

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「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 : 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	×
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	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	可搬	×
		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	—	燃料取替床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「—」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「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：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貯蔵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貯蔵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	○
使用済燃料貯蔵プールの監視	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貯蔵プールの除熱	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ナ	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「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 : 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水温度	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 <sup>*1, *2</sup>	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) <sup>*5</sup>		○
		安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 表示装置) <sup>*5</sup>		○
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) <sup>*5</sup>		○
その他 <sup>*3, *4</sup>	—	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	×
		燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置	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。

原子炉压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压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
原子炉压力容器 スカート	支持構造物	冷却材の流路 以外	<ul style="list-style-type: none"> <li>各設備は，基準地震動 <math>S_s</math> による地震力に対して機能を損なわない設計とする。</li> <li>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。</li> </ul>
原子炉压力容器 基礎ボルト	支持構造物	冷却材の流路 以外	
原子炉压力容器 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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>各空調設備は、基準地震動<math>S_s</math>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>
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"> <li>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。</li> <li>各設備は、他の設備と電氣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。</li> <li>各設備は、基準地震動 <math>S_s</math> 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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>
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"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>各設備は、基準地震動 <math>S_s</math> 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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>
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

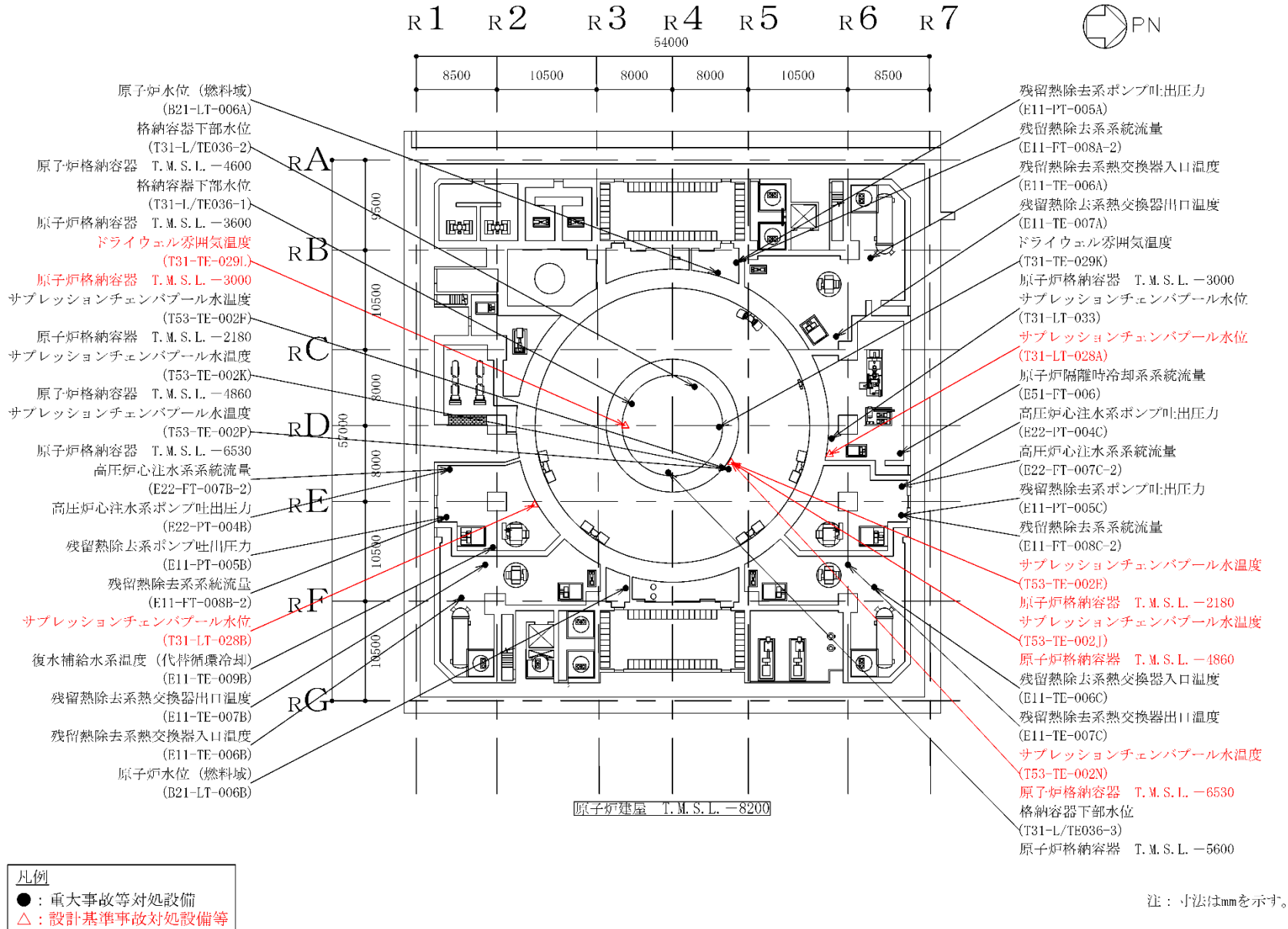
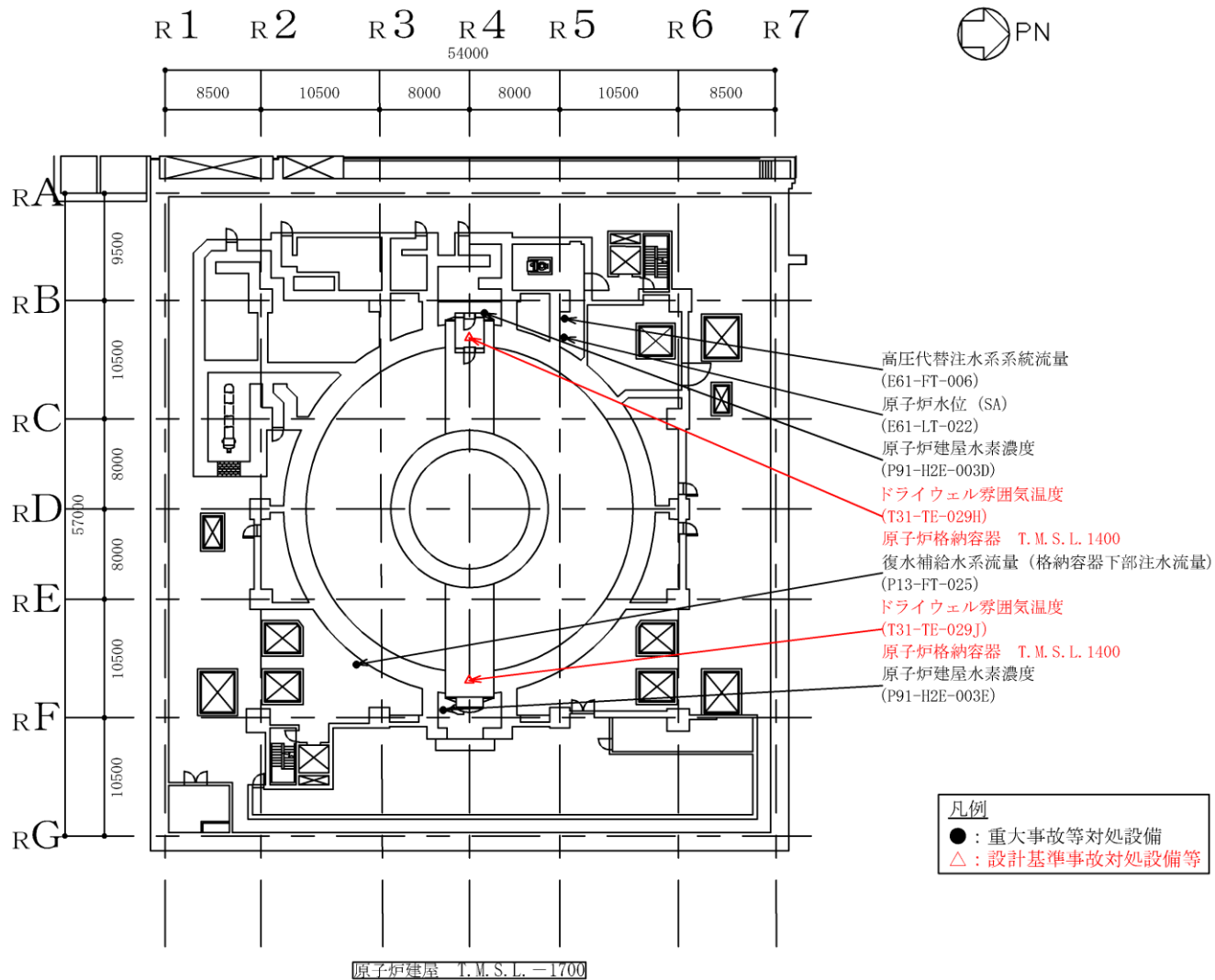


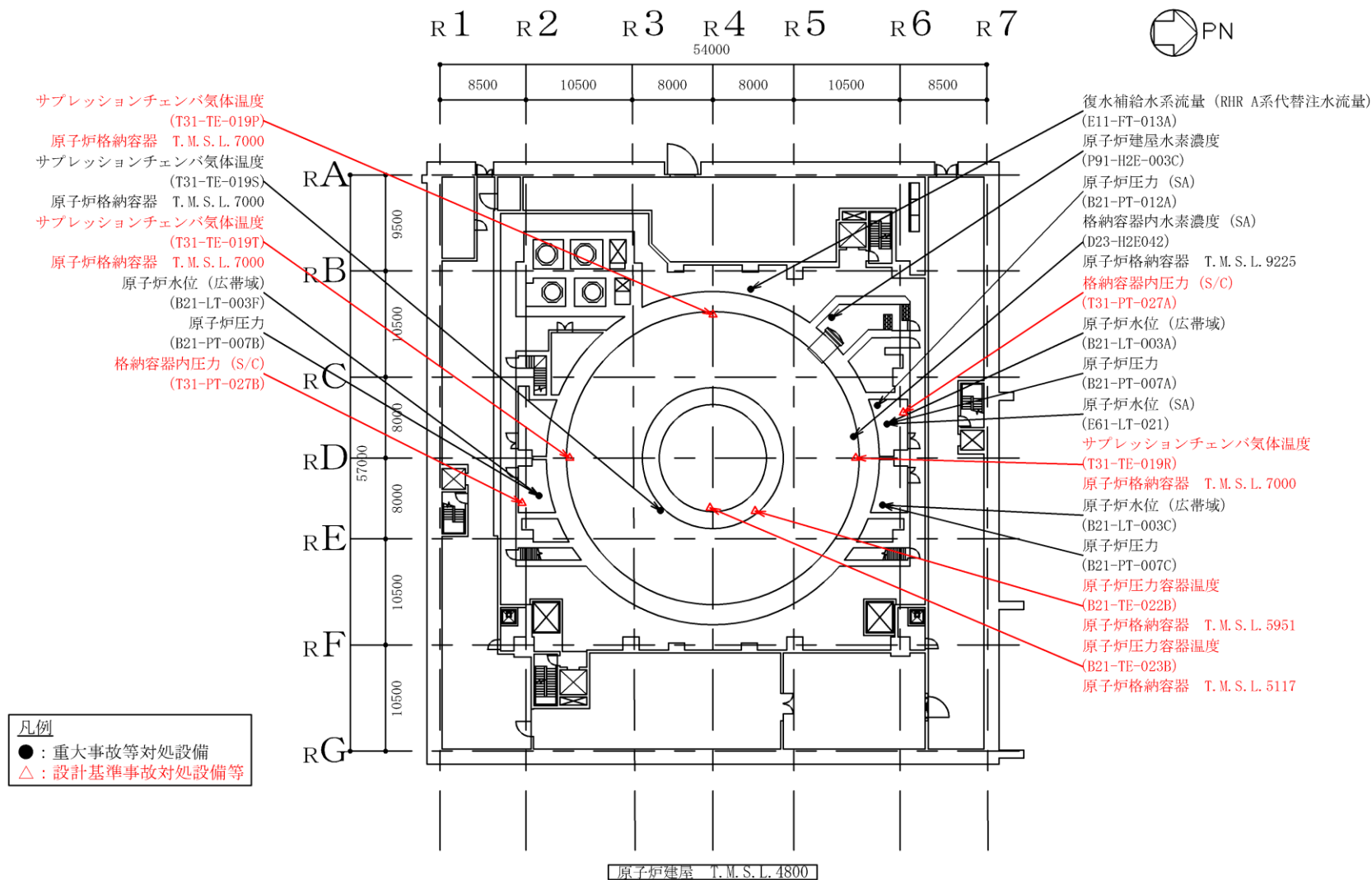
図1 原子炉建屋 T.M.S.L. -8200





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

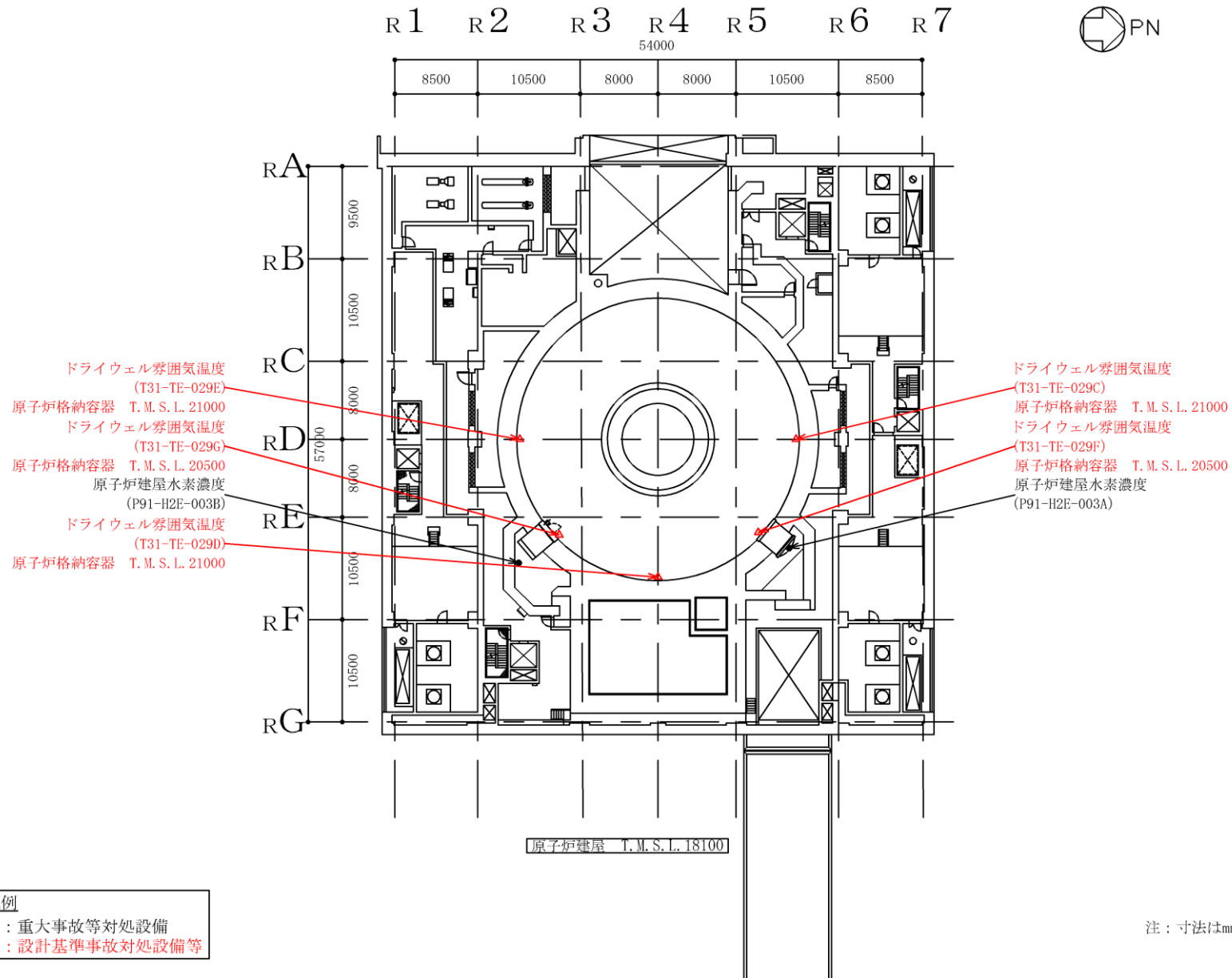
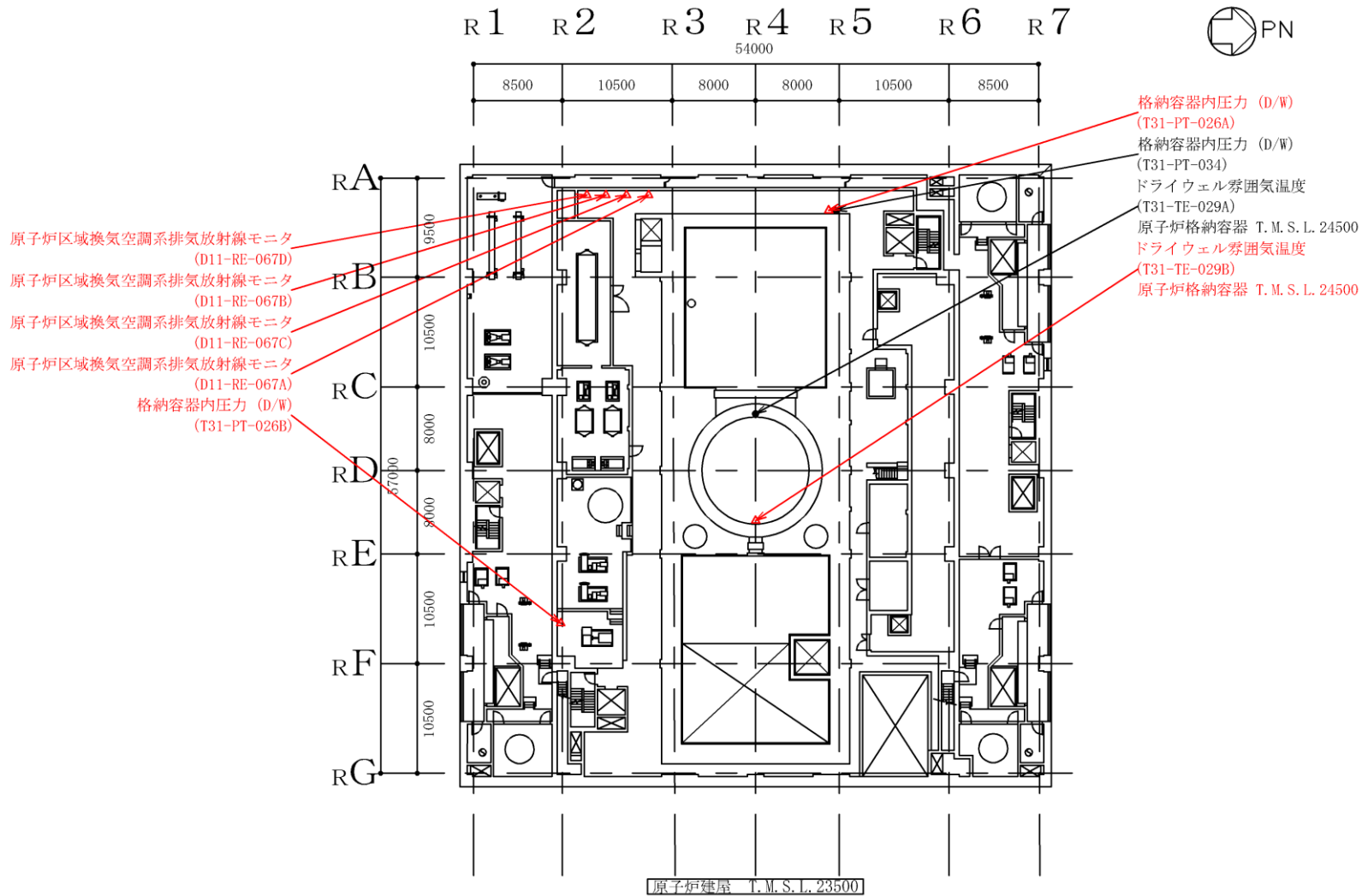


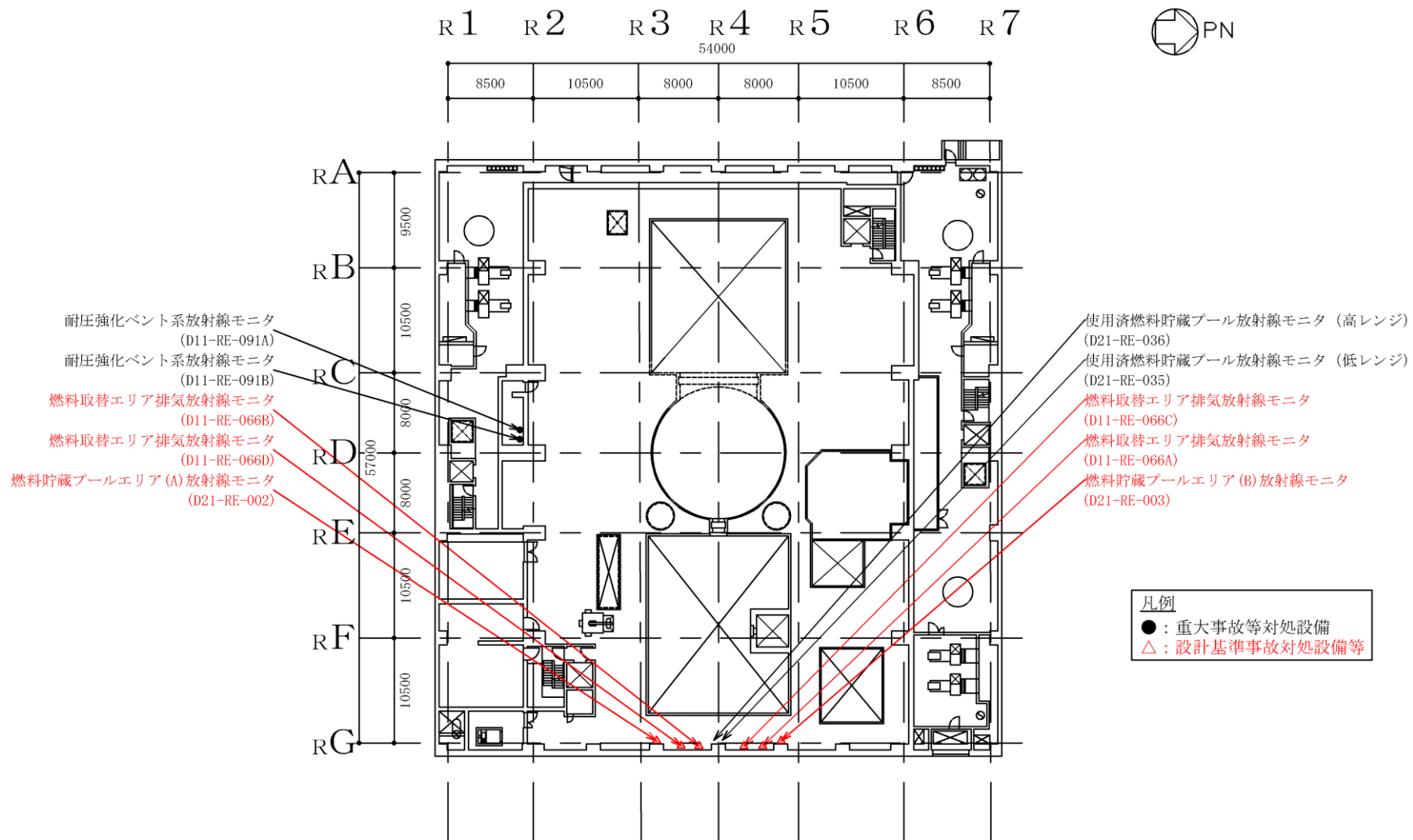
図4 原子炉建屋 T.M.S.L. 18100



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。

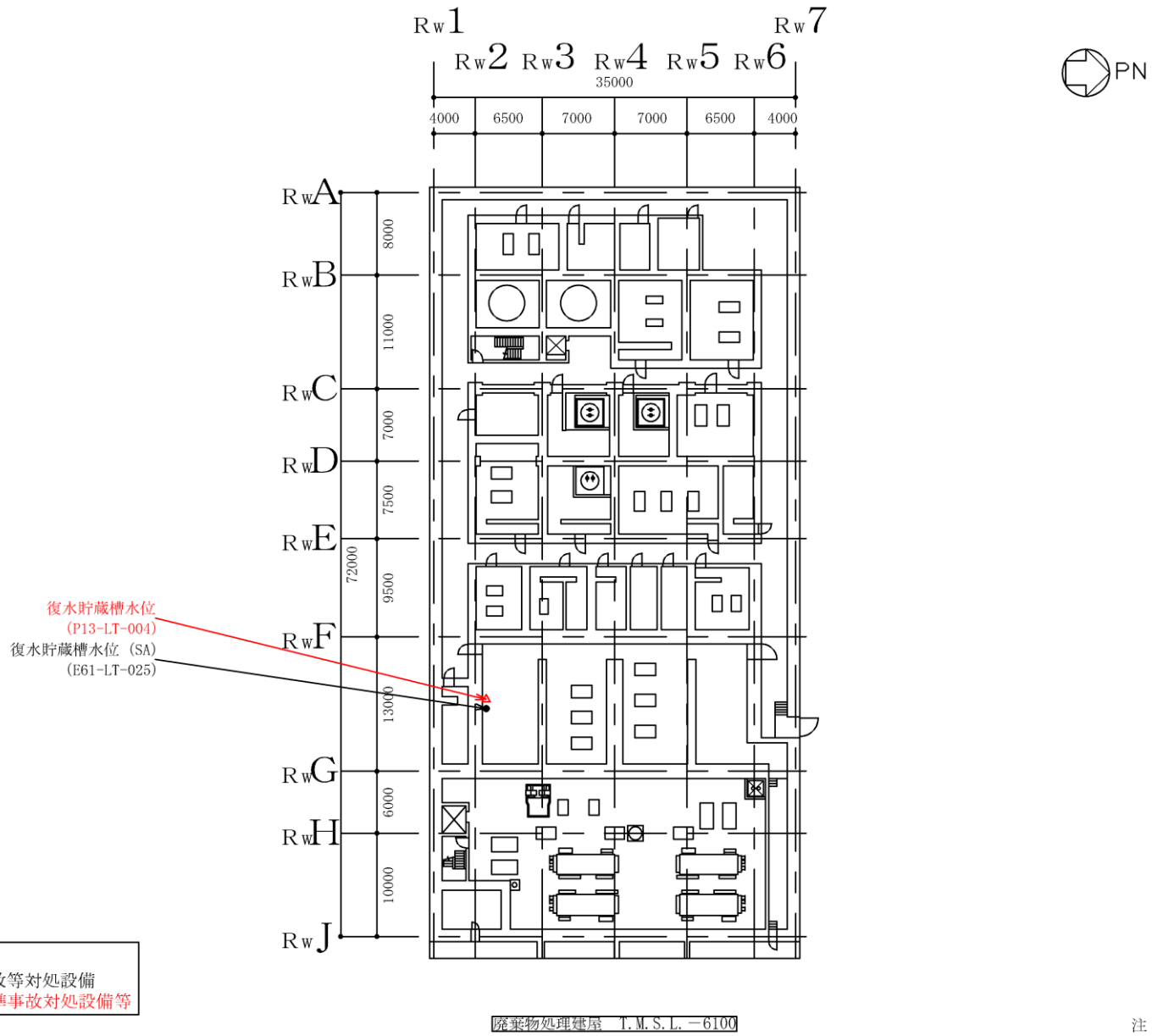
図5 原子炉建屋 T. M. S. L 23500



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



9. 【主蒸気逃がし安全弁の環境条件の設定について】

## 1. はじめに

柏崎刈羽原子力発電所第7号機の有効性評価では、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における評価事故シーケンス（以下「DCHシーケンス」という。）の解析結果を入力として、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）（自動減圧機能）の中で高温影響を受けやすい部位の温度を評価し、評価した温度が図1に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件を下回ることで、SRV（自動減圧機能）の機能が維持されることを確認している（添付資料①）。また、SRV環境試験は本体、補助作動装置（シリンダ、電磁弁等）を組み上げて実施しており、その範囲を図2に示す。

以下では、DCHシーケンス以外のSRV（自動減圧機能）に対して厳しい環境となる様々なシーケンスを想定した場合の環境条件についてまとめる。

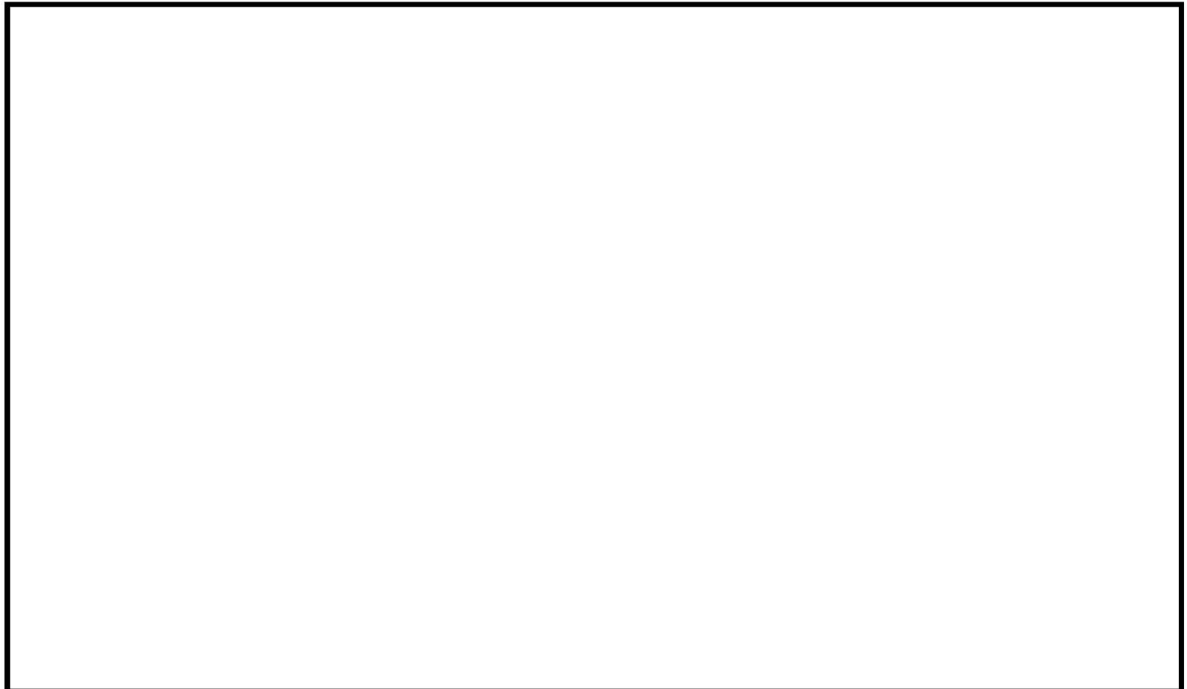


図1 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）のSRV環境試験条件



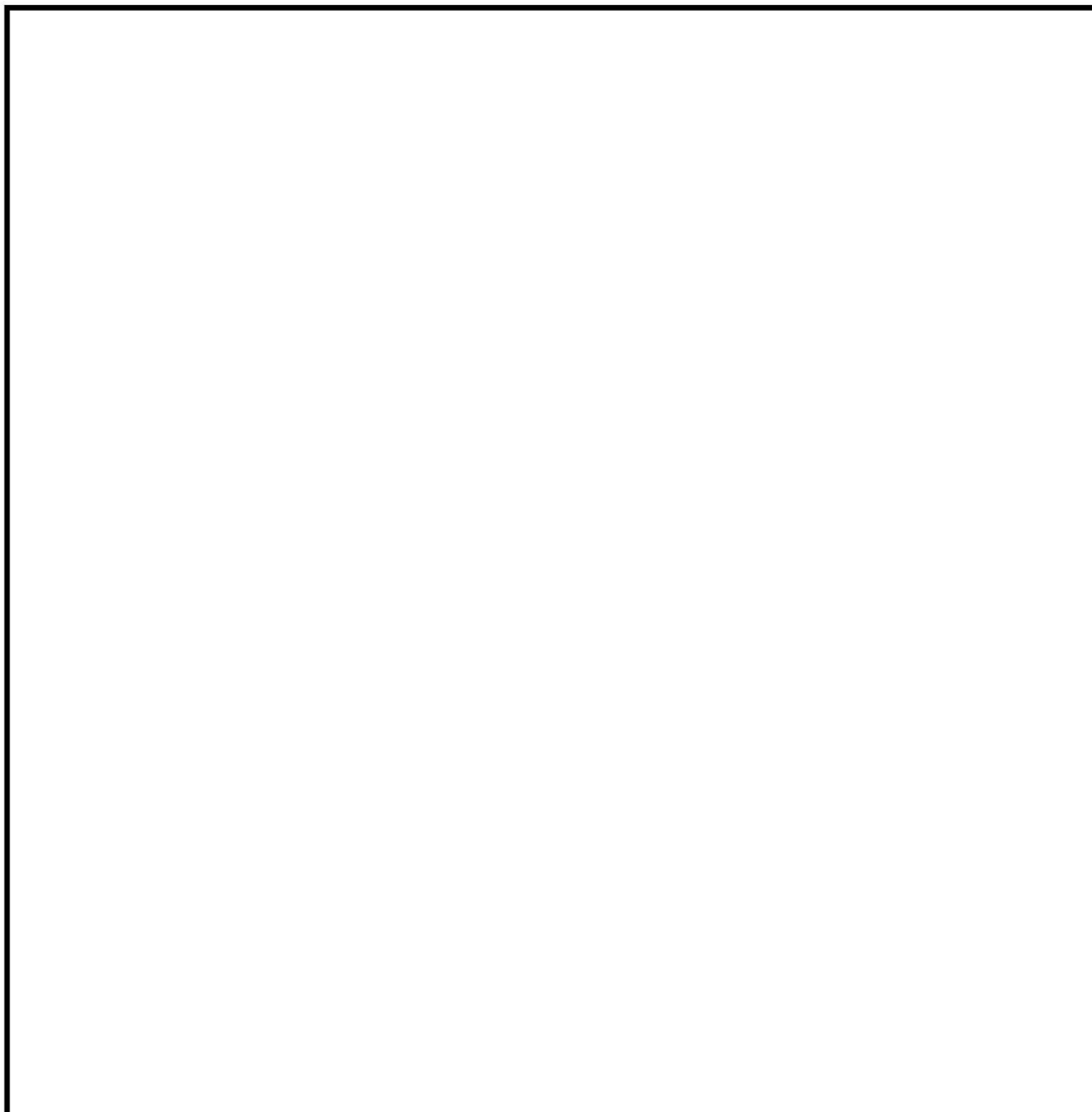


図2 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成7年度）の  
SRV 環境試験機器概要図

2. 様々なシーケンスを想定した場合のSRV（自動減圧機能）の環境条件について

(1) SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスについて

SRV（自動減圧機能）は、本体と補助作動装置から構成されており、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が高温劣化し、SRVの機能に影響を及ぼす恐れがある。このため、SRV（自動減圧機能）の高温劣化の観点から、格納容器内が高温状態で長時間維持される事象について、以下に考察する。

