高压炉心注水 (B) ポンプ室	漏えいを想定した高压炉心注水系の低压設計部 (計装設備やフランジ部等) の設置場所
漏えい面積	高压炉心冷却系配管 : 10cm ² (1.0×10 ⁻³ m ²)	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値
事故シナリオ	原子炉水位 L2 到達時点で、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始	インターロック設定値
	事象発生 15 分後に手動減圧 (逃がし安全弁 8 個)	中央制御室における破断箇所の隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定
	水位回復後は崩壊熱除去相当の注水を実施し破断配管の高さにて水位制御	漏えい量低減のために実施する操作を想定
	サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転は急速減圧後に実施 (事象発生 20 分後)	減圧実施によるサプレッション・チェンバのプール水の温度上昇を抑えるための操作を想定
	事象発生約 4 時間後にインターフェイスシステム LOCA 発生箇所隔離	運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定
原子炉建屋への流出経路条件	原子炉格納容器及び原子炉建屋からの漏えいなし	保守的に考慮しない
評価コード	MAAP4	—
原子炉建屋モデル	分割モデル	現実的な伝播経路を想定
原子炉建屋壁からの放熱	考慮しない	保守的に考慮しない
原子炉スクラム	事象発生とともにスクラム	事象発生とともに外部電源喪失し、原子炉スクラムすることを想定
主蒸気隔離弁	原子炉水位 L1.5 にて自動閉	インターロック設定値
高压炉心注水系の水源	復水貯蔵槽	高压炉心注水系設計条件
復水貯蔵槽の水温	0～12 時間 : 50℃ 12～24 時間 : 45℃ 24 時間以降 : 40℃	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定
ブローアウトパネル開放圧力	3.4kPa [gage]	ブローアウトパネル設定値

表 2 評価条件 (f 値, 追加放出量)

項目	評価ケース	現行許認可ベース (参考)
f 値	$3.7 \times 10^8 \text{Bq/s}$ (現行許認可の 1/10)	$3.7 \times 10^9 \text{Bq/s}$
追加放出量 (Bq) (γ 線 0.5MeV 換算値)	2.28×10^{14}	2.28×10^{15}

表3 インターフェイスシステム LOCA 時の追加放出量

核種	収率 (%)	崩壊定数 (d ⁻¹)	γ 線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.40	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.95	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.04	5.82E-02	0.02	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.25	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

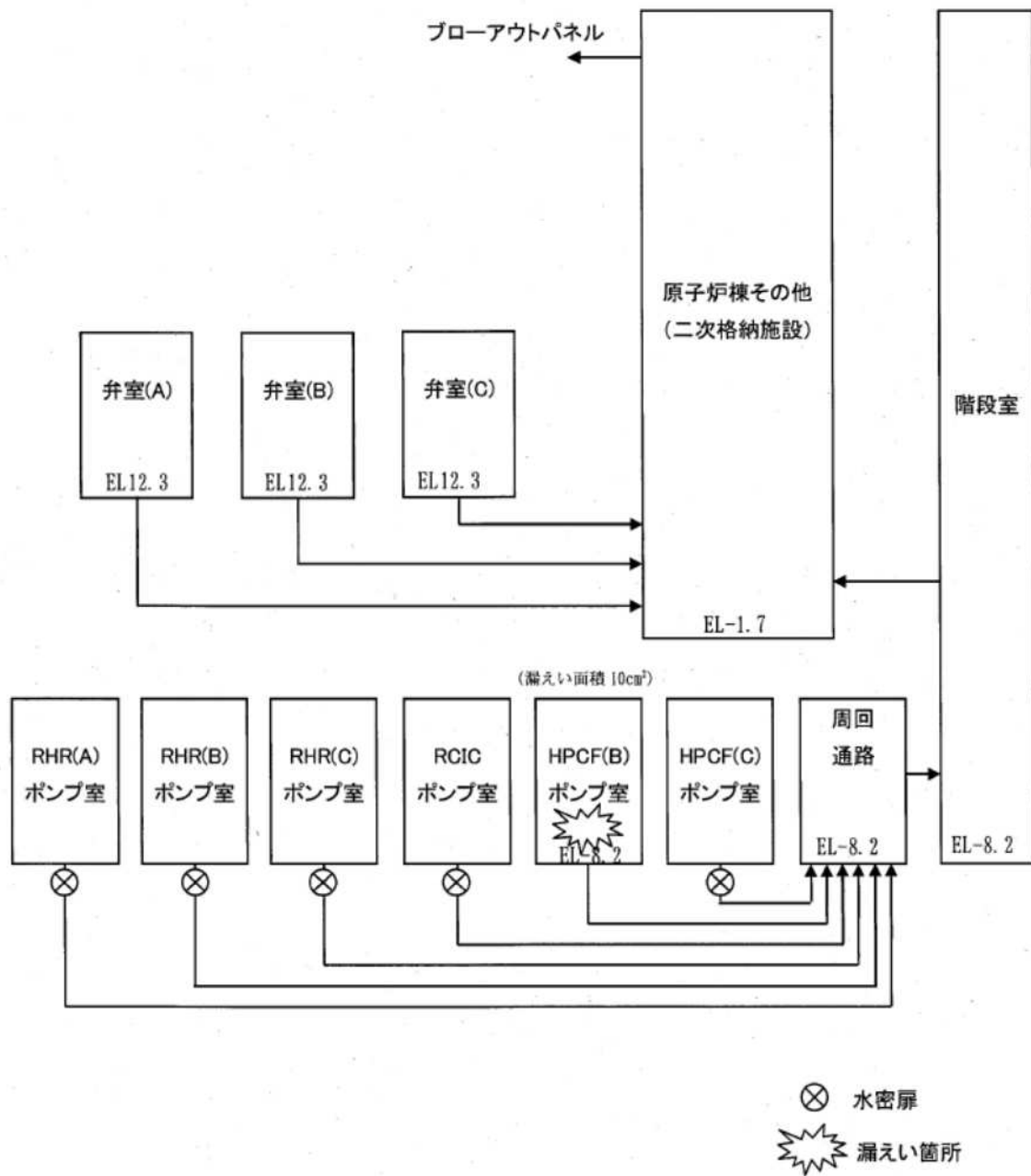


図1 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル

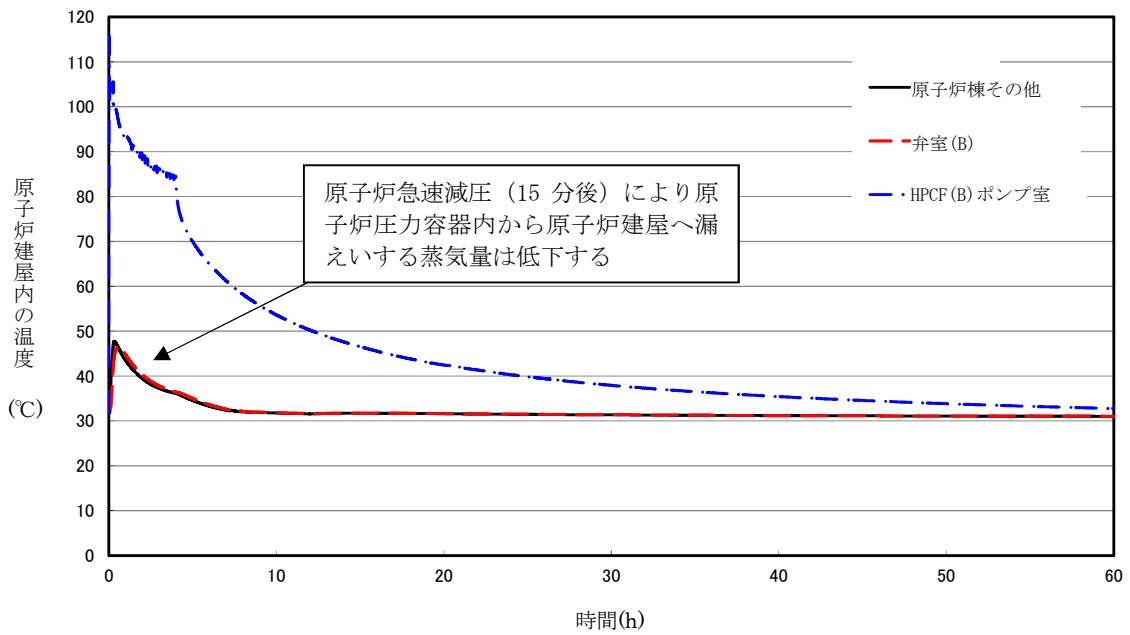


図 2 原子炉建屋内の温度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

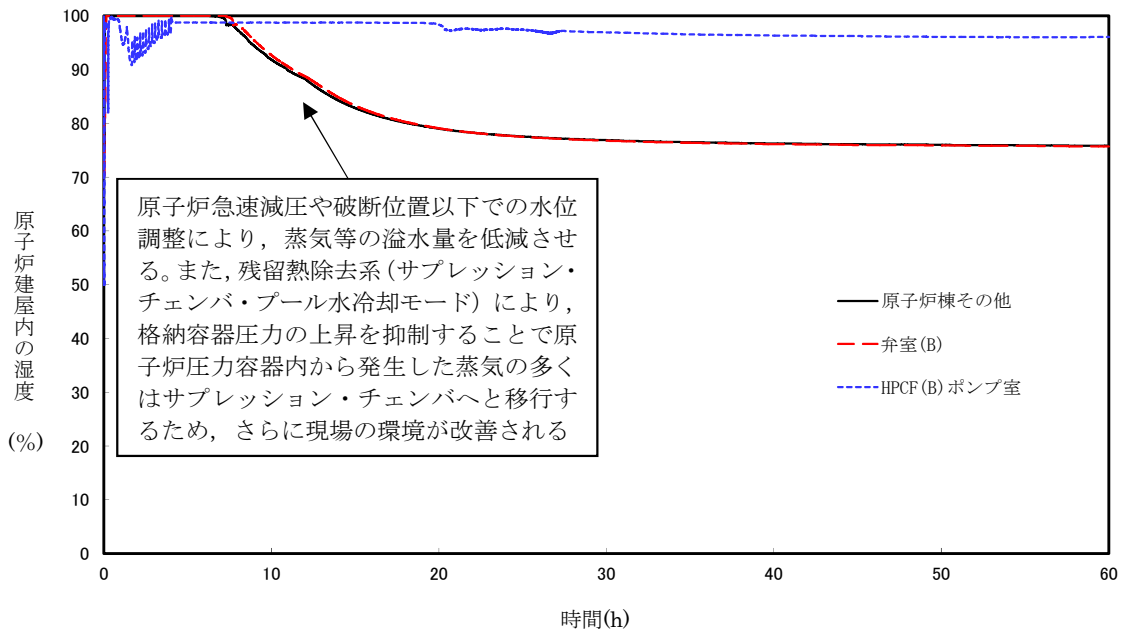


図 3 原子炉建屋内の湿度の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

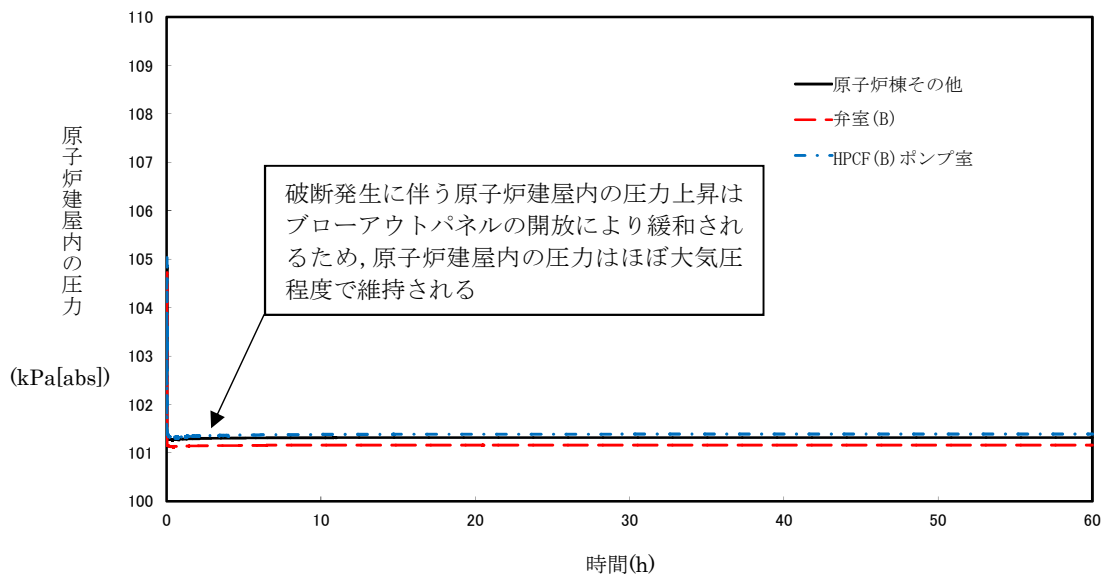


図4 原子炉建屋内の圧力の時間変化 (インターフェイスシステム LOCA)

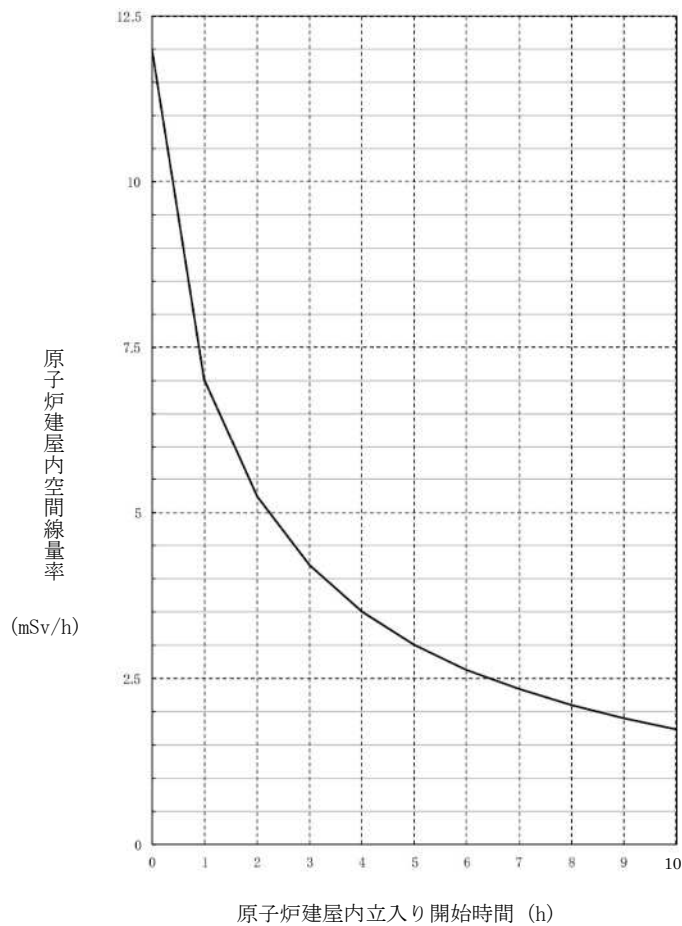
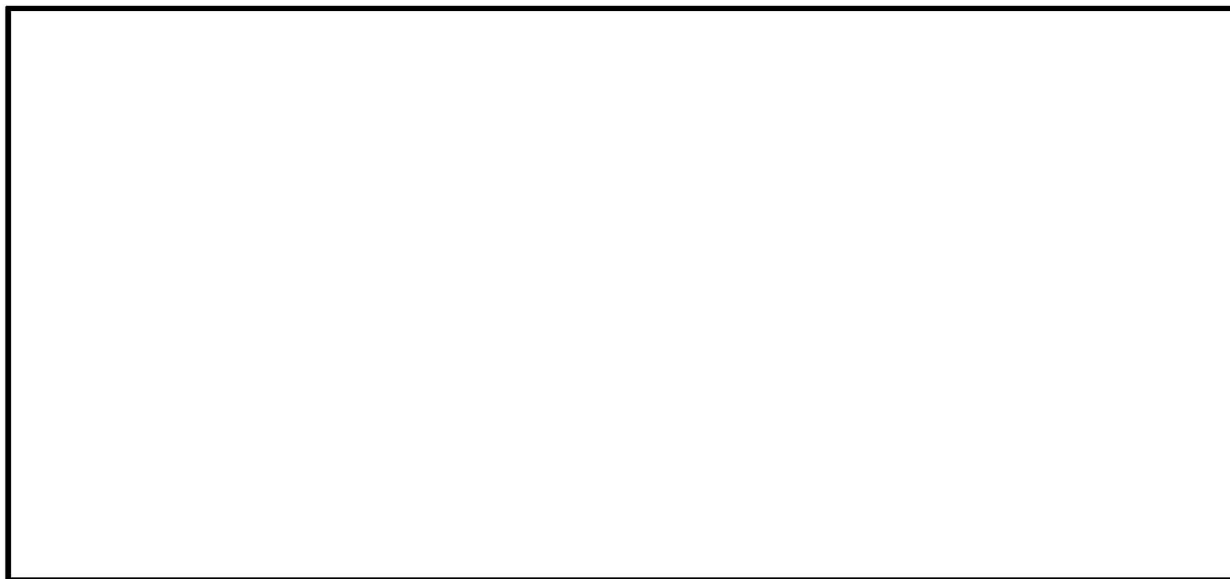


図5 原子炉建屋内立入り開始時間と線量率の関係 (インターフェイスシステム LOCA)