SRVが必要になるのは、原子炉注水等のために原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の減圧が必要になる場合であり、起因事象として過渡事象又は破断面積の小さいLOCAを想定する（大破断LOCAのようなRPV減圧が不要な事象は想定しない）。

炉心損傷の有無については、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるのは、原子炉水位の低下により炉心損傷し、格納容器内の雰囲気温度が上昇する場合であり、炉心が損傷するシー

ケンスを想定する。

SRV（自動減圧機能）に期待する時間としては、長時間期待する方が SRV（自動減圧機能）にとって厳しい条件となることから、RPV が破損しない場合を想定する。

以上を踏まえると、様々なシーケンスを想定した場合、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスは表 1 のとおりとなる。

表 1 SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンス

No.	シーケンス
1	破断面積の小さい LOCA+炉心損傷+SRV（自動減圧機能）開， 低圧注水復旧+RPV 破損防止（SRV（自動減圧機能）開維持， 低圧注水維持）
2	過渡事象+炉心損傷+SRV（自動減圧機能）開， 低圧注水復旧+RPV 破損防止（SRV（自動減圧機能）開維持， 低圧注水維持）

なお、DCH シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水機能を評価上考慮しておらず、時間経過に伴い原子炉圧力容器破損に至るものとする。また、代替格納容器スプレイ冷却系や代替循環冷却系が機能喪失するシーケンスも存在し得るが、このような重大事故等対処設備が機能喪失する場合は大規模損壊の範囲であり、SRV（自動減圧機能）の健全性確保が必須ではないと考える。

(2) No. 1（破断面積の小さい LOCA）シーケンスについて

破断口から D/W に蒸気等が流出することにより D/W 圧力及び雰囲気温度が上昇するが、格納容器圧力が上昇し 465kPa[gage]に到達した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により PCV スプレイを実施することから、D/W 圧力は 465kPa[gage]を超えることはない。また、PCV スプレイ実施により D/W 内は過熱状態にはならず、D/W 雰囲気温度は 465kPa[gage]の飽和温度（約 156℃）を超えることはない。

(3) No. 2（過渡事象）シーケンスについて

RPV 内の蒸気は SRV（自動減圧機能）を介してサブプレッションチェンバプールに流入し凝縮されるため、サブプレッションチェンバのプール水が飽和状態となるまでは D/W 圧力及び雰囲気温度が大幅に上昇することはない。サブプレッションチェンバのプール水が飽和状態になった後、格納容器圧力が上昇し 465kPa[gage]に到達した場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により PCV スプレイを実施することから、D/W 圧力は 465kPa[gage]を超えることはない。また、PCV スプレイ実施により D/W 内は過熱状態にはならず、D/W 雰囲気温度は 465kPa[gage]の飽和温度（約 156℃）を超えることはない。

(4) SRV（自動減圧機能）の環境条件について

① D/W 雰囲気温度について

(2)(3)のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W

雰囲気温度は最大約 156℃となり、図 1 に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験条件を下回ると考えられる。

参考に、直接破断口からの蒸気が D/W に吹き出し、D/W 雰囲気温度が厳しくなる No.1（破断面積の小さい LOCA）シーケンスを対象に D/W 雰囲気温度を解析した。なお、破断面積としては、原子炉圧力容器破損までに DCH 防止のために SRV（自動減圧機能）による減圧が必要となる範囲での最大の破断面積である 5.5cm<sup>2</sup>とし、D/W 雰囲気温度が厳しくなる条件とした。その結果、D/W 雰囲気温度の最大値は約 141℃であり、156℃を下回ることを確認した（図 3）。

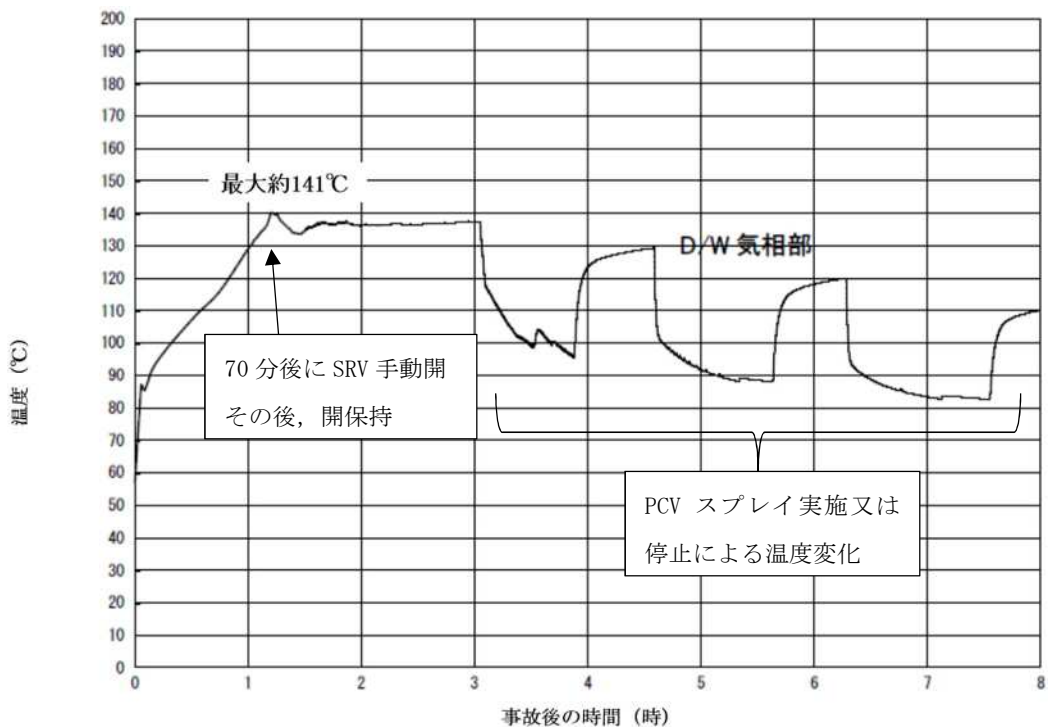


図 3 破断面積の小さい LOCA シーケンスにおける D/W 雰囲気温度の推移

## ② D/W 圧力について

D/W 圧力の上昇により SRV の機能が喪失する事象として、SRV の電磁弁等のシール材料に加わる外側圧力の上昇によりシール材料に加わる内外差圧が上昇することによる物理的破損（引張りによりシール材料が破断する）が考えられる。ただし、既存の SRV に使用されているシール材（フッ素ゴム）の破断強度は 13MPa であるところ、格納容器内に設置される場合、最大でも内外差圧は 0.62MPa 程度となること、また、弁等の機器に組み込まれるシール材は、一般的にケーシング等によって変形が拘束され過大な変形が発生することはないことから、物理的破損が発生する可能性は極めて低く、D/W 圧力の増加による SRV の機能への影響はない。

したがって、(2)(3)に記載した 465kPa[gage]は、図 1 に示す安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験における圧力条件の最大値（4.35kg/cm<sup>2</sup> g : 約 0.427MPa[gage]）を上回っているが、SRV の機能への影響はない。

以上のとおり、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定すると、D/W 雰囲気温度は約 156℃を下回り、図 1 に示す過去の SRV 環境試験における温度条件を下回る。また、D/W 圧力は図 1 に示す過去の SRV 環境試験における圧力条件を上回る可能性があるが、SRV の機能への影響はない。

### 3. まとめ

柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機では、SRV（自動減圧機能）の環境が厳しくなるシーケンスを想定しても、図 1 に示す過去の SRV 環境試験条件を SRV（自動減圧機能）の環境条件とすることで問題ないとする。また、SRV（自動減圧機能）は 8 個存在し、仮に DCH 防止のための原子炉の急速減圧に使用する SRV（自動減圧機能）2 個が使えなくなった場合でも、残り 6 個の SRV（自動減圧機能）を使用することにより長期的に減圧維持が可能である。

さらに、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機では、原子炉減圧機能の重要性に鑑み、更なる安全性向上対策として、以下の対応により RPV 減圧機能の信頼性向上を図ることとする。

- ・ SRV（自動減圧機能）の作動に必要な窒素供給機能が喪失した場合を想定して、自主対策設備である代替逃がし安全弁駆動装置を SRV（逃がし弁機能）4 個に対して設置し、代替逃がし安全弁駆動装置使用時には温度 200℃及び圧力 620kPa[gage]の環境下でも開保持できる設計とする。
- ・ SRV 用アクチュエータの耐環境性能向上のため、SRV 全数を対象にシリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部については、従来のフッ素ゴム材より高温耐性が優れた改良型 EPDM 材に変更する。（添付資料②）。
- ・ SRV 用電磁弁の耐環境性能向上のため、SRV 全数を対象に、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部について、従来のフッ素ゴム材より高温耐性が優れた改良型 EPDM 材に変更する（添付資料③）。
- ・ 従来のフッ素ゴム材を使用するピストンについて、ピストン全開動作時におけるシート機能を強化するため、フッ素ゴム材のシート部（ピストン O リング）の外側に改良 EPDM 材のシート部（バックシート O リング）を設置する、もしくはピストンの摺動部について、ピストン O リングに従来のフッ素ゴム材よりも耐熱性、耐放射線性、耐蒸気性に優れたシール材を採用することによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施することについて検討を進める（添付資料②）。

## 高温環境下での主蒸気逃がし安全弁の開保持機能維持について

## 1. はじめに

原子炉水位が燃料有効長頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内に高温の過熱蒸気が発生する。高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、その様な環境下でも主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2.0MPa[gage]以下の低圧に維持する必要がある。

図1に示すとおり、SRVは本体と補助作動装置から構成されている。「5. 本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又はピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの開保持機能に影響を及ぼす恐れがある。

ここでは、「重大事故等対策の有効性評価 添付資料 3.2.1」に基づき、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続する環境下においても、SRVの開保持機能が損なわれないことを評価する。

## 2. 評価方法

電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において、国内プラントにおける設計基準事故時の環境条件を包含する保守的な条件として、「171℃において3時間継続の後、160℃において3時間継続した状態」でのSRV機能維持について確認されている（以下「SRV環境試験」という。）。また、長期の機能維持の観点から、126℃において試験開始24時間後から15日後までの機能維持を確認している。図2にSRV環境試験条件を示す。

このため、MAAPコードによるDCH有効性評価解析より得られた環境温度条件を入力として、3次元熱流動解析コード（STAR-CCM+）によりSRVの温度を評価し、SRV環境試験の温度条件に包含されることを確認することで、重大事故時においてもSRVの開保持機能が維持されることを確認する。

なお、3次元熱流動解析は保守的な温度条件を設定した定常解析にて実施するが、RPV破損直前のRPV内の気相温度が急激に上昇する期間に対しては、SRVの温度上昇をより現実的に評価するため非定常解析を実施する。

## 3. 評価条件

## (1) 温度条件

図3及び図4に、RPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度のMAAP解析結果\*を示す。このMAAP解析結果を踏まえ、以下に示す2通りの温度条件を設定する。表1に評価条件を示す。

注記\*：本評価においては、保守的に代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器除熱を考慮しない場合におけるMAAP解析結果を用いるものとする。

- 温度条件①（定常解析）

RPV 内気相平均温度及びドライウエル内気相平均温度については、事象発生から 6 時間後までの範囲を代表する温度条件として、この期間における最高温度を考慮しそれぞれ約 589℃及び約 111℃を設定する。

- 温度条件②（非定常解析）

RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件として、温度条件①で設定した期間以降の RPV 内気相平均温度の最高値到達までの温度条件として、約 510℃から約 626℃の温度履歴を設定する。

また、ドライウエル内気相平均温度については、温度条件①で設定した期間以降のドライウエル内気相平均温度の最も厳しい温度を適用し、約 116℃を設定する。

## (2) 評価部位

SRV（自動減圧機能）の開保持には、電磁弁コイルを励磁することで、補助作動装置のピストン部へ窒素を供給し、SRV 本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押し上げた状態とする必要がある。SRV の開保持機能維持の観点では、高温影響を受けやすい以下の部位について評価する必要がある。

### ①電磁弁（下部コイルハウジング）

電磁弁のコイルは熱容量が小さく、高温影響を受けやすい。電磁弁のコイルが熱によって損傷した場合、電磁弁のコイルが消磁することで、補助作動装置のピストンへの窒素供給が遮断されるとともに、流路が排気側へ切り替わることから、ピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV 本体スプリングの閉止力によって SRV（自動減圧機能）が閉止する。このため、電磁弁を評価の対象とするが、その中でも高温配管に近く、最も温度が高くなりやすい下部コイルハウジングの温度を評価する。

### ②ピストン部

ピストンのシール部にはフッ素ゴム製の O リングが用いており、高温影響を受けやすい。ピストンのシール部が熱によって損傷した場合、シール部よりピストンを押し上げていた窒素が排出され、SRV 本体スプリングの閉止力によって SRV（自動減圧機能）が閉止する。このため、ピストンの温度を評価する。

## (3) 評価モデル

SRV の温度上昇を厳しく評価する観点から、電磁弁の設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図 5,6 のように開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置の SRV2 個を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に 1 個おきに開動作するモデルとしている。

## 4. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 7,8 に示す。

事象発生から 6 時間後までの範囲を代表する温度条件を適用した温度条件①の定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度は約 150℃、ピストン部の最高温度は約 149℃であり、SRV 環境試験温度である 160℃を下回る。

また、RPV 破損直前の RPV 内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件②の非定常解析では、下部コイルハウジングの最高温度は約 150℃、ピストン部の最高温度は約 147℃であり、SRV 環境試験温度である 160℃を下回る。

なお、SRV 環境試験では、160℃以上の温度条件において 6 時間の機能維持が確認されている。この試験の初期の温度条件として 171℃を与えていることを踏まえると、DCH 防止のために原子炉減圧を継続している状況下でも SRV の機能を維持可能<sup>\*1</sup>である。温度条件①は、最も厳しい温度を設定して実施した定常解析であり、実際に SRV が経験する温度は更に低い値になるものと考えられる。

以上のおり、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRV 開保持機能は維持されると考えられる。

注記 \*1: SRV は、「171℃において 3 時間継続の後、160℃において 3 時間継続（合計 6 時間）」という環境条件での機能維持が SRV 環境試験によって確認されている。この初期の熱負荷（171℃において 3 時間継続）をアレニウス則に基づき、160℃の熱負荷に換算すると、160℃において約 4.6 時間継続となり、これを後段の試験時間と合計すると約 7.6 時間は機能維持が可能となる。

## 5. 本体部の温度上昇による影響

前述のおり、重大事故時においても SRV の開保持機能は維持されるが、ここでは SRV 強制開機能に対する温度上昇の影響について評価する。

閉状態の SRV を強制開とするためには、補助作動装置の駆動力が SRV 本体の閉止力を上回る必要がある。表 3 に温度上昇の影響を示す。SRV 本体の閉止力に対する温度上昇の影響は、いずれも強制開の妨げとなることはない。

表 1 3次元熱流動解析での温度条件

項目	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間までの範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)
RPV内 気相平均温度	約589℃	約510℃→約626℃
ドライウエル内 気相平均温度	約111℃	約116℃

表 2 3次元熱流動解析での評価結果

項目	温度条件①【定常解析】 (事象発生から6時間までの範囲を代表する温度条件)	温度条件②【非定常解析】 (RPV破損直前のRPV内の気相温度の急激な上昇を考慮した温度条件)
下部コイル ハウジング 最高温度*	約150℃	約150℃
ピストン部 最高温度	約149℃	約147℃

注記\* : ADS機能付電磁弁設置位置

表 3 SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRVスプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置はスプリング閉止力に対して十分な駆動力を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく、SRV強制開機能には影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
バランスピストン・ブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表1のRPV内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体(ガイド部)・ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。



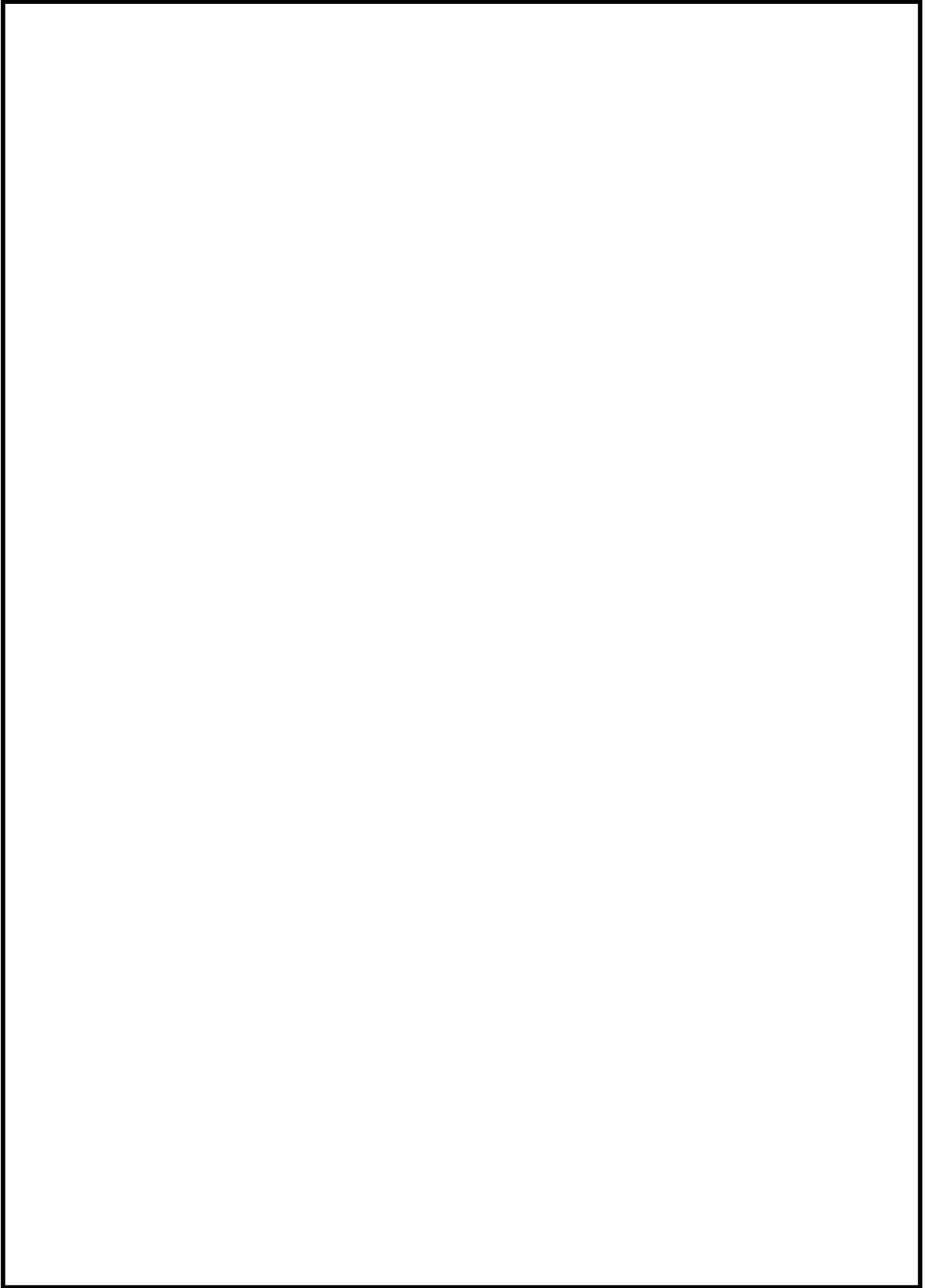


図 1 SRV 構造図 (開状態)

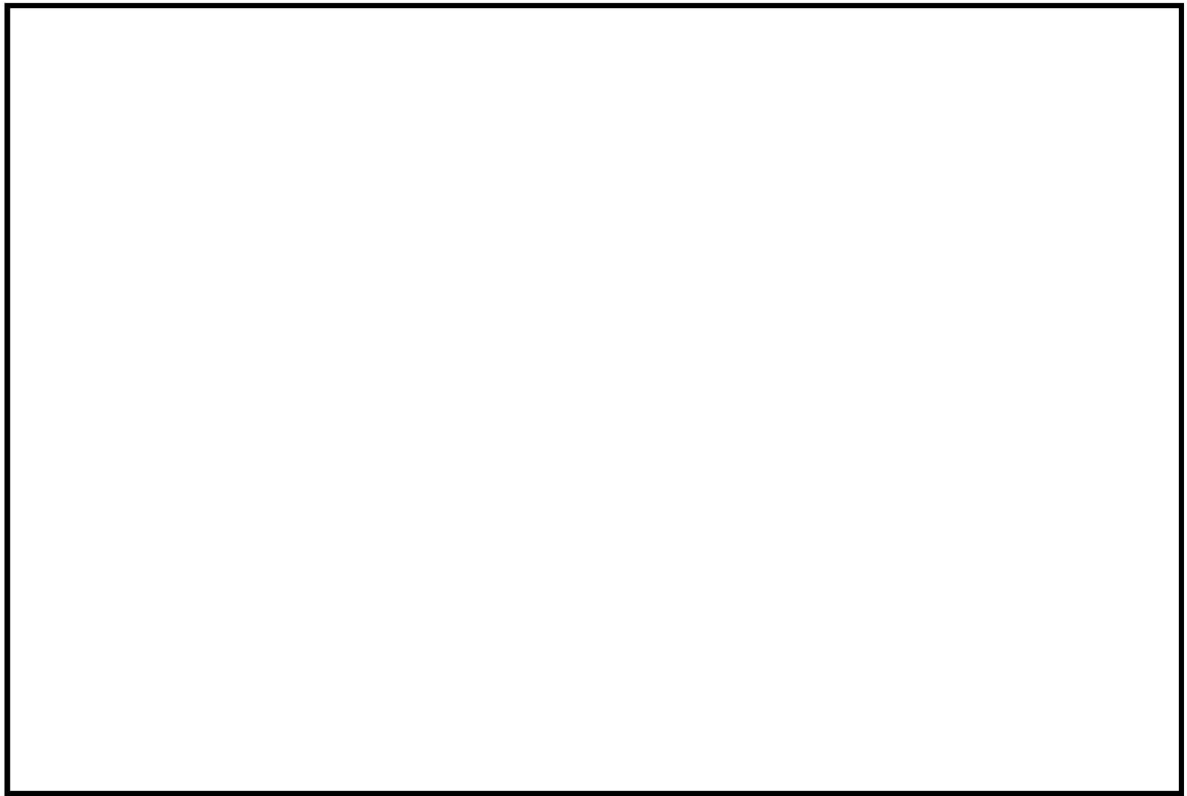
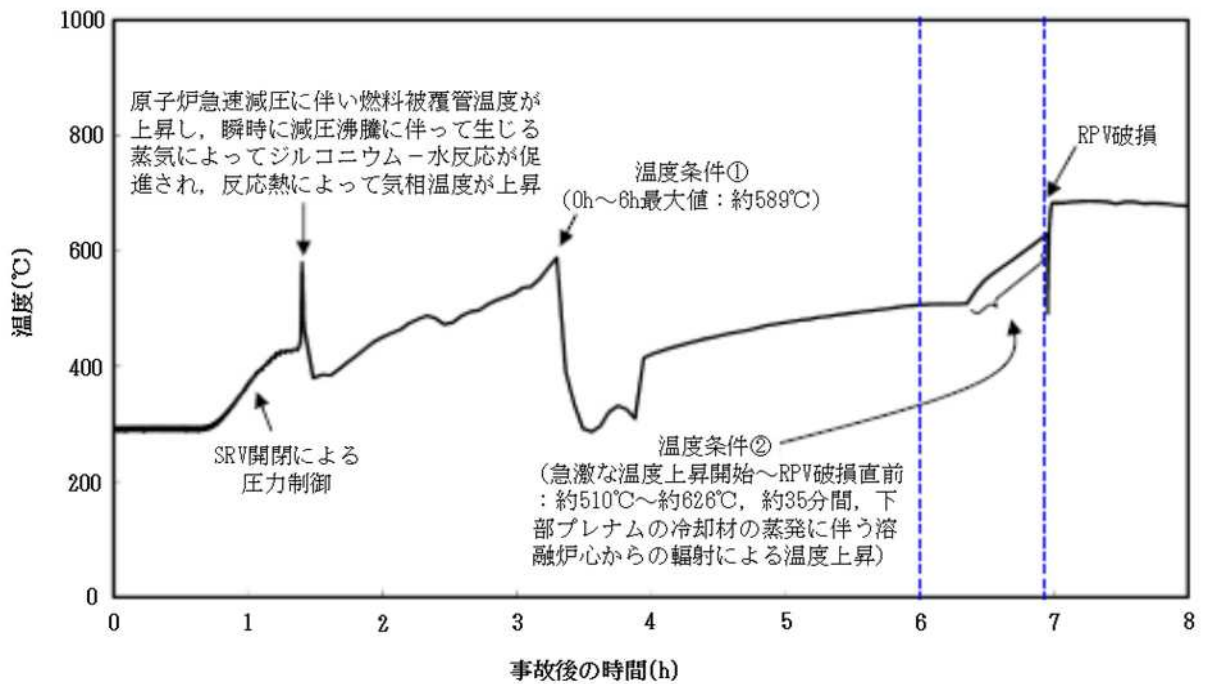


図 2 SRV 環境試験条件



MAAP 解析の結果、炉心領域での気相温度は最大約 930°Cに到達しているが、スタンドパイプ/セパレータ等への伝熱により、原子炉压力容器内気相平均温度の推移としては本図のとおりとなっている（参考1）

図3 RPV内気相平均温度の推移

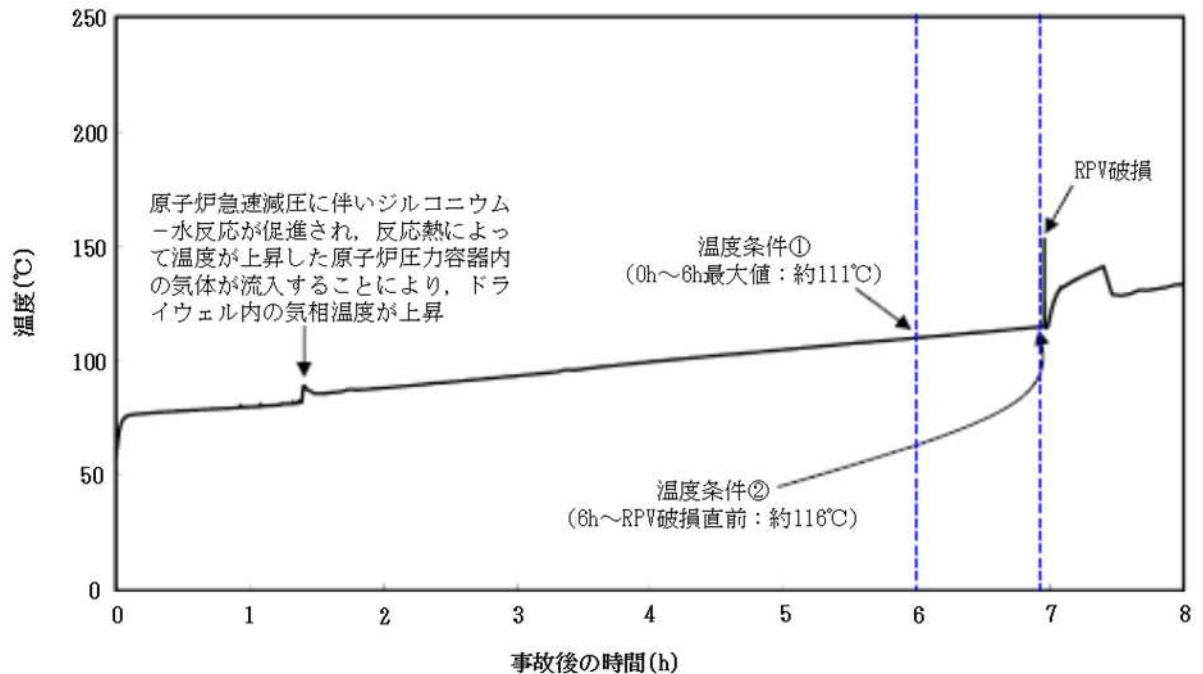


図4 ドライウェル内気相平均温度の推移



図 5 モデル化範囲と境界条件

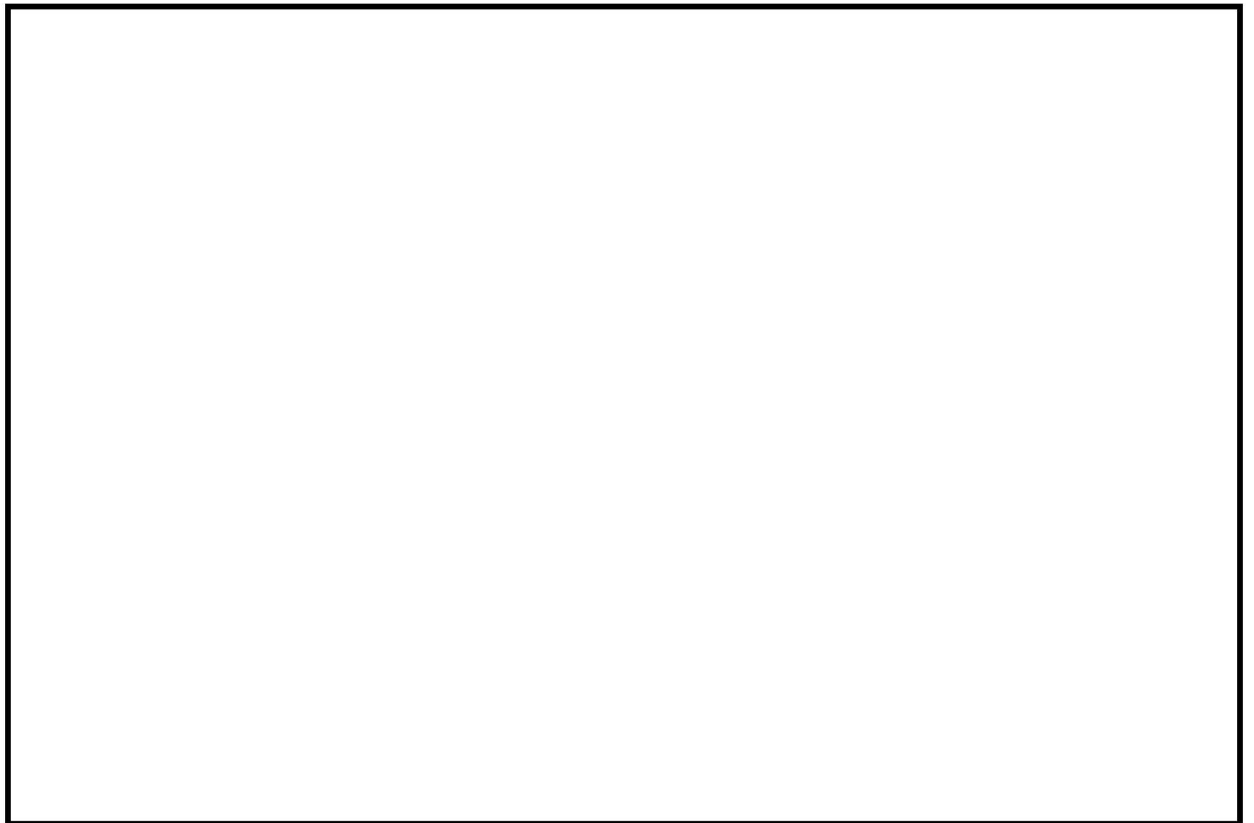


図 6 モデル図及び断面メッシュ図

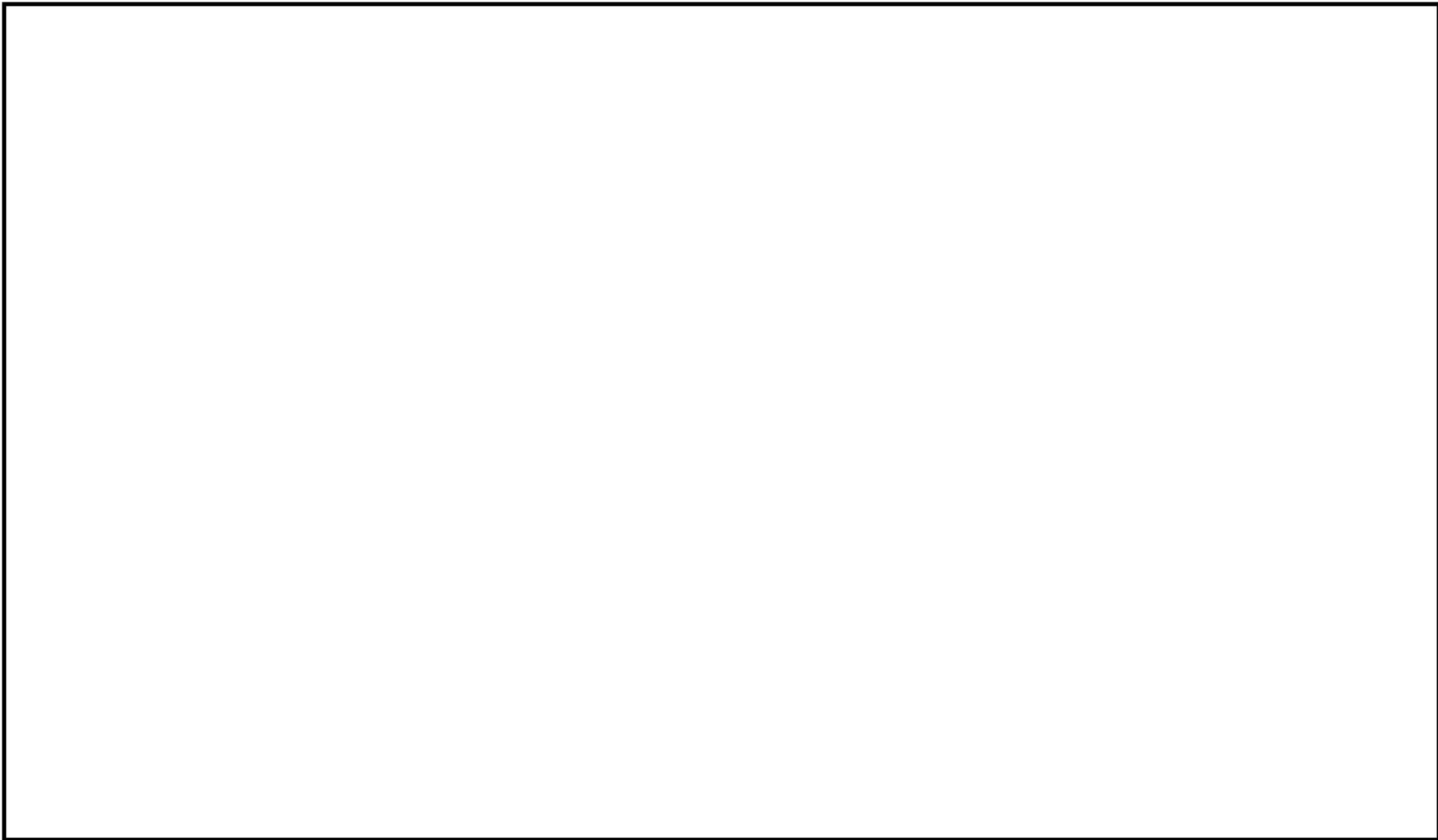


图 7 定常解析結果（温度条件①）

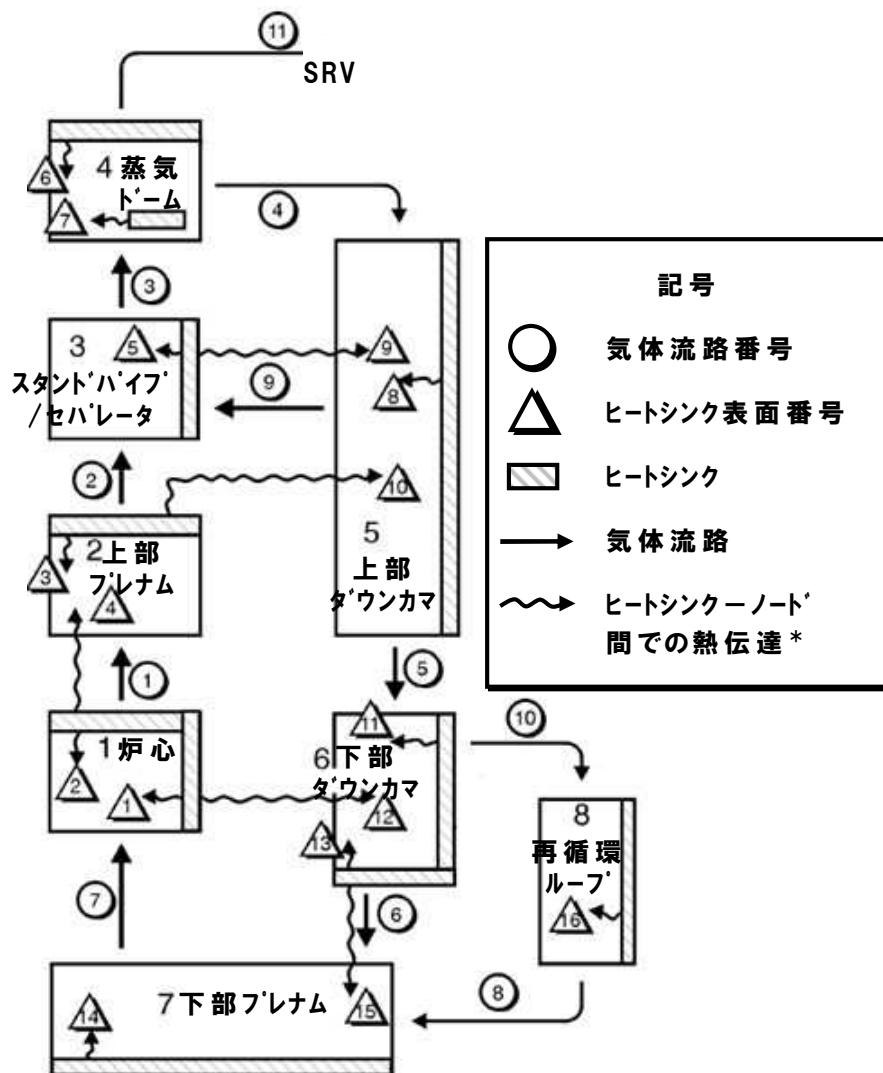


図 8 非定常解析結果（温度条件②）

## MAAP コードによる原子炉压力容器内平均温度評価について

## 1. MAAP コードによる解析

MAAP コードでは、水の蒸発による蒸気量の増加及び金属酸化による水素発生等による気体組成の変化を計算するとともに、炉心露出に伴う伝熱による気体エネルギー増加及び原子炉注水やヒートシンクへの伝熱による気体のエネルギー減少等を計算し、これらの計算結果を踏まえて、気体の有するエネルギーと組成等から原子炉压力容器内気相平均温度を計算している（図 1）。



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

\* 冷却材喪失後の各ヒートシンクの熱伝達は、対流による気相熱伝達及び輻射熱伝達により、計算される。

図1 MAAP 原子炉压力容器ノード分割図



本体資料図 3 には、MAAP コードによる DCH 有効性評価解析で得られた原子炉圧力容器内気相平均温度を示しているが、炉心領域の気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの温度の傾向も合わせて表 1 に示す。

表 1 各部の温度の傾向

	事故発生後	炉心支持板破損直前 (約 3.3 時間後)	→	RPV 破損直前 (約 7 時間後)
炉心領域の気相温度	上昇傾向	約 930℃	一旦低下し、再度上昇	約 726℃
スタンドパイプ／セパレータの温度	上昇傾向	約 672℃	一旦低下し、再度上昇	約 624℃
原子炉圧力容器内気相平均温度*	上昇傾向	約 589℃	一旦低下し、再度上昇	約 626℃

\* 高温となる炉心領域を含む原子炉圧力容器内全体の気相の持つエネルギー及び気相体積から気相平均温度を算出

表 1 のとおり、炉心領域の気相温度はスタンドパイプ／セパレータの温度や原子炉圧力容器内気相平均温度より高くなっているが、スタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクへの伝熱により気相温度は低下し、原子炉圧力容器内気相平均温度としては本体資料図 3 に示す挙動となっている。これは、炉心領域において過渡的に温度上昇した過熱蒸気の熱量を十分吸収できる熱容量をスタンドパイプ／セパレータ等のヒートシンクが保有しているためと考えられる。

スタンドパイプ／セパレータが過熱蒸気の熱量を吸収可能な熱容量を保持していることを確認するため、スタンドパイプ／セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算を実施した。

## 2. スタンドパイプ／セパレータへの伝熱を考慮した簡易計算

### (1) 評価条件

本体資料図 3 及び表 1 に示したとおり、事故後 0.7 時間から炉心領域の気相温度は徐々に上昇し、炉心支持板の破損により、温度が一旦低下する事故後 3.3 時間までの間に約 930℃に到達する。

この時間帯にスタンドパイプ／セパレータを介して放出される過熱蒸気が SRV に到達する前に冷却されるかについて、簡易計算を実施した。

図 2 に簡易評価の計算体系を示す。図 2 に示すように原子炉圧力容器の上部ヘッドの空間体積 (約 278m<sup>3</sup>) を考慮し、この領域の気相温度を保守的に (高めに) 評価する条件を設定した (表 2)。

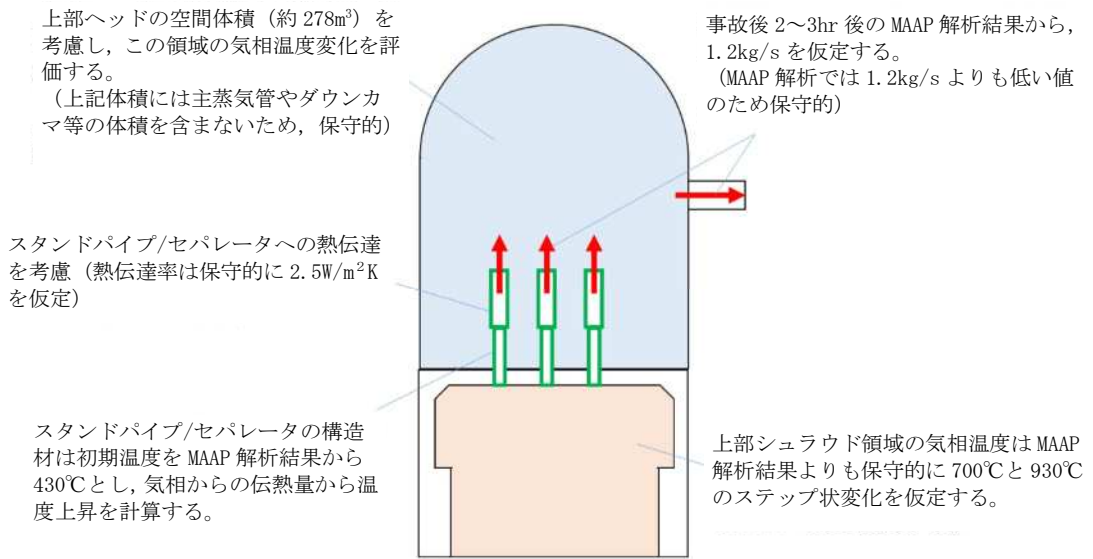


図 2 簡易評価の計算体系

表 2 簡易評価の評価条件

項目	値	単位	備考
上部ヘッドの空間体積	278	m <sup>3</sup>	左記体積は主蒸気管やダウンコマ等の体積を含まないため保守的な設定となる
気相の流入・流出	1.2	kg/s	MAAP 解析におけるスタンドパイプ/セパレータを通る気相流量を参考に設定 同流量は事故後 0.5 時間で約 1.0kg/s, 事故後 3.2 時間後で約 0.5kg/s と徐々に減少する傾向であり、保守的な設定となる
気相の流入温度	700, 930	℃	原子炉減圧 (事故後 1.6 時間) ~ 炉心支持板破損時 (事故後 3.3 時間) における炉心領域の気相温度から設定 事故後 1.6 時間から 3.0 時間までは 700℃一定, 事故後 3.0 時間から 3.3 時間までは 930℃一定の条件は保守的な設定となる
上部ヘッドの気相温度の初期温度	430	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.6 時間後における上部ヘッドの気相温度 (約 430℃) から設定*
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度の初期温度	430	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.6 時間後における構造材温度 (約 419℃) から保守的に設定*
スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達	2.5	W/m <sup>2</sup> K	「伝熱概論 <sup>[1]</sup> 」に記載の、流れている空気 of 熱伝達率の値 (10~250W/m <sup>2</sup> K) から保守的に設定
スタンドパイプ/セパレータの熱容量	24	MJ/K	スタンドパイプ/セパレータの重量 39t, 構造材の材質である SUS の比熱 0.62kJ/kgK より設定 (39×10 <sup>3</sup> kg×0.62 kJ/kgK=24 MJ/K)

\* 事故後 50 分後までは炉心部に存在する水及び蒸気により冷却されること、その後の事故後 1.6 時間後までは原子炉の減圧に伴い冷却されることから、原子炉が十分に減圧されたことにより上昇傾向を示す事故後 1.6 時間までは構造材温度及び気相温度 (本体資料図 3) は低く推移している。

[1] 甲藤好郎, “伝熱概論”, 養賢堂, 1964 年

## (2) 評価結果

図3に簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度及びスタンドパイプ/セパレータの構造材温度を示す。

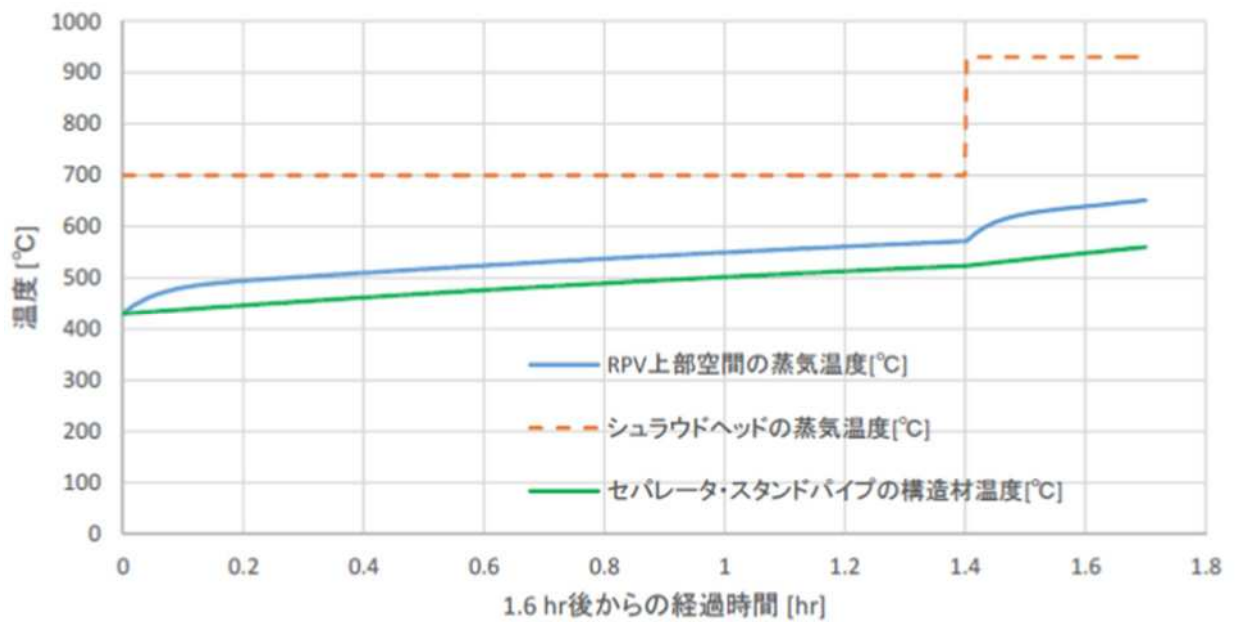
図3に示すとおり、過熱蒸気の流入により、原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度は徐々に上昇するものの、1.7時間後（事故発生3.3時間後に相当）の気相温度は、652℃程度である。本簡易評価では上部ヘッ드의気相温度を高め評価する条件としており、MAAP解析における約3.3時間後の原子炉圧力容器内気相平均温度589℃（表1）よりもやや高い温度となっている。

また、本簡易評価におけるスタンドパイプ/セパレータの構造材温度は560℃程度であり、炉心部領域において過渡的に温度上昇した過熱蒸気の熱量を十分吸収できる熱容量をスタンドパイプ/セパレータ等のヒートシンクが保有しているといえる。

なお、この560℃は、表1に示したMAAP解析における約3.3時間後のスタンドパイプ/セパレータの温度（約672℃）より低くなっている。これは、本簡易評価では、上部ヘッ드의気相温度を高め評価するため、気相からスタンドパイプ/セパレータへの熱伝達を保守的に低めに設定しているためと考えられる。

ここで、仮にスタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率を高め10W/m<sup>2</sup>Kと設定した場合、図4に示すとおりスタンドパイプ/セパレータの構造材温度と上部ヘッ드의気相温度の温度差がなくなるまで伝熱する結果となり、1.7時間後（事故発生3.3時間後に相当）のスタンドパイプ/セパレータの構造材温度及び上部ヘッ드의気相温度は共に588℃程度となる。（図4においては、スタンドパイプ/セパレータの構造材温度と上部ヘッ드의気相温度が一致しているため、代表としてスタンドパイプ/セパレータの構造材温度のみを示している。）また、スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率を10W/m<sup>2</sup>Kより大きい値に設定した場合においても、スタンドパイプ/セパレータの構造材温度が入熱源である気相温度より高くなることはないことから、スタンドパイプ/セパレータの構造材温度は気相温度と同じ588℃程度となる。

以上のとおり、スタンドパイプ/セパレータに流入する気相温度は700℃～930℃と高いが、気相流量は1.2kg/sと小さいことから、本簡易評価におけるスタンドパイプ/セパレータの構造材温度は高くても588℃程度となる結果となり、スタンドパイプ/セパレータが過熱蒸気の熱量を吸収可能な熱容量を保持していることを確認した。



(参考)

1時間当たりのスタンドパイプ/セパレータの温度上昇量の目安としては、約72°Cとなる。

$$\frac{(3.9 \text{ MJ/kg} - 3.5 \text{ MJ/kg}) \times 1.2 \text{ kg/s} \times 3600 \text{ s/h}}{24 \text{ MJ/K}} = \text{約 } 72 \text{ K/h}$$

過熱蒸気の比エンタルピー (700°C, 0.28MPa[abs]) : 約 3.9MJ/kg

RPV 上部空間の蒸気の比エンタルピー (500°C, 0.28MPa[abs]) : 約 3.5MJ/kg

過熱蒸気の流入量 : 1.2kg/s

スタンドパイプセパレータの熱容量 : 24MJ/K

図3 簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッドの気相温度及び  
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度  
(スタンドパイプ/セパレータへの熱伝達率 : 2.5 W/m<sup>2</sup>K)

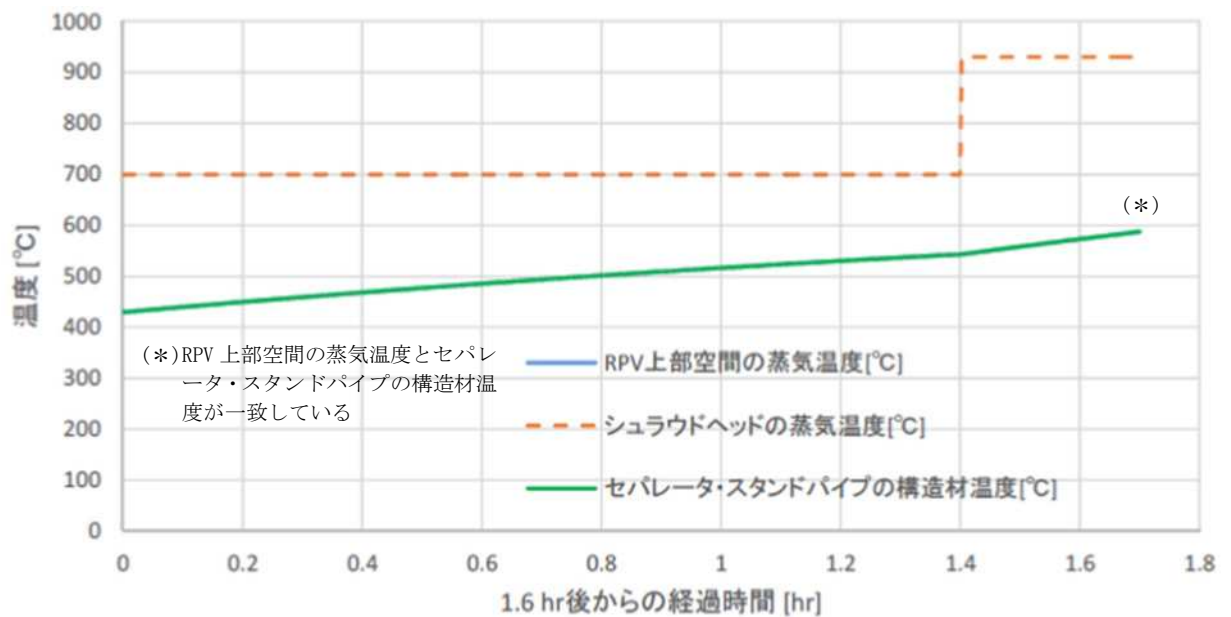


図4 簡易評価による原子炉压力容器の上部ヘッドの気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの構造材温度  
(スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率：10 W/m<sup>2</sup>K)

### 3. SRV の 3 次元熱流動解析にて使用する原子炉压力容器内気相平均温度について

2. の簡易評価の想定では，スタンドパイプ／セパレータのみをヒートシンクとして考慮したが，図1に示したとおり，ヒートシンクとなる炉内構造物はスタンドパイプ／セパレータ以外にもあり，それらのヒートシンクにも過熱蒸気の熱量は吸収される。また，保温材を介していることから，格納容器内温度に与える影響及び原子炉压力容器からの放熱効果は小さいものの，図1のヒートシンクのうち，原子炉压力容器の外表面となるヒートシンクについては，格納容器内への熱伝達も MAAP 解析では考慮している。

これらヒートシンクの影響により，MAAP 解析における原子炉压力容器内気相平均温度は，炉心領域の気相温度と比較して低く推移しているものと考えられる。

なお，原子炉压力容器から繋がる主蒸気配管に SRV は設置されており，実際は原子炉压力容器から SRV に到達するまで主蒸気配管等への伝熱により気相温度はさらに低下すると考えられるため，SRV の 3 次元熱流動解析において，SRV を流れる蒸気の温度として原子炉压力容器内気相平均温度を適用することは問題ないとする。

## 主蒸気逃がし安全弁用アクチュエータの耐環境性能向上について

## 1. 概要

主蒸気逃がし安全弁用アクチュエータは、主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を外部信号によって作動させるための空気作動式の補助装置であり、シリンダーへの窒素供給によってピストンを作動させることでSRVを作動させる設計としている。既設SRVの概要図を図1に示す。

シリンダーに供給された窒素圧力は、ピストンOリング及びシリンダーOリングにより維持される。シール材は重大事故等時における有効性評価を上回る高温蒸気環境下においては損傷する恐れがあることから、更なる安全性向上の一環として、シリンダーピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダーOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良EPDM材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となる改良を計画し、原子炉格納容器の限界温度・圧力環境下における試験にて信頼性を確認した。

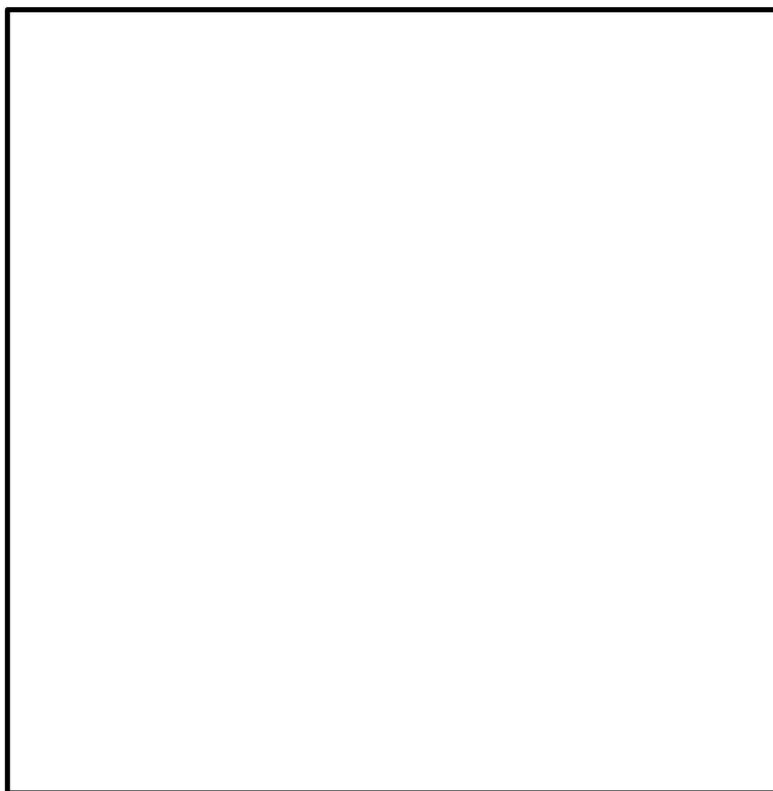


図1 既設SRV概要図

## 2. 耐環境性能向上を目的とした SRV 用シリンダーの改良内容

図 2 に既設シリンダーと改良シリンダーの概要図を示す。

SRV シリンダーのシール部は従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材を採用したシリンダー O リングへ変更する。シリンダーのシール部は静的シール部であることから、材質の変更によって SRV の動作には影響を及ぼさない。

また、バックシートは SRV が全開位置の時、ピストン O リングの機能が喪失した場合でもシリンダー上部からの窒素の漏えいを防ぐことができるため SRV の機能を維持することができる。

バックシートを採用する場合は、シリンダーにバックシートとのシール面を製作する必要があるため、シリンダーの一式取替を実施する必要がある。



図 2 既設シリンダーと改良シリンダーの概要図

### 3. 信頼性確認試験

#### (1) 試験条件

改良シリンダーの信頼性確認試験として、下記の表1に示す環境劣化処置を実施したのちに、DBA時、LOCA試験条件を包絡するよう表2の条件下で蒸気試験を行う。その際、シリンダーの作動試験および漏えい試験（試験装置：図3、試験条件：図4参照）を実施し、SRV動作に対して影響がないことを確認する。

表1 改良シリンダーの環境劣化処置

機械劣化処置
放射線劣化処置※1
熱劣化処置※1
加圧劣化処置
振動劣化処置
地震劣化処置
水力学的動荷重処置
事故時放射線照射処置

※1 同時に処置を実施

表2 蒸気暴露試験条件

項目	
温度[°C]	
圧力[MPa (gage)]	
雰囲気	
時間（経過時間）	

\*1 供給圧力をシリンダーへ供給し、シリンダーが全開動作することを確認する。

\*2  MPaの供給圧力にて、シリンダーからの漏えいがないこと。



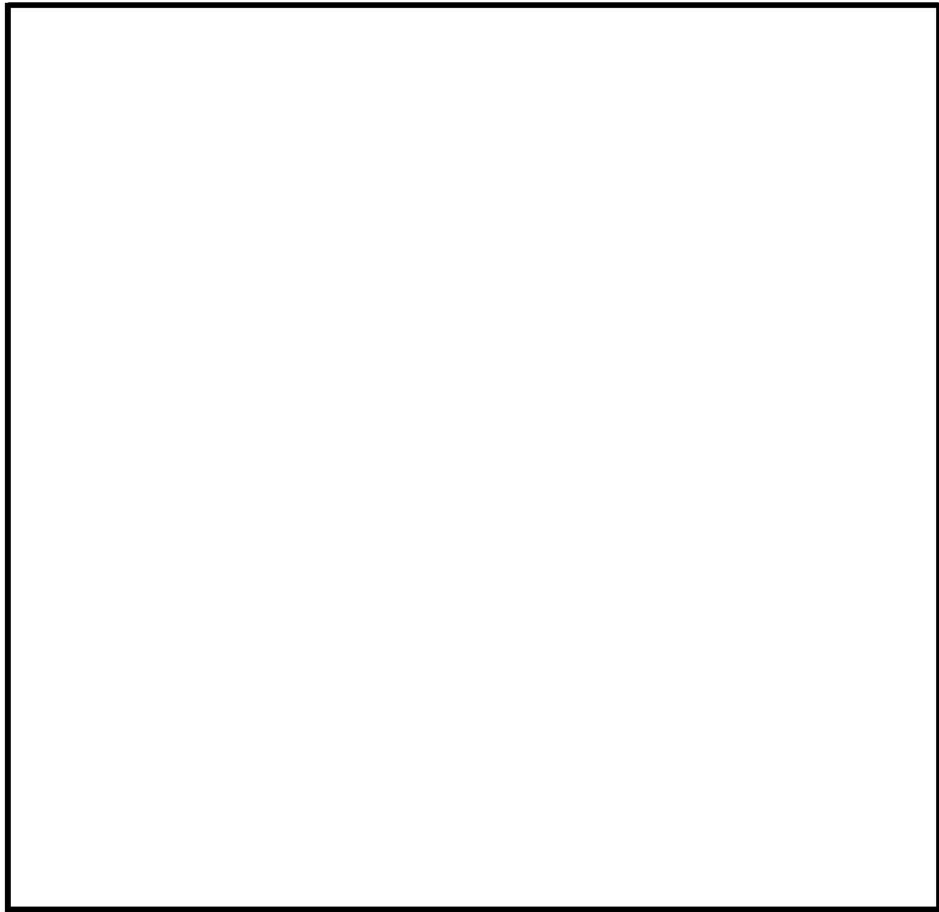


図 3 蒸気暴露試験装置の概要



図 4 蒸気暴露試験条件

## (2) 試験結果

信頼性確認試験の結果、供給圧力において漏えいがないことを確認し、全開動作が可能であることを確認した。以上の結果から、シリンダーの改良は想定される環境劣化処置を施したとしてもSRV動作に対して影響がないことを確認した。

## 4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験

### (1) 試験条件

格納容器限界温度・圧力環境下において改良シリンダーにおけるシール材の検証として、事故時放射線照射処置を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である200℃/0.62MPa以上の試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表3）を実施し、シール性に影響がないか確認する。

表3 格納容器限界温度・圧力環境下における試験条件

項目	条件値
累積放射線量 [MGy]	
圧力 [MPa]	
温度 [℃]	
雰囲気	

### (2) 試験結果

格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験では、試験中における無漏えいを確認した。また、蒸気暴露試験終了後のシリンダーの作動確認試験においても、シリンダーは作動状態に異常は確認されなかったことから、改良シリンダーは限界温度・圧力環境下においてもシリンダーのシール機能に影響を与えないことを確認した。

## 5. 今後の方針

シリンダーの改良は、設計基準事故時のSRV動作に影響を与える変更となることから、信頼性確認試験を実施し、シリンダーの改良がプラント運転に影響を与えないことを確認した。また、更なる安全性向上を目的とした重大事故等での格納容器限界温度・圧力環境下におけるシリンダーのシール機能に対する検証試験の結果、作動状態および開保持における供給窒素の無漏えいを確認したことから、限界温度・圧力環境下でもシリンダーのシール部の健全性が保たれることを確認した。

また、既設シリンダーにて、従来の材質よりも耐熱性、耐放射線性、耐蒸気性を向上したピストンリング（シール材）信頼性確認試験によりプラントの運転に影響を与えないことを確認している。ピストンリングの耐環境性能が確保できる場合、シリンダーのピストン位置に関わらずSRV動作の保証ができる範囲を広げられるメリットがある。このことから、シリンダーのシール材改良の限界温度・圧力環境下における検証試験も視野に入れ、バックシートによるシリンダー改良案と比較しながら、実機導入に向けた検討を進める。

以上

## SRV 用電磁弁の耐環境性能向上について

## 1. 概要

SRV の更なる安全性向上対策として、代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）の設置を進めている。代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）は、高圧窒素ガス供給系（以下、「HPIN 系」という。）(A/B) と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、SRV 用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要とした SRV 開操作が可能な設計とする。また、本システムは、ADS 機能なしの 4 個へ窒素ガスを供給する設計とする。代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）の系統概要図を図 1 に示す。

高温蒸気環境下における代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）のシール性能を確保するため、高圧窒素ガスの流路となる「SRV 用電磁弁」及び「SRV シリンダー」に対してシール材の改良を実施する。

SRV 用電磁弁については、HPIN 系及び代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリのうち、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材に変更する。

また、更なる安全性向上のため、新規開発した SRV 用電磁弁に対して、格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能を試験により確認する。

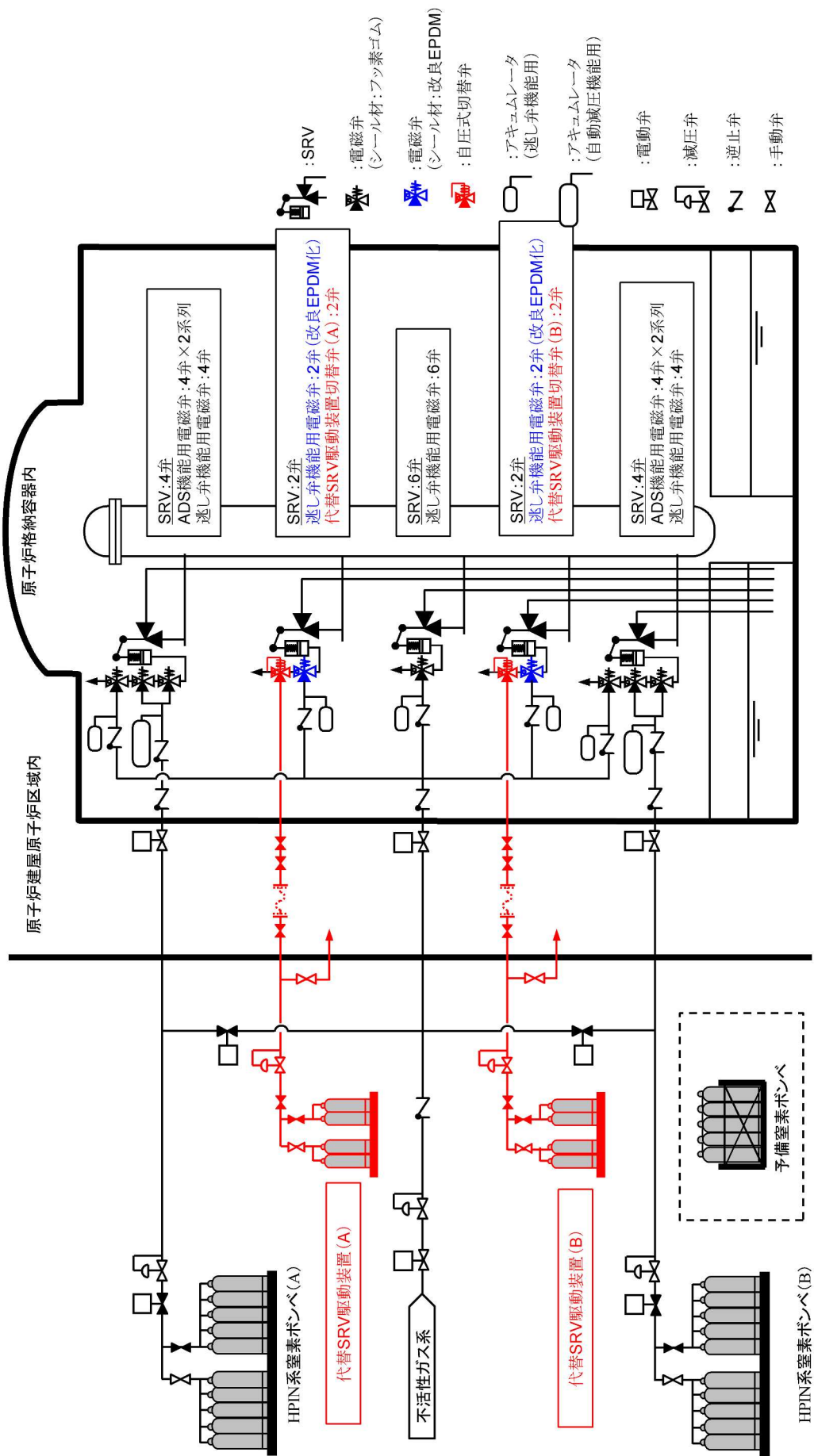


図1 代替SRV駆動装置（自主対策設備）の系統概要図

## 2. 耐環境性能向上を目的とした SRV 用電磁弁の改良内容

HPIN 系及び代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）により、高圧窒素ガスの流路となるバウンダリのうち、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良 EPDM 材を採用した SRV 用電磁弁（以下、「改良電磁弁」という。）の概要図を図 2 に示す。

また、格納容器限界温度・圧力環境下におけるシール性能確保を目指し、改良 EPDM 材の採用に加えて、電磁弁の作動性能に関わるシール部を従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良シール材を採用した電磁弁（以下、「新規開発電磁弁」という。）の概要図を図 3 に示す。