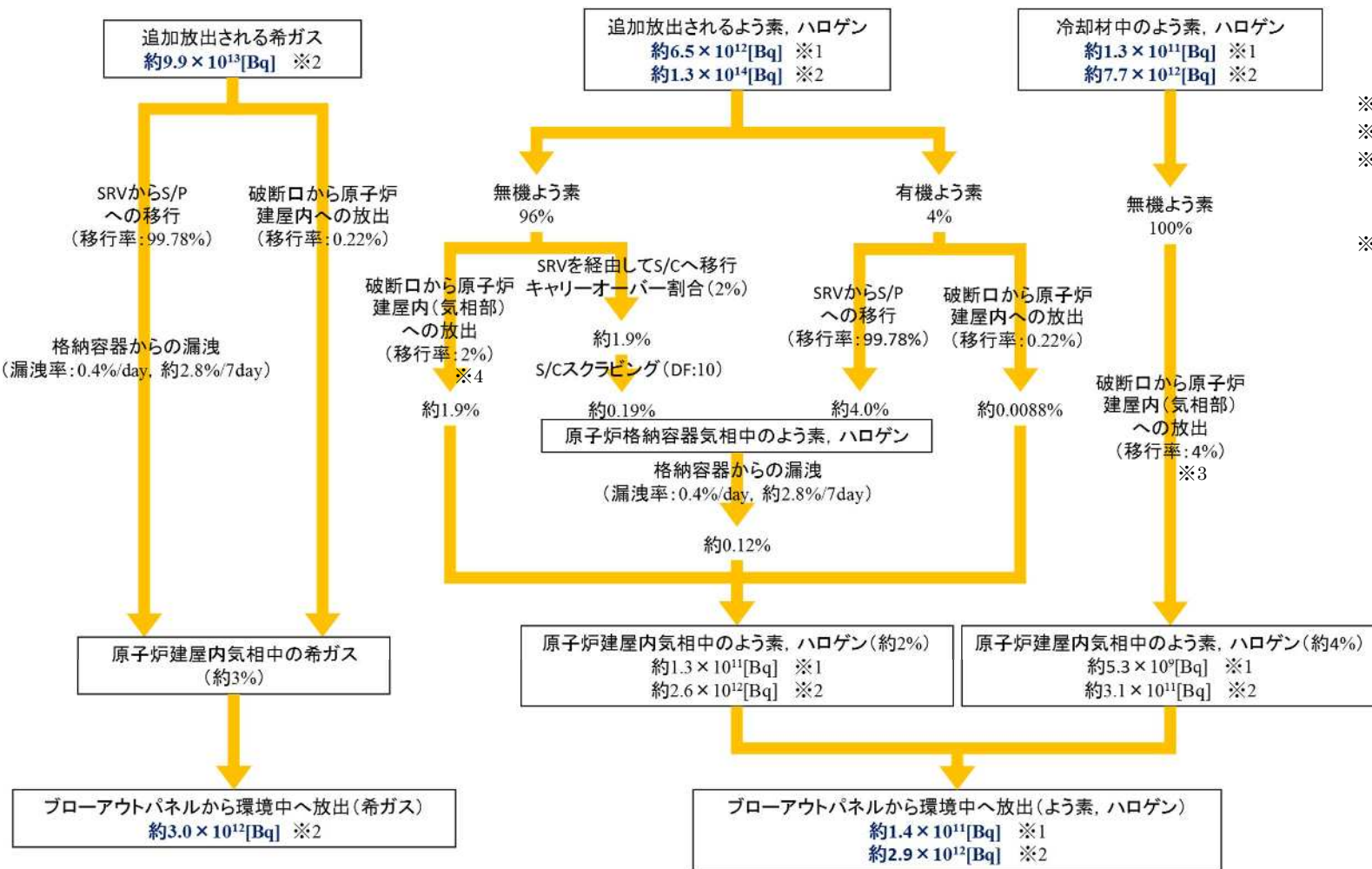


(a) 平面図



(b) 断面図

図6 原子炉建屋／中央制御室の配置と換気口・ブローアウトパネルの位置関係
(インターフェイスシステム LOCA)



- ※1 I-131 等価量
 ※2 ガンマ線 0.5MeV 換算値
 ※3 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算定した。
 ※4 燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、急速減圧するまではその低下割合に応じた量の放射性物質が冷却材中に放出されるものとし、急速減圧以降はギャップ内の残りの放射性物質が全て冷却材中に放出されるものとして、冷却材中の放射性物質の濃度を決定し、その冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発分の割合として算定した。

図7 核分裂生成物の環境中への放出について (インターフェイスシステム LOCA 時)

(参考) 高圧炉心注水系の吸込配管の全周破断を想定した場合の現場環境について

インターフェイスシステム LOCA 発生箇所は、高圧炉心注水系の吸込配管としており、低圧設計部の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、実耐力を踏まえた評価を行った結果、破断面積は 1cm^2 を超えないことを確認している。したがって、インターフェイスシステム LOCA により、高圧炉心注水系の吸込配管に全周破断(破断面積約 127cm^2 *)が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、ここでは、全周破断の発生を想定した場合の現場環境について示す。

※高圧炉心注水系スパージャから破断口に至る経路のうち、高圧炉心注水系ノズル部において臨界流が生じるとし、破断面積を約 127cm^2 とする

・評価条件

MAAP 解析の主要な仮定を以下に示す。

前提条件：事象発生と同時に外部電源喪失し原子炉スクラム、
インターフェイスシステム LOCA の発生箇所は、高圧炉心注水系吸込配管
(破断面積約 127cm^2 (全周破断))

事故シナリオ：弁誤開又はサーベイランス時における全開誤操作（連続開）
(この時内側テストブルチェックも同時に機能喪失（全開）)
・状況判断の開始（弁の開閉状態確認，HPCF 室漏えい検出，ポンプ吐出圧力，エリアモニタ指示値上昇）
原子炉水位 L2 到達：原子炉隔離時冷却系の自動起動
約 15 分後：急速減圧
原子炉水位 L1.5 到達：高圧炉心注水系の自動起動
約 3 時間後：原子炉区域・タービン区域換気空調系を復旧

その他の評価条件は 5. で示したものと同一とする。また、図 8 に本評価における原子炉建屋のノード分割モデルを示す。

・評価結果

図 9～11 に全周破断時の原子炉建屋の環境条件を示す。図 9～11 に示すとおり、原子炉建屋の環境条件は、電動弁の耐環境設計(温度 100°C 、蒸気環境、6 時間継続)を下回ることから、仮に全周破断が発生し、かつ、隔離操作が遅れた場合においても、電動弁は機能喪失することはない、中央制御室での隔離操作は可能である。

また、事象発生 3 時間後に原子炉区域・タービン区域換気空調系を復旧し使用開始を想定した場合、原子炉建屋の温度は約 32°C まで低下することから、酸素呼吸器、耐熱服等の防護装備の着用を実施することで現場での隔離作業は可能である。

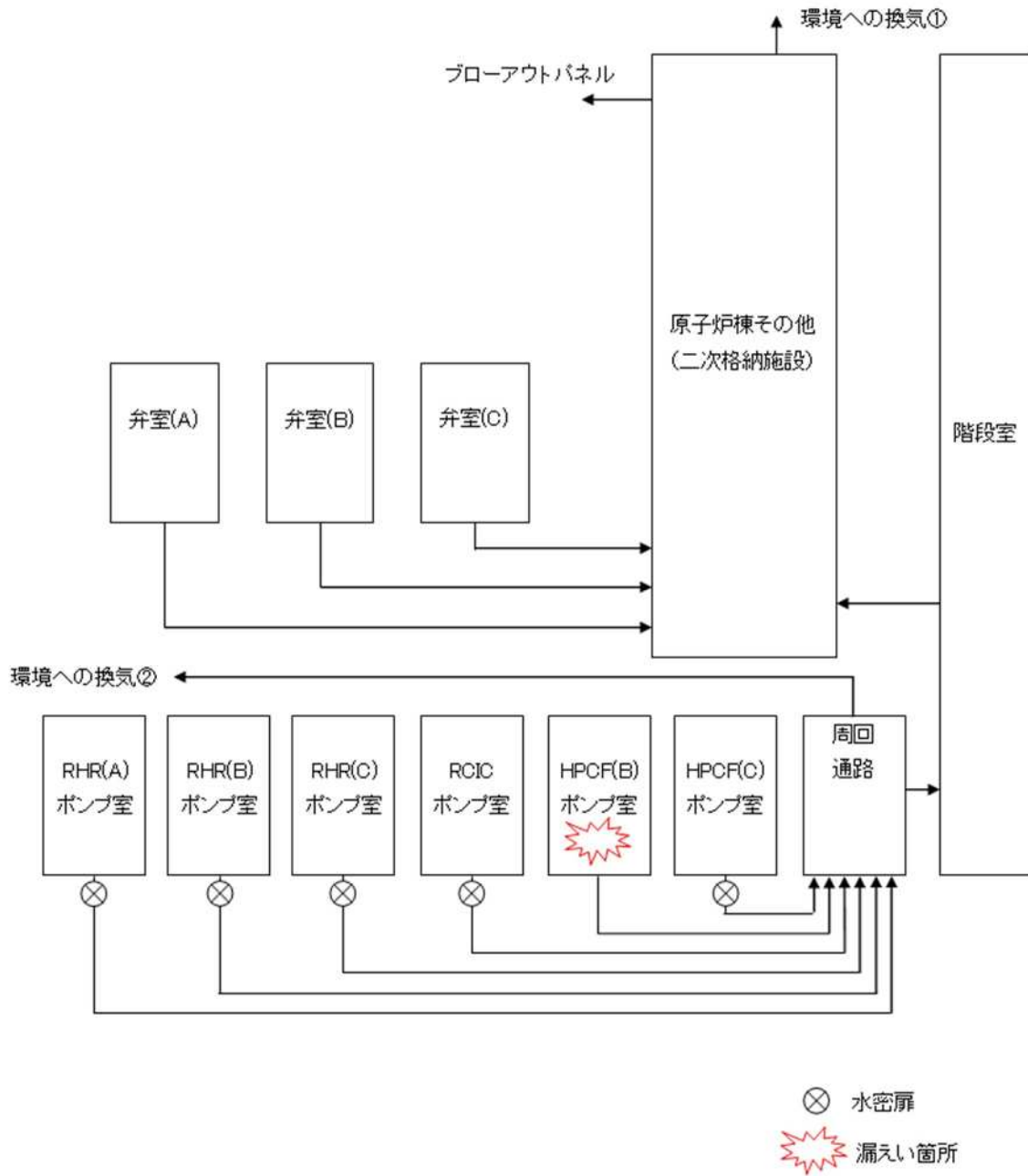


図8 インターフェイスシステム LOCA における原子炉建屋ノード分割モデル
(全周破断, 原子炉区域・タービン区域換気空調系の復旧を考慮)

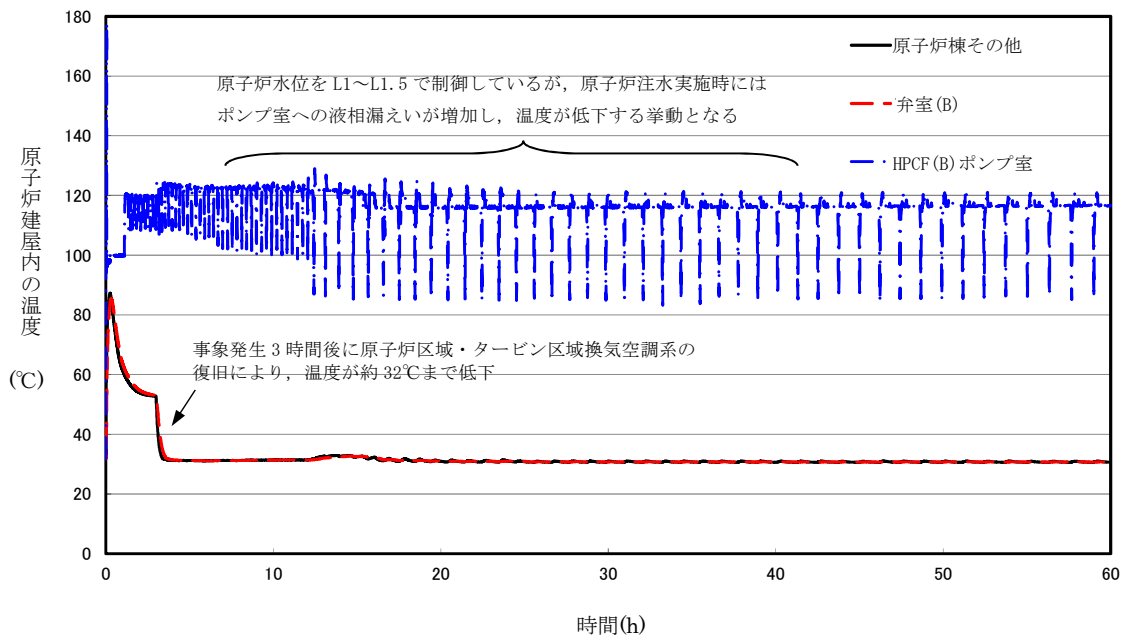


図9 原子炉建屋内の温度の時間変化
(全周破断, 原子炉区域・タービン区域換気空調系の復旧を考慮)

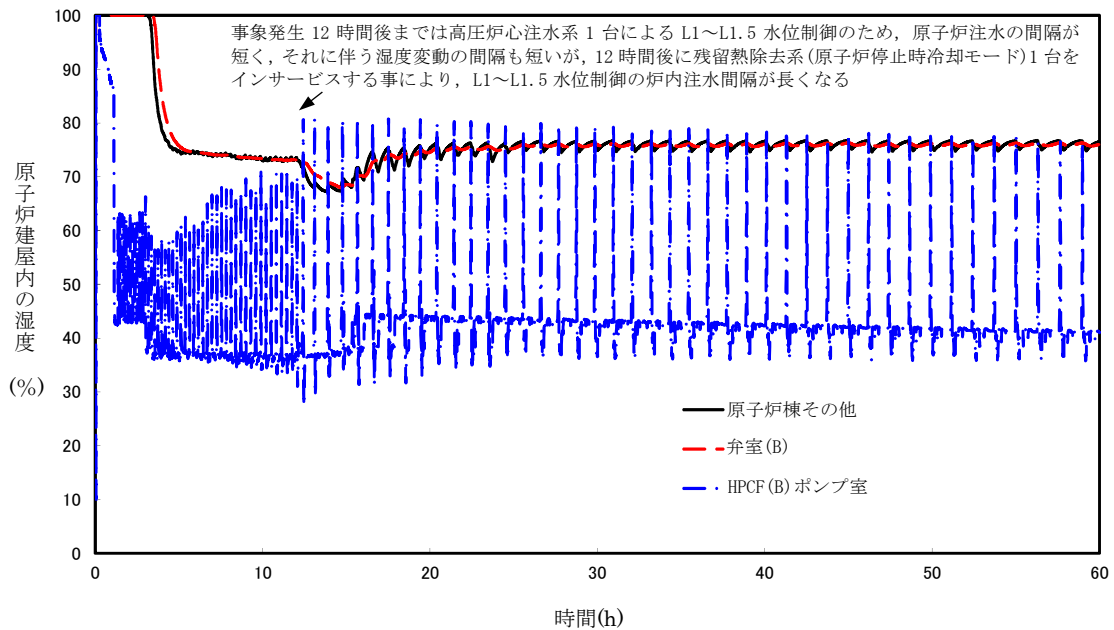


図10 原子炉建屋内の湿度の時間変化
(全周破断, 原子炉区域・タービン区域換気空調系の復旧を考慮)

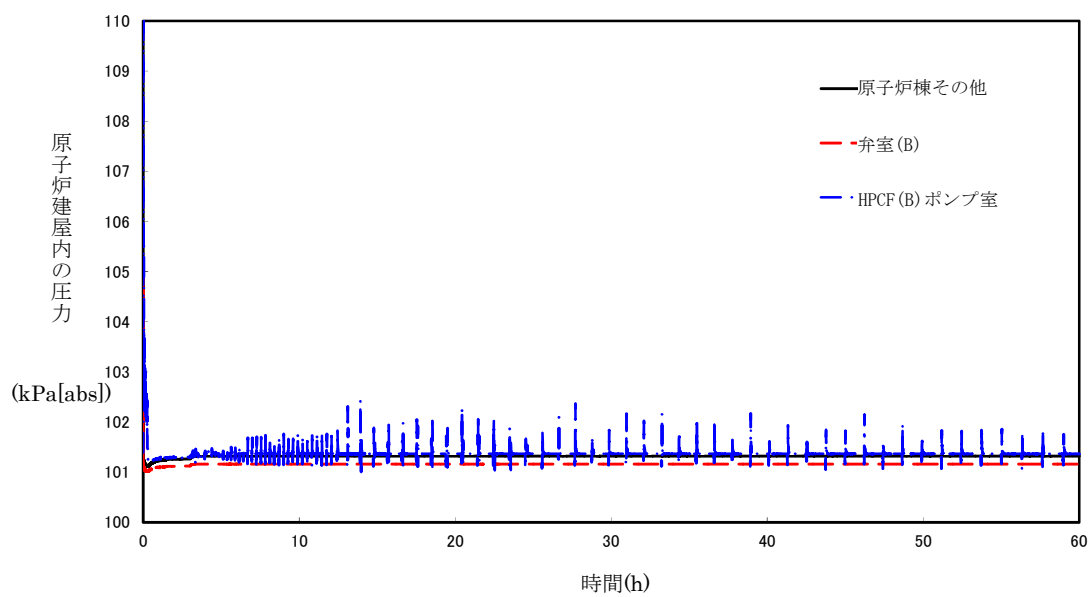


図 11 原子炉建屋内の圧力の時間変化
 (全周破断, 原子炉区域・タービン区域換気空調系の復旧を考慮)

(補足) 低圧注水系の中圧設計部における実耐力評価について

低圧注水系の注入ラインは、隔離弁として高圧設計の弁 2 弁に加え、中圧設計の弁 1 弁に期待できることから、高圧設計の弁 2 弁の高圧炉心注水系に比較して ISLOCA の発生頻度は十分低いとして除外している。

ここでは、低圧注水系の配管、弁及び計装設備の耐圧バウンダリとなる箇所に対して、各構造の実耐力を踏まえた評価を行った結果を示す。

(1) 過圧条件について

ISLOCA による低圧注水系の中圧設計部の過圧条件については、高圧炉心注水系における ISLOCA 発生時の漏えい評価と同じとし、以下のとおりとした。

- ・ 圧力 : 7.5MPa
- ・ 温度 : 288°C

(2) 構造健全性評価の対象とした機器等について

低圧注水系の中圧設計部において圧力バウンダリとなる範囲を抽出し、具体的には下記の対象範囲について評価を行った。

- a) 配管 (ドレン/ベント, 計装配管等の小口径配管も対象に含む)
- b) 計装設備 (圧力バウンダリ内に接続されている計器)
- c) 弁 (圧力バウンダリとなる弁)
- d) フランジ部 (ボルトの伸びによる漏えい量評価を実施)
- e) 熱交換器