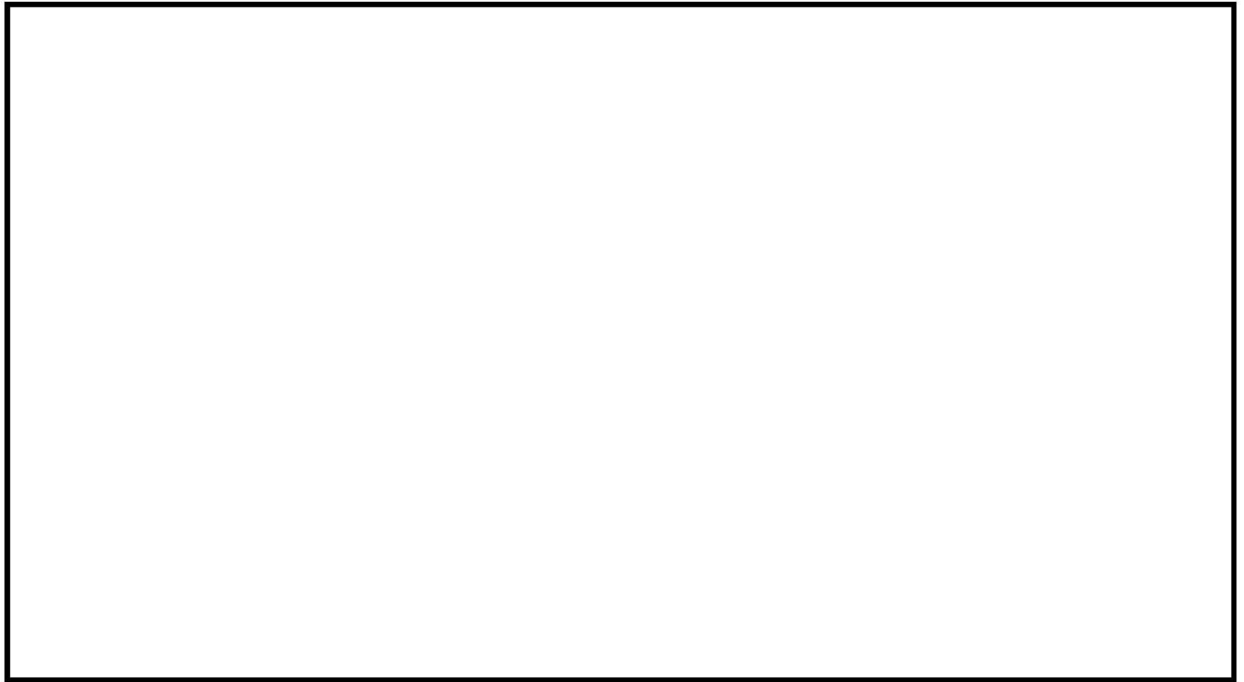


図 2 改良電磁弁概要図

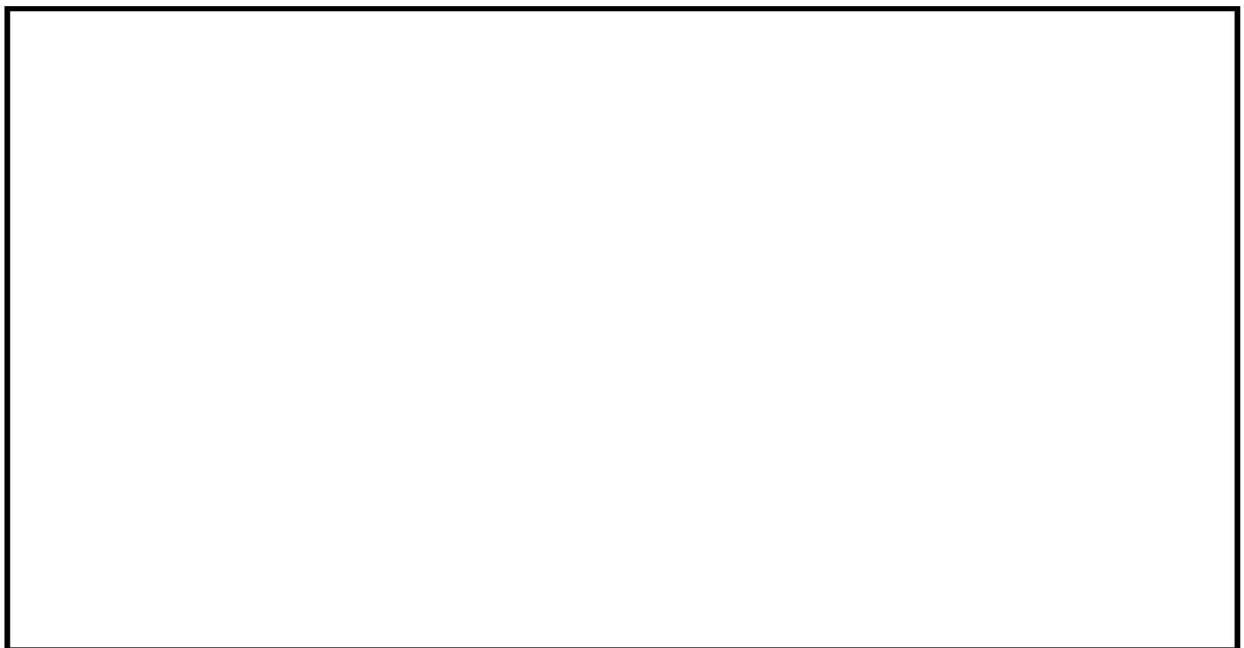


図 3 新規開発電磁弁概要図

### 3. 信頼性確認試験

#### (1) 試験条件

改良電磁弁及び新規開発電磁弁シール部の信頼性確認試験として、図4に示す試験手順により蒸気暴露試験（試験装置：図5，試験条件：表1及び図6参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。

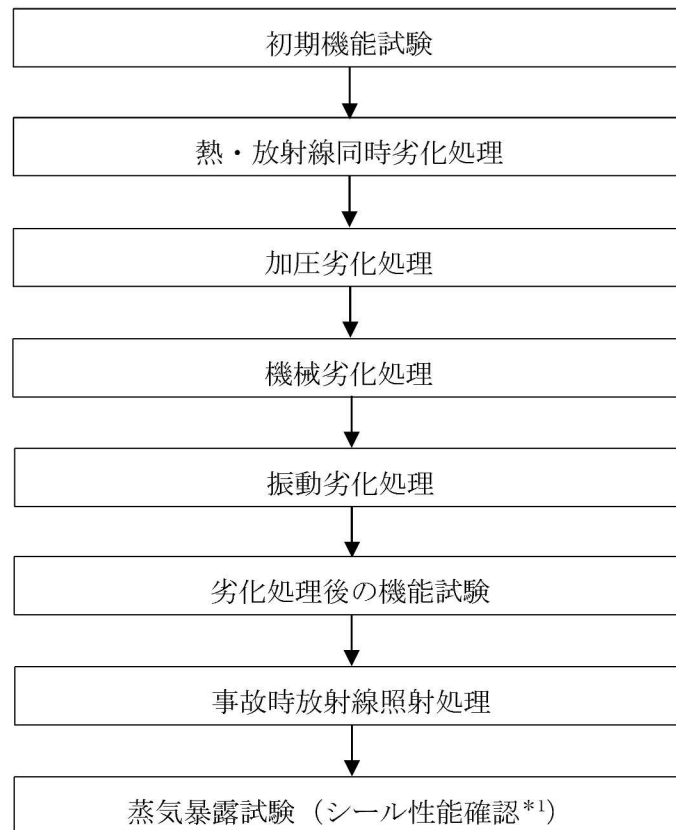


図4 試験手順

#### \*1 シール性能確認の判定基準

- ・排気ポート側圧力に供給ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・無励磁時の漏えい量は目標として  以下であること。

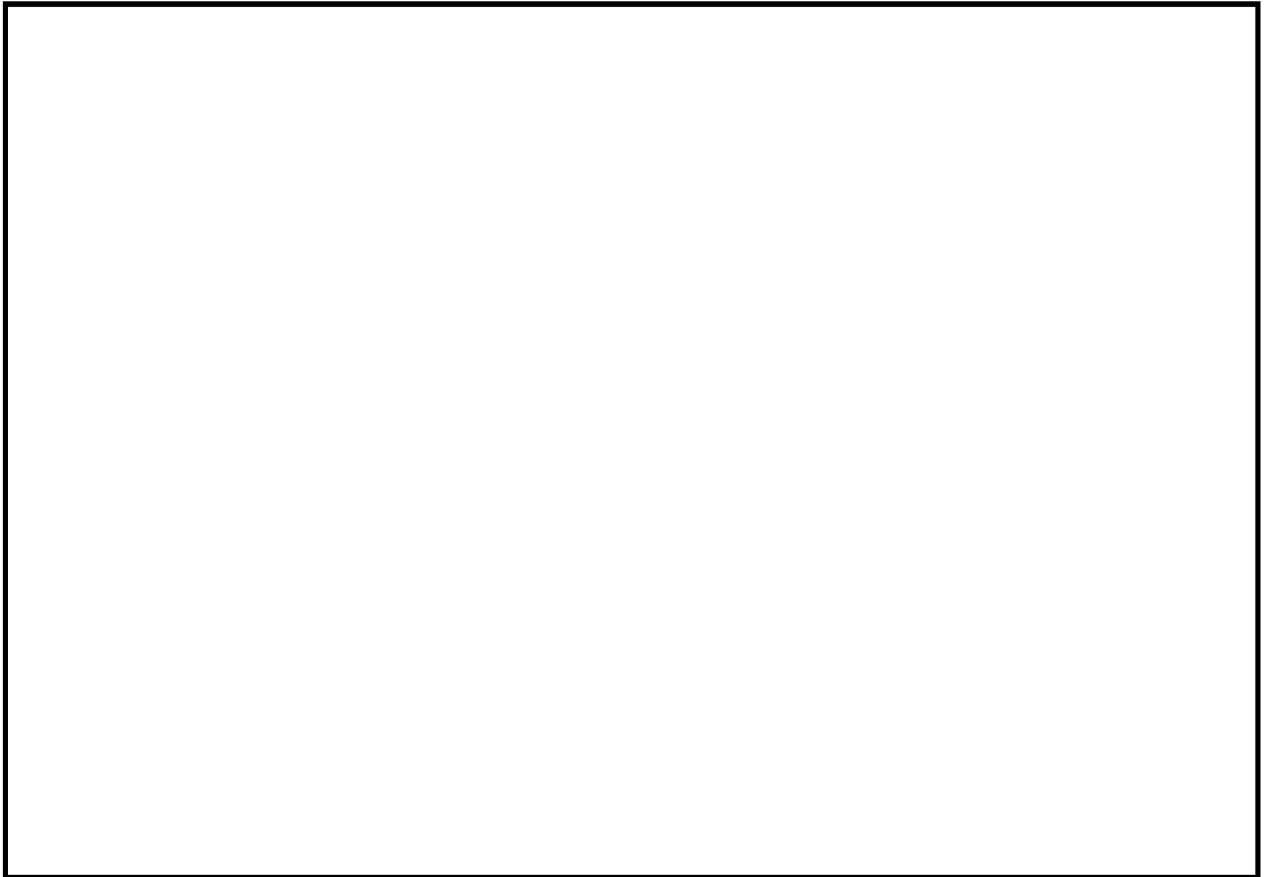


図5 蒸気暴露試験装置の概要

表1 重大事故環境試験条件

項目	改良電磁弁	新規開発電磁弁
時間（経過時間）	0～168／168～175	
圧力（MPa[gage]）	0.710／0.854	
温度（℃）	171／178	
雰囲気	蒸気	
放射線量（MGy）	<input type="text"/> *1	

\*1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。

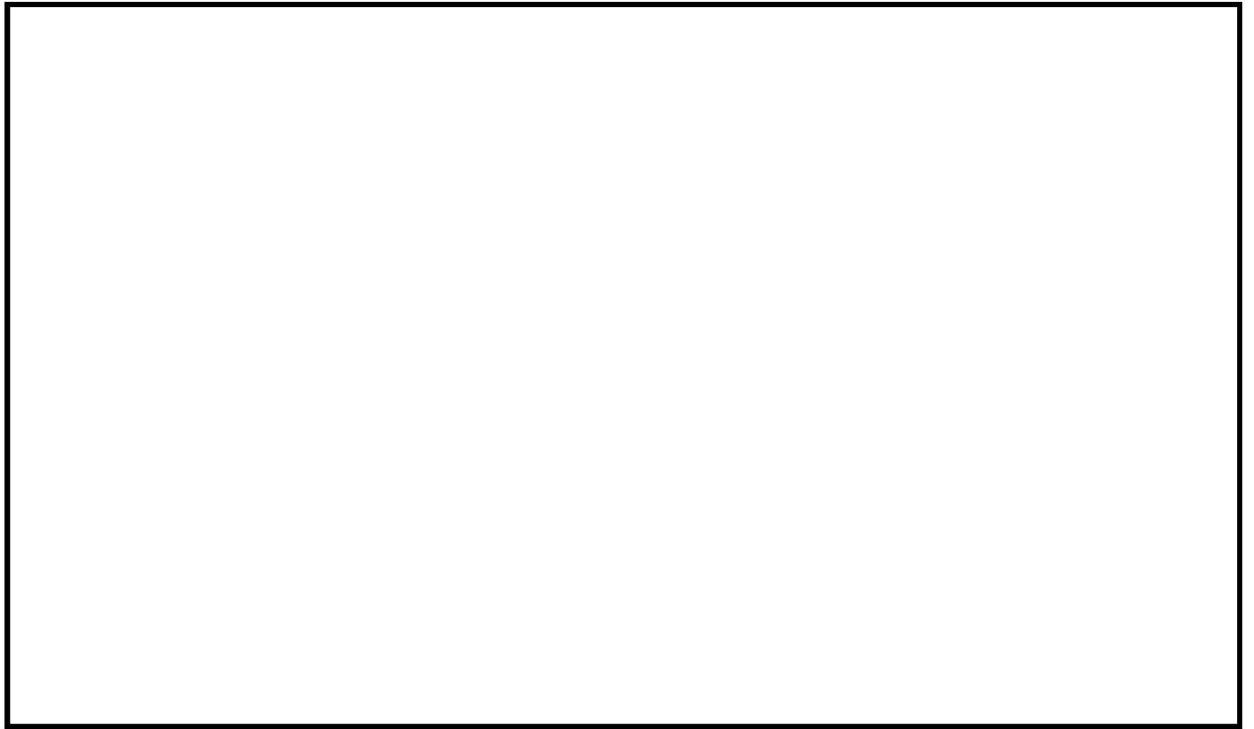


図 6 蒸気暴露試験条件

(2) 試験結果

蒸気暴露試験の結果，改良電磁弁及び新規開発電磁弁は，蒸気暴露試験中において漏えいがなく，従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して，より長時間（図 6 参照）にわたって，SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。



#### 4. 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験

##### (1) 試験条件

格納容器限界温度・圧力環境下における新規開発電磁弁シール部の検証試験として、事故時放射線照射処理を施したのち、格納容器限界温度・圧力環境である 200℃/0.62MPa 以上の試験条件にて蒸気暴露試験（試験条件：表 2 参照）を実施し、シール機能に対して影響がないことの確認を実施した。

表 2 格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験条件

項目	新規開発電磁弁
時間（経過時間）	
圧力（MPa[gage]）	
温度（℃）	
雰囲気	
放射線量（MGy）	

##### (2) 試験結果

格納容器限界温度・圧力環境下における蒸気暴露試験の結果、新規開発電磁弁は、蒸気暴露試験中において漏えいがなく、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

## 5. 今後の方針

今後の実機導入方針を図7に示す。

改良電磁弁に対して信頼性確認試験を実施した結果、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、SRV の機能を向上させるための更なる安全性向上対策として、代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）による駆動時の高圧窒素ガス流路となる SRV 用電磁弁 4 個を改良電磁弁へ交換する。更に、代替 SRV 駆動装置（自主対策設備）の流路となる SRV 用電磁弁以外の電磁弁についても、プラント起動前までに改良電磁弁に交換する。

また、新規開発電磁弁に対して信頼性確認試験及び格納容器限界温度・圧力環境下における検証試験を実施した結果、SRV 駆動部へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから、実機導入に向けた準備を進める。

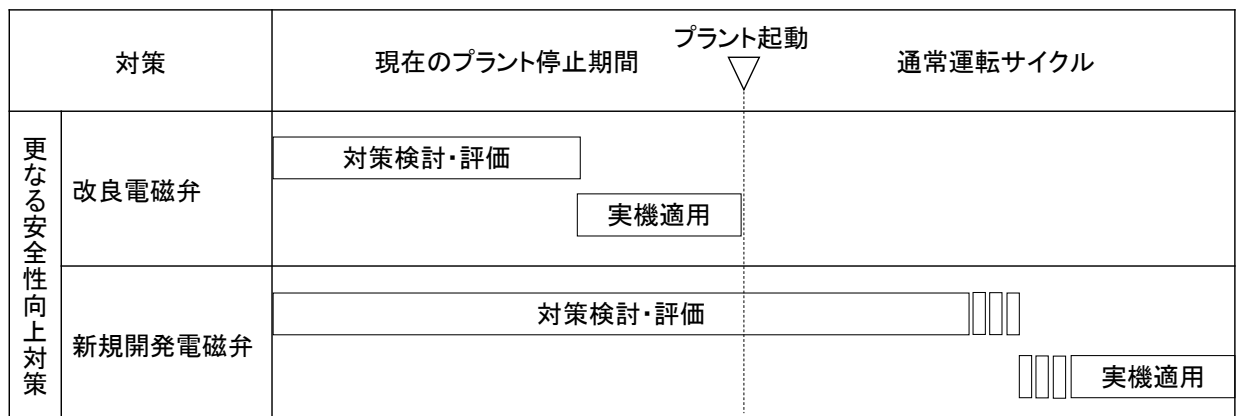


図7 今後の実機導入方針（更なる安全性向上対策）

以上

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 安全施設的环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	<input type="text"/>	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
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	1.5kGy	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	1.5kGy	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 ファン：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 ファン：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 ファン：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

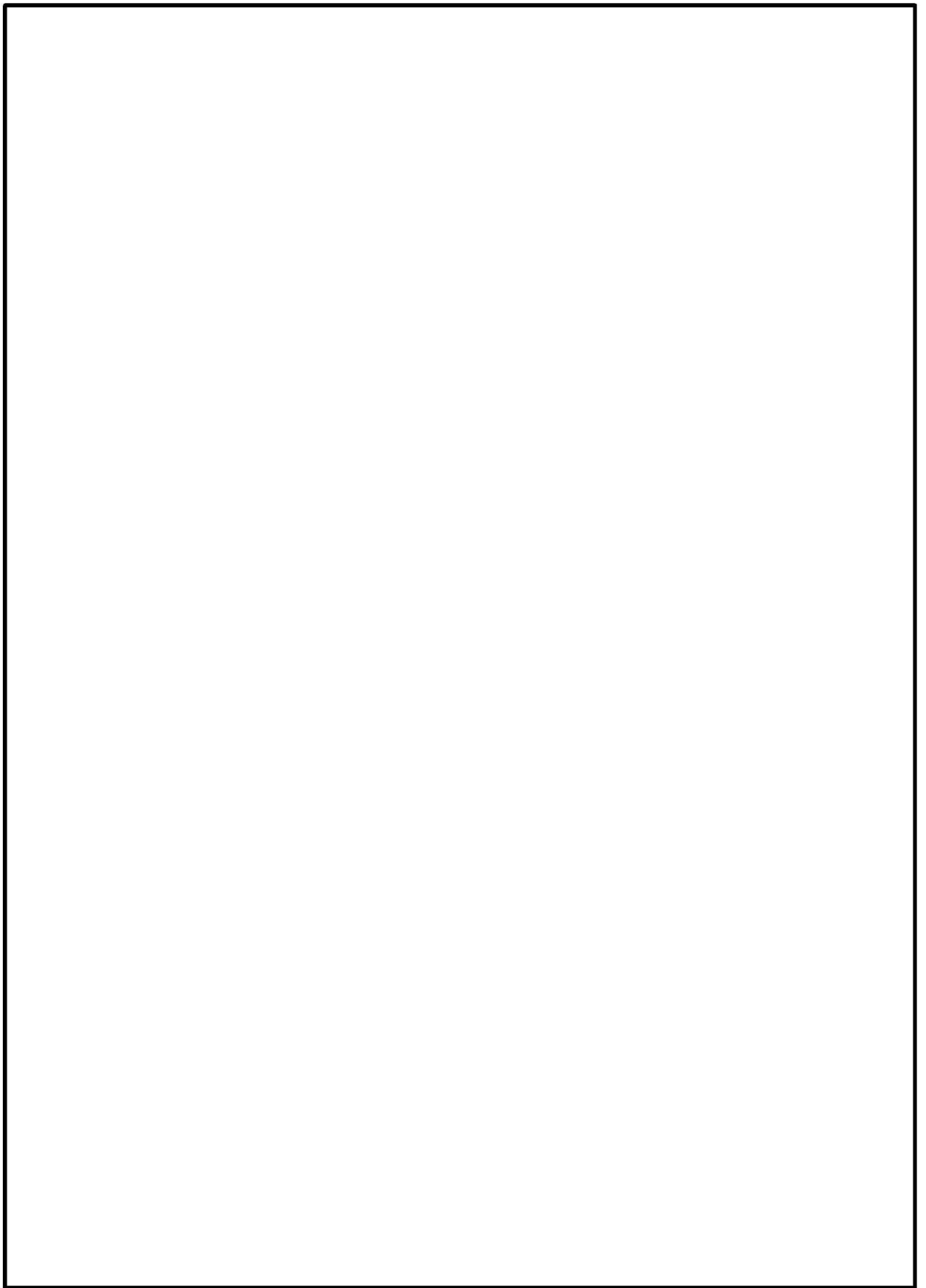


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (1/20)

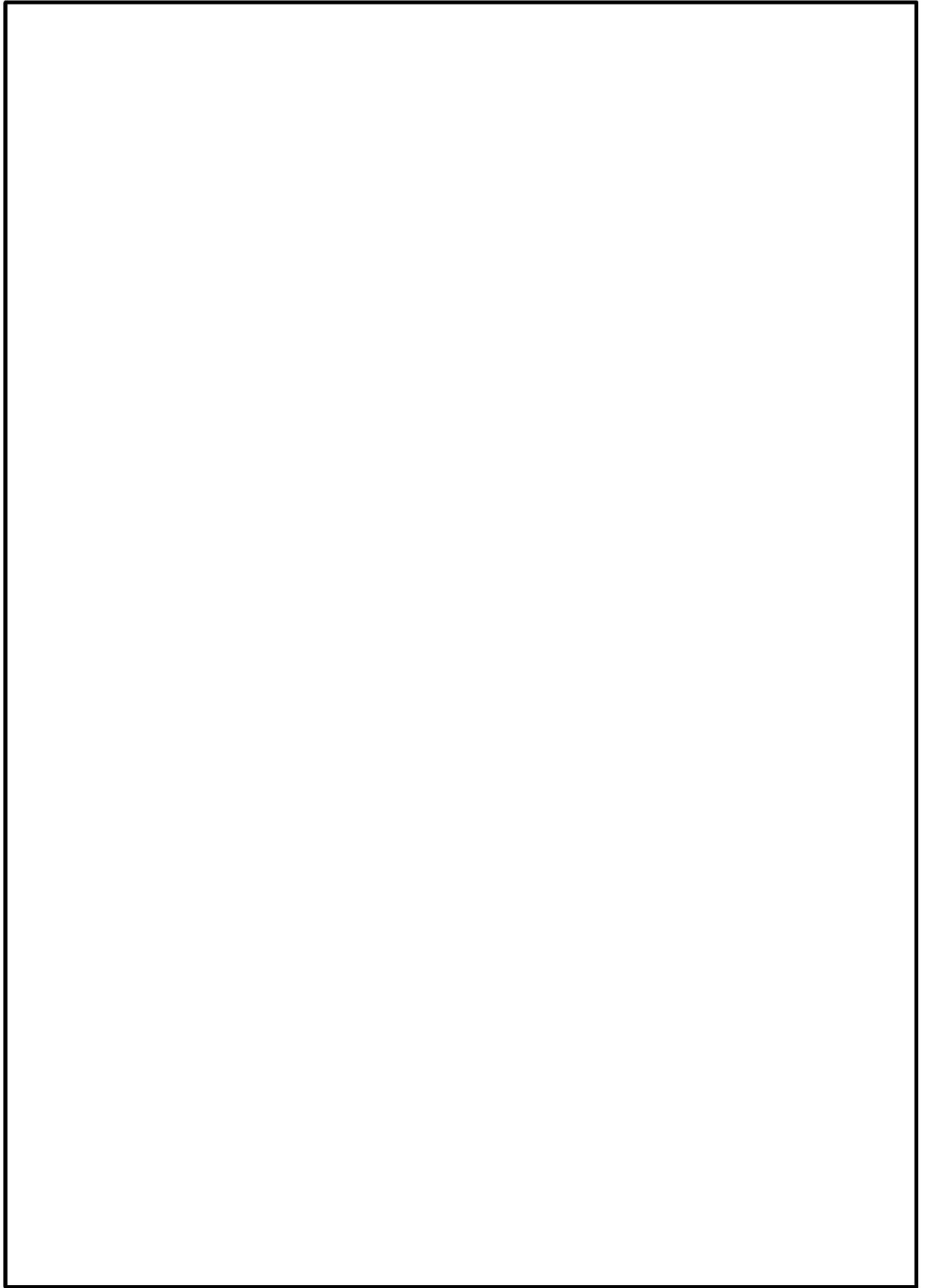


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (2/20)

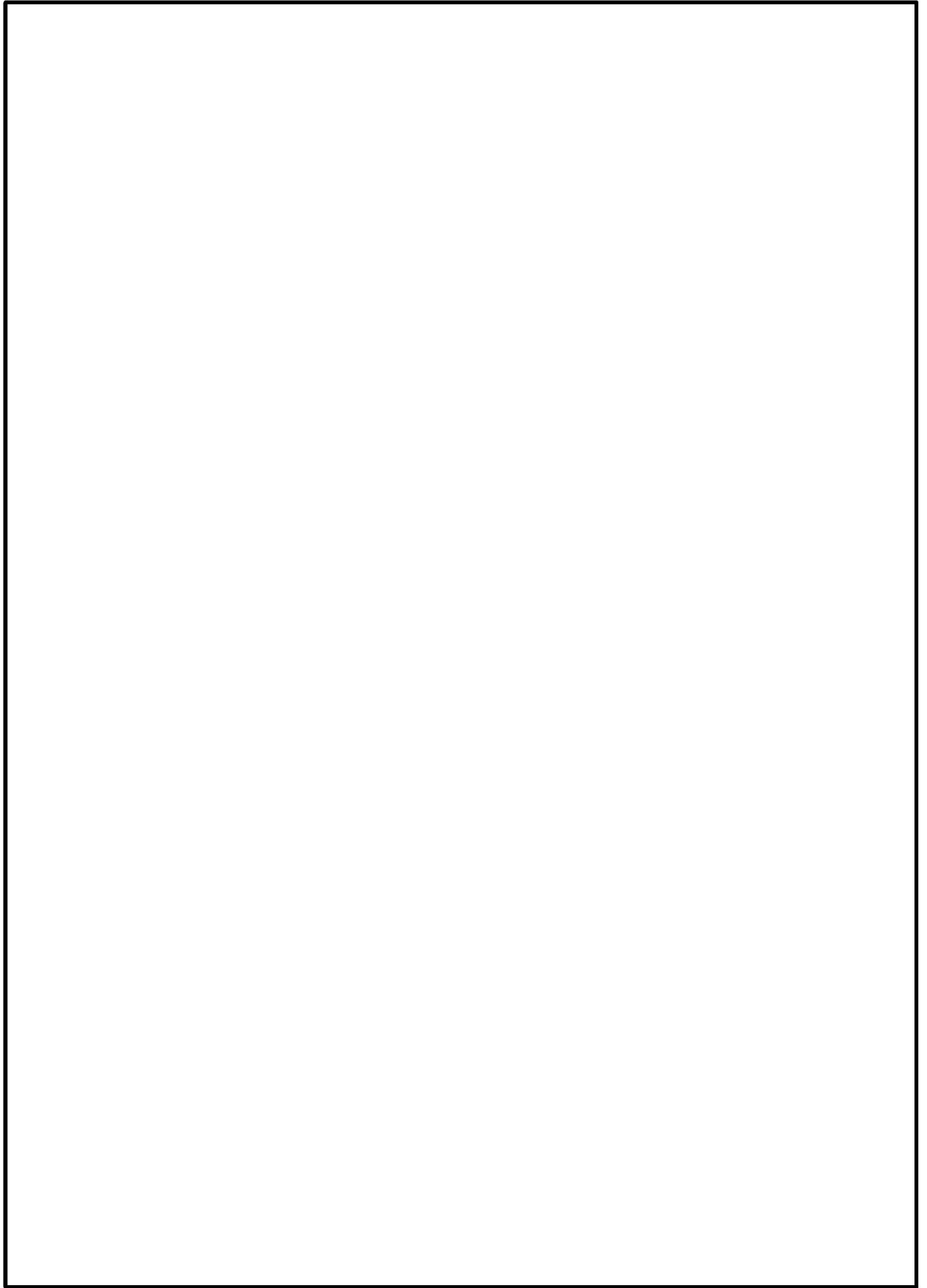


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/20)



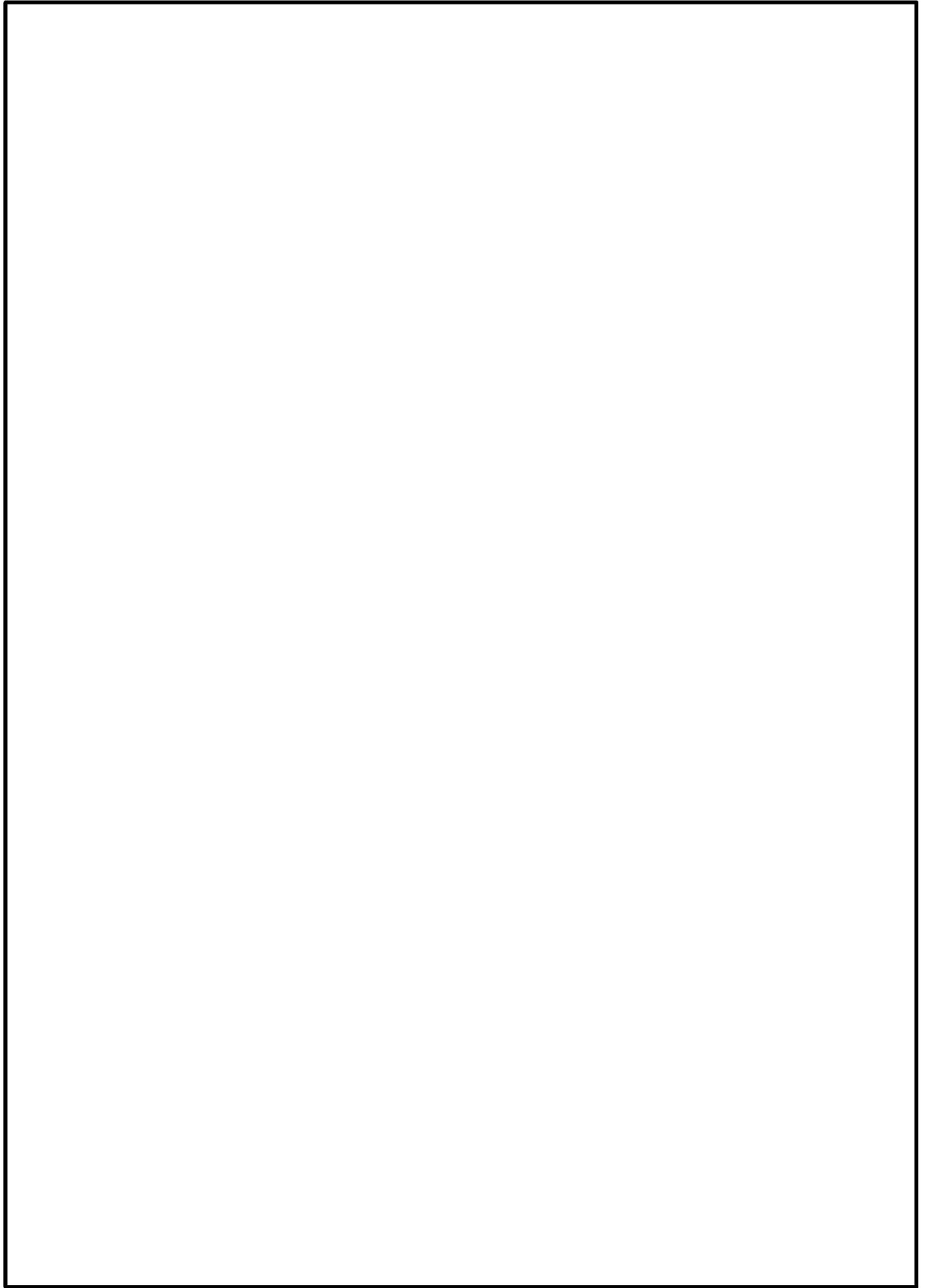


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (4/20)