具体的な対象箇所については図-補 1 から図-補 5 に示す。

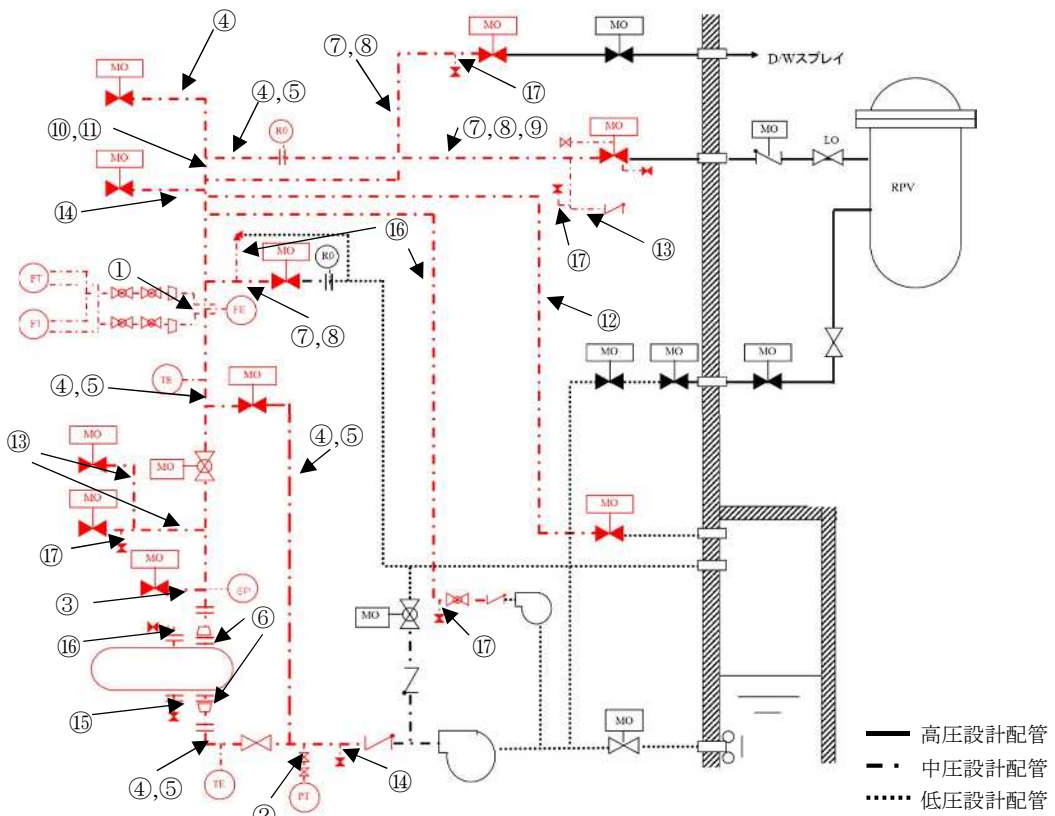


図-補1：評価対象の配管範囲

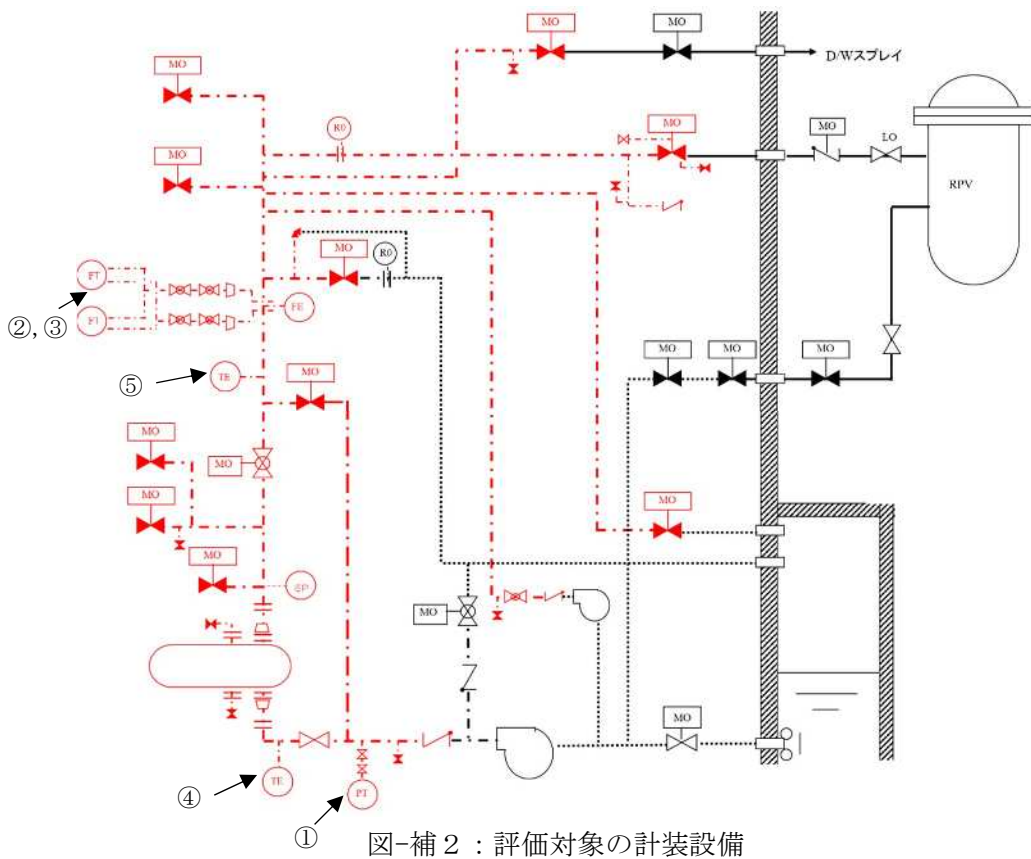


図-補2：評価対象の計装設備

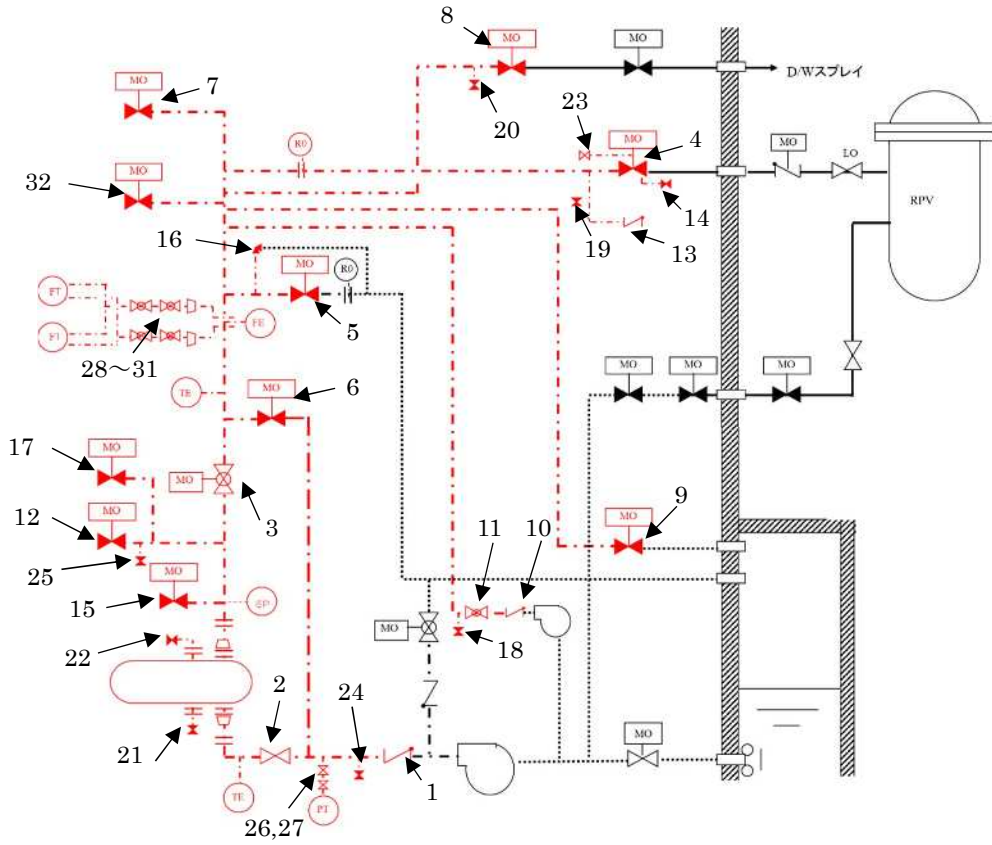


図-補3：評価対象の弁

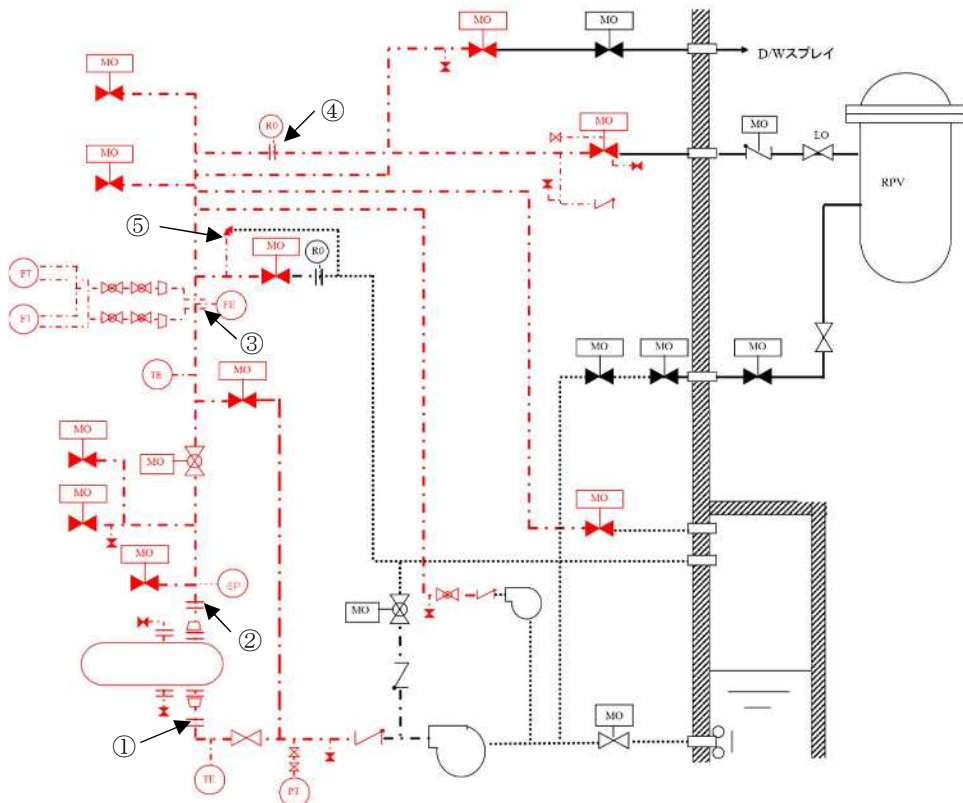


図-補4：評価対象のフランジ

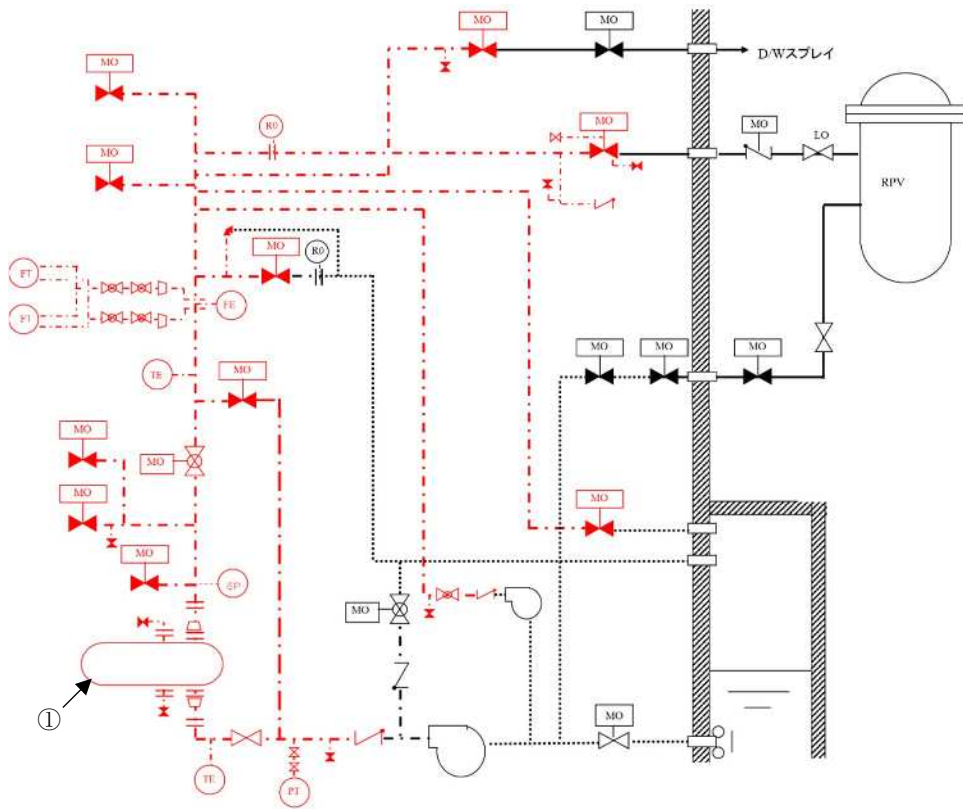


図-補5：評価対象の熱交換器

(3) 構造健全性評価の結果

各機器等に対する評価結果について以下に示す。各機器等において、漏えいは発生しない結果となった。

a) 配管

No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	ts (mm)	t ^{※1} (mm)	判定 ^{※2} (ts ≥ t)
①	7.5	288	21.7	3.7	STPT410	3.3	0.8	○
			27.2	3.9	STPT410	3.5	1.0	○
			17.3	2.3	SUS304TP	2.0	0.6	○
			9.52	2.0	SUS304TP	2.0	0.4	○
			9.52	1.3	SUS304TP	1.3	0.4	○
②			27.2	3.9	STPT410	3.5	1.0	○
			17.3	2.3	SUS304TP	2.0	0.6	○
			9.52	2.0	SUS304TP	2.0	0.4	○
			9.52	1.3	SUS304TP	1.3	0.4	○
③			27.2	2.9	SUS316LTP	2.6	1.1	○
			27.2	3.9	SUS316LTP	3.5	1.1	○
④			318.5	14.3	STPT410	12.51	11.27	○
⑤			318.5	17.4	STS410	15.22	11.27	○
⑥			508.0	26.2	STS410	22.92	17.98	○
⑦			267.4	15.1	STS410	13.21	9.46	○
⑧			267.4	12.7	STPT410	11.11	9.46	○
⑨			267.4	15.1	STPT410	13.21	9.46	○
⑩	125.5	11.6	SFVC2B	10.00	3.83	○		
⑪	114.3	6.0	SFVC2B	4.40	3.49	○		
⑫	114.3	6.0	STPT410	5.25	4.05	○		
⑬	165.2	7.1	STPT410	6.21	5.85	○		
⑭	60.5	5.5	STPT410	4.81	2.14	○		
⑮	48.6	5.1	STPT410	4.46	1.72	○		
⑯	34.0	4.5	STPT410	3.93	1.21	○		
⑰	27.2	3.9	STPT410	3.41	0.97	○		

※1 : $t = PD_0 / (2S \eta + 0.8P)$

※2 : 管の最小厚さ (ts) が管の計算上必要な厚さ (t) 以上であること

b) 計装設備

No.	圧力 (MPa)	計装設備耐圧 (MPa)	判定	破断想定箇所	開口面積 (cm ²)
① (E11-PT-005)	7.5	14.7	○	破断箇所なし	—
②, ③ (E11-FT-008-1, 2)		22.1	○	破断箇所なし	—

温度計については、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。

No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	材料	応力許容値 (MPa) ^{※1}	外圧による 応力(MPa) ^{※2}	破断想 定箇所	開口面積 (cm ²)
④ (E11-TE-006)	7.5	288	SUS316L	144.66	16.92	破断箇 所なし	—
⑤ (E11-TE-007)			SUS316L	144.66	16.92	破断箇 所なし	—

※1：許容応力 1.5S

※2：厚肉円筒に外圧が掛かった場合の円周方向の応力

c) 弁

No.	弁 No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	口径 (A)	型式	材料	弁の許容圧力 (MPa) (300°C)	判定※1	ts (mm)	t ^{※2} (mm)	判定※3 (ts ≥ t)
1	E11-F002	7.5	288	300	CH	SCPL1	4.79	×	20.0	19.5	○
2	E11-F003			300	WG	SCPL1	4.79	×	19.0	6.82 ^{※4}	○
3	E11-F004			300	GL	SCPL1	4.79	×	18.5	7.86 ^{※4}	○
4	E11-F005			250	WG	SCPL1	14.38	○	—	—	—
5	E11-F008			250	GL	SCPL1	4.79	×	22.0	11.16 ^{※4}	○
6	E11-F013			300	GL	SCPL1	4.79	×	18.5	7.86 ^{※4}	○
7	E11-F014			300	WG	SCPL1	4.79	×	19.0	6.82 ^{※4}	○
8	E11-F017			250	GL	SCPL1	4.79	×	17.0	6.62 ^{※4}	○
9	E11-F019			100	WG	SCPH2	5.00	×	14.0	9.5	○
10	E11-F023			25	CL	S28C	9.97	○	—	—	—
11	E11-F024			25	STCH	S28C	9.97	○	—	—	—
12	E11-F029			150	WG	SCPH2	5.00	×	16.0	11.6	○
13	E11-F033			150	CH	SCPH2	5.00	×	14.0	11.4	○
14	E11-F034			20	GL. BS	S28C	14.97	○	—	—	—
15	E11-F043			20	GL	SUSF316L	5.64	×	9.0	6.3	○