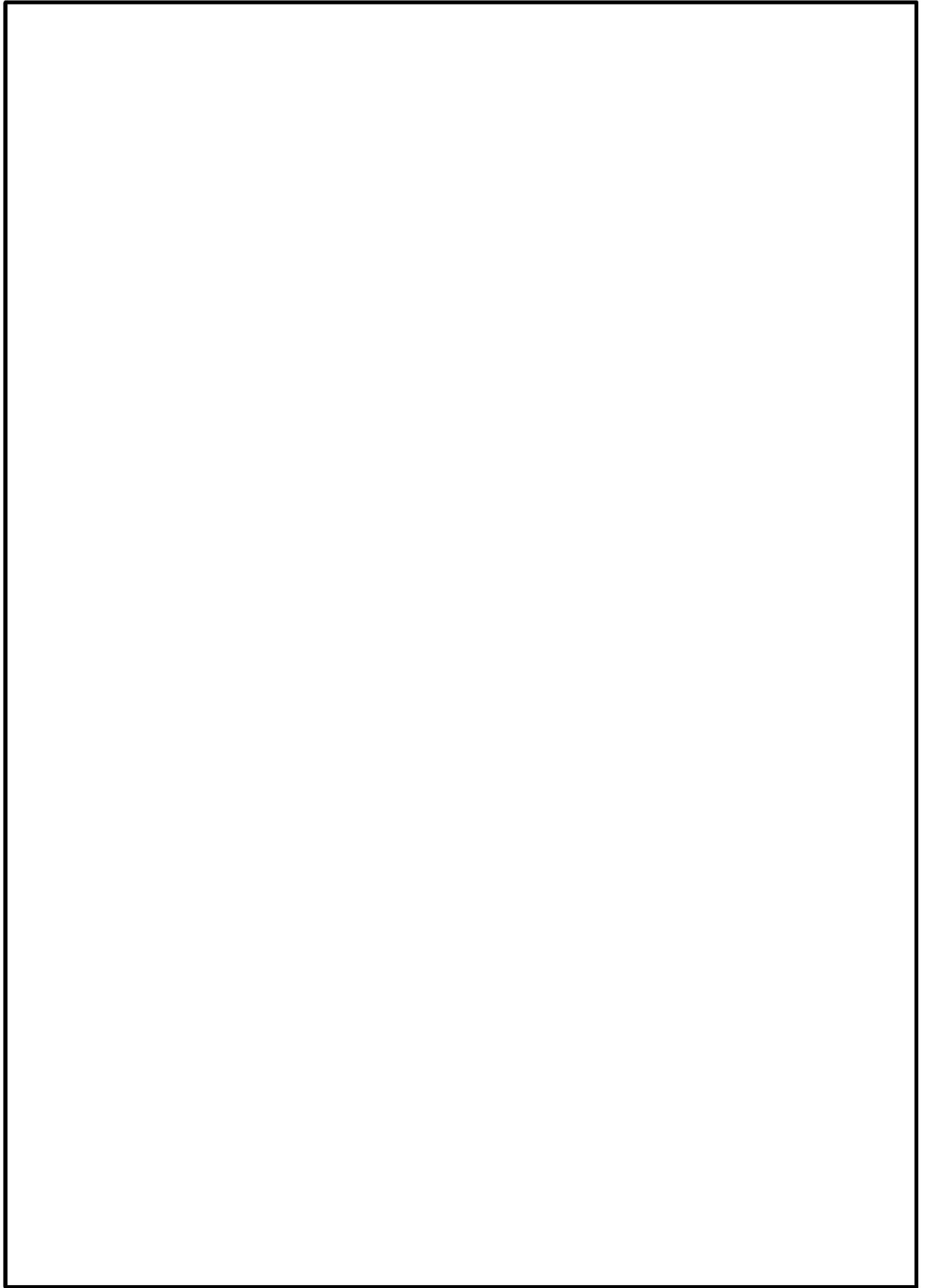


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (5/20)

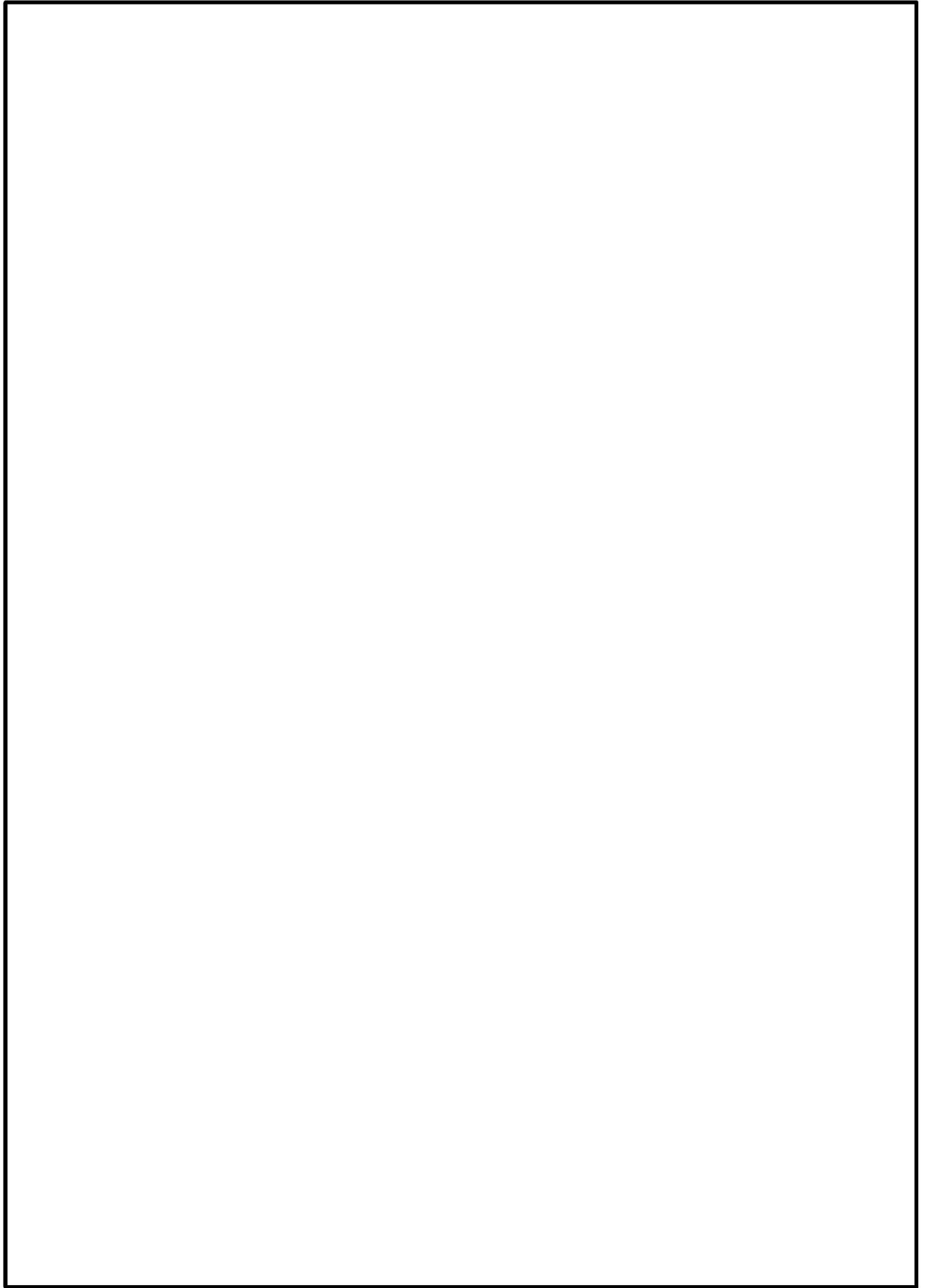


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (6/20)

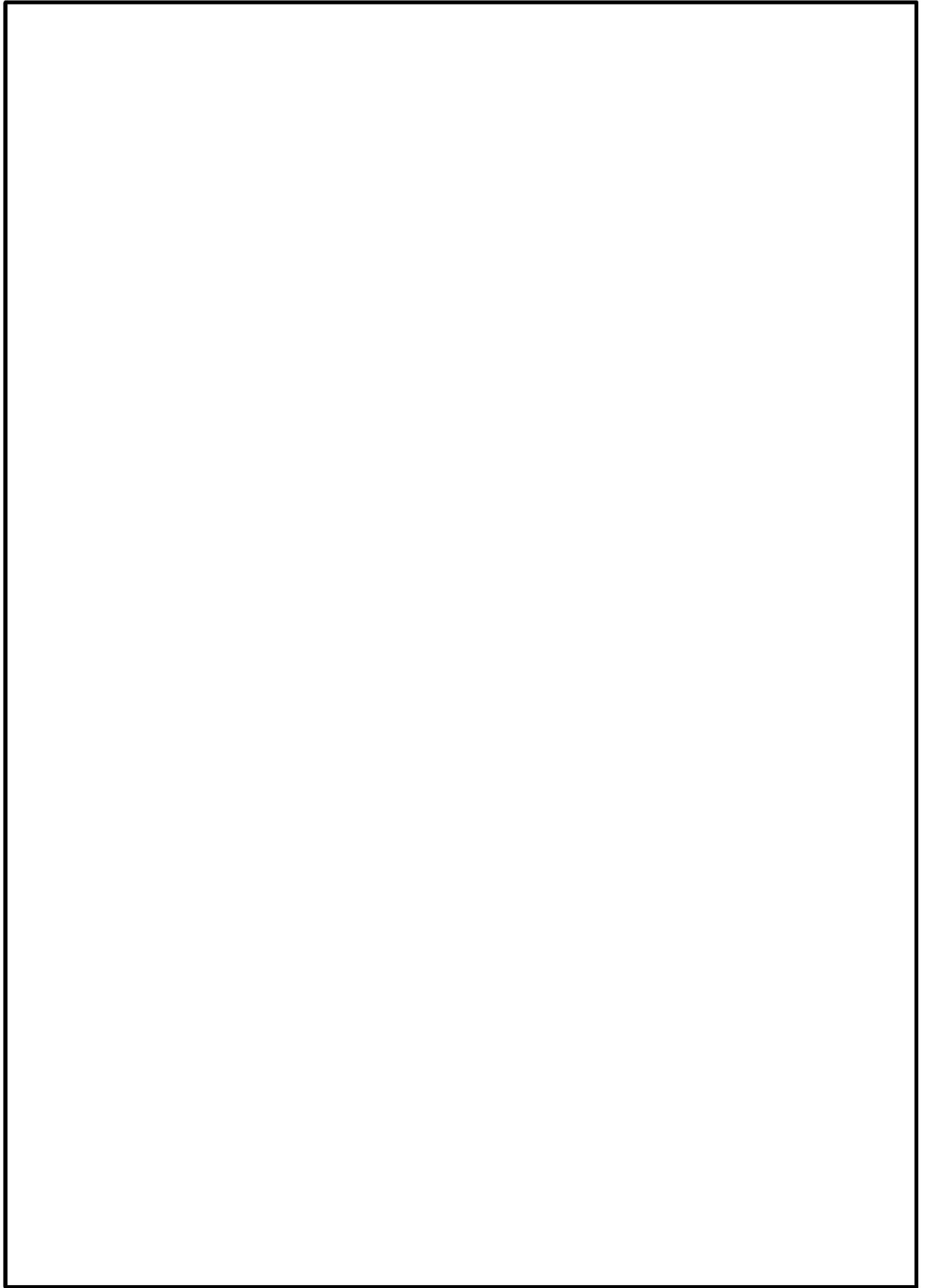


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (7/20)

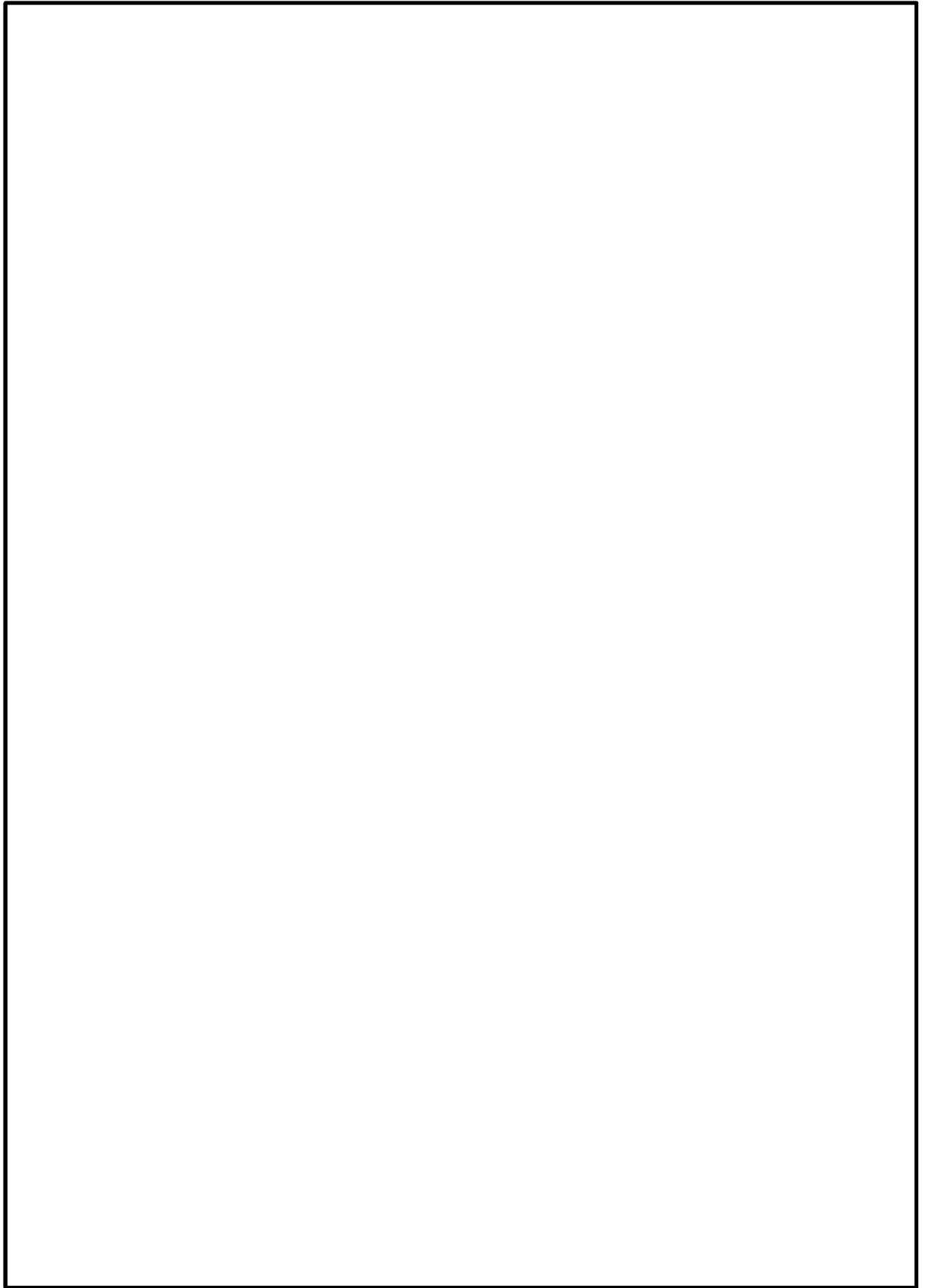


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (8/20)

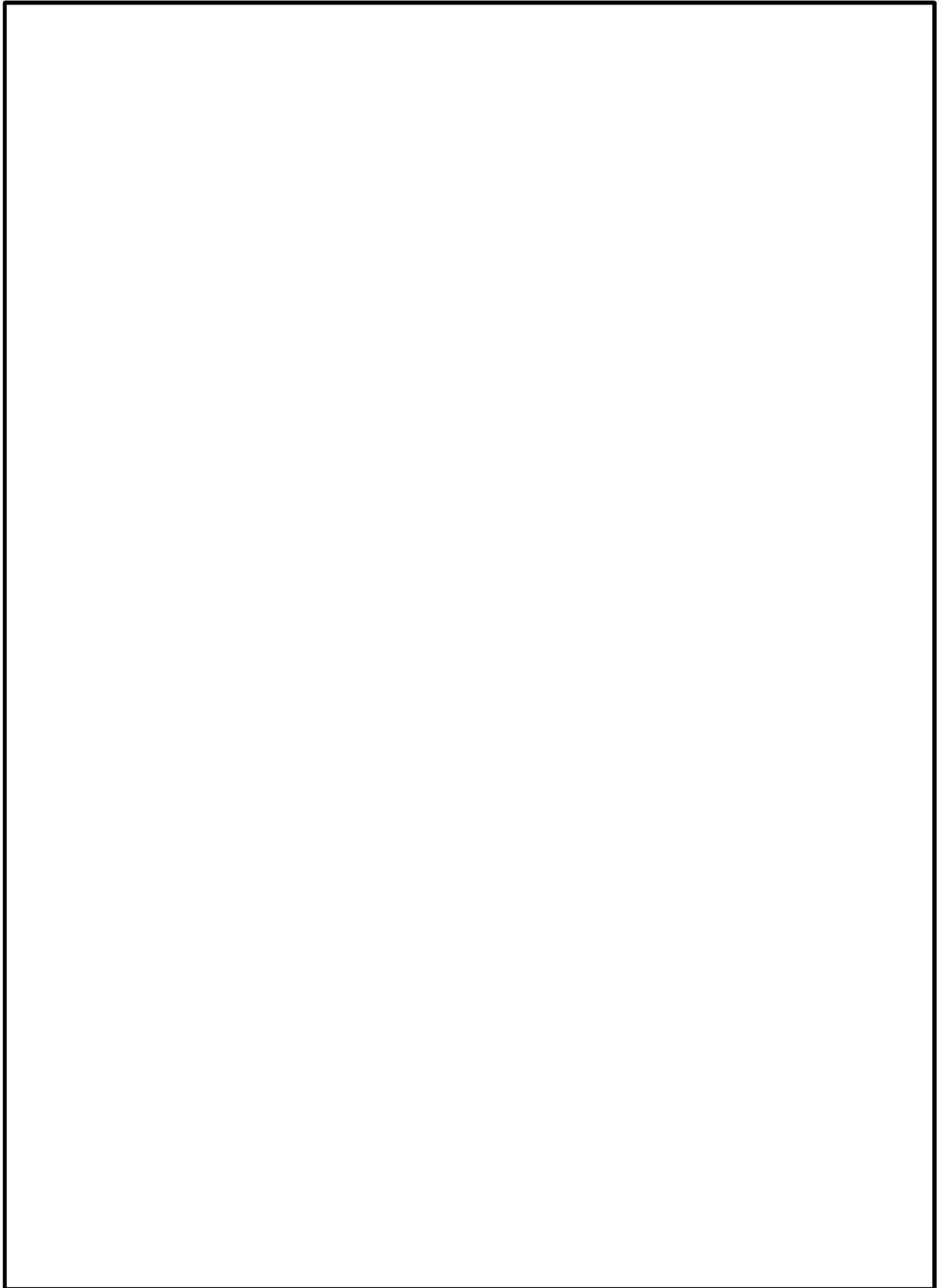


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (9/20)

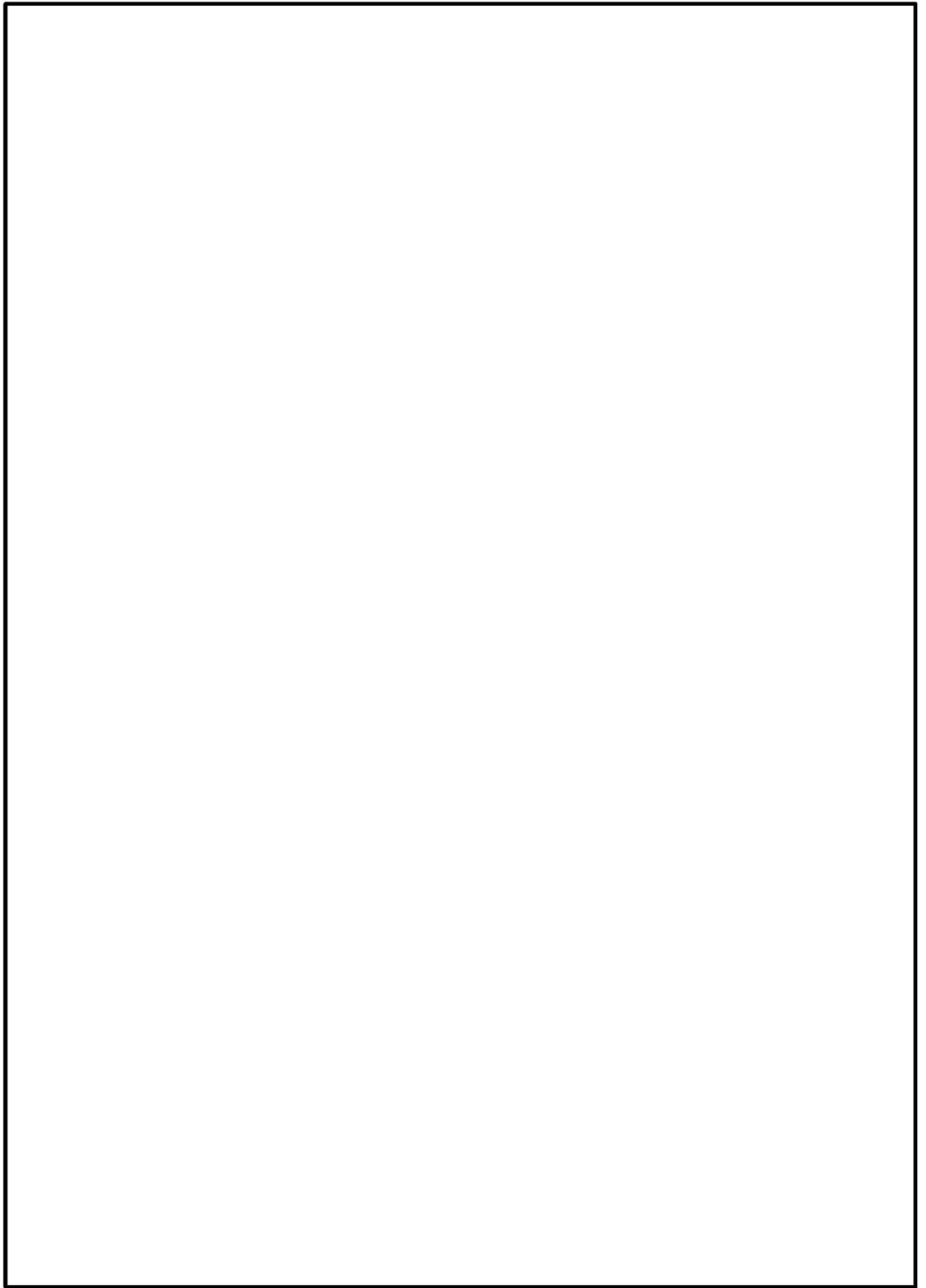


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (10/20)

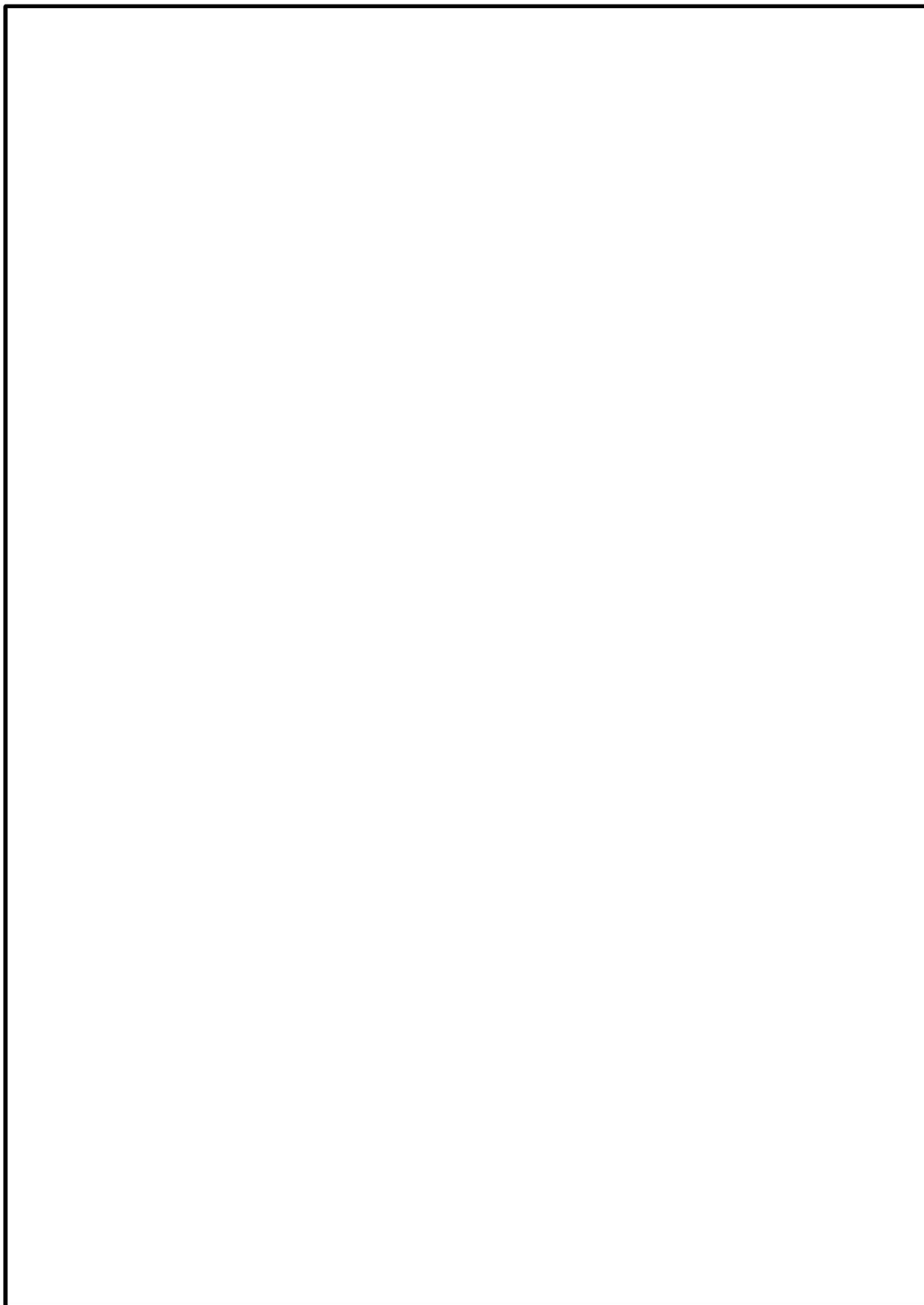


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (11/20)



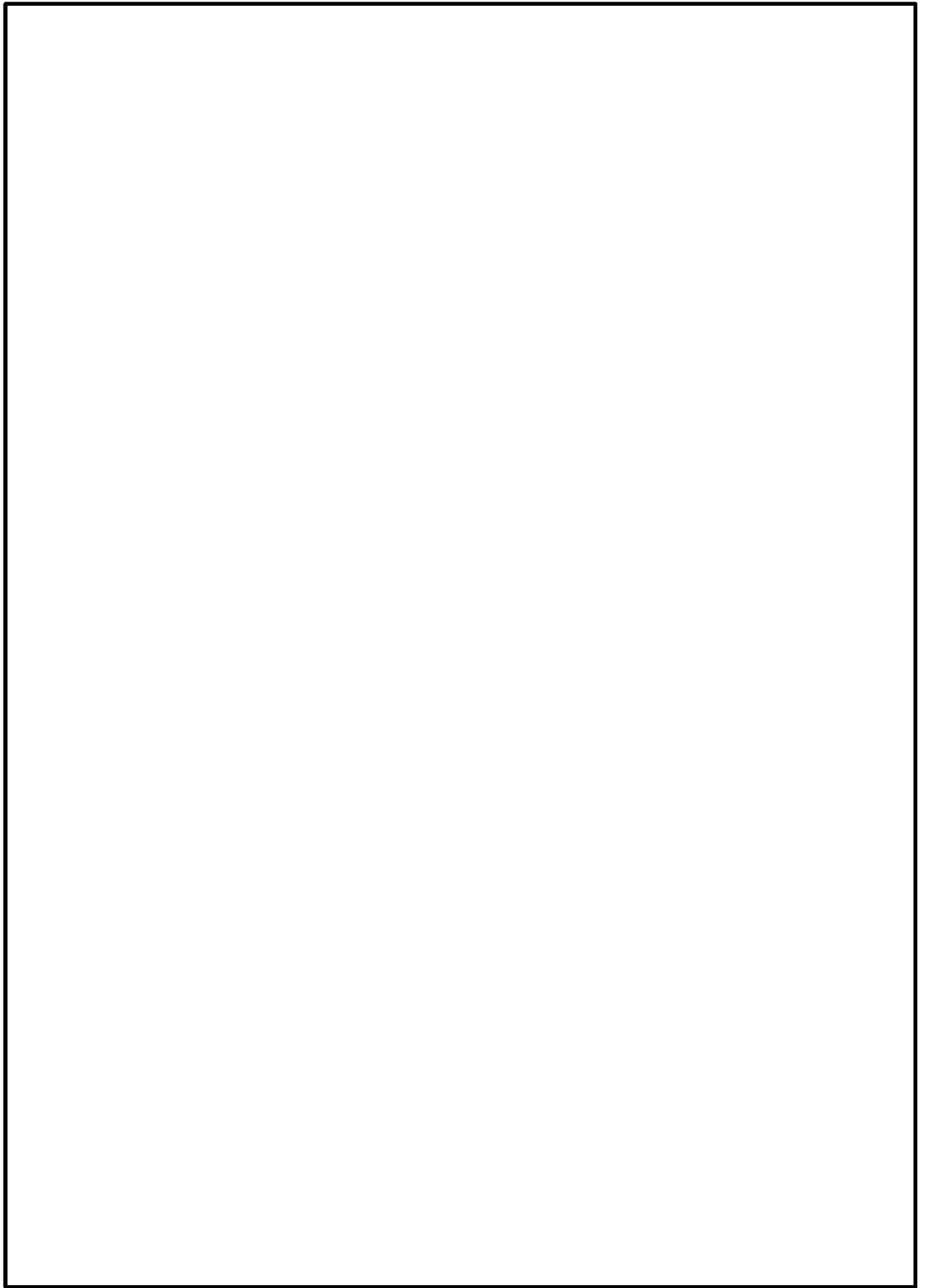


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (12/20)

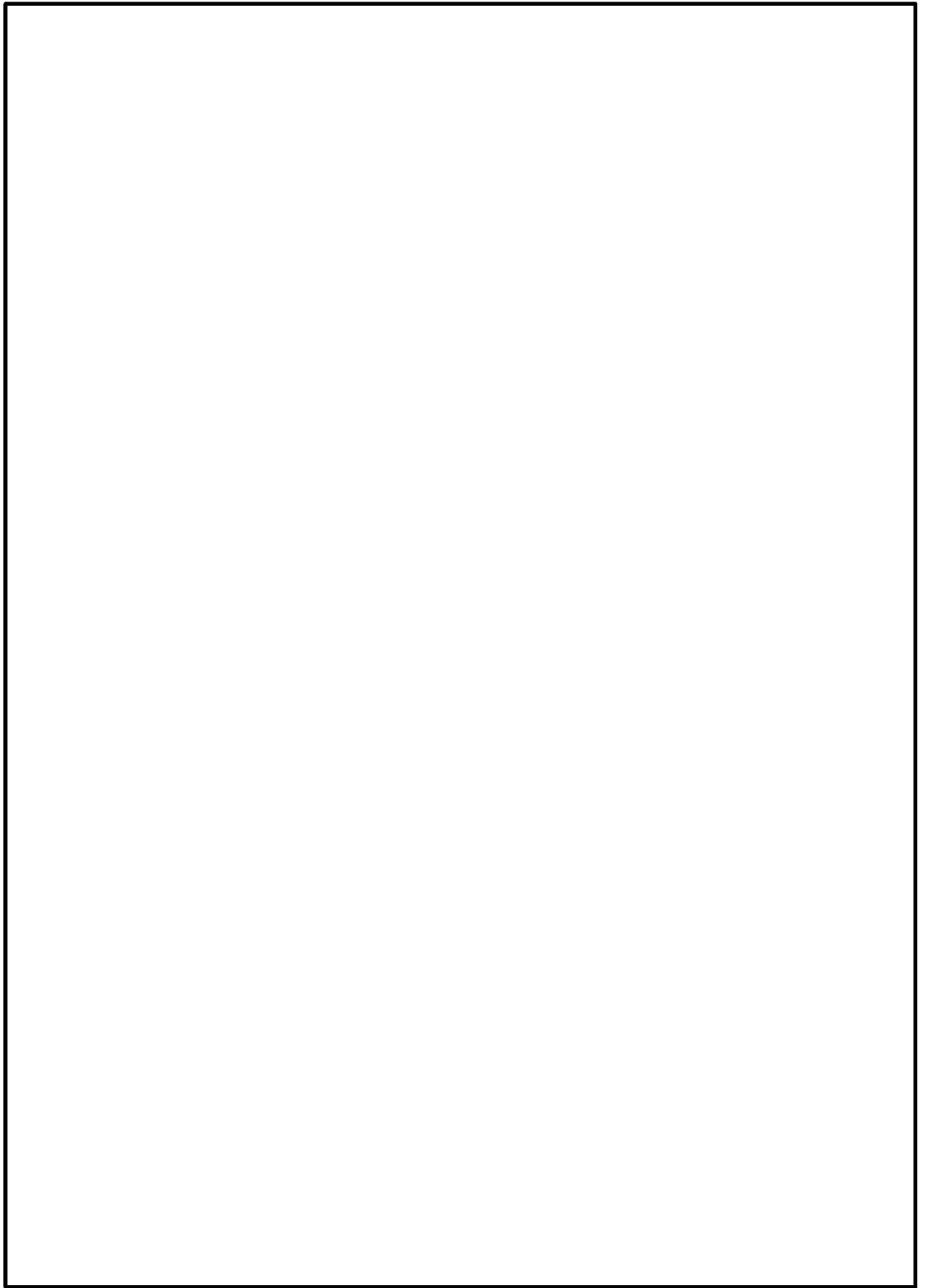


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (13/20)

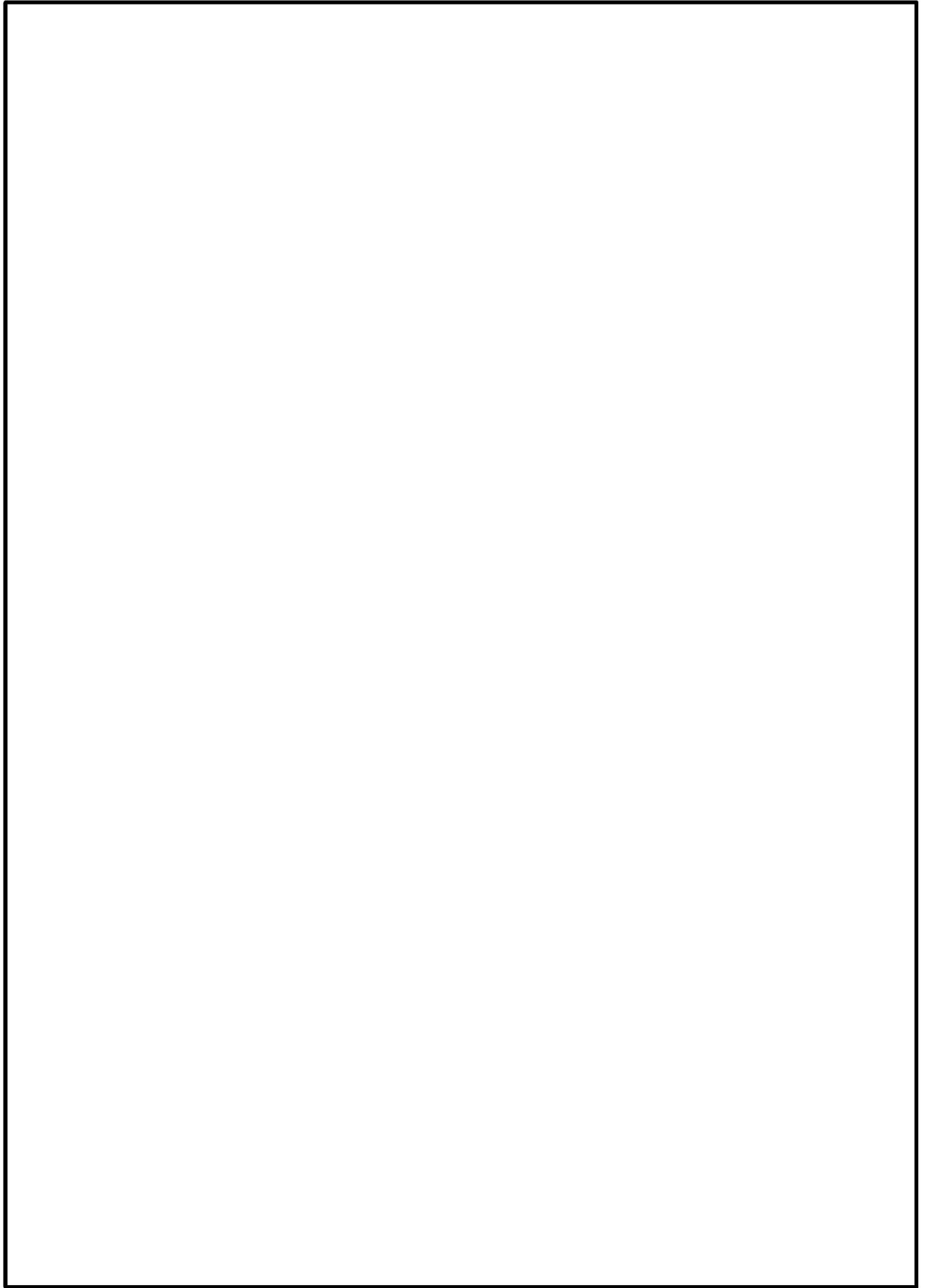


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (14/20)