※1：弁の許容圧力が評価条件以上であること

※2： $t = t_1 + ((P - P_1)(t_2 - t_1)) / (P_2 - P_1)$

※3：弁箱，弁ふたの最小厚さ（ts）が計算上必要な厚さ（t）以上であること

※4： $t = Pd / (2S - 1.2P)$ を適用

No.	弁 No.	圧力 (MPa)	温度 (°C)	口径 (A)	型式	材料	弁の許容圧力 (MPa) (300°C)	判定※1	ts (mm)	t (mm)	判定※2 (ts ≥ t)
16	E11-F051	7.5	288	25×50	RV. BS	SCPH2	5.70	×	9.0	4.8	○
17	E11-F061			150	WG	SCPH2	5.00	×	16.0	11.6	○
18	E11-F502			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
19	E11-F504			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
20	E11-F511			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
21	E11-F519			40	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
22	E11-F521			25	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
23	E11-F524			20	GL	S28C	14.97	○	—	—	—
24	E11-F527			50	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
25	E11-F539			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
26	E11-F706			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
27	E11-F707			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
28	E11-F708			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
29	E11-F709			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
30	E11-F710			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
31	E11-F711			20	GL	S28C	9.97	○	—	—	—
32	T49-F010	50	GL	S25C	5.00	×	19.0	5.9	○		

※1：弁の許容圧力が評価条件以上であること

※2：弁箱，弁ふたの最小厚さ（ts）が計算上必要な厚さ（t）以上であること

d) フランジ部

No.	圧力 (MPa)	伸び量 (mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	漏えい 面積 (cm ²)
		+	-	+	-	-	-			
		$\Delta L1$	$\Delta L0$	$\Delta L2$	$\Delta L3$	$\Delta L4$	$\Delta L5$			
①	7.5	0.06	0.07	0.37	0.36	-	0.01	320	-0.01	0.00
②		0.06	0.07	0.37	0.36	-	0.01	320	-0.01	
③		0.08	0.07	0.39	0.36	0.01	0.03	320	0.00	
④		0.08	0.07	0.42	0.36	0.05	0.03	320	-0.01	
⑤		0.01	0.04	0.16	0.15	-	0.01	49	-0.03	

$\Delta L1$: 荷重によるボルト伸び量

$\Delta L0$: 初期締付によるボルト伸び量

$\Delta L2$: ボルト熱伸び量

$\Delta L3$: フランジ熱伸び量

$\Delta L4$: オリフィス熱伸び量

$\Delta L5$: ガスケット内外輪熱伸び量

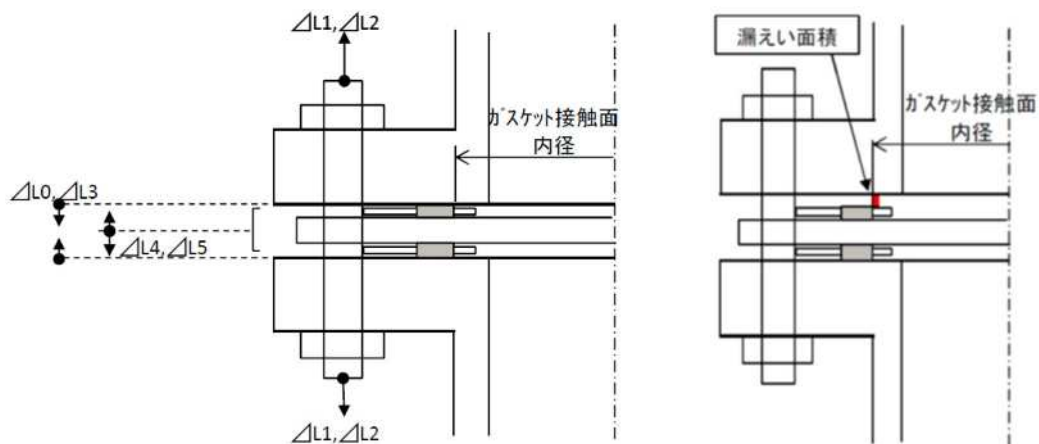


図-補6 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置

e) 熱交換器

No.	計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	実機の値	判断基準	判定
①	管側鏡板	7.5	288	24.63mm(最小厚さ)	13.44mm(必要厚さ) ^{※1}	○
	管板			218.00mm(最小厚さ)	190.35mm(必要厚さ) ^{※1}	○
	管側出入口管台			29.10mm(最小厚さ)	7.50mm(必要厚さ) ^{※1}	○
	管側ベント管台			13.50mm(最小厚さ)	2.70mm(必要厚さ) ^{※1}	○
	管側ドレン管台			6.20mm(最小厚さ)	2.70mm(必要厚さ) ^{※1}	○
	伝熱管			1.02mm(最小厚さ)	0.67mm(必要厚さ) ^{※1}	○
	管側出入口管台 (補強計算)			$8.323 \times 10^3 \text{ mm}^2$ (補強に有効な面積)	$6.307 \times 10^3 \text{ mm}^2$ (補強に必要な面積) ^{※1}	○
	管側出入口管台 フランジ(ボルト)			$1.349 \times 10^4 \text{ mm}^2$ (総断面積)	$6.593 \times 10^3 \text{ mm}^2$ (所要総断面積) ^{※2}	○
	管側出入口管台 フランジ			204MPa (発生応力)	262MPa (許容応力) ^{※1}	○

※1：1次一般膜応力 0.6Su 適用値

※2：許容応力 F/1.5 を適用

計算部位	圧力 (MPa)	温度 (°C)	伸び量 (mm)		ガスケット部 GAP (mm)	漏えい面積 (cm ²)
			△L	△LT		
ガスケット部	7.5	288	0.026	-0.044	-0.018	0.00

△L：荷重によるボルト伸び量

△LT：温度影響を考慮したガスケット部の伸び量

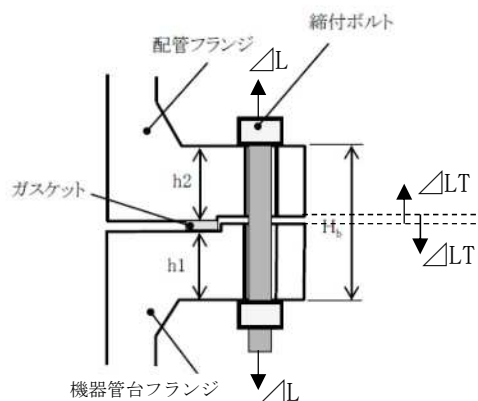


図-補7：フランジ部外形

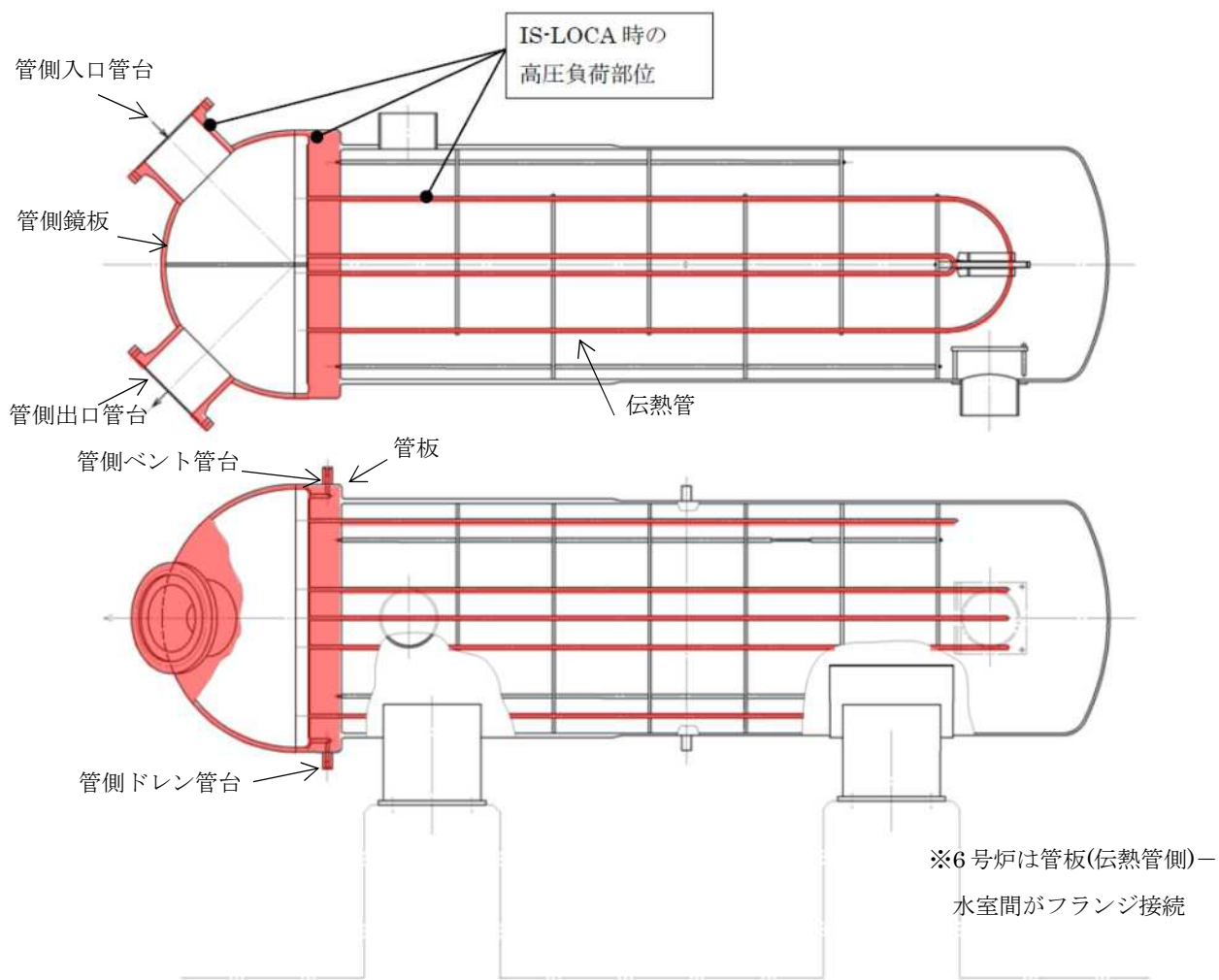


図-補 8 : 残留熱除去系の熱交換器 外形図 (7号炉)

なお、6号炉においては残留熱除去系の熱交換器の管板(伝熱管側)-水室間がフランジでの接続である。当該のフランジ接続部の評価結果を示す。

No.	圧力 (MPa)	伸び量 (mm)						内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	漏えい 面積 (cm ²)
		+	-	+	-	-	-			
		△L1	△L0	△L2	△L3	△L4	△L5			
①	7.5	0.57	0.60	1.47	1.43	-	0.01	1660	0.00	0.00

△L1：荷重によるボルト伸び量

△L0：初期締付によるボルト伸び量

△L2：ボルト熱伸び量

△L3：フランジ熱伸び量

△L4：オリフィス熱伸び量

△L5：ガスケット内外輪熱伸び量

※ 各部材の伸び方向及び伸び時隙間想定位置は図-補6を参照

(4)まとめ

(3)で示したとおり、低圧注水系において中圧設計部が過圧された場合も、漏えいは発生しないと考えられる。また、低圧注水系については、原子炉压力容器から低圧設計部の間に存在する3弁に期待できる。したがって、低圧設計部までの隔離弁数が2弁の高圧炉心注水系に比較してISLOCAの発生頻度は低くなると考えられる。

よって、有効性評価においては、ISLOCA発生時の破断箇所として、ISLOCAが発生する可能性が最も高い高圧炉心注水系を選定し、重大事故等対策の有効性を確認している。

以上

安定状態について

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能（格納容器圧力逃がし装置等，残留熱除去系又は代替循環冷却系）により，格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ，また，原子炉格納容器除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定状態が確立されたものとする。

【安定状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生 4 時間後に高圧炉心注水系の破断箇所を現場操作にて隔離されることで漏えいが停止し，健全側の高圧炉心注水系による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持され，原子炉安定停止状態が確立される。

原子炉格納容器安定状態の確立について

残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を開始することで，冷温停止状態に移行することができ，原子炉格納容器安定状態が確立される。

また，重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定状態の維持について】

上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。

また，残留熱除去系機能を維持し，除熱を行うことによって，安定状態の維持が可能となる。

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（インターフェイスシステム LOCA）

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（インターフェイスシステム LOCA）

【SAFER】

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。
	燃料棒表面熱伝達、気液熱非平衡、沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて10℃～150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIST-ABWRの実験解析において燃料被覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。	解析コードは、炉心が冠水維持する場合には燃料被覆管温度は上昇しないため不確かさは小さい。原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心が冠水維持される実験解析では燃料被覆管温度をほぼ同等に評価する。有効性評価解析においても、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。	解析コードは酸化量及び酸化反応に伴う発熱量の評価について保守的な結果を与えるため、解析結果は燃料被覆管酸化を大きく評価する可能性がある。よって、実際の燃料被覆管温度は低くなり、原子炉水位挙動に影響を与える可能性があるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析コードは燃料被覆管の酸化について、酸化量及び酸化反応に伴う発熱量に保守的な結果を与え、燃料被覆管温度を高めに評価するが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。従って、ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。	解析コードは燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂の判定としてベストフィット曲線を用いる場合においてもおおむね保守的な判定結果を与えるものとする。仮に格納容器内雰囲気放射線レベル計（CAMS）を用いて、設計基準事故相当のγ線線量率の10倍を超える大量の燃料被覆管破裂を計測した場合には、炉心損傷後の運転操作を適用する必要があるが、格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱操作の起点が、格納容器圧力が限界圧力に到達するまでとなる。しかしながら、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	燃料被覆管温度を高めに評価することから、破裂判定は厳しめの結果を与える。原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。
	沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、二相水位変化は、解析結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（蒸気単相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは20℃～40℃程度である。	運転操作はシュラウド外水位（原子炉水位計）に基づく操作であることから運転操作に与える影響は原子炉圧力容器の分類にて示す。	炉心内の二相水位変化をおおむね同等に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。
原子炉圧力容器	沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位（シュラウド外水位）に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。	初期の注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	シュラウド外水位を適切に評価することから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWRの実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。	原子炉注水開始は自動起動であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	主蒸気逃がし弁流量は、設定圧力で設計流量が放出されるように入力で設定するため不確かさの影響はない。破断口からの流出は実験結果と良い一致を示す臨界流モデルを適用している。有効性評価解析でも圧力変化を適切に評価し、原子炉への注水のタイミング及び注水流量を適切に評価するため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値（約310℃）を上回ることはないことから評価項目となるパラメータに影響を与えることはない。
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づく原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。	「解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響」にて確認。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（インターフェイスシステム LOCA）（1/2）

項目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	3,925MWt 以下 (実績値)	定格原子炉熱出力として設定 原子炉熱出力のゆらぎを考慮した最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の運転員等操作時間への影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。	最確条件とした場合は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱が緩和される。最確条件とした場合の評価項目となるパラメータに与える影響は、最大線出力密度及び原子炉停止後の崩壊熱にて説明する。
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	約7.05MPa[gage]～ 約7.12MPa[gage] (実測値)	定格原子炉圧力として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、原子炉圧力は逃がし安全弁により制御されるため事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカート下端から+119cm)	通常運転水位 (セパレータスカート下端から約+116cm～約+119cm) (実測値)	通常運転時の原子炉水位として設定	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、ゆらぎの幅は事象発生後の水位低下量に対して非常に小さい。例えば、原子炉スクラム10分後までの崩壊熱による原子炉水位の低下量は、高圧が維持された状態でも通常運転水位約-4mであるのに対してゆらぎによる水位低下量は約-30mmであり非常に小さい。したがって、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	炉心流量	52,200t/h (定格流量(100%))	定格流量の約91%～ 約110% (実測値)	定格流量として設定	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心の反応度補償のため初期値は変化するが、事象発生後早期に原子炉はスクラムするため、初期炉心流量が事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料	9×9燃料(A型)	装荷炉心ごと	9×9燃料(A型)と9×9燃料(B型)は、熱水的な特性はほぼ同等であり、燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されることから、代表的に9×9燃料(A型)を設定	最確条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、9×9燃料のA型又はB型の炉心となるか、それらの混在炉心となるが、いずれの型式も燃料の熱水力特性はほぼ同等であり、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	最大線出力密度	44.0kW/m	約42kW/m以下 (実績値)	設計限界値として設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉注水は原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の自動起動により行われ、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、原子炉水位は有効燃料棒頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持されるため、燃料被覆管の最高温度は初期値(約310℃)を上回ることはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度33GWd/t	ANSI/ANS-5.1-1979 平均的燃焼度約30GWd/t (実績値)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和されるが、操作手順(炉心冠水操作)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、本重要事故シーケンスは格納容器バイパス事象であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部水源の温度	50℃(事象開始12時間以降は45℃,事象開始24時間以降は40℃)	約35℃～約50℃ (実測値)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定 最確条件を包絡できる条件	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため、原子炉注水による炉心冷却効果は高くなるが、操作手順(炉心を冠水維持する操作)に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	最確条件とした場合は、解析条件で設定している水温よりも低くなる可能性があるため、原子炉水位回復までの挙動に影響する可能性はあるが、この顕熱分の影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	外部水源の容量	約21,400m³	21,400m³以上 (淡水貯水池水量+復水貯蔵槽水量)	淡水貯水池及び通常運転中の復水貯蔵槽の水量を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも水源容量の余裕は大きくなる。また、事象発生12時間後からの可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による補給により復水貯蔵槽は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—
	燃料の容量	約2,040kL	2,040kL以上 (軽油タンク容量)	通常時の軽油タンクの運用値を参考に設定	最確条件とした場合は、解析条件よりも燃料容量の余裕は大きくなる。また、事象発生直後から最大負荷運転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	—