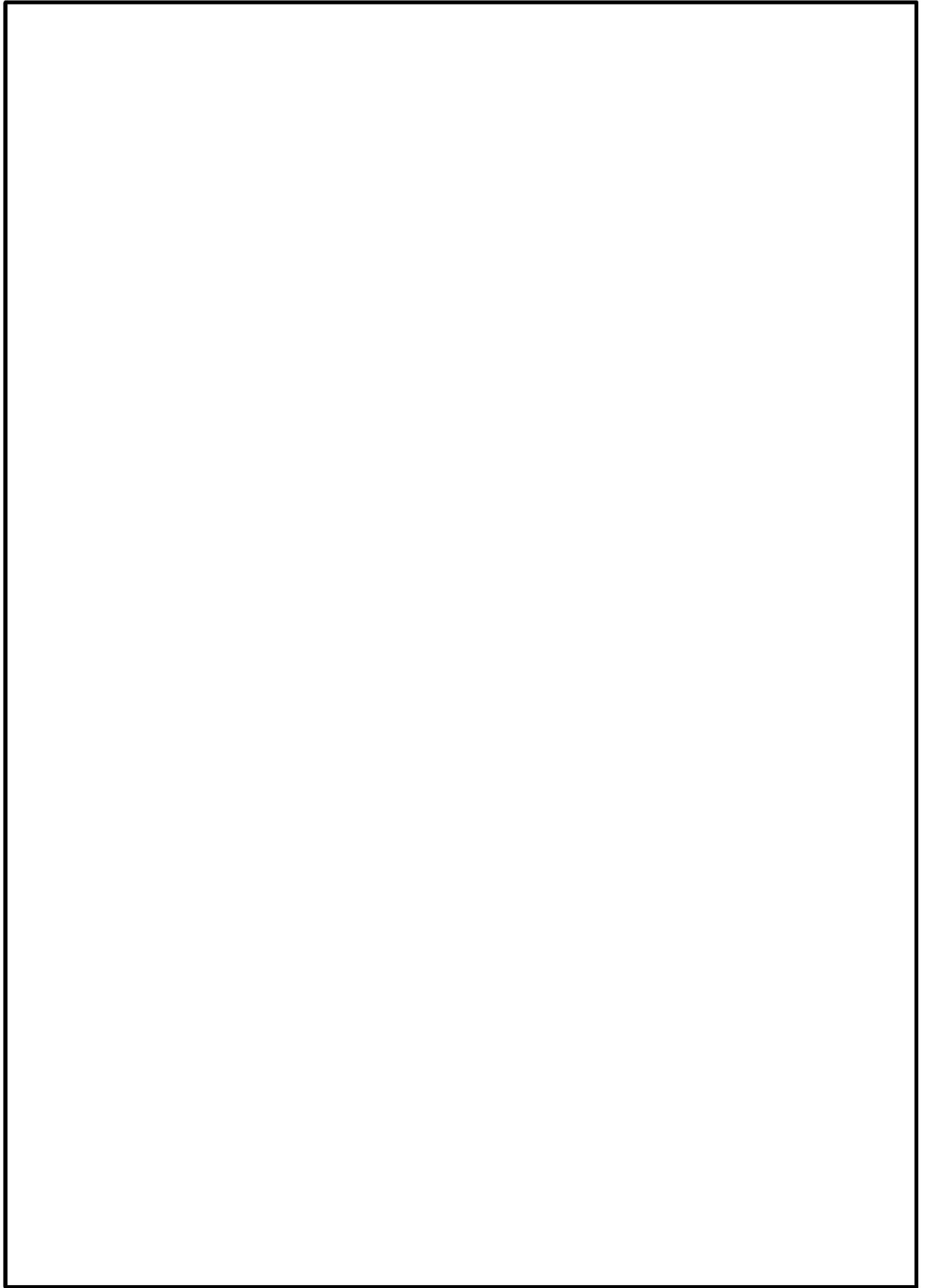


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (15/20)

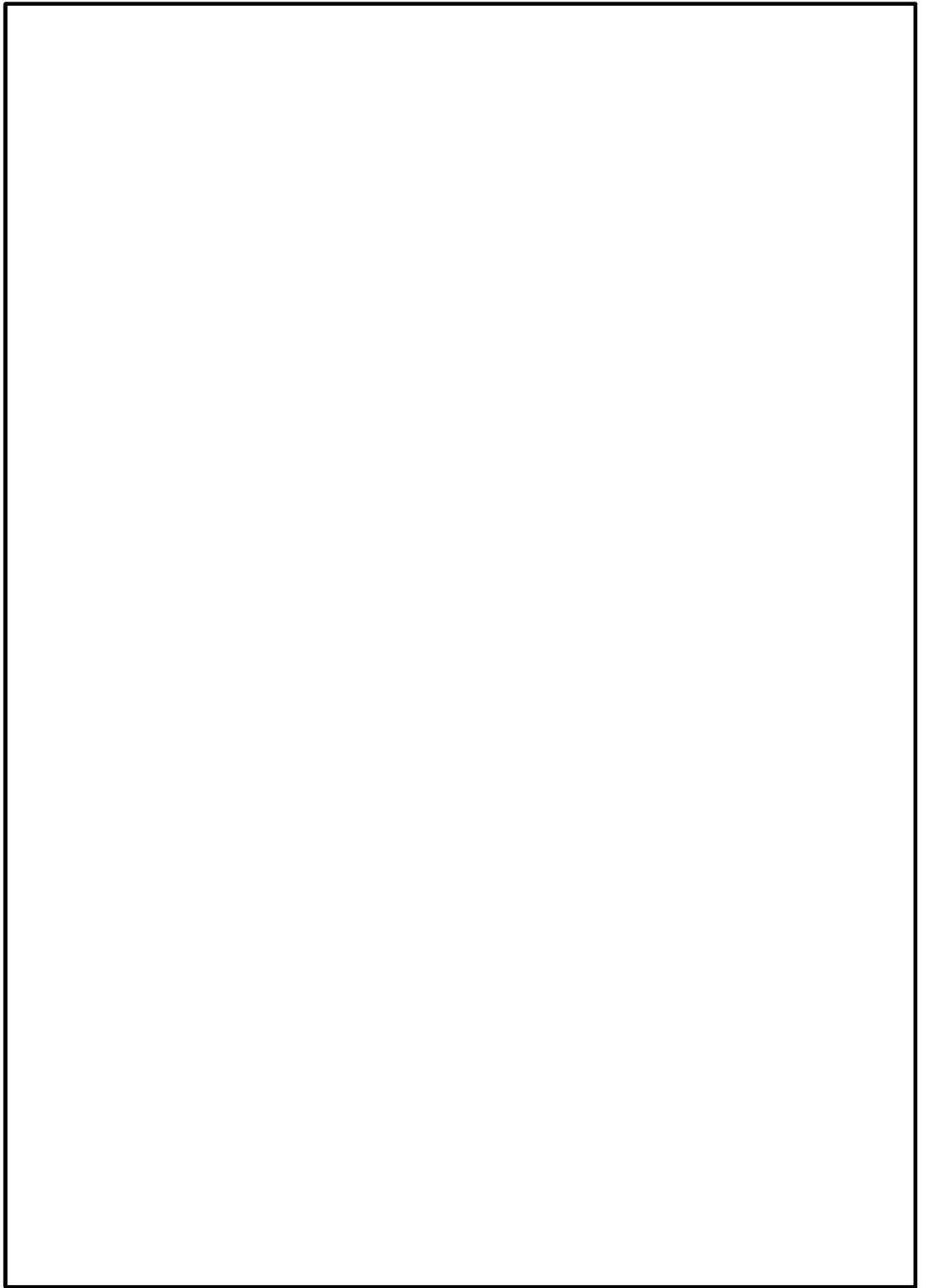


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (16/20)

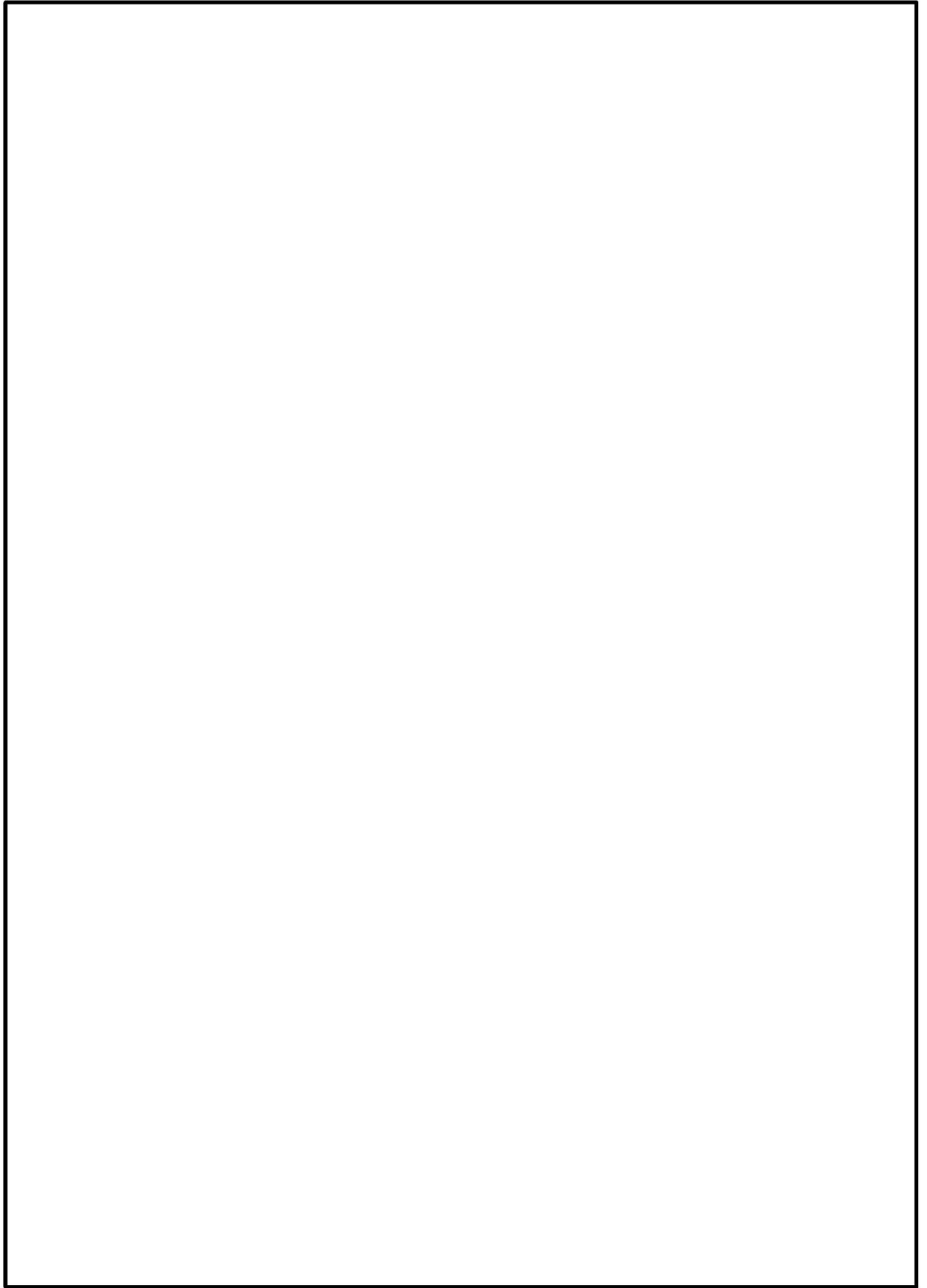


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (17/20)

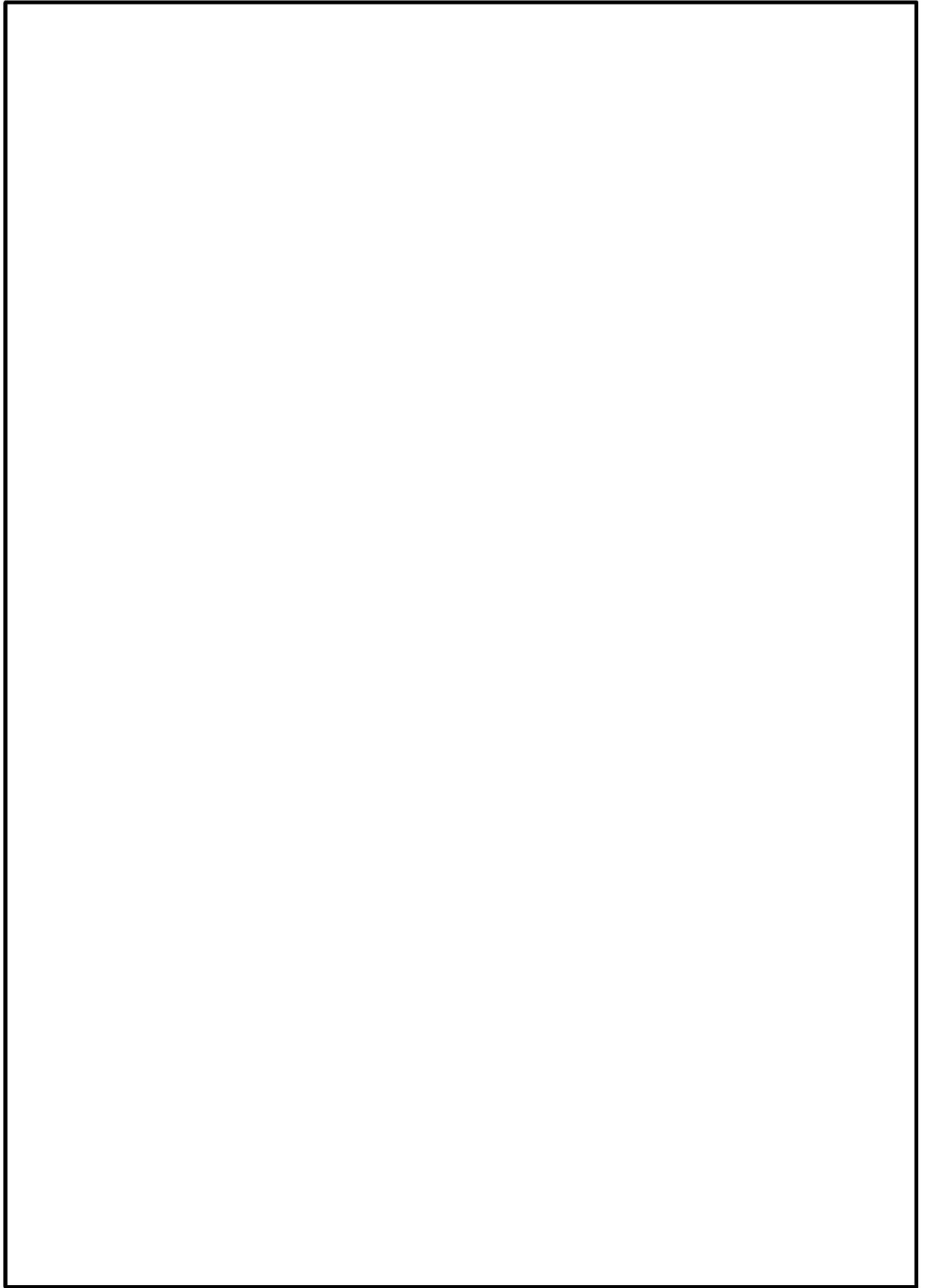


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (18/20)

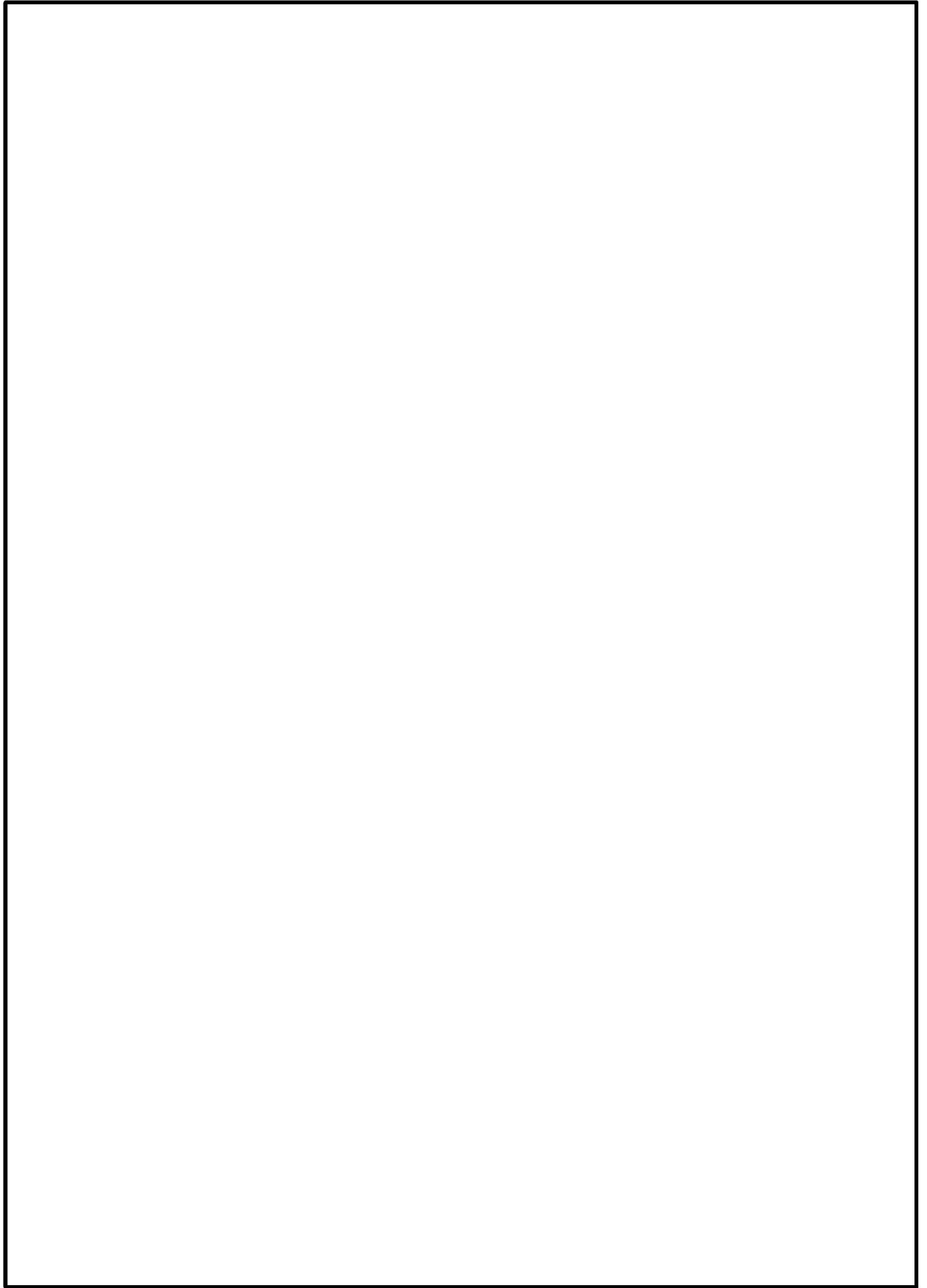


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (19/20)



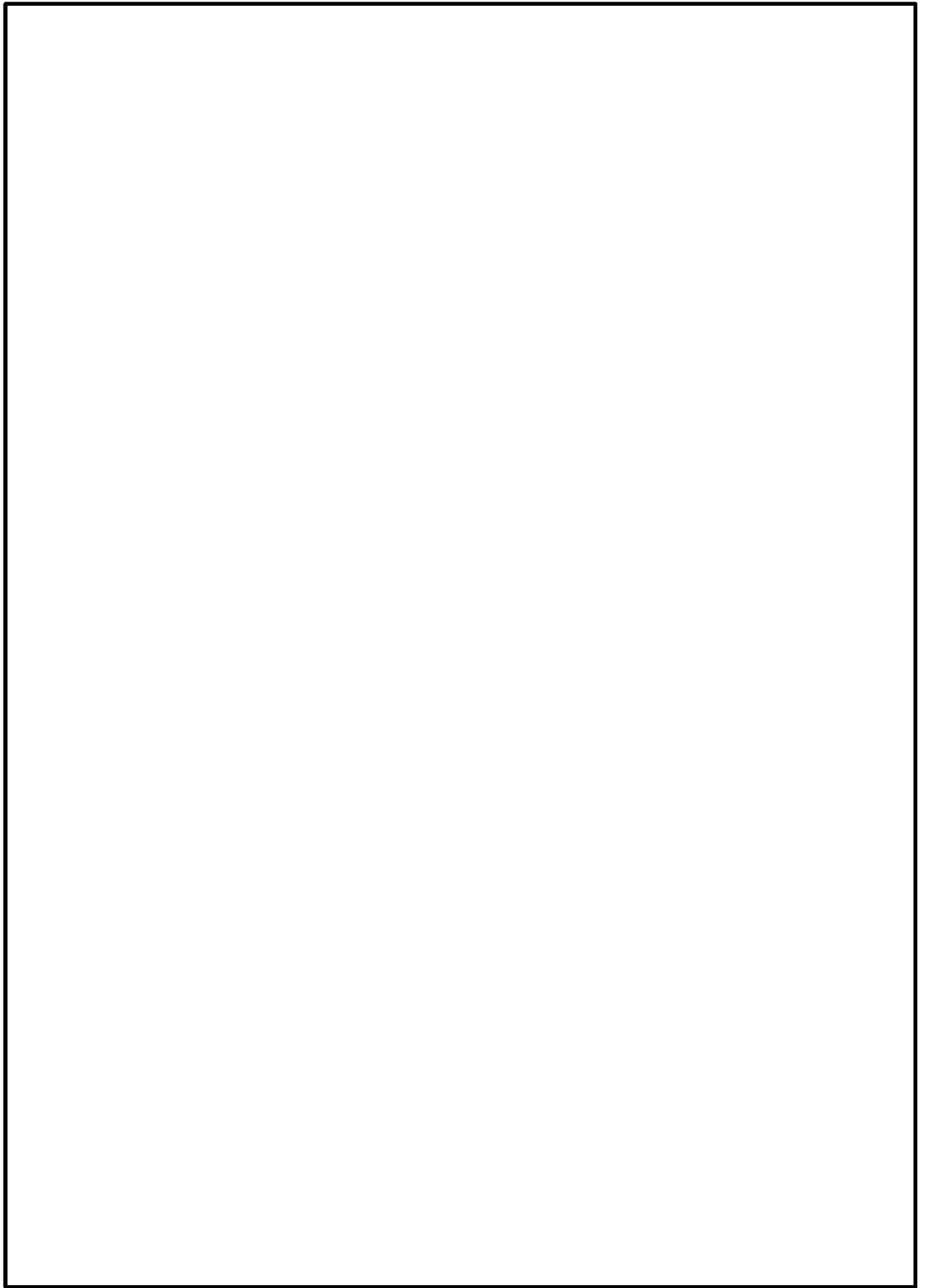


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (20/20)

### 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）を經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）

### 3.4 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気暴露試験において、蒸気暴露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。これに対して、MIケーブルは、ケーブル長100mの場合においても、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことが確認されている。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機においては、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、起動前までに全てMIケーブルに交換することとしている。また、ケーブル長は100m以下であることを確認している。

以上より、原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルは、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことを確認している。（添付資料11）

#### 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
- －11 原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

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。

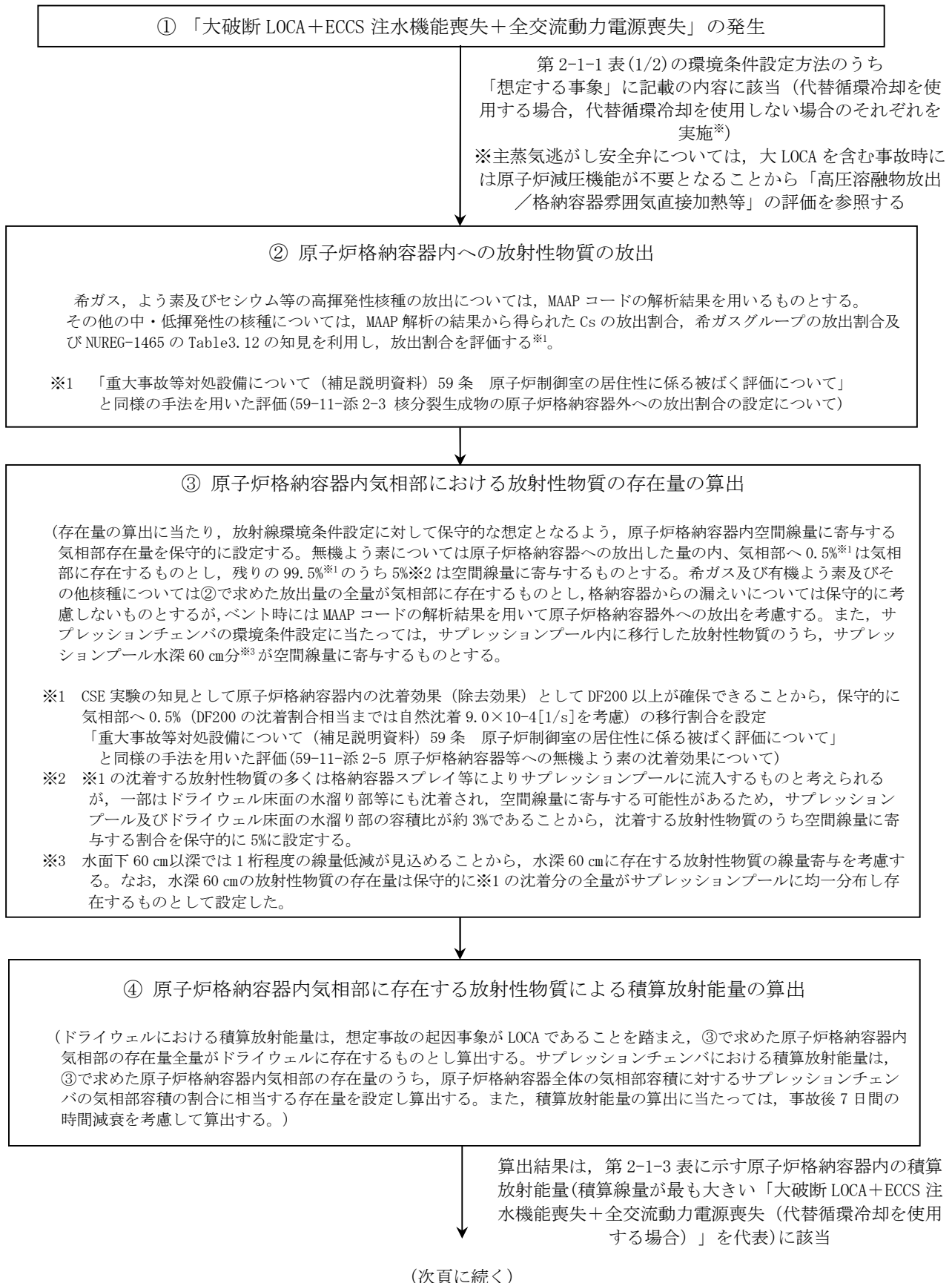


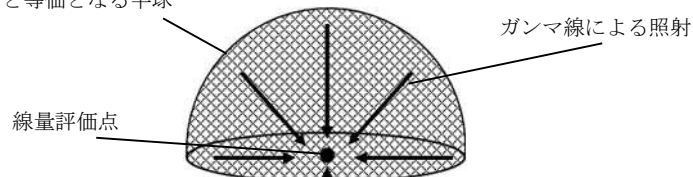
図1 重大事故時における原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1 / 2）

(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)
- $6.2 \times 10^{-14}$  : サブマージョンモデルによる換算係数 ( $\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$ )
- $Q_{\gamma}$  : 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<sup>3</sup>)
- $E_{\gamma}$  : ガンマ線実効エネルギー (0.5 MeV/dis)
- $\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 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)

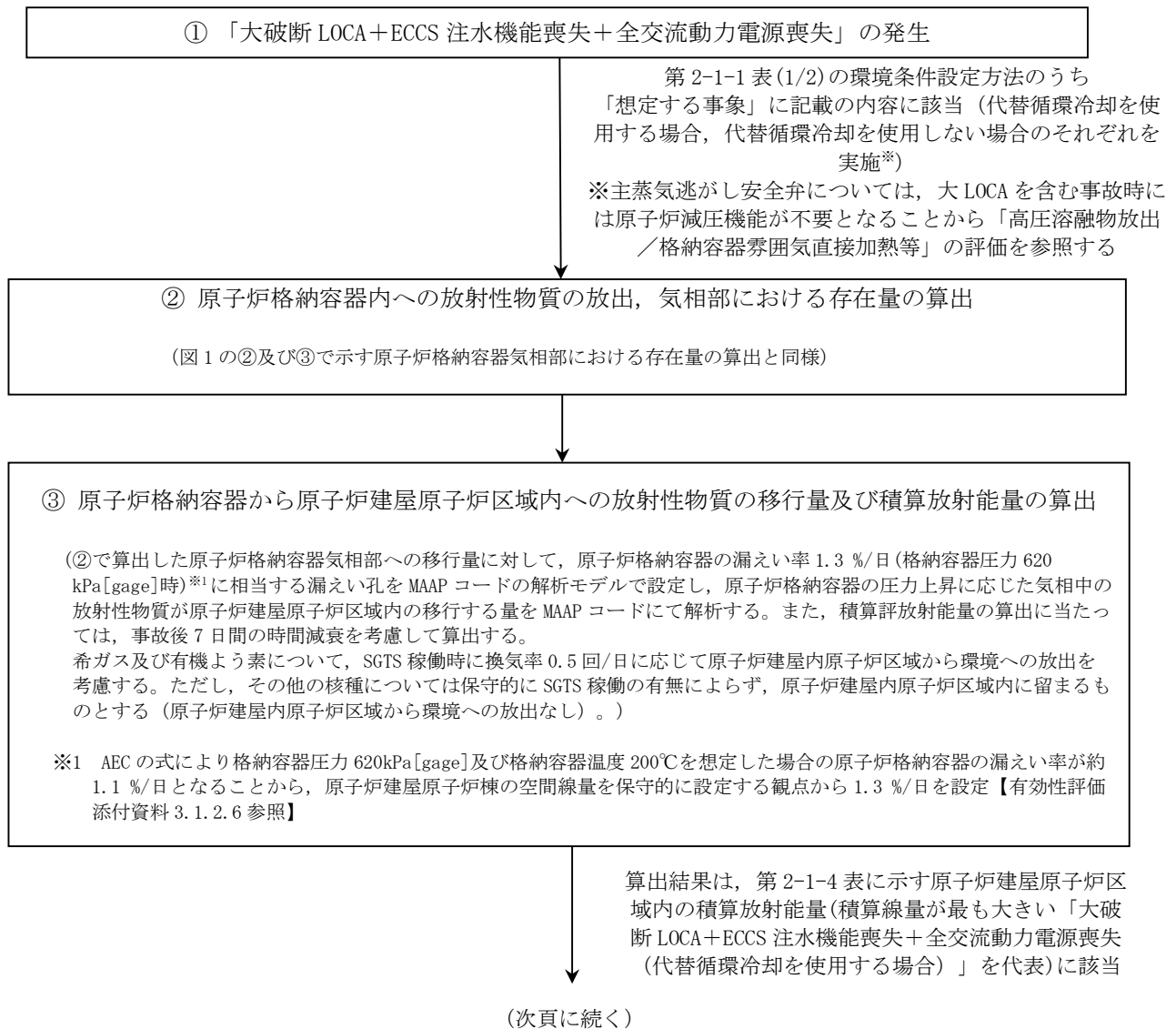


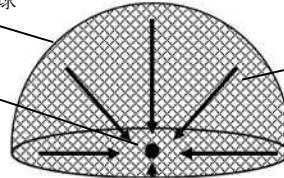
図2 重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1 / 2）

(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)

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

$Q_{\gamma}$  : 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 (m<sup>3</sup>)

$E_{\gamma}$  : ガンマ線実効エネルギー (0.5 MeV/dis)

$\mu$  : 空気に対する  $\gamma$  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)



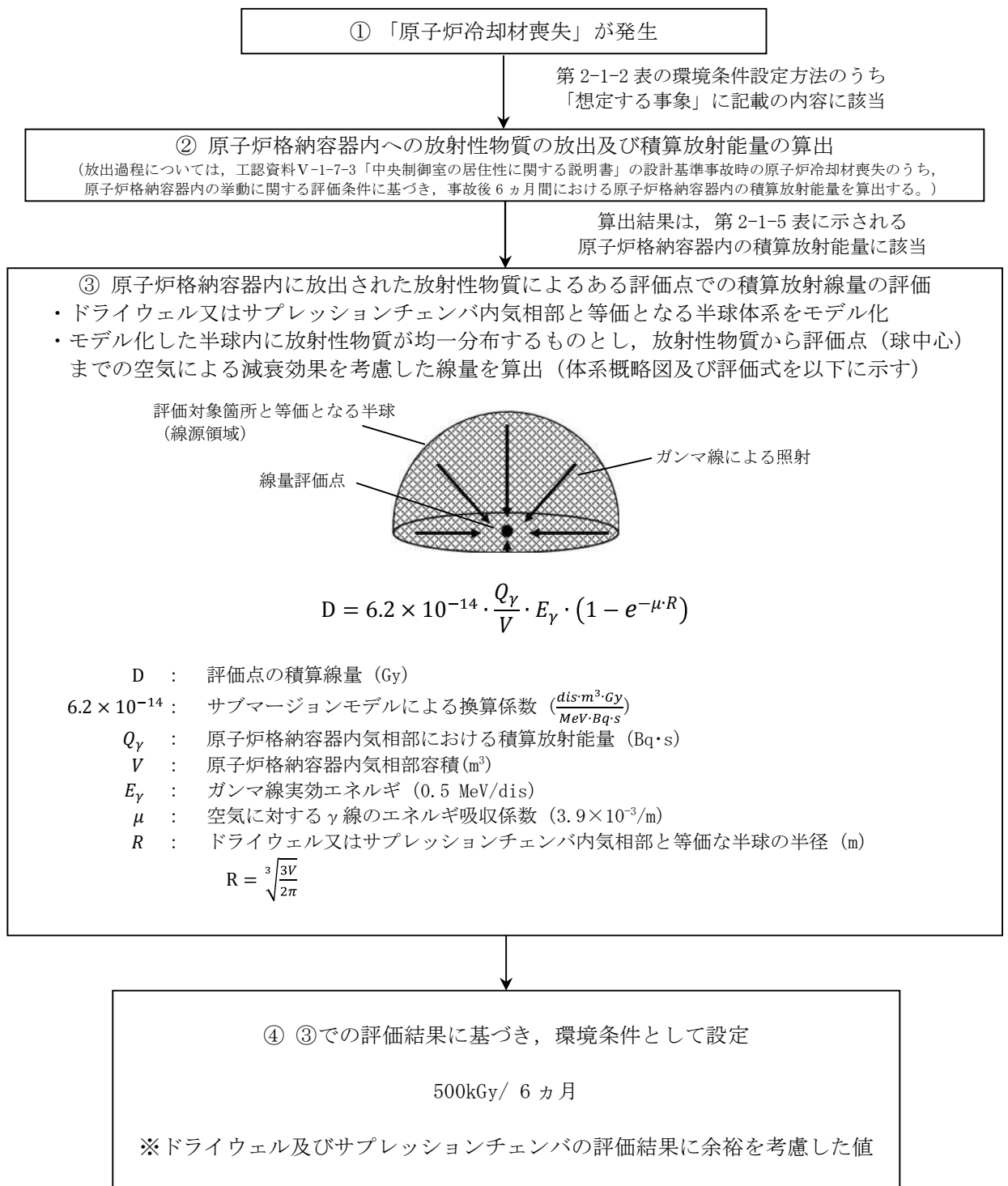


図3 設計基準事故時における原子炉格納容器内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

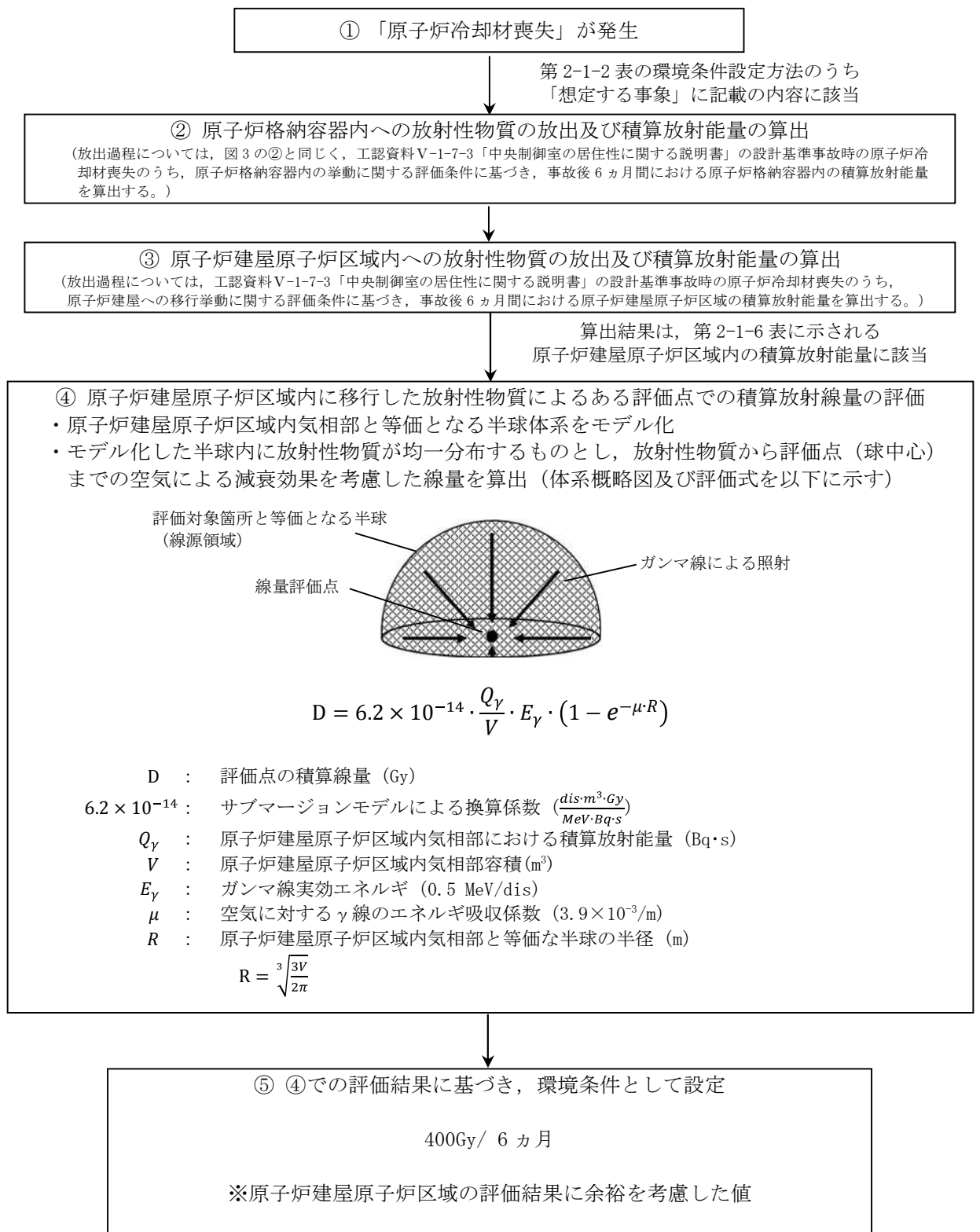


図4 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉区域内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

(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"> <li>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）。</li> </ul>
PCV内気相部のFP存在量の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
PCV内の積算放射線量の算出	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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*</li> </ul>
PCVからR/BへのFP放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul> <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<sup>※1</sup>、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<sup>※2</sup>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"> <li>・ 高圧炉心注水系</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 残留熱除去系（低圧注水モード）</li> </ul>
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プレッ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"> <li>・ 高圧炉心注水系</li> <li>・ 原子炉隔離時冷却系</li> <li>・ 自動減圧系</li> </ul>
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"> <li>・ 残留熱除去系</li> </ul>

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"> <li>・主蒸気隔離弁 ・主蒸気逃がし安全弁</li> <li>・低圧代替注水系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置（又は耐圧強化ベント系）</li> <li>・必要な電源，計装設備</li> </ul>
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"> <li>・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</li> <li>・残留熱除去系（低圧注水モード）</li> <li>・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）</li> <li>・必要な電源，計装設備</li> </ul>
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"> <li>・主蒸気隔離弁 ・原子炉隔離時冷却系</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁 ・高圧炉心注水系</li> <li>・代替格納容器スプレイ冷却系（常設）</li> <li>・格納容器圧力逃がし装置（又は耐圧強化ベント系）</li> <li>・必要な電源，計装設備</li> </ul>

#### 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℃	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℃  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℃  * 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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。</li> <li>➤ 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</li> <li>➤ 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)</li> </ul>
湿度	原則として 湿度 100%	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%  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%  * 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 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</li> <li>➤ 湿度条件 変更前と同じ</li> </ul>



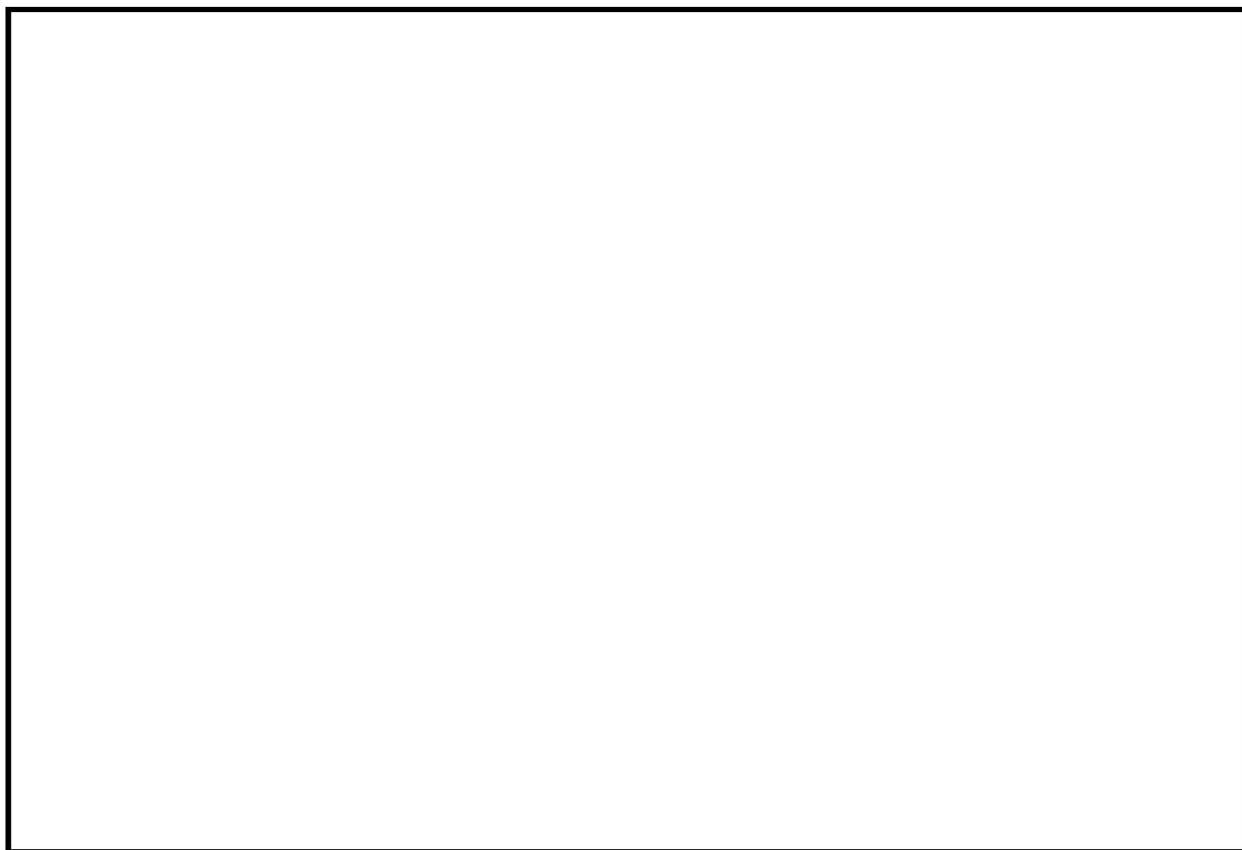


図1 主蒸気管トンネル室の位置



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)

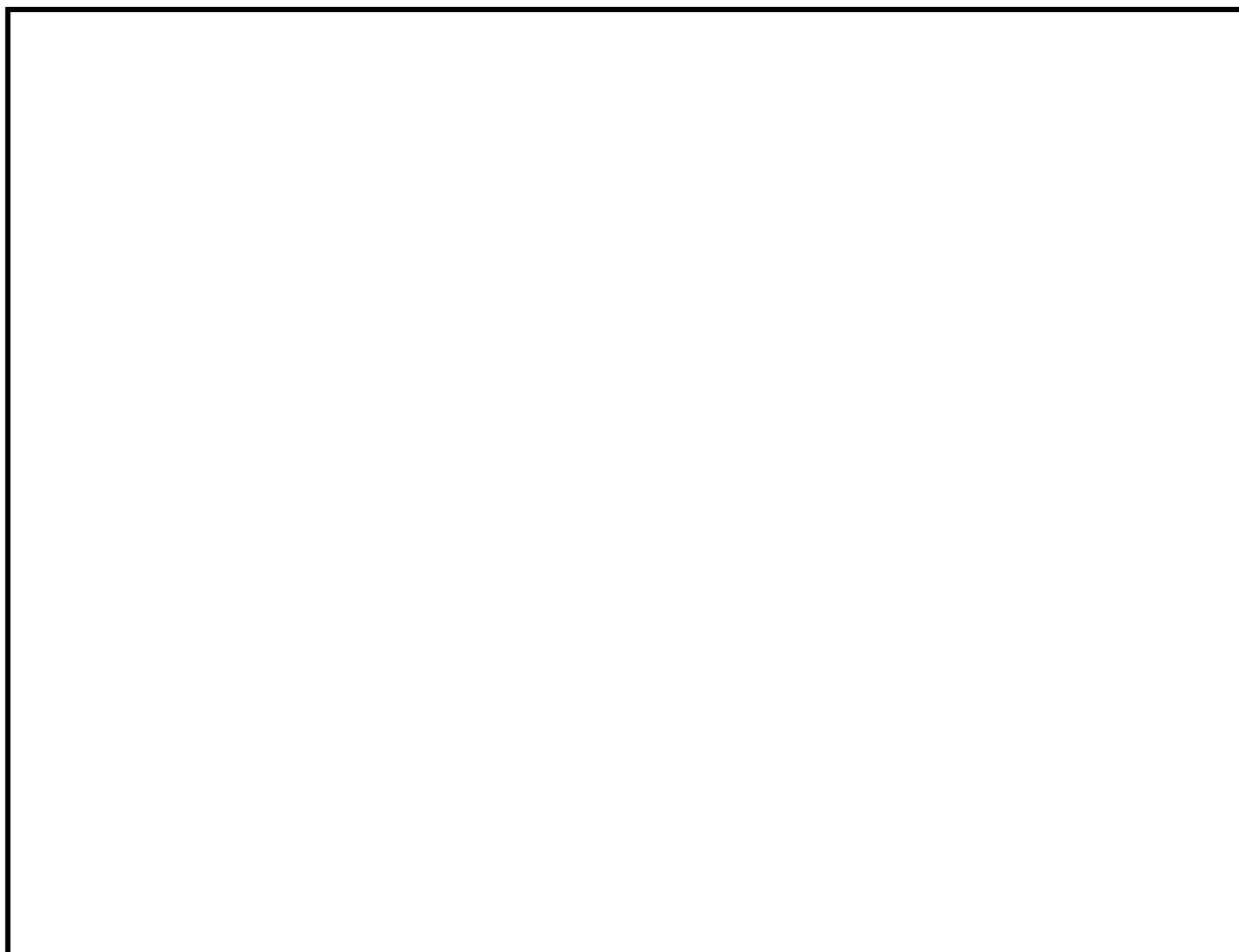


図 2 蒸気の流入が微小で有意な温度上昇がないエリア (2/2)

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。

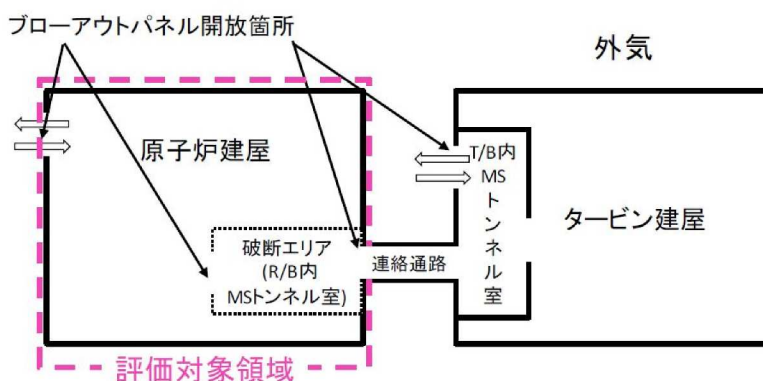


図 3 評価対象領域の概念図



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	℃	
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 <sup>2</sup>	
原子炉建屋内の体積	$V$	104000	m <sup>3</sup>	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℃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	℃	大気圧条件下での飽和温度

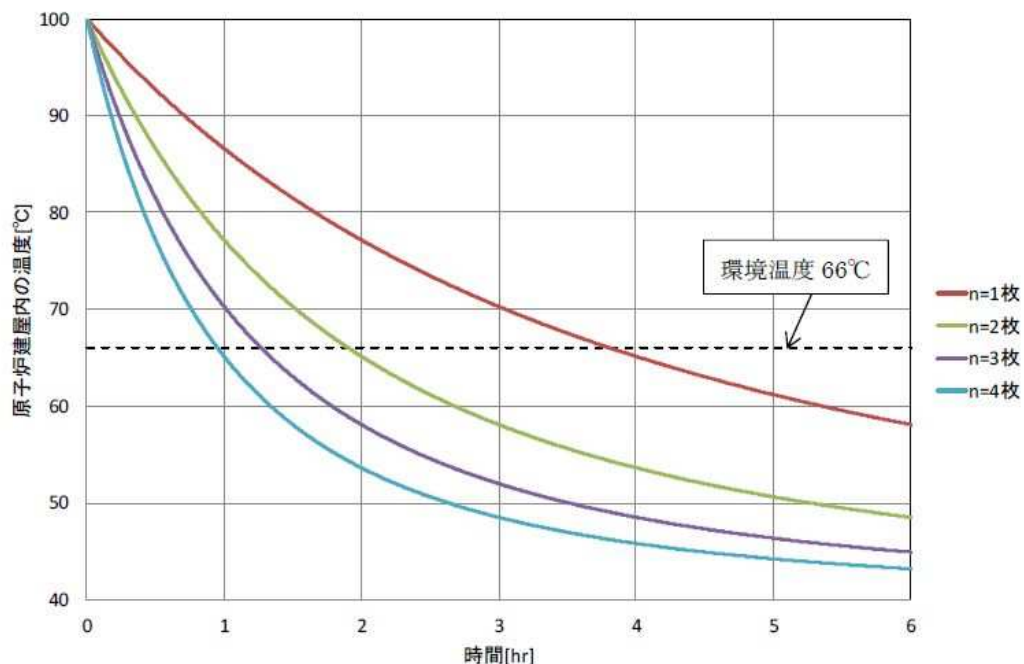


図5 簡易モデルによる主蒸気管破断事故時の原子炉建屋温度評価

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°C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°C」を設定しないものとした。

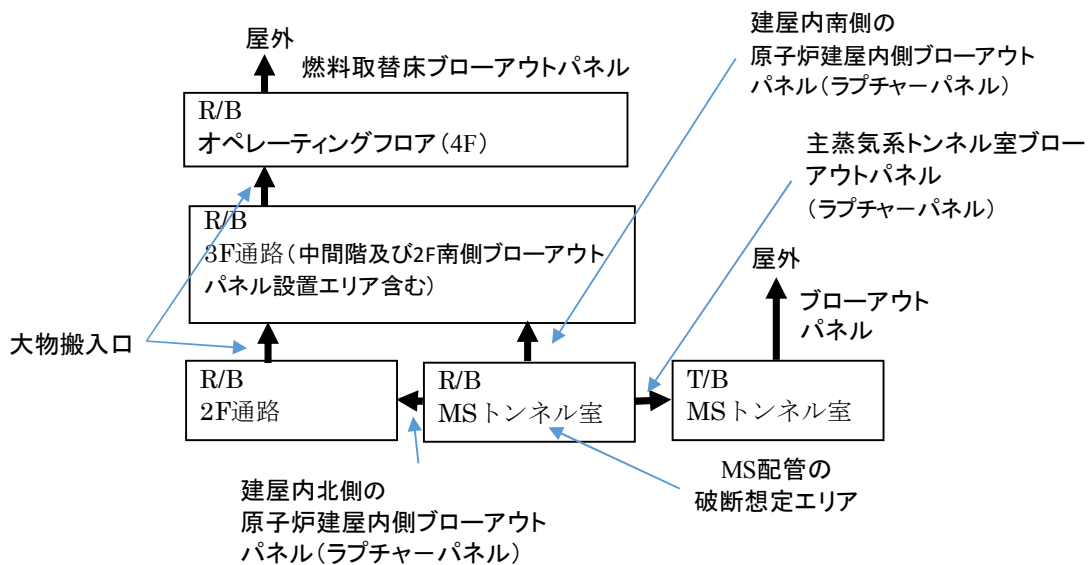


図6 主蒸気管破断事故の蒸気主流路の概要図 (R/B MS トンネル室での破断ケース)  
 ※詳細なブローアウトパネルの仕様等については「KK7 補足-021-4 ブローアウトパネル関連設備の設計方針に係る補足説明資料」に示す通り

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。

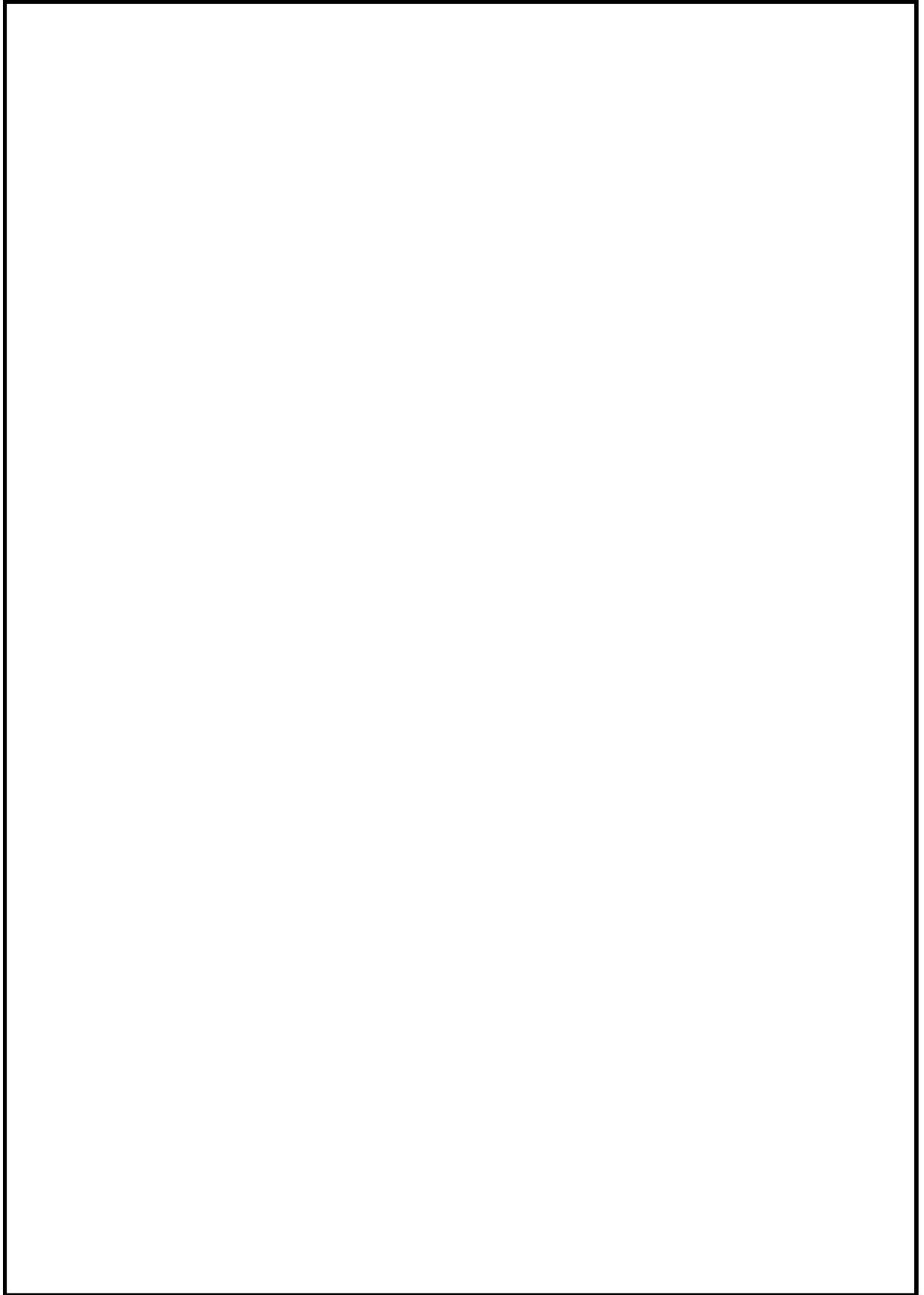


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (1/7)



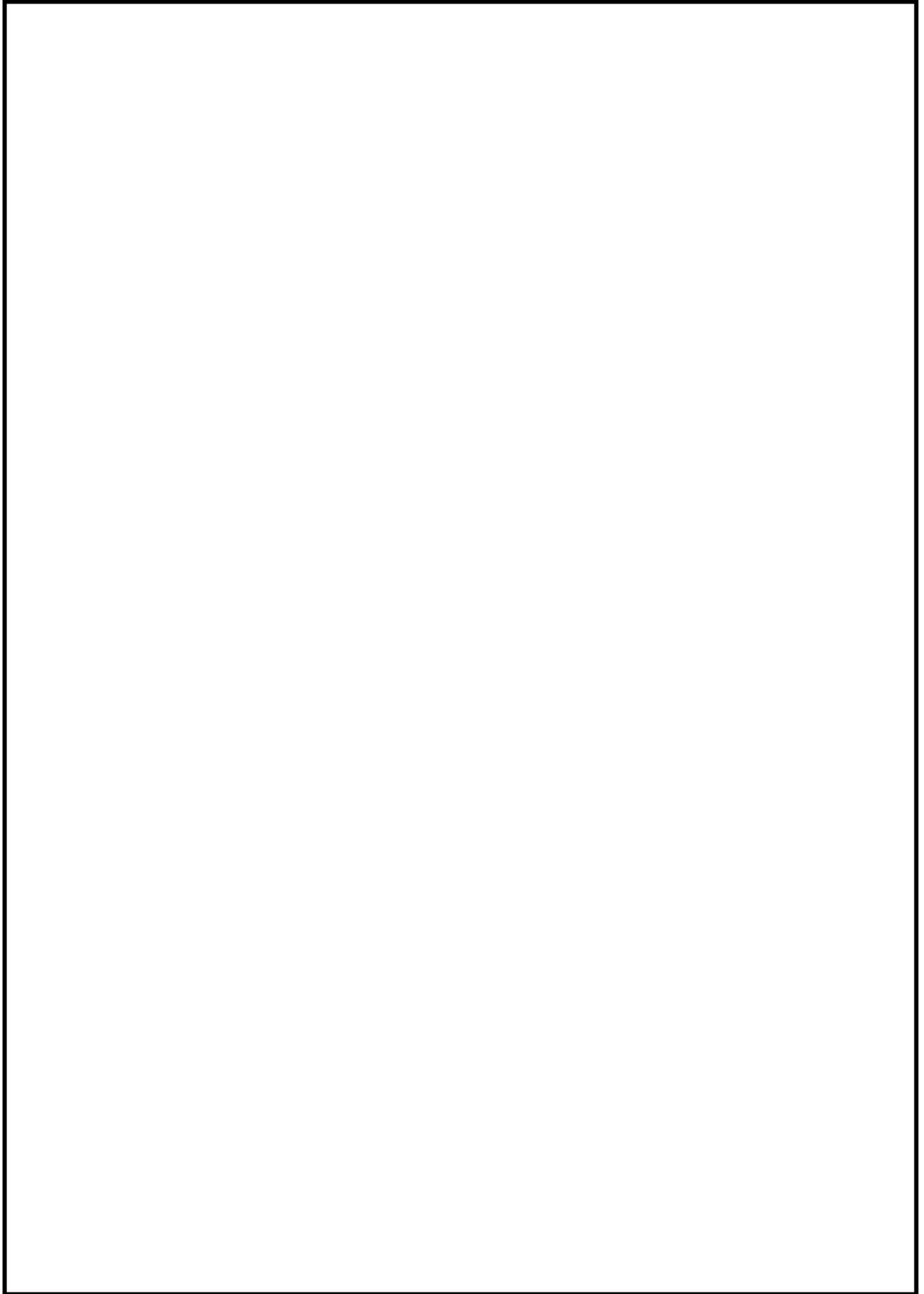


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (2/7)

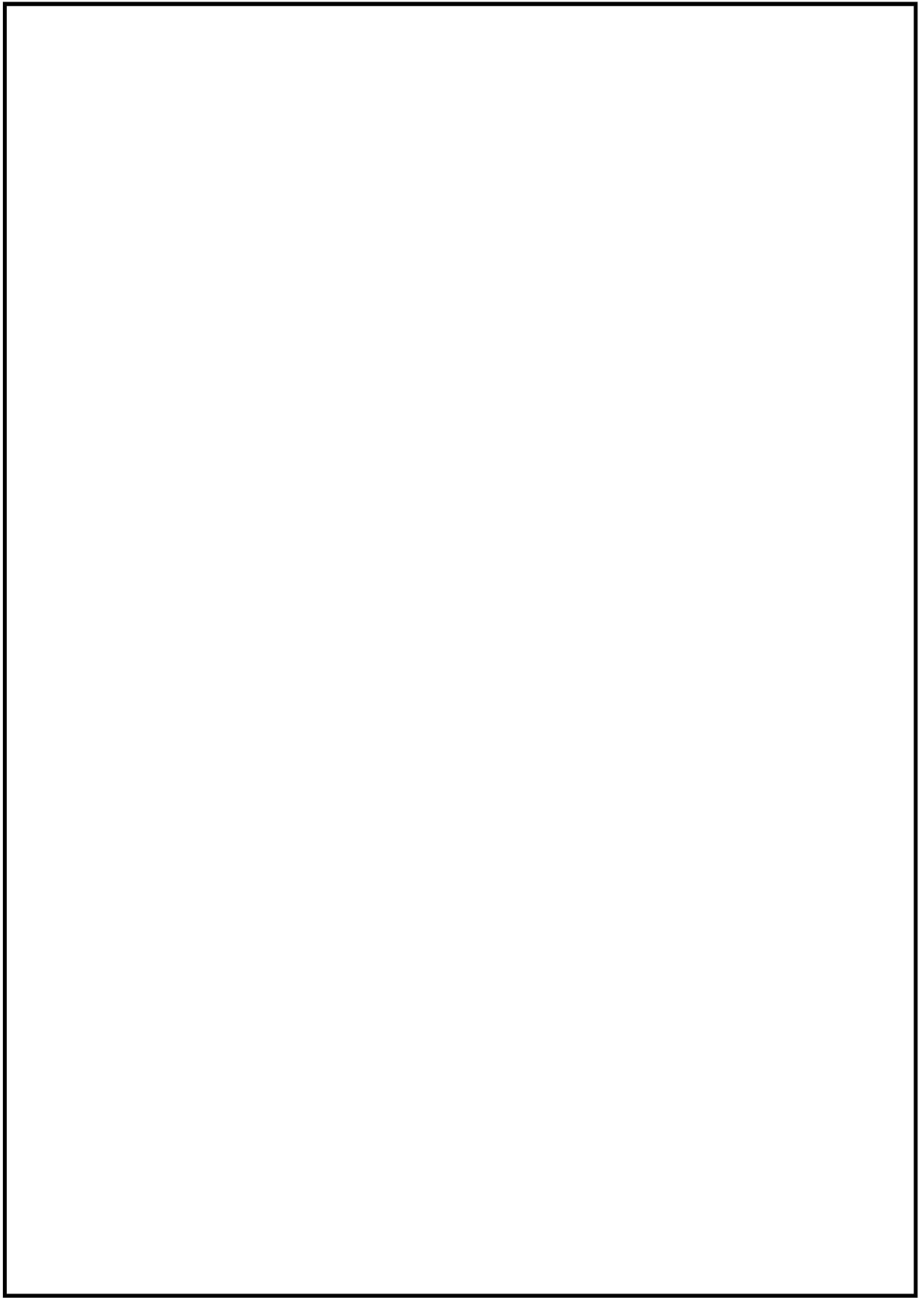


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (3/7)

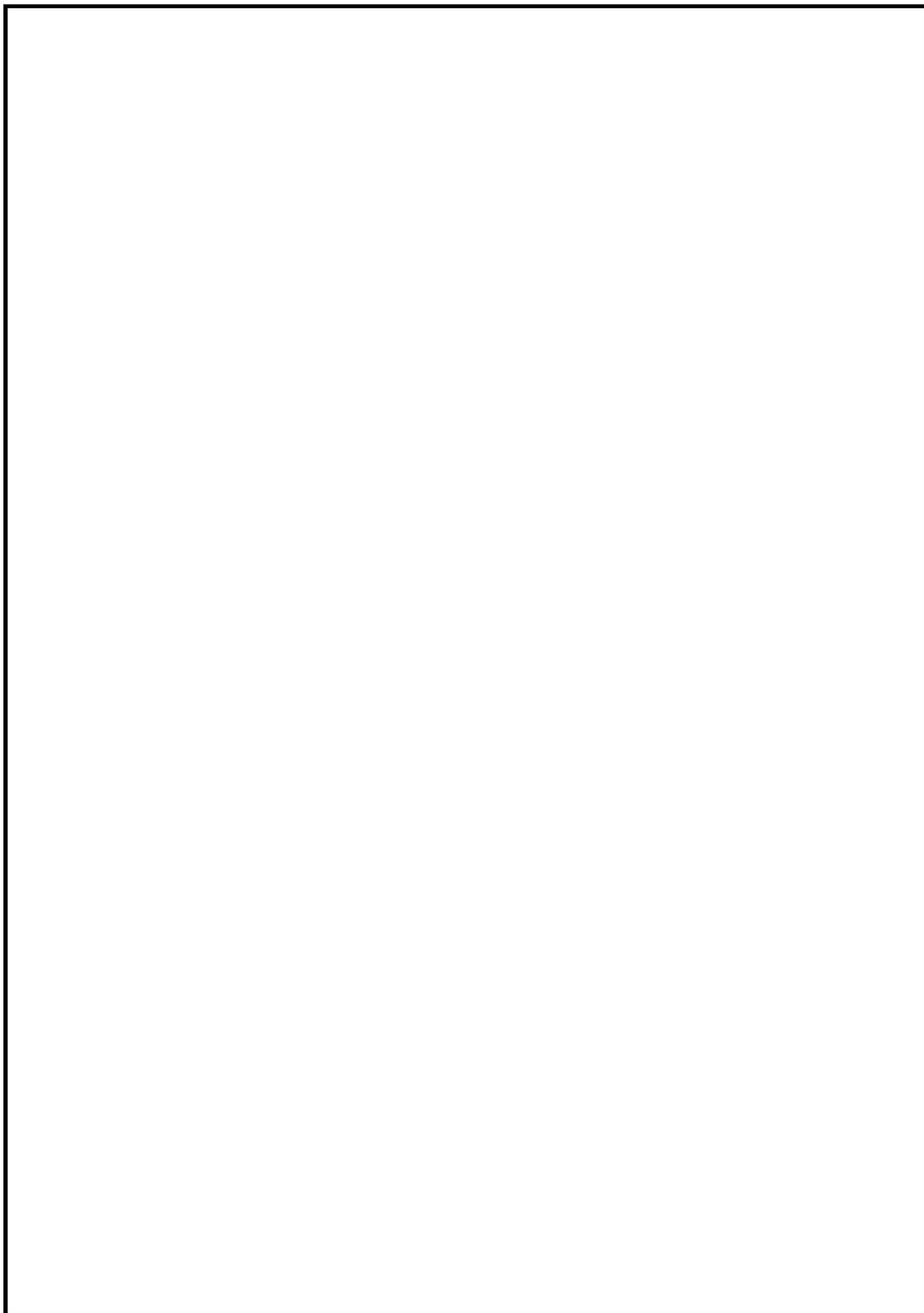


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (4/7)