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（インターフェイスシステム LOCA）（2/2）

項目		解析条件（初期条件、事故条件及び機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象	高圧炉心注水系の吸込配管の破断（破断面積10cm ² ）	—	圧力応答評価に基づき評価された漏えい面積に十分に余裕をとった値として設定	—	—
	安全機能の喪失に対する仮定	インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心注水系の機能喪失	—	インターフェイスシステム LOCA が発生した側の高圧炉心注水系が機能喪失するものとして設定		
	外部電源	外部電源なし	—	外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定		
機器条件	原子炉スクラム信号	炉心流量急減（遅れ時間：2.05 秒）	炉心流量急減（遅れ時間：2.05 秒）	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位低（レベル2）にて自動起動 182m ³ /h（8.12～1.03MPa [dif]において）注水	原子炉水位低（レベル2）にて自動起動 182m ³ /h（8.12～1.03MPa [dif]において）注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	高圧炉心注水系	原子炉水位低（レベル1.5）にて自動起動 727m ³ /h（0.69MPa [dif]において）にて注水	原子炉水位低（レベル1.5）にて自動起動 727m ³ /h（0.69MPa [dif]において）にて注水	高圧炉心注水系の設計値として設定	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
	逃がし安全弁	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個開による原子炉急速減圧	自動減圧機能付き逃がし安全弁の8個開による原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (インターフェイスシステム LOCA)

項目		解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
		解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生 15 分後	インターフェイスシステム LOCA の発生を確認した後, 中央制御室において隔離操作を行うが, その隔離操作失敗の判断時間及び逃がし安全弁の操作時間を考慮して事象発生 15 分後を設定	<p>【認知】 高圧炉心注水系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であり, 隔離箇所の認知及びその隔離操作の失敗の認知についても容易であり, 認知の遅れから操作開始時間に与える影響なし。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり, 運転員は中央制御室に常駐していることから, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作所要時間】 逃がし安全弁による原子炉減圧操作は制御盤の操作スイッチによる操作のため, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】 原子炉減圧操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	破断箇所の隔離操作の失敗の認知により原子炉減圧の操作開始時間は変動する可能性があるが, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉注水により, 炉心は冠水維持されるため, 原子炉水位維持の点では問題とならない。	実態の操作開始時間が早まった場合, 原子炉減圧時点の崩壊熱が大きくなるが, 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により, 炉心は冠水維持されるため, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の原子炉注水により, 炉心は冠水維持されることから, 時間余裕がある。	中央制御室における操作のため, シミュレータにて訓練実績を取得。訓練では, 逃がし安全弁による原子炉減圧操作開始まで約 1 分。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。
	高圧炉心注水系の破断箇所隔離操作	事象発生 4 時間後に隔離完了 (事象発生 3 時間後に操作開始)	破断面積 10cm ² のインターフェイスシステム LOCA 発生時における原子炉建屋原子炉区域の現場環境条件を考慮し, 運転員の現場移動時間及び操作時間等を踏まえて設定	<p>【認知】 高圧炉心注水系の電動弁の開閉試験にて発生した事象であり, 隔離箇所を認知することは容易であり, 認知の遅れから操作開始時間に与える影響なし。</p> <p>【要員配置】 現場操作のため, 中央制御室の運転員とは別に現場操作を行う運転員 (現場) を配置している。運転員 (現場) は, 高圧炉心注水系の破断箇所の隔離操作を行っている期間, 他の操作を担っていない。よって, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動】 運転員 (現場) は中央制御室から操作現場である原子炉建屋 1 階までのアクセスルートは通常 20 分程度で移動可能であるが, それに時間余裕を加えて操作所要時間を想定している。このため, 移動が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 誤操作した電動弁を閉める操作であり, 簡単な操作であるため操作所要時間が操作開始時間に与える影響なし。</p> <p>【他の並列操作有無】 隔離操作時に, 当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく, 操作時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】 現場操作は, 操作の信頼性の向上や要員の安全のため, 2 人 1 組で実施することとしており, 誤操作は起こりにくく, 誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	隔離操作を実施すべき弁を容易に認知でき, 現場での操作場所は漏えい箇所と異なる場所にあり, 漏えいの影響を受けにくいため, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さいことから, 運転員等操作時間に与える影響も小さい。	隔離操作の有無に関わらず, 健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により, 炉心は冠水維持されるため, 評価項目となるパラメータに与える影響はない。	隔離操作の有無に関わらず, 健全側の高圧炉心注水系の原子炉注水継続により, 炉心は冠水維持されることから, 時間余裕がある。	訓練実績等より, 高圧炉心注入隔離弁の電動弁手動閉操作に, 状況確認及び移動時間を含め約 1 時間で完了する見込みを得た。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

7 日間における燃料の対応について（インターフェイスシステム LOCA）

プラント状況：6号及び7号炉運転中。1～5号炉停止中。

事象：インターフェイスシステム LOCA は6号及び7号炉を想定。保守的に全ての設備が、事象発生直後から燃料を消費するものとして評価する。

なお、全プラントで外部電源喪失が発生することとし、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等、プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 753kL</u>	7号炉軽油タンク容量は <u>約 1,020kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,493L/h×24h×7日×3台=752,472L		
6号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 753kL</u>	6号炉軽油タンク容量は <u>約 1,020kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3台起動。 ※1 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,493L/h×24h×7日×3台=752,472L		
1号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 632kL</u>	1号炉軽油タンク容量は <u>約 632kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 632kL</u>	2号炉軽油タンク容量は <u>約 632kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
3号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 632kL</u>	3号炉軽油タンク容量は <u>約 632kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
4号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 632kL</u>	4号炉軽油タンク容量は <u>約 632kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
5号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 632kL</u>	5号炉軽油タンク容量は <u>約 632kL</u> (※3) であり、 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ※2 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1,879L/h×24h×7日×2台=631,344L		
その他	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 <u>約 13kL</u>	1～7号炉軽油タンク 及びガスタービン発電機 用燃料タンク（容量 <u>約 100kL</u> ）の 残容量（合計）は <u>約 621kL</u> であり、 7日間対応可能。
	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 1台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 45L/h×24h×7日=7,560L モニタリング・ポスト用発電機 3台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定） 9L/h×24h×7日×3台=4,536L		

※1 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は2台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機3台を起動させて評価した。

※2 事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが、保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

※3 保安規定に基づく容量。

格納容器ベント実施に伴う現場作業の被ばく評価について

格納容器ベント実施に伴う現場作業は放射線環境下での作業となることから、作業の成立性を確認するために、各作業の被ばく評価を実施する。なお、中央制御室又は現場のいずれにおいても同等の操作が可能な場合については、高線量環境が予想される現場での作業線量のみについて記載する。

評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061918 号 原子力規制委委員会決定）」（以下「審査ガイド」という。）を参照した。

1. 想定する作業と作業時間帯、作業エリア

評価対象は、格納容器ベント実施に伴う作業とする。格納容器ベントの実施前及び実施後における作業の作業場所、作業時間帯及び評価時間を第 1-1 表及び第 1-1 図から第 1-5 図に示す。また、第 1-6 図から第 1-11 図に各評価時間の設定根拠を示す。

各作業の評価時間には、作業場所への往復時間を含める。

格納容器ベント実施後の屋外の各作業の往復時間における被ばく評価に当たっては、移動中における線量率が、作業場所（線源となるよう素フィルタ等の近傍）における線量率よりも小さいことを考慮し、作業場所よりも線量影響が小さい場所を評価点とした。

格納容器ベント実施前の屋外及び屋内の各作業の被ばく評価に当たっては、移動時間も含めて、作業場所を代表評価点とした。ただし、フィルタベント大気放出ラインドレン弁の閉操作の被ばく評価に当たっては、移動中は屋内、作業中は屋外にいるものとして評価した。

2. 想定シナリオ

想定シナリオは以下のとおりとした。

- ・ 発災プラント：7 号機
- ・ 想定事象：大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失
- ・ 2 ケースについて評価
 - 事象発生約 38 時間後に格納容器ベント（W/W ベント）を実施するケース
 - 事象発生約 38 時間後に格納容器ベント（D/W ベント）を実施するケース

3. 放出放射エネルギー

大気中への放出放射エネルギーは、「V-1-7-3 中央制御室の居住性に係る説明書」と同様の評価方法にて評価した。ただし、D/W ベント時においては、ベントライン経由で放出される無機よう素に対しサプレッション・プールのスクラビング効果を見込まないものとした。評価結果を第 3-1 表から第 3-2 表に示す。

4. 大気拡散評価

大気拡散評価の条件は、評価点、着目方位、実効放出継続時間を除き、「V-1-7-3 中央制御室の居住性に係る説明書」と同じとした。「V-1-7-3 中央制御室の居住性に係る説明書」との差異となる評価条件を第 4-1 表に示す。

放射性物質の大気拡散評価の評価結果を第 4-2 表に示す。この大気拡散評価の評価結果を、本別紙のすべての現場作業の被ばく評価に適用する。

なお、第 4-2 表で示した評価結果は、着目方位を全方位（16 方位）とし、評価距離を放出点から 10m 刻みとした大気拡散評価において、最大の評価結果を与えた距離の評価結果である。このため、第 4-2 表に示す相対濃度及び相対線量は、作業エリア全域に対し、保守的な結果を与えることとなる。

5. 評価経路

被ばく経路の概念図を第 5-1 図及び第 5-2 図に示す。

6. 評価方法

(1) 原子炉建屋外での作業

a. 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

原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による実効線量は、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、施設の位置、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。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。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、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を踏まえ評価した。

c. 放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

放射性雲中の放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、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を考慮した。

d. 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

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、地表面沈着効果を踏まえて評価した。

e. 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及び配管並びによろ素フィルタ内の放射

性物質による作業エリアでの被ばくは、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実効線量を、作業エリアの位置、線源の位置及び形状並びに線源を囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮して評価した。直接ガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コードを用い、スカイシャインガンマ線の評価には、QAD-CGGP2R コード及び G33-GP2R コードを用いた。

線源としては、よう素フィルタ、金属フィルタ、スクラバ水、主配管（フィルタ装置入口側）、ドレン移送ライン及び pH 計装配管内の放射性物質を考慮した。各線源の評価で想定する放射性物質の付着割合を第 6-1 表に示す。

ここで、ドレン移送ラインと pH 計装配管による寄与については、作業者が当該線源に近接することを考慮して評価を実施した。具体的には、ドレン移送ラインによる寄与については、第 1-5 図で示した評価点の結果と、評価点をドレン移送ラインの近接位置とした場合の評価結果を足し合わせて算出した。また、pH 計装配管による寄与については、pH 計装配管がフィルタベント遮蔽壁附室内の設備であることを考慮し、第 1-5 図で示した評価点における被ばく線量は評価せず、評価点を pH 計装配管の近接位置とした場合の評価のみ実施した。各作業の内容を考慮し、ドレン移送ライン及び pH 計装配管への近接時間として評価上想定した時間を第 6-2 表に示す。

なお、保守的に、ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、格納容器ベント後は常に放射性物質を含む水を内包すると想定した。

(2) 原子炉建屋内での作業

a. 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

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は、「作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばく」と「二次格納施設内の放射性物質からガンマ線による被ばく」を評価した。

作業エリア内の放射性物質からのガンマ線による被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定し、サブマージョンモデルの評価式を用いて評価した。なお、サブマージョンモデルでの計算に用いる空間容積は、6号及び7号機の一次隔離弁、二次隔離弁及びSGTS側PCVベント用水素ガスベント止め弁の作業エリア空間容積を包絡する値 を設定した。

二次格納施設内の放射性物質からのガンマ線については、原子炉建屋内の放射性物質の積算線源強度、遮蔽構造、評価点の位置等を踏まえて評価した。評価には QAD-CGGP2R コードを用いた。

b. 放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による被ばく

放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、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遮蔽効果を踏まえて評価した。

c. 原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばくは、作業エリアの放射性物質濃度が外気と同濃度*になると仮定して評価した。なお、評価に当たってはマスクの着用を考慮した。

d. 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

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は、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。

e. 格納容器圧力逃がし装置の配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内の配管内の放射性物質からのガンマ線による作業エリアでの被ばくは、配管内の放射性物質からの直接ガンマ線による実効線量を、作業エリアの位置、配管の位置及び形状並びに作業エリアを囲む壁等によるガンマ線の遮蔽効果を考慮し評価した。評価に当たっては、QAD-CGGP2R コードを用いた。

なお、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びに屋外の配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、原子炉建屋外壁が十分厚いことから影響は軽微であるとし、評価の対象外とした。また、原子炉建屋内の配管においても、配管と作業エリアとの間に十分厚い遮蔽が存在する場合は、影響は軽微であるとし評価の対象外とした。

注記 *： 格納容器ベント実施時に原子炉建屋屋上から放出されたベント流体は、熱エネルギーを持つため放出後に上昇し、さらに周囲の風場の影響を受け原子炉建屋から時間と共に離れてゆくものと考えられる。また、ベント流体の放出口（地上 39.7m）と一次隔離弁の開操作場所（W/W ベント時： ， D/W ベント時： ）は少なくとも 30m 程度の高低差があることから、放出されたベント流体が一次隔離弁の開操作場所に直接流入することはほとんど無いものと考えられる。このことから、一次隔離弁の開操作に伴う被ばくの評価においては、ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響を考慮しないものとした。

7. 評価条件

大気中への放出量及び大気拡散評価以外に関する主な評価条件を第 7-1 表に示す。

8. 評価結果

格納容器ベント（W/W ベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-1 表に示す。また、格納容器ベント（D/W ベント）の実施前及び実施後の作業における被ばく線量の評価結果を第 8-2 表に示す。

最も被ばく線量が大きくなる作業においても約 81mSv となった。したがって、緊急時作業に係る線量限度 100mSv に照らしても、作業可能であることを確認した。

なお、第 8-1 表及び第 8-2 表の評価結果は、第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のうち、評価結果が大きくなる時間帯^{*1}で作業を実施した場合の被ばく線量となり、被ばく評価の保守性も踏まえると、第 1-1 表に示す各作業の作業開始時間の範囲のいずれの時間帯においても作業は可能であると考えられる^{*2}。

また、炉心損傷前ベント後に炉心損傷の兆候が見られた場合における隔離弁の閉操作等の作業については、当該作業に係る被ばく線量が、炉心損傷後の格納容器ベントに伴う作業時の被ばくに包含されるものと考えられるため、作業可能である。

注記 *1： 支配的な被ばく経路の線量率トレンドを基に推測する。なお、格納容器ベント後においては、よう素フィルタからの寄与が支配的であり、格納容器ベントからの時間経過が短いほど、放射性物質の減衰が小さく、評価結果が大きくなる。

*2： 本被ばく評価では、非常用ガス処理系が停止した時点で、二次格納施設の換気率は無限大[回/日]となり、それまで二次格納施設内に閉じ込められていた放射性物質が一瞬にして屋外に放出されるという想定をしている。そのため、非常用ガス処理系の停止直後において、屋内及び屋外の作業環境は非常に厳しいものになるが、被ばく評価に当たって、この期間における作業実施を想定することは過度に保守的であると考えられる。したがって、非常用ガス処理系が停止してから 5 分間は評価対象期間外とした。

第 1-1 表 格納容器ベント実施前後の作業

	格納容器ベント実施前の作業					格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作	二次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 ドレン移送 ポンプ水張り	一次隔離弁の 開操作	フィルタ装置 水位調整 (水抜き)	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレンタンク 水抜き
	屋外 (原子炉建屋屋上)	屋内 (二次格納施設外)	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋内 (二次格納施設外)	屋外	屋外	屋外	屋外
作業開始時間 (事象発生後)	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	4 時間後～ 約 38 時間後	約 36 時間後～ 約 37 時間後	ベント実施時刻 (約 38 時間後)	W/W ベント時 : 63 時間後 ^{※1} D/W ベント時 : 79 時間後 ^{※1}	W/W ベント時 : 63 時間後以降 D/W ベント時 : 79 時間後以降		168 時間後以降 ^{※2}
評価時間 ^{※3}	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 5 分	移動 20 分 作業 35 分	移動 20 分 作業 40 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 5 分 3 班 : 移動 55 分 作業 25 分 ^{※4} 4 班 : 移動 20 分 作業 15 分	1 班 : 移動 55 分 作業 15 分 ^{※4} 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分 3 班 : 移動 20 分 作業 10 分	1 班 : 移動 20 分 作業 10 分 2 班 : 移動 20 分 作業 10 分

※1 スクラバ水の上限水位到達時間の評価結果から、水位調整に要する作業時間に余裕を見込み 3 時間を差し引き設定

※2 ドレンタンク内凝縮水量の評価結果を参照

※3 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャートを踏まえて整理。評価時間には作業場所への往復時間を含め、タイムチャートに記載がない場合は片道 10 分と仮定した。第 1-6 図から第 1-11 図に各評価時間の設定根拠を示す。

※4 作業時間のうち 10 分は高台での作業であることから、移動中の評価と同様に、作業場所よりも線量影響が小さい場所にいるものとして評価した。

第3-1表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)

(W/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 7.8×10^{18}	約 1.3×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.4×10^{15}	約 7.5×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 3.4×10^9	約 4.0×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 2.4×10^9	約 3.3×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 2.3×10^9	約 3.0×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 3.7×10^8	約 5.0×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 3.0×10^8	約 4.1×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 6.6×10^7	約 8.8×10^{11}

第3-2表 大気中への放出放射エネルギー (7日間積算値)

(D/W ベントの実施を想定する場合)

核種類	停止時炉心蓄積量[Bq] (gross 値)	放出放射エネルギー[Bq] (gross 値)	
		格納容器圧力逃がし装置及びよう素フィルタを経由した放出	原子炉建屋から大気中への放出
希ガス類	約 2.6×10^{19}	約 6.6×10^{18}	約 1.4×10^{17}
よう素類	約 3.4×10^{19}	約 6.1×10^{15}	約 8.0×10^{15}
Cs 類	約 1.3×10^{18}	約 5.1×10^{12}	約 4.4×10^{13}
Te 類	約 9.5×10^{18}	約 3.4×10^{12}	約 3.6×10^{13}
Ba 類	約 2.9×10^{19}	約 3.4×10^{12}	約 3.3×10^{13}
Ru 類	約 2.9×10^{19}	約 5.4×10^{11}	約 5.5×10^{12}
Ce 類	約 8.9×10^{19}	約 4.3×10^{11}	約 4.5×10^{12}
La 類	約 6.5×10^{19}	約 9.6×10^{10}	約 9.7×10^{11}

第 4-1 表 放射性物質の大気拡散評価条件

項目	評価条件	選定理由
実効放出 継続時間	<ul style="list-style-type: none"> ・ 7 号機格納容器圧力逃がし装置配管 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号機原子炉建屋 相対濃度：1 時間，相対線量：1 時間 ・ 7 号機主排気筒 相対濃度：10 時間，相対線量：10 時間 	審査ガイドを参照
放射性物質 濃度の評価点	着目方位を全方位（16 方位）とし，放出点からの距離を 10m 刻みで変更した大気拡散評価を実施し，最大の評価結果を与える距離を選定。なお，評価点高さは，各放出源の高さと同じとする。	大気拡散評価の評価結果が，作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定
着目方位	全方位	大気拡散評価の評価結果が作業エリア全域に適用可能となるよう保守的に設定

第 4-2 表 相対濃度及び相対線量

評価点	放出点及び放出点高さ※	相対濃度 [s/m ³]	相対線量 [Gy/Bq]
屋内及び 屋外の 作業エリア	7 号機格納容器圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	7 号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	7.4×10^{-18}
	7 号機主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	4.9×10^{-18}

※放出点高さは，放出エネルギーによる影響は未考慮。

第 6-1 表 配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合

項目	評価条件	選定理由
配管内、フィルタ内の線源強度の評価で用いる放射性物質の付着割合	<p>【主配管（フィルタ装置入口側）】</p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：0%</p> <p>無機よう素：10%/100m</p> <p>粒子状放射性物質：10%/100m</p>	<p>NUREG/CR-4551*を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を設定。</p> <p>配管 100m 当たり、配管に流入する放射性物質の 10%が付着するものとした。</p>
	<p>【ドレン移送ライン及び pH 計装配管】</p> <p>事故発生 7 日後までに格納容器圧力逃がし装置に流入する無機よう素及び粒子状放射性物質の総量を、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量（35m³ と仮定）で除した濃度の水を内包すると想定</p>	<p>ドレン移送ライン及び pH 計装配管ともに、フィルタ装置水位調整（水抜き）後に水を内包する設備であるため、フィルタ装置水位調整（水抜き）前のスクラバ水の水量を基に濃度を設定</p>
	<p>【スクラバ水】</p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：0%</p> <p>無機よう素：100%</p> <p>粒子状放射性物質：100%</p> <p>【金属フィルタ】</p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：0%</p> <p>無機よう素：10%</p> <p>粒子状放射性物質：10%</p> <p>【よう素フィルタ】</p> <p>希ガス：0%</p> <p>有機よう素：100%</p> <p>無機よう素：100%</p> <p>粒子状放射性物質：0%</p>	<p>フィルタ内の線源強度を保守的に見積もるために、設計上フィルタで除去できる放射性物質については、事故発生 7 日後までにフィルタに流入する全量が付着するものとした。なお、フィルタへの流入量の評価に当たっては、配管内への付着による放射性物質の除去効果を考慮しないものとした。ただし、金属フィルタについては、スクラバ水で大部分が除去された後の粒子状放射性物質が付着する設計であることを踏まえた付着率を設定した。</p> <p>なお、よう素フィルタと金属フィルタについて、設計では除去を考慮しない無機よう素も保守的に付着すると仮定した。</p>

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

第 6-2 表 各現場作業*1でドレン移送ライン及び pH 計装配管に
近接する時間として評価上想定する時間*2

作業	線源	近接する時間	備考
フィルタ装置 水位調整（水抜き）	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作で近接する
	pH 計装配管	1 班：1 分 30 秒 2 班：1 分 30 秒	ドレンポンプ操作のため 附室内に入り近接する
フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分 4 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒 3 班：0 分 4 班：0 分	サンプリングポンプの系 統構成・復旧等のため、附 室内に入り近接する
ドレン移送ライン 窒素ガスパージ	ドレン移送ライン	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
	pH 計装配管	1 班：0 分 2 班：0 分 3 班：0 分	近接しない
ドレンタンク 水抜き	ドレン移送ライン	1 班：1 分 2 班：1 分	ドレン移送ラインの弁操作で近接する
	pH 計装配管	1 班：2 分 30 秒 2 班：2 分 30 秒	系統構成・復旧やドレンポンプ操作のため附室内に入り近接する

注記 *1：格納容器ベント後の作業が対象となる。

*2：作業内容を基に仮定した。

第7-1表 線量換算係数, 呼吸率, 防護措置及び地表面への沈着速度

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上述の核種以外の核種は ICRP Publication71 及び ICRP Publication72 に基づく	ICRP Publication71 ^{*1} 及び ICRP Publication72 ^{*2} に基づく
呼吸率	1.2m ³ /h	安全評価審査指針 ^{*3} に基づく成人活動時の呼吸率を設定
マスクによる防護係数	1000	着用を考慮し, 期待できる防護係数として設定した
ヨウ素剤	考慮しない	保守的に考慮しないものとした
防護服	考慮しない	同上
地表への沈着速度	エアロゾル粒子 : 0.5cm/s 無機よう素 : 0.5cm/s 有機よう素 : 1.7×10^{-3} cm/s 希ガス : 沈着なし	湿性沈着を考慮し設定

注記 *1 : ICRP Publication 71, “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 4 Inhalation Dose Coefficients”, 1995

*2 : ICRP Publication 72, “Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”, 1996

*3 : 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」平成2年8月30日原子力安全委員会決定, 平成13年3月29日一部改訂

第8-1表 7号機の格納容器ベント（W/W ベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前の作業					格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作※1	SGTS 側 PCV ベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作※1	二次隔離弁の 開操作※1	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作（S/C 側）	フィルタ装置 水位調整 （水抜き）※2	フィルタ装置 スクラバ水 pH 調整※1※2	ドレン移送ライン 窒素ガス パーシジ※1※2	ドレンタンク 水抜き※1※2
	屋外 （原子炉建屋屋上）	屋内 （二次格納施設外）	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.0×10^0	約 6.4×10^0	約 6.4×10^0	約 2.7×10^0	約 $1.5 \times 10^{1※3}$	約 4.3×10^{-1}	約 8.6×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}
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	約 9.0×10^{-1}	0.1 以下	0.1 以下	約 1.0×10^1	約 4.7×10^0	約 1.0×10^0	約 2.7×10^0	約 2.4×10^0	約 2.7×10^{-1}
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.5×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}	約 1.4×10^0	約 1.4×10^0	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下
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	約 4.2×10^0	—※5	—※5	約 2.3×10^1	—※5	約 5.6×10^0	約 1.5×10^1	約 1.3×10^1	約 2.9×10^0
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	—※5	0.1 以下	約 2.9×10^1	約 4.8×10^1	約 2.4×10^1	約 1.3×10^1
被ばく線量	約 13mSv	約 7.0mSv	約 7.0mSv	約 38mSv	約 21mSv	1 班：約 36mSv 2 班：約 36mSv	1 班：約 36mSv 2 班：約 22mSv 3 班：約 67mSv 4 班：約 49mSv	1 班：約 40mSv 2 班：約 35mSv 3 班：約 35mSv	1 班：約 17mSv 2 班：約 17mSv

※1 被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用（PF1000）による防護効果を考慮する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。

第8-2表 7号機の格納容器ベント（D/Wベント）実施に伴う被ばく評価結果（単位：mSv）

評価内容	格納容器ベント実施前の作業					格納容器ベント実施後の作業			
	フィルタベント 大気放出ライン ドレン弁の開操作※1	SGTS側PCVベント 用水素ガスベント 止め弁の開操作※1	二次隔離弁の 開操作※1	フィルタ装置 ドレン移送ポンプ 水張り	一次隔離弁の 開操作（D/W側）	フィルタ装置 水位調整 （水抜き）※2	フィルタ装置 スクラバ水 pH調整※1※2	ドレン移送ライン 窒素ガス パーシジ※1※2	ドレンタンク 水抜き※1※2
	屋外 （原子炉建屋屋上）	屋内 （二次格納施設外）	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋内 （二次格納施設外）	屋外	屋外	屋外	屋外
原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からのガンマ線による外部被ばく	約 7.1×10^0	約 6.5×10^0	約 6.5×10^0	約 2.8×10^0	約 $1.6 \times 10^{1※3}$	約 3.3×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 4.1×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}
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	約 9.1×10^{-1}	0.1以下	0.1以下	約 1.0×10^1	約 2.8×10^0	約 2.3×10^0	約 5.6×10^0	約 4.8×10^0	約 2.4×10^{-1}
放射性物質を吸入摂取することによる内部被ばく※4	約 5.6×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 6.5×10^{-1}	約 1.4×10^0	約 1.6×10^0	0.1以下	0.1以下	0.1以下	0.1以下
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	約 4.2×10^0	—※5	—※5	約 2.3×10^1	—※5	約 5.0×10^0	約 1.3×10^1	約 1.2×10^1	約 3.1×10^0
フィルタ及び配管内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	—※5	—※5	—※5	—※5	約 5.5×10^0	約 5.3×10^1	約 6.2×10^1	約 3.1×10^1	約 3.8×10^1
被ばく線量	約 13mSv	約 7.2mSv	約 7.2mSv	約 38mSv	約 25mSv	1班：約 60mSv 2班：約 60mSv	1班：約 55mSv 2班：約 39mSv 3班：約 81mSv 4班：約 60mSv	1班：約 48mSv 2班：約 43mSv 3班：約 43mSv	1班：約 42mSv 2班：約 42mSv

※1 被ばく線量が比較的大きくなる時間帯で作業を実施した場合の被ばく線量を記載

※2 被ばく線量の内訳は、被ばく線量が最も大きい班について記載

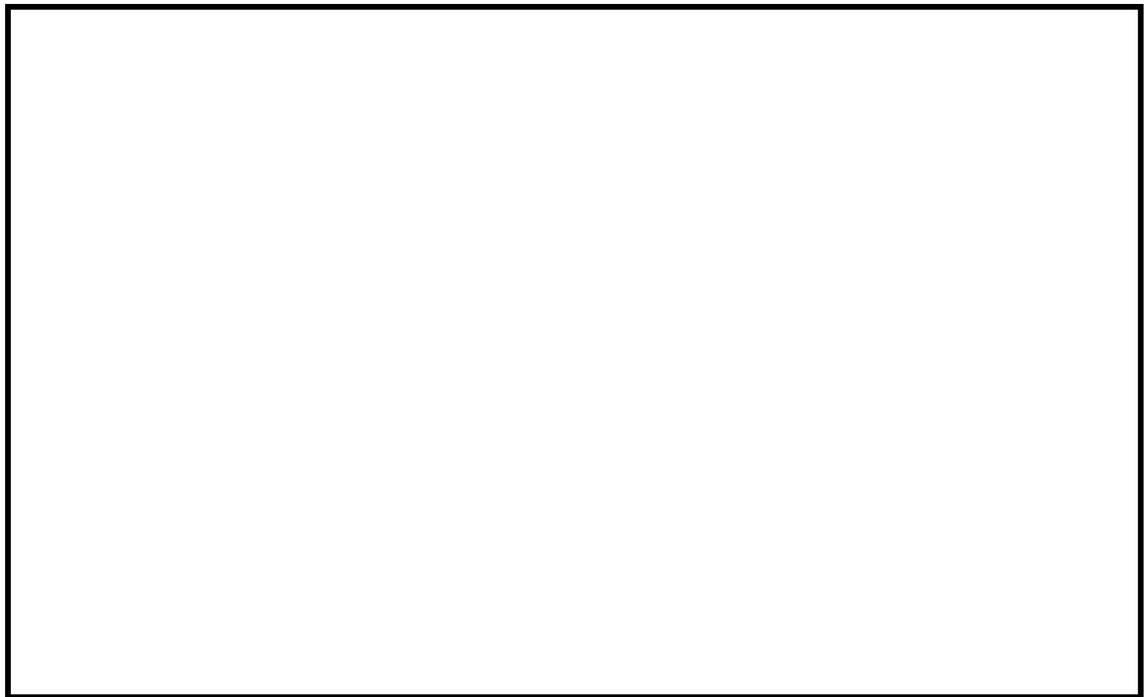
※3 ベント流体が原子炉建屋内に流入することによる影響は考慮しない。

※4 マスク着用（PF1000）による防護効果を考慮する。

※5 線源との間に十分な遮蔽があるため、影響は軽微であり、評価の対象外とした。



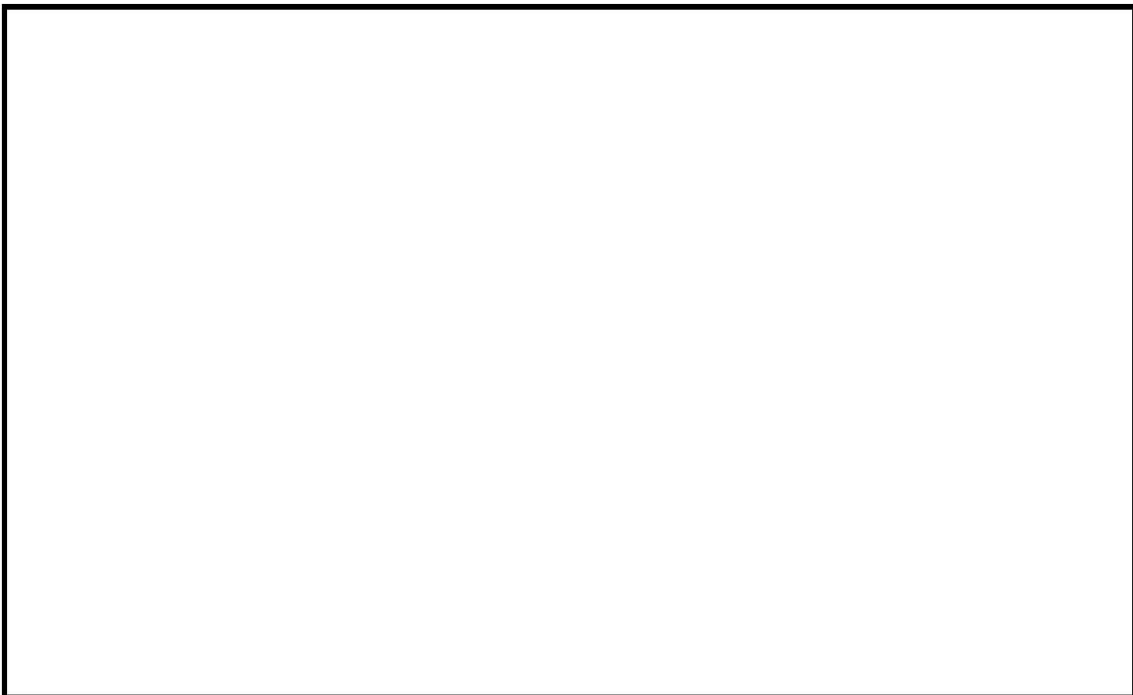
第 1-1 図 7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階）



第 1-2 図 7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋地下 1 階（中間階））



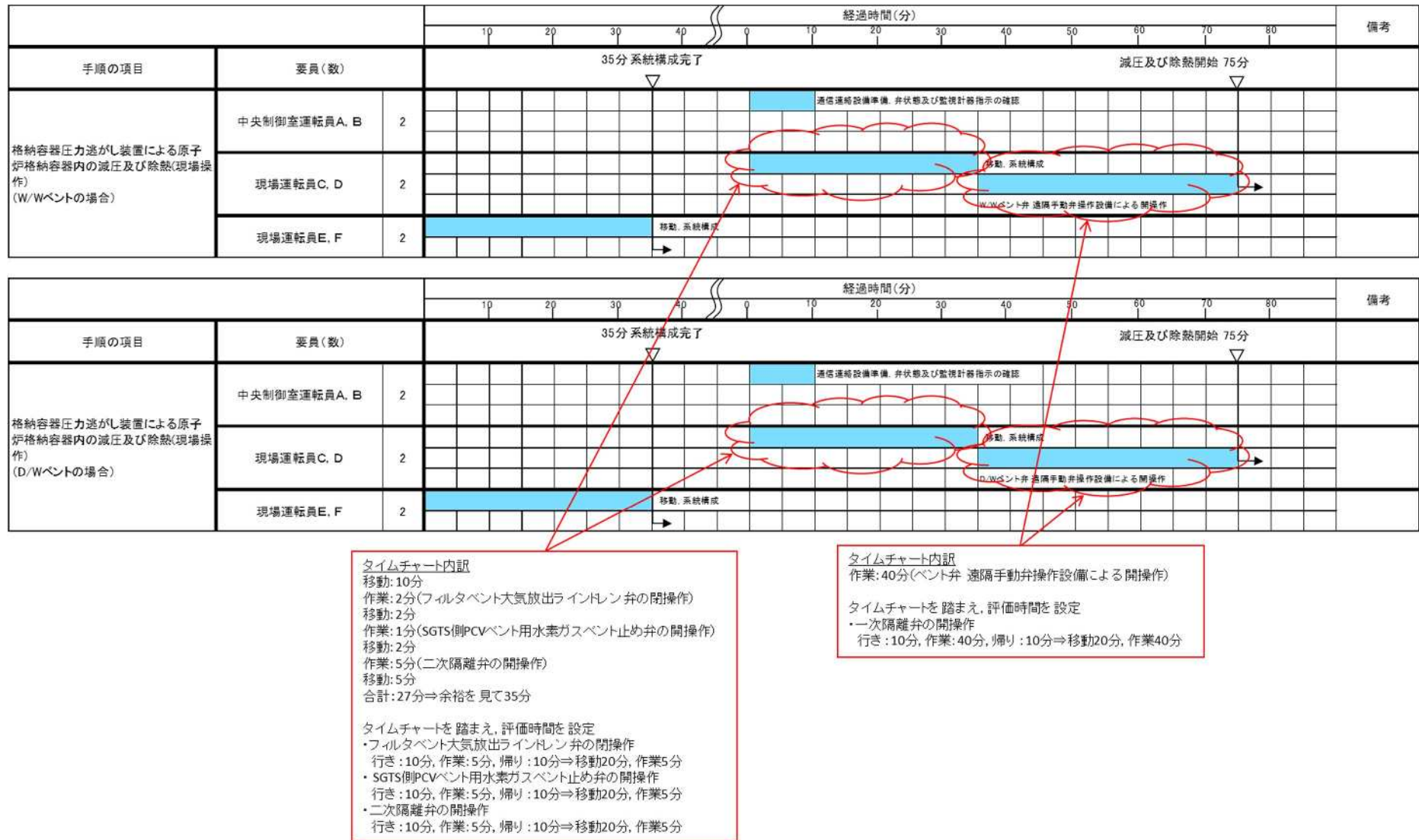
第 1-3 図 7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 2 階）



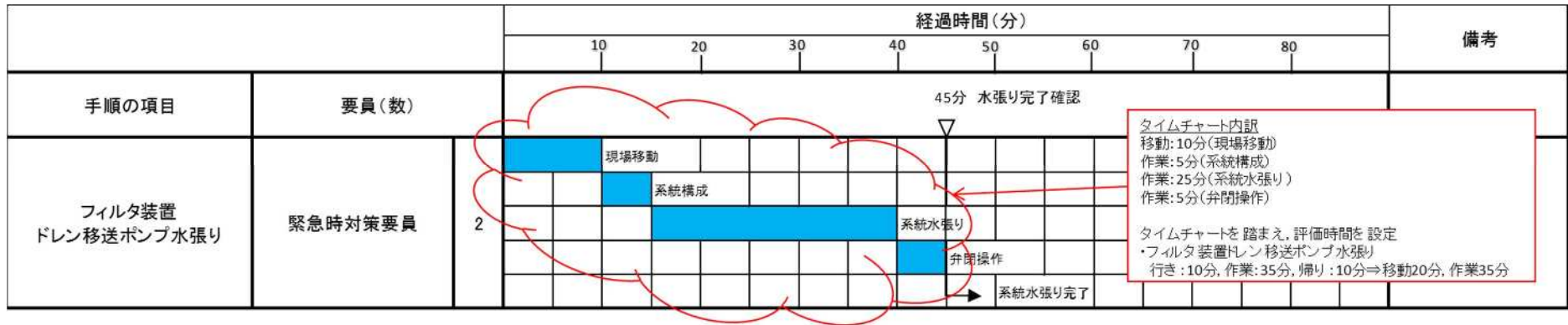
第 1-4 図 7 号機屋内遮蔽壁等（原子炉建屋 3 階（中間階））



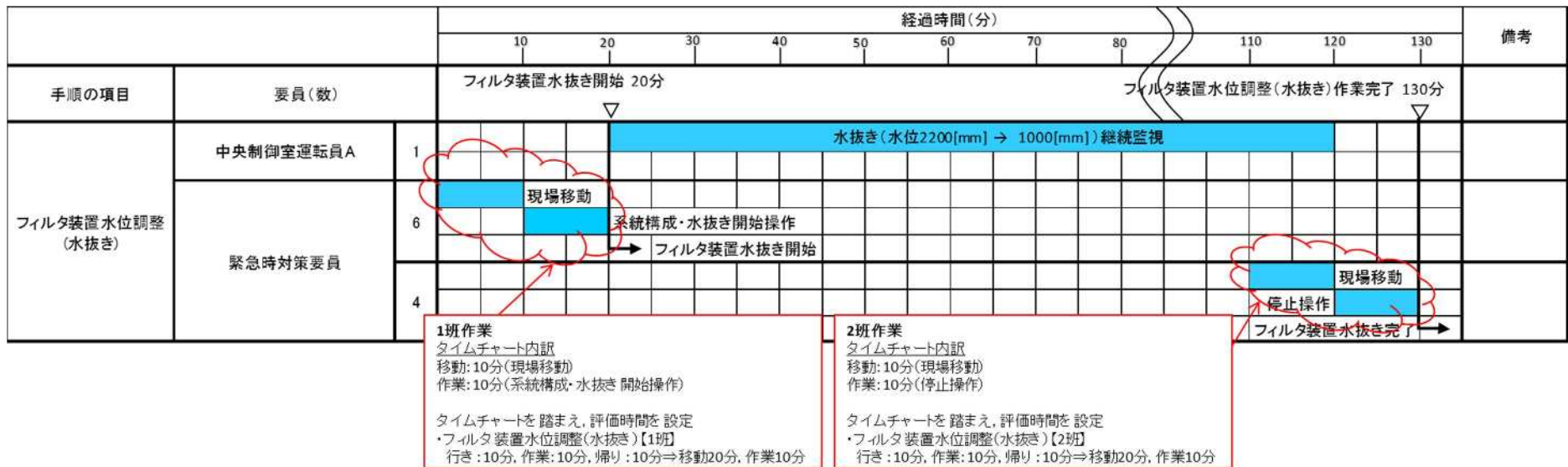
第 1-5 図 7 号機屋外作業場所



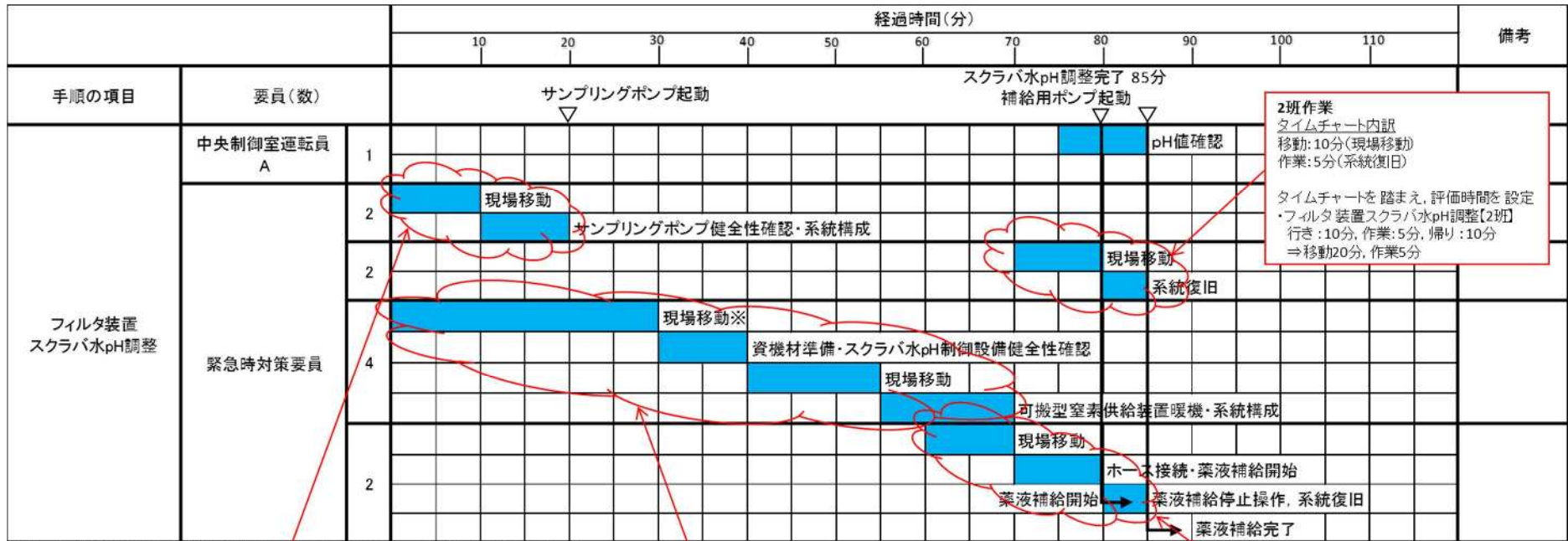
第 1-6 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） タイムチャート
 （W/W ベントの場合）及び（D/W ベントの場合）



第 1-7 図 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り タイムチャート



第 1-8 図 フィルタ装置水位調整 (水抜き) タイムチャート



※ 大湊側高台保管場所への移動は、20分と想定する。

1班作業
 タイムチャート内訳
 移動:10分(現場移動)
 作業:10分(サンプリングポンプ健全性確認・系統構成)

タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【1班】
 行き:10分、作業:10分、帰り:10分
 ⇒移動20分、作業10分

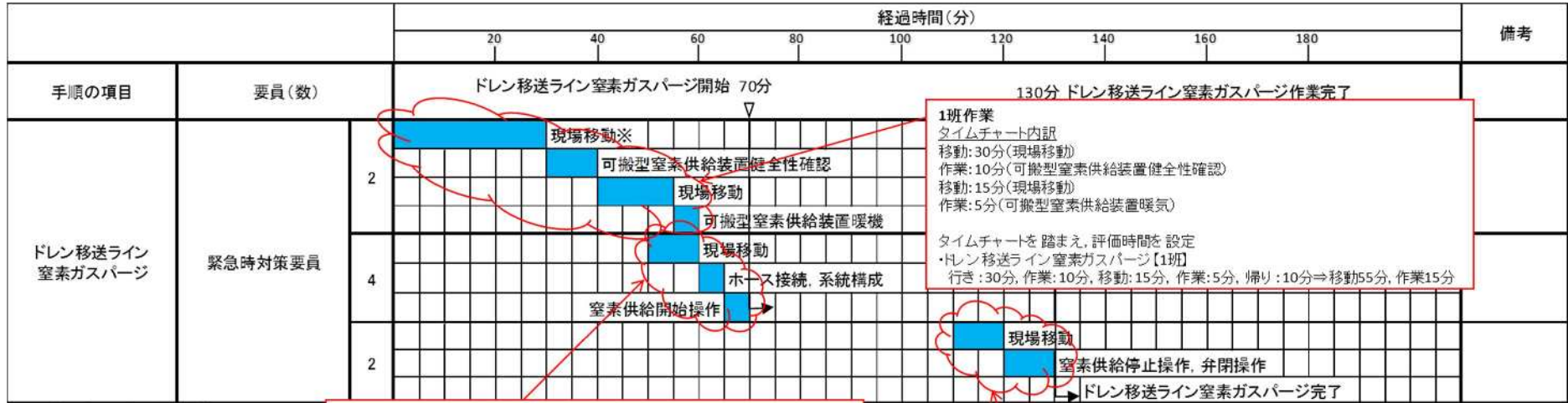
3班作業
 タイムチャート内訳
 移動:30分(現場移動)
 作業:10分(資機材準備・スクラバ水pH制御設備健全性確認)
 移動:15分(現場移動)
 作業:15分(可搬型窒素供給装置暖機・系統構成)

タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【3班】
 行き:30分、作業:10分、移動:15分、作業:15分、帰り:10分⇒移動55分、作業25分

4班作業
 タイムチャート内訳
 移動:10分(現場移動)
 作業:10分(ホース接続・薬液補給開始)
 作業:5分(薬液補給停止操作, 系統復旧)

タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・フィルタ装置スクラバ水pH調整【4班】
 行き:10分、作業:15分、帰り:10分
 ⇒移動20分、作業15分

第 1-9 図 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整 タイムチャート

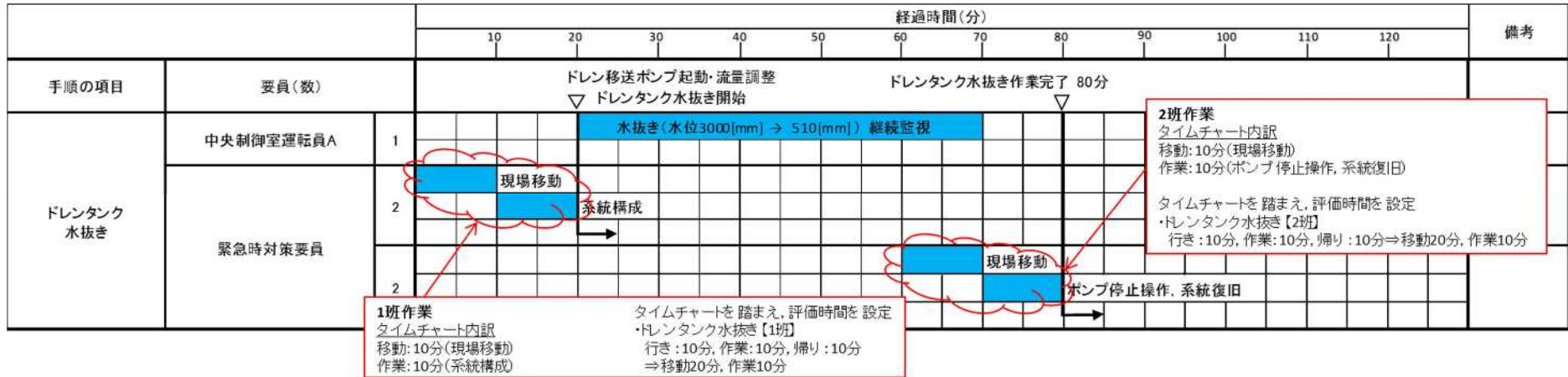


※ 大湊側高台保管場所への移

2班作業
 タイムチャート内訳
 移動:10分(現場移動)
 作業:5分(ホース接続、系統構成)
 作業:5分(窒素供給開始操作)
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・ドレン移送ライン窒素ガスパージ【2班】
 行き:10分、作業:10分、帰り:10分
 ⇒移動20分、作業10分

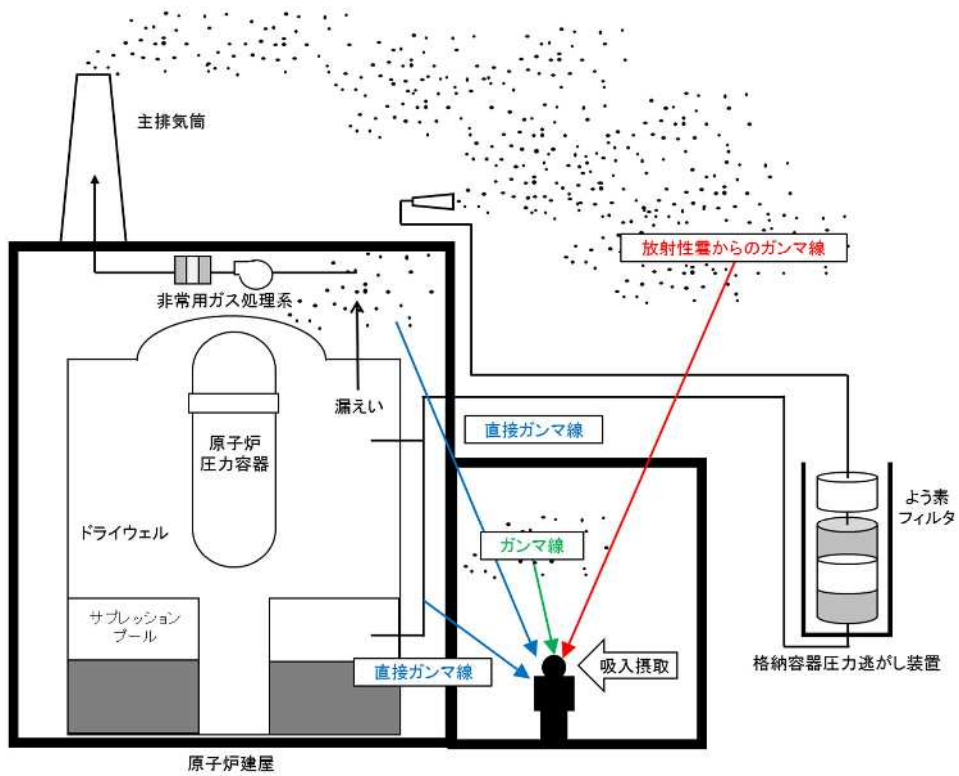
3班作業
 タイムチャート内訳
 移動:10分(現場移動)
 作業:10分(窒素供給停止操作、弁閉操作)
 ⇒移動20分、作業10分
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・ドレン移送ライン窒素ガスパージ【3班】
 行き:10分、作業:10分、帰り:10分
 ⇒移動20分、作業10分

第1-10図 ドレン移送ライン窒素ガスパージ タイムチャート

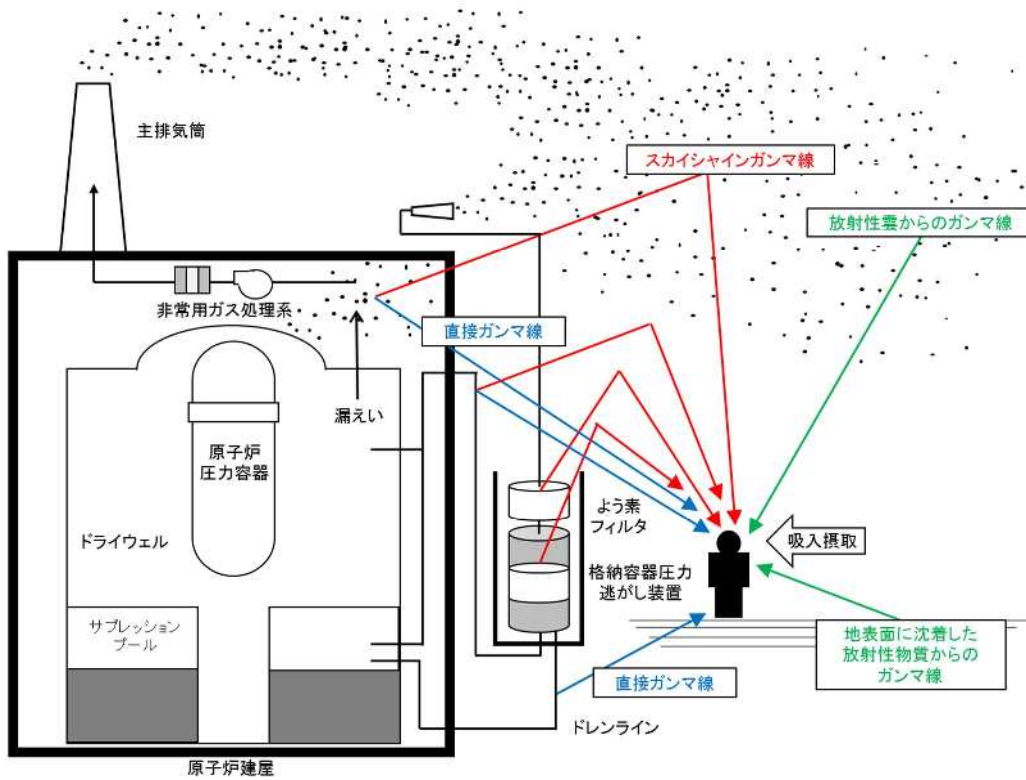


1班作業
 タイムチャート内訳
 移動:10分(現場移動)
 作業:10分(系統構成)
 タイムチャートを踏まえ、評価時間を設定
 ・ドレンタンク水抜き【1班】
 行き:10分、作業:10分、帰り:10分
 ⇒移動20分、作業10分

第1-11図 ドレンタンク水抜き タイムチャート



第 5-1 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋内）



第 5-2 図 被ばく経路概念図（原子炉建屋外）

(参考)

現場作業の線量影響評価における地表面への沈着速度の設定について

現場作業の線量影響評価においては、エアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として、乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度(0.5cm/s*)を用いている。以下では、湿性沈着を考慮したエアロゾル粒子及び無機よう素の地表面への沈着速度として0.5cm/sを用いることの適用性について検討を行った。

注記 * : 有機よう素の地表面への沈着速度としては $1.7 \times 10^{-3} \text{cm/s}$

1. 検討手法

上記沈着速度の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度97%値と乾性沈着率の累積出現頻度97%値の比と、エアロゾル粒子及び無機よう素の乾性沈着速度(0.3cm/s)の積が0.5cm/sを超えていないことによって示す。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

乾性沈着率は、「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル3PSA編):2008」(社団法人 日本原子力学会)(以下「学会標準」という。)解説4.7を参考に評価した。「学会標準」解説4.7では、使用する相対濃度は地表面高さ付近としているが、ここでは「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について(内規)」(原子力安全・保安院 平成21年8月12日)[【解説5.3】(1)]に従い評価した、放出点高さの相対濃度を用いた。

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻iでの乾性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻iでの相対濃度[s/m³]

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

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

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻iでの湿性沈着率[1/m²]

$\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻iでの地表面高さでの相対濃度[s/m³]

- Λ_i : 時刻iでのウォッシュアウト係数[1/s]
 (= $9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)
 Pr_i : 時刻iでの降水強度[mm/h]
 Σ_{zi} : 時刻iでの建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向の拡散幅[m]
 h : 放出高さ[m]

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

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

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

2. 評価結果

沈着率の評価結果を表1に示す。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1.00～1.54程度となった。以上より、エアロゾル粒子及び無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度の1.54倍（約0.46cm/s）を丸め0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる*。

注記 * : 有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度としては、有機よう素の乾性沈着速度 (10^{-3} cm/s) に対して上記と同じ倍率 (=0.5/0.3) を参照し、値を丸め 1.7×10^{-3} cm/s を採用した。

表1 沈着率評価結果

放出点及び 放出点高さ*	相対濃度 [s/m ³]	①乾性沈着率 [1/m ²]	②乾性沈着率 +湿性沈着率 [1/m ²]	比 (②/①)
7号機格納容器 圧力逃がし装置配管 (地上 39.7m)	1.0×10^{-3}	約 3.1×10^{-6}	約 3.5×10^{-6}	約 1.12
7号機原子炉建屋中心 (地上 0m)	2.1×10^{-3}	約 6.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-6}	約 1.00
7号機主排気筒 (地上 73m)	6.8×10^{-4}	約 2.0×10^{-6}	約 3.1×10^{-6}	約 1.54

注記 * : 放出点高さは、放出エネルギーによる影響は未考慮

給油等の現場作業の線量影響について

重大事故時における現場作業は放射線環境下での作業となる。ここでは、有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業のうち、表 1 に示す作業について作業時の被ばく線量の評価を行った。作業の時間帯等を表 2 に示す。また、各現場作業における線量影響評価で採用した評価点を図 1 から図 4 に示す。

各作業の評価時間には作業場所への往復時間を含めた。なお、移動中における線量率が作業中における線量率と異なることを考慮し、作業によっては、作業中と移動中で異なる場所を評価点と設定し評価した。線源強度や大気拡散評価等の評価条件は、「添付 3 格納容器ベント実施に伴う現場作業の線量影響について」と同じとした。また、格納容器ベント実施後の作業は、7号機にて W/W ベントを実施した場合を代表として評価した。評価結果を表 2 に示す。

評価の結果、被ばく線量は最大でも約 87mSv となった。このことから、各々の現場作業は作業可能であることを確認した。

表 1 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業

作業項目	具体的な運転操作・作業内容
復水貯蔵槽への補給	・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給
各機器への給油	・軽油タンクからタンクローリへの補給 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）、電源車、大容量送水車（熱交換器ユニット用）への燃料給油作業
常設代替交流電源設備からの受電操作	・常設代替交流電源設備準備操作及び運転状態確認（第一ガスタービン発電機） ・M/C 受電確認，MCC 受電
代替原子炉補機冷却系運転操作	・代替原子炉補機冷却系 準備操作，運転状態監視

表 2 有効性評価（重大事故）で想定する主な現場作業に伴う被ばく

	格納容器ベント実施前の作業*1			格納容器ベント実施後の作業*2	
	常設代替交流電源 設備からの受電操作	復水貯蔵槽への補給	代替原子炉補機 冷却系運転操作	大容量送水車 への給油	可搬型代替注水 ポンプへの給油
	屋内	屋外	屋外	屋外	屋外
移動開始時間 (事象開始後)	10 分後	6 時間 5 分後	11 時間後	40 時間 35 分後*3	40 時間 45 分後*3
評価時間	移動, 作業 60 分	移動 55 分*4 作業 310 分	1 班 : 移動 190 分 作業 120 分 2 班 : 移動 20 分 作業 240 分	移動 10 分 作業 20 分*5	移動 10 分 作業 10 分
被ばく線量	約 0.32mSv	約 63mSv	1 班 : 約 54mSv 2 班 : 約 49mSv	約 87mSv	約 84mSv

注記*1：評価に当たっては、両号機共に代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。

*2：評価に当たっては、7号機で格納容器ベント（W/Wベント）に至り、6号機で代替循環冷却系を用いて事象収束に成功した場合を想定する。

*3：41時間後に作業完了となるように設定。「大容量送水車への給油」の作業完了時間は保守的に「可搬型代替注水ポンプへの給油」と同じとした。

*4：高台での作業時間5分を含む。

*5：技術的能力で想定する給油作業時間17分（移動時間除く）に、時間余裕3分を考慮した20分を想定する。

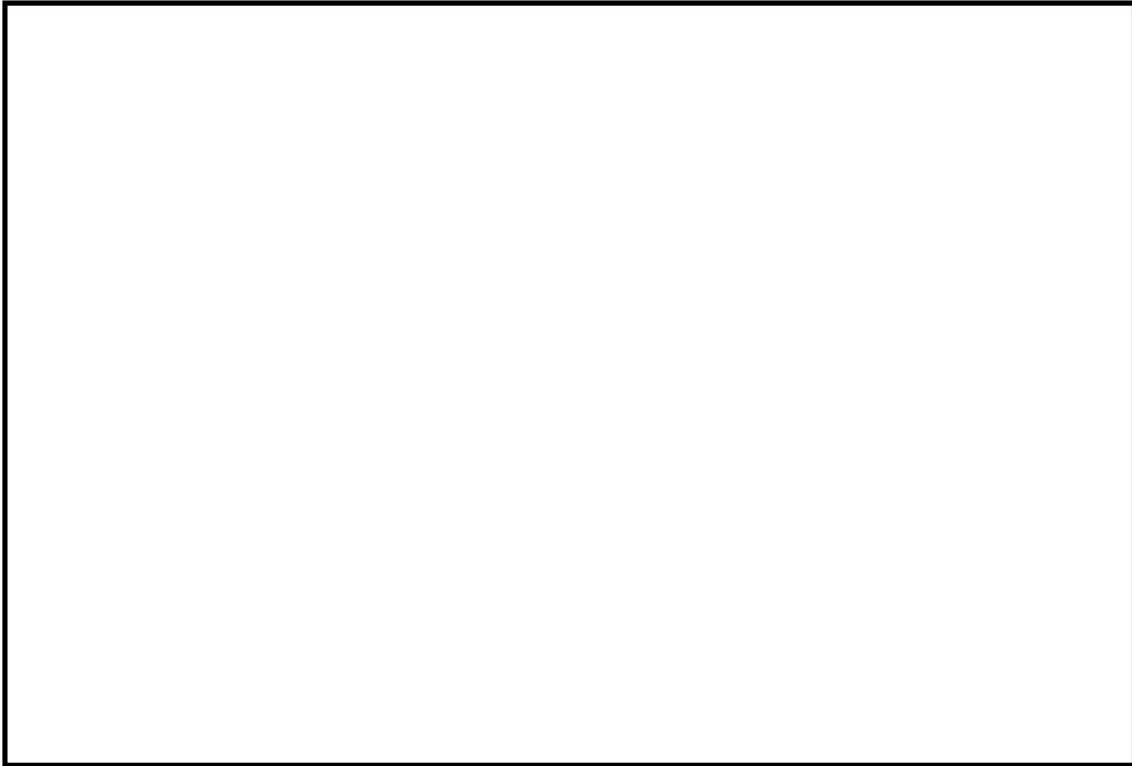


図 1 復水貯蔵槽への補給

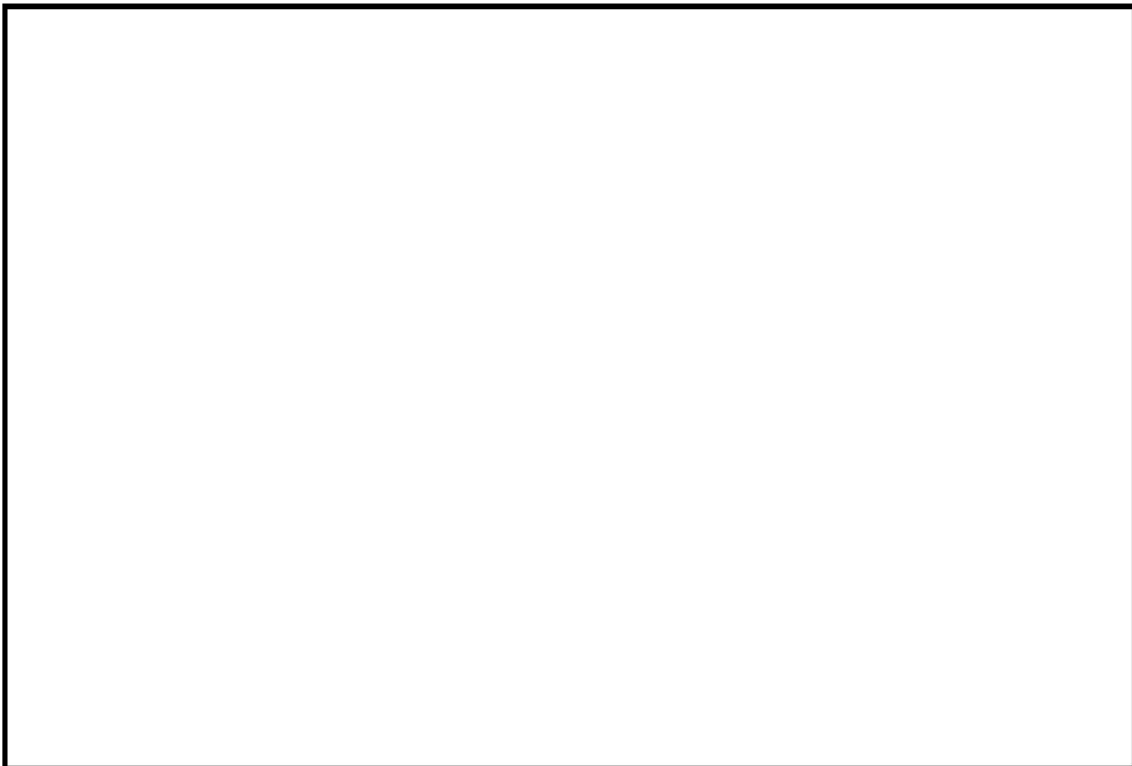


図 2 代替原子炉補機冷却系運転操作（7号機対応時）

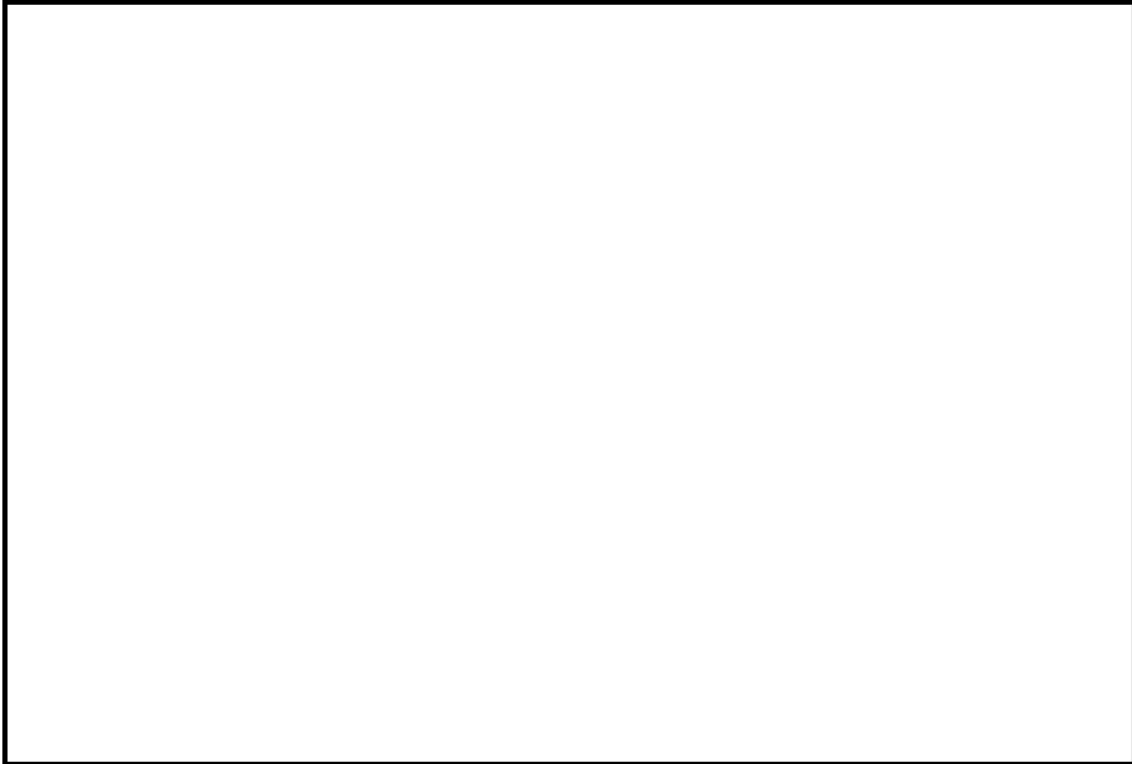


図 3 大容量送水車への給油

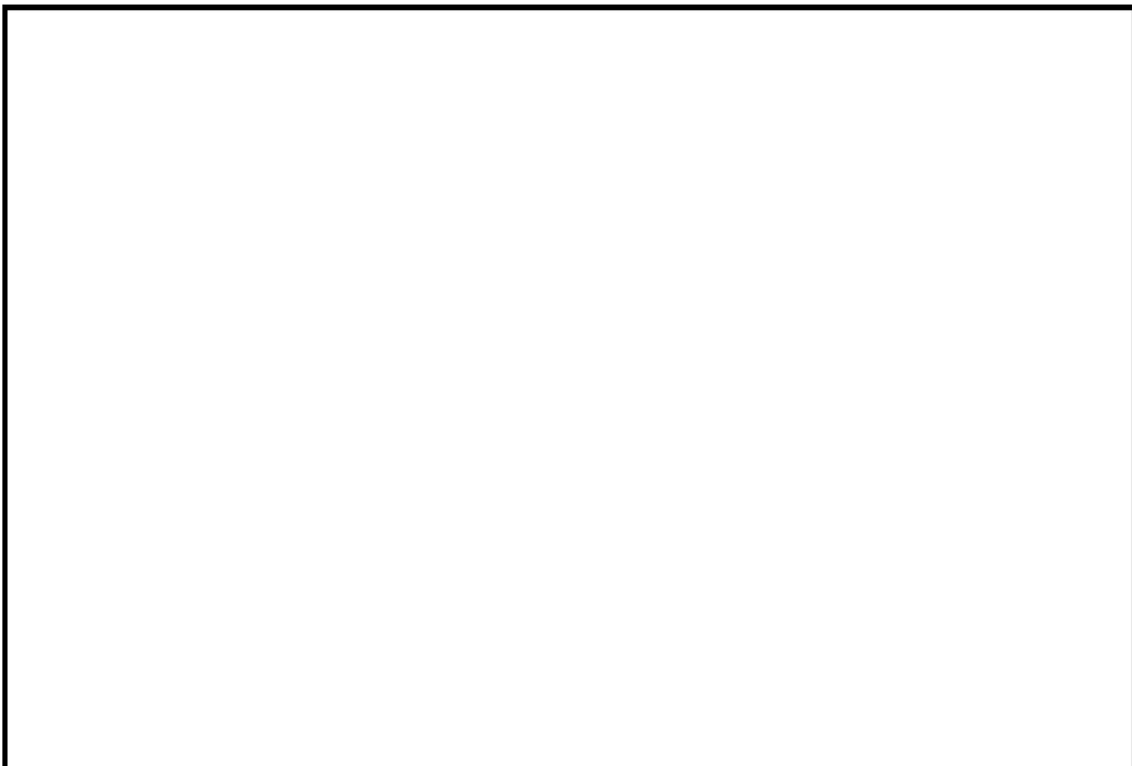


図 4 可搬型代替注水ポンプへの給油