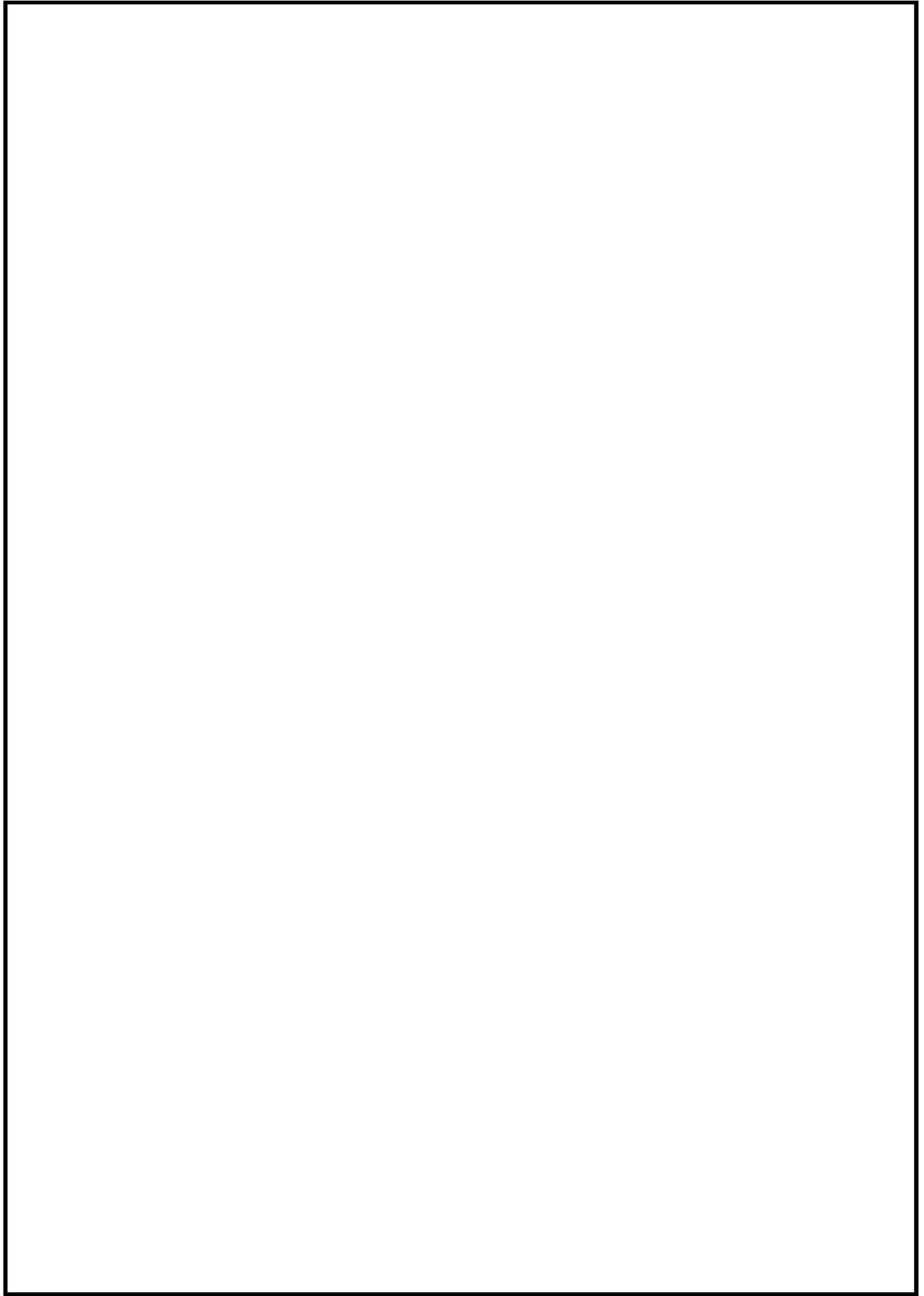


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (5/7)

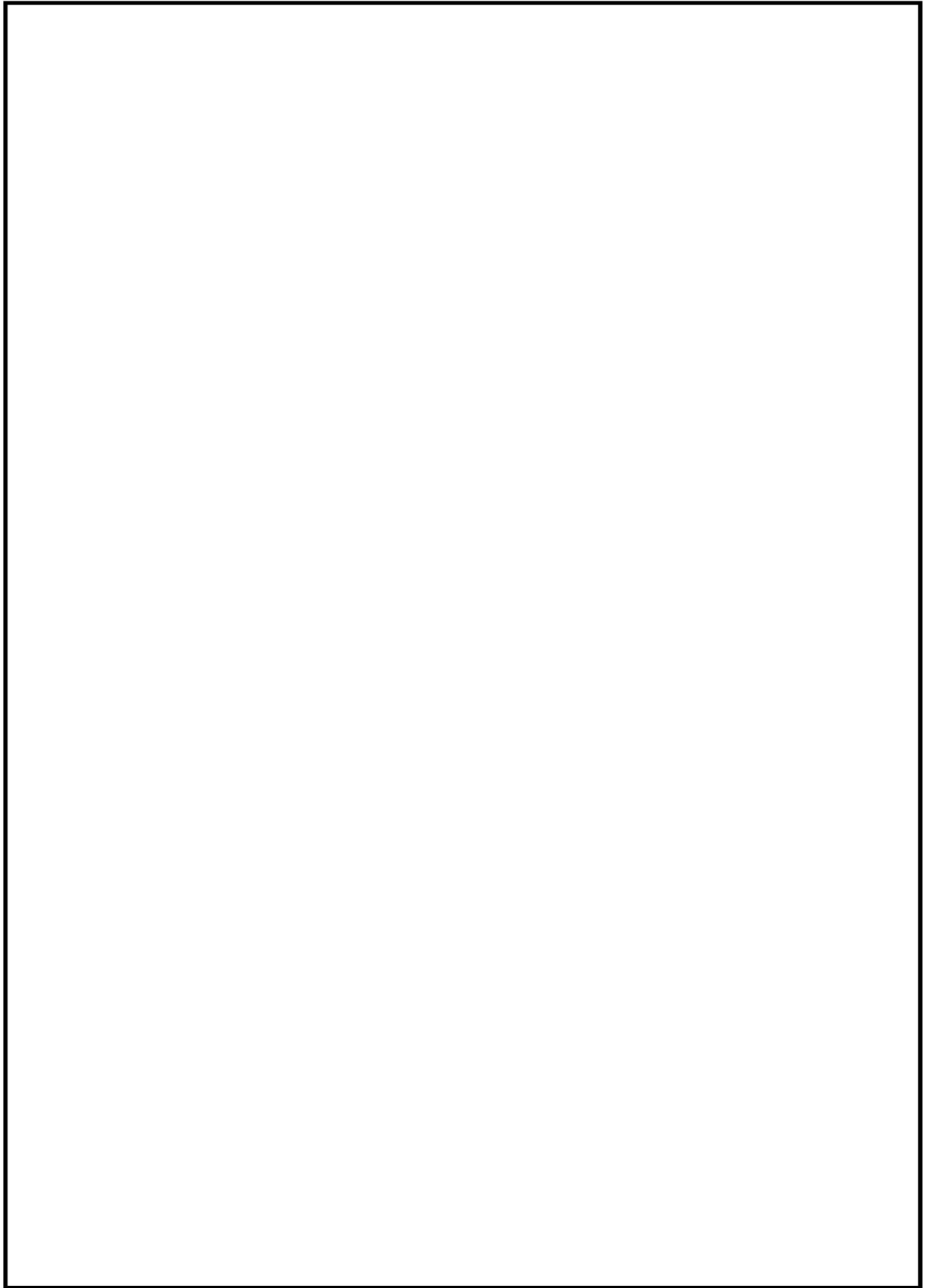


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (6/7)

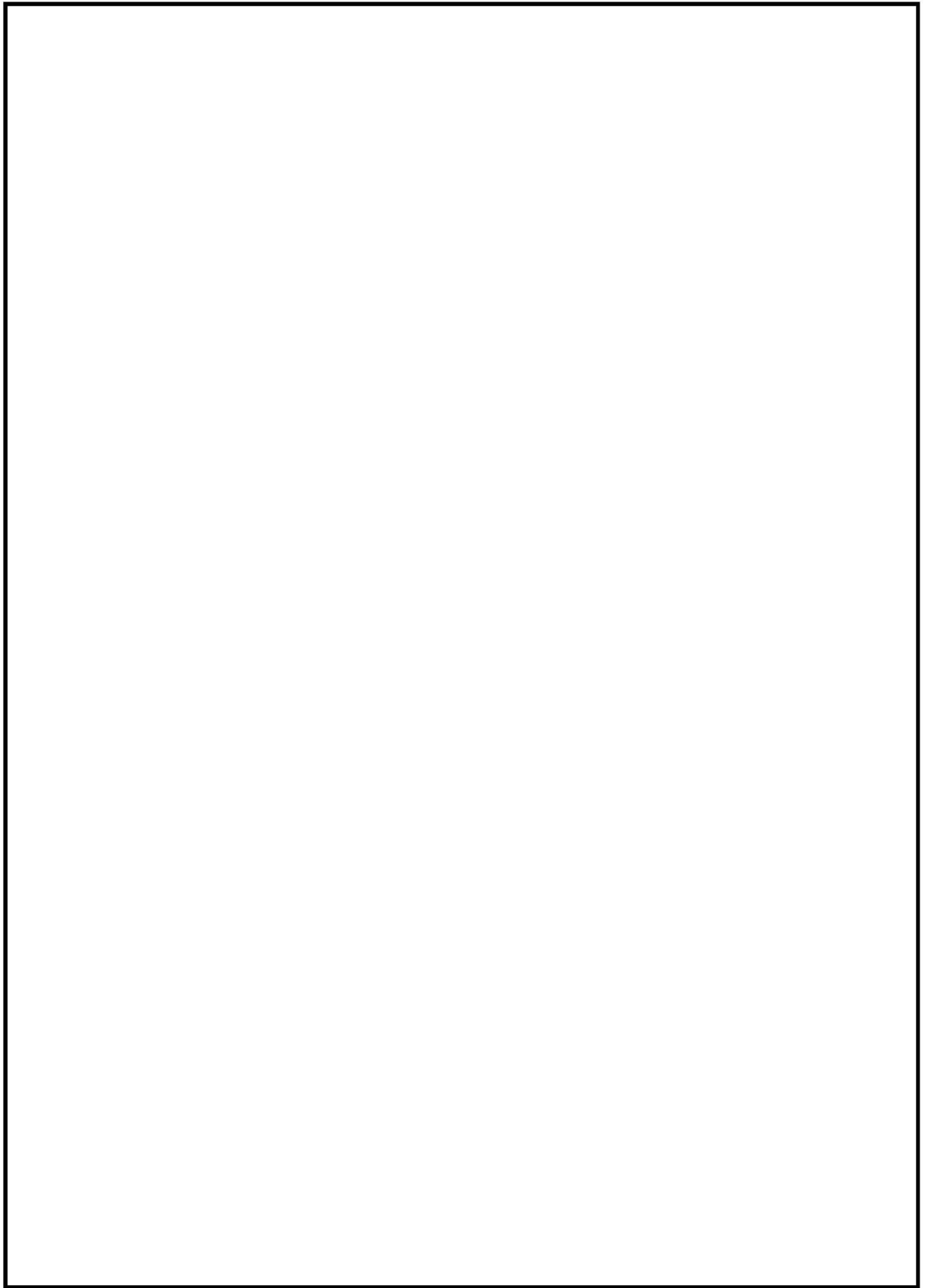


図1 空調設備に期待する設備及びエリア (7/7)

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プール水位			

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*
27	非常用ディーゼル発電機（A, B, C系）			
28	格納容器内水素濃度（A系）			
29	格納容器内酸素濃度（A系）			
30	格納容器内水素濃度（B系）			
31	格納容器内酸素濃度（B系）			
32	原子炉補機冷却水ポンプ（A系）			
33	原子炉補機冷却海水ポンプ（A系）			
34	原子炉補機冷却水系熱交換器（A系）			
35	原子炉補機冷却水ポンプ（B系）			
36	原子炉補機冷却海水ポンプ（B系）			
37	原子炉補機冷却水系熱交換器（B系）			
38	原子炉補機冷却水ポンプ（C系）			
39	原子炉補機冷却水系熱交換器（C系）			
40	無線連絡設備（常設）			
41	衛星電話設備（常設）			
42	データ表示装置（待避室）			
43	酸素濃度・二酸化炭素濃度計			
44	無線連絡設備（可搬型）			
45	衛星電話設備（可搬型）			
46	中央制御室待避室遮蔽（常設）			
47	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*
48	データ伝送設備			
49	差圧計（対策本部）			
50	可搬型エリアモニタ（対策本部）			
51	差圧計（待機場所）			
52	可搬型エリアモニタ（待機場所）			
53	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			
54	酸素濃度計（対策本部）			
55	二酸化炭素濃度計（対策本部）			
56	酸素濃度計（待機場所）			
57	二酸化炭素濃度計（待機場所）			
58	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）			
59	無線連絡設備（常設）			
60	無線連絡設備（可搬型）			
61	携帯型音声呼出電話設備			
62	衛星電話設備（常設）			
63	衛星電話設備（可搬型）			
64	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備			
65	5号機屋外緊急連絡用インターフォン			
66	可搬型計測器			
67	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。

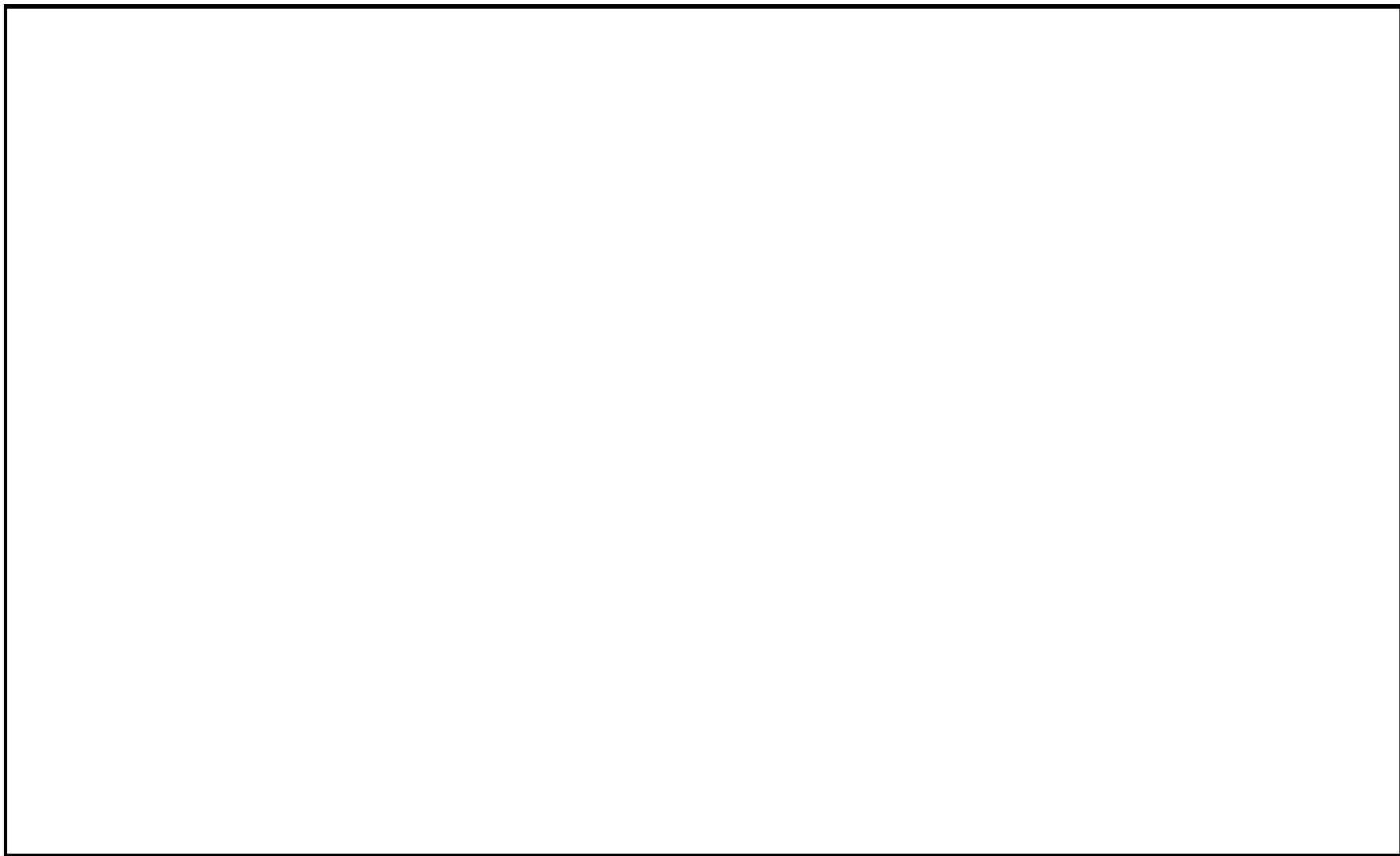


図2 空調設備に期待するエリア（建屋断面図 1/2）

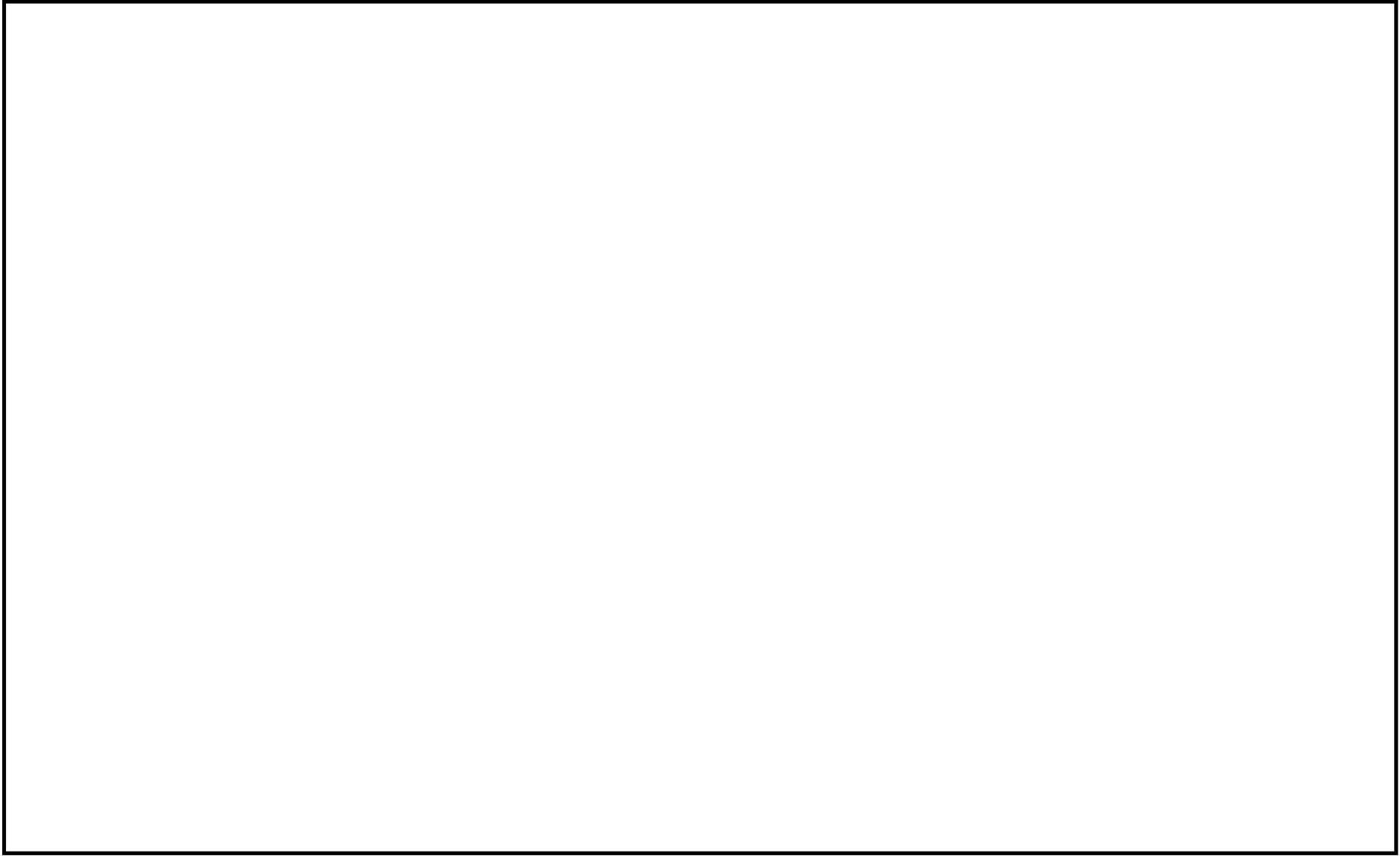


図2 空調設備に期待するエリア (建屋断面図 2/2)

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<sup>\*</sup>，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

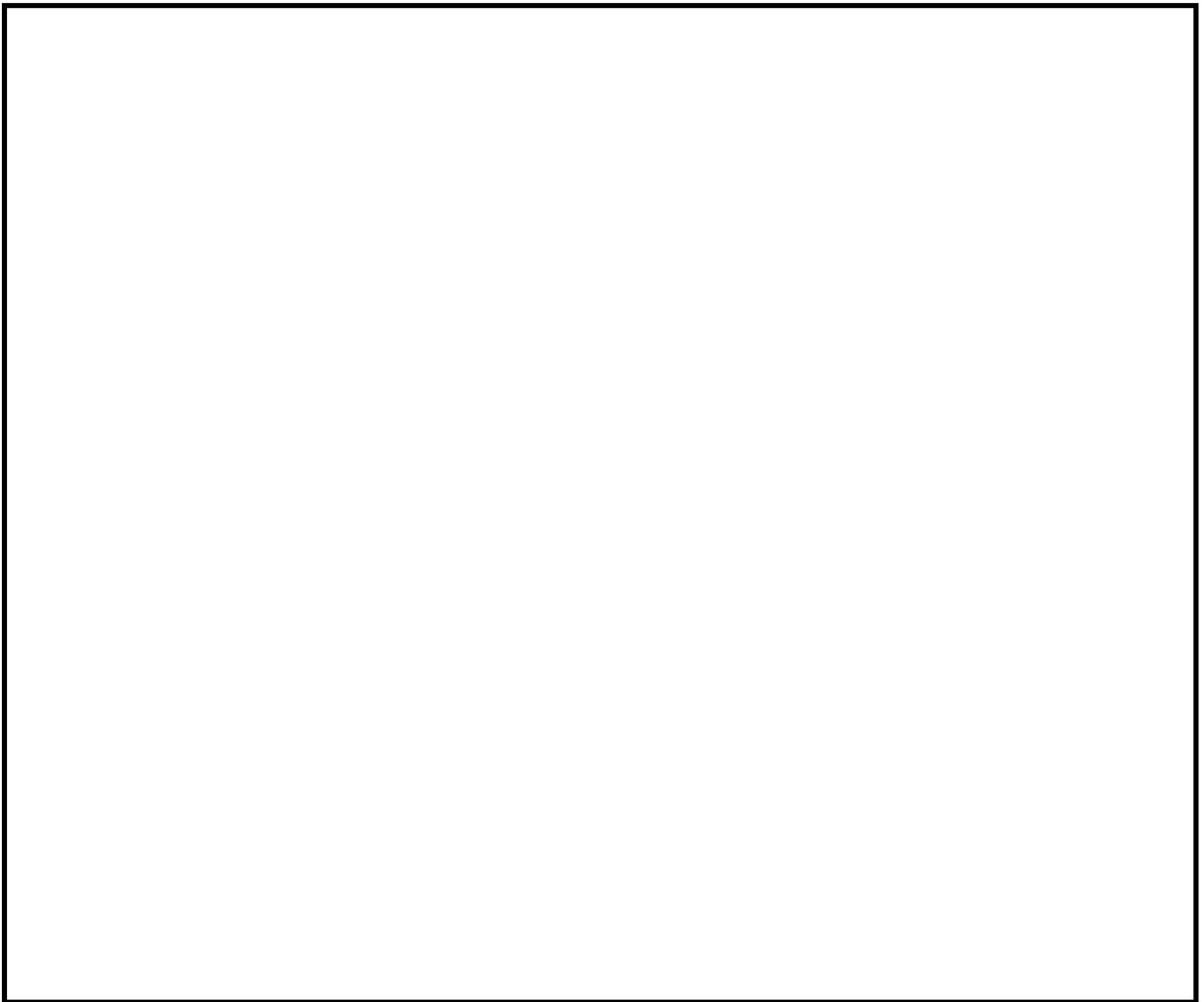


図 1. 評価のノーディング図

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"> <li>・格納容器過圧・過温(代替循環冷却を使用する場合)</li> <li>・格納容器過圧・過温(代替循環冷却を使用しない場合)</li> <li>・格納容器雰囲気直接加熱(DCH)</li> </ul>	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、

$\Delta T_{in}$	: 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 <sup>2</sup> ・°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 <sup>2</sup> )

② コンクリート内部の熱伝導

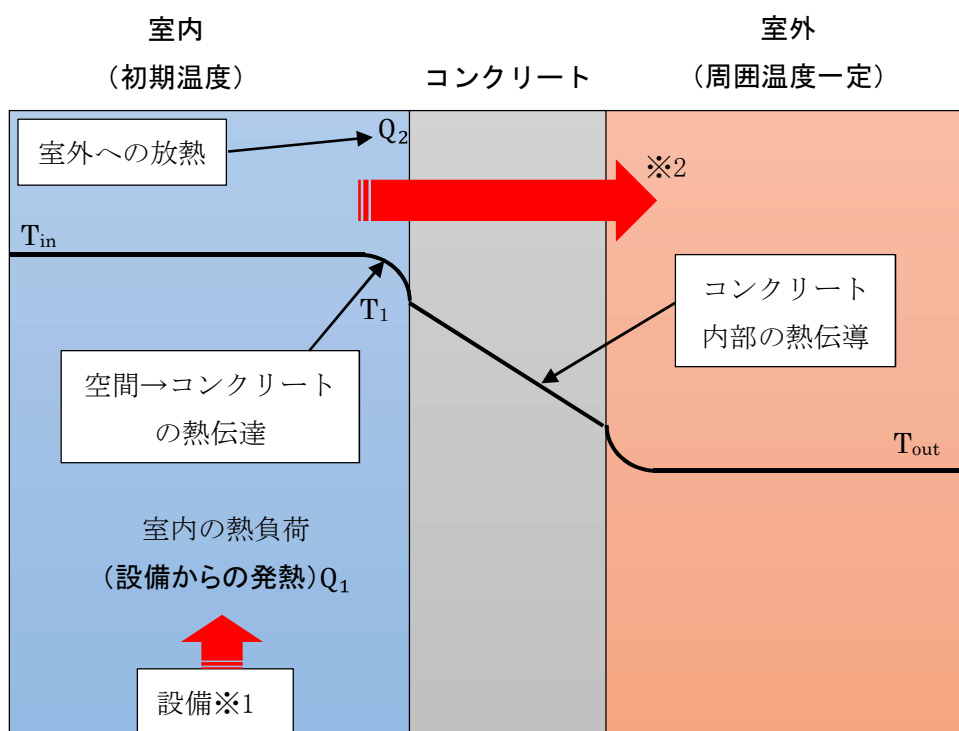
コンクリート内部の温度分布は、以下の一次元の非定常熱伝導方程式より算出している。

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

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)
$\lambda$	: コンクリートの熱伝導率 (W/(m・°C))
$\rho$	: コンクリートの密度 (kg/m <sup>3</sup> )
$C_p$	: 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)
$\alpha$	: コンクリートの熱拡散率 (m <sup>2</sup> /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, $\lambda$ [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, $\alpha$ [m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> ·°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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>3</sup> ]	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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /66°C)	SLC 室との隣接条件
7	西 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 5.6m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /170°C)	PCV との隣接条件
12	天井 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 70.7m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 1.3m/面積 36.6m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	南 1	屋内 (壁厚 2.0m/面積 54.2m <sup>2</sup> /170°C)	PCV との隣接条件
3	南 2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 7.1m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /66°C)	P.S との隣接条件
5	南 4	屋内 (壁厚 0.8m/面積 40.8m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /18°C)	地中との隣接条件
2	北 1	屋内 (壁厚 2.0m/面積 46.9m <sup>2</sup> /170°C)	PCV との隣接条件
3	北 2	屋内 (壁厚 0.6m/面積 24.6m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
2	天井	屋外 (壁厚 0.5m/面積 336.2m <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
3	東 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 50.4m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 S F P 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 <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
2	北 1	屋内 (壁厚 0.5m/面積 2.0m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /59°C)	DS. との隣接条件
4	北 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 68.7m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /66°C)	SLC 室との隣接条件
7	北 6	屋内 (壁厚 0.5m/面積 18.9m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /59°C)	通路との隣接条件
9	東 1	屋内 (壁厚 0.25m/面積 19.4m <sup>2</sup> /32°C)	DG(B)ディタック室との隣接条件
10	東 2	屋内 (壁厚 0.25m/面積 34.5m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /54℃)	B1F 北西通路との隣接条件
3	南	屋内 (壁厚 0.25m/面積 23.1m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /56℃)	ﾌﾟﾘｰﾄﾞﾀﾝｸ室との隣接条件
8	天井 2	屋内 (壁厚 0.7m/面積 13.7m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /58℃)	FPC P.S との隣接条件
10	天井 4	屋内 (壁厚 0.7m/面積 112.8m <sup>2</sup> /55℃)	MS トンネル室との隣接条件
11	天井 5	屋内 (壁厚 0.7m/面積 38.5m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /40℃)	A系 DG 室との隣接条件
21	床 1	屋内 (壁厚 0.8m/面積 33.6m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /54℃)	SPCU ベネ室との隣接条件
23	床 3	屋内 (壁厚 0.5m/面積 22.0m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /18℃)	地中との隣接条件
2	北	屋内 (壁厚 0.25m/面積 65.6m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /55℃)	B1F南東通路との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 0.3m/面積 116.4m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /46℃)	FCS室との隣接条件
9	天井3	屋内 (壁厚 0.6m/面積 25.6m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /40℃)	階段室との隣接条件
7	北 2	屋内 (壁厚 0.3m/面積 13.1m <sup>2</sup> /40℃)	階段室との隣接条件
8	東 4	屋内 (壁厚 0.5m/面積 101.4m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /32℃)	屋外との隣接条件
10	床	屋内 (壁厚 0.5m/面積 1718.5m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /40℃)	通路との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 0.3m/面積 76.1m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /40℃)	通路との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 0.3m/面積 76.1m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /32℃)	電気盤室との隣接条件
9	床	屋内 (壁厚 0.35m/面積 152.2m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /18℃)	地中との隣接条件
2	東	屋内 (壁厚 1.4m/面積 42.0m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /37℃)	P.S. との隣接条件
4	南 2	屋内 (壁厚 1.4m/面積 11.6m <sup>2</sup> /32℃)	通路との隣接条件
5	西	屋内 (壁厚 1.4m/面積 42.0m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
4	北 1	屋内 (壁厚 0.3m/面積 59.4m <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /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 <sup>2</sup> /32°C)	屋外との隣接条件
10	床	屋内 (壁厚 0.5m/面積 290m <sup>2</sup> /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+SB0+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	139	
	26~48h		-	-	-	71	-	90	90	139	115	139	139	115	139	139	115	139	139	136	139	139	139	139	139	
	48~120h		-	-	-	71	-	90	90	135	115	135	135	115	135	135	115	135	135	135	135	135	135	135	135	
	120~168h		-	-	-	71	-	90	90	120	112	120	120	112	120	120	112	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	140	
	48~120h		71	90	90	90	90	140	71	115	140	115	140	140	115	115	140	135	140	140	140	140	140	115
	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

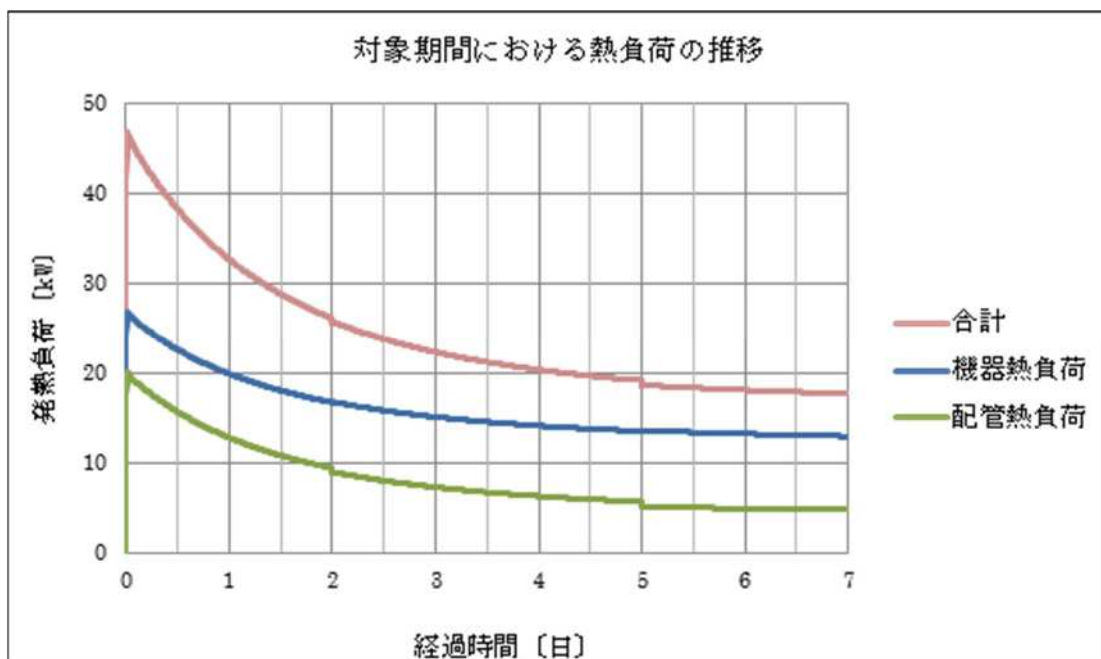


図 2-1 SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室内の熱負荷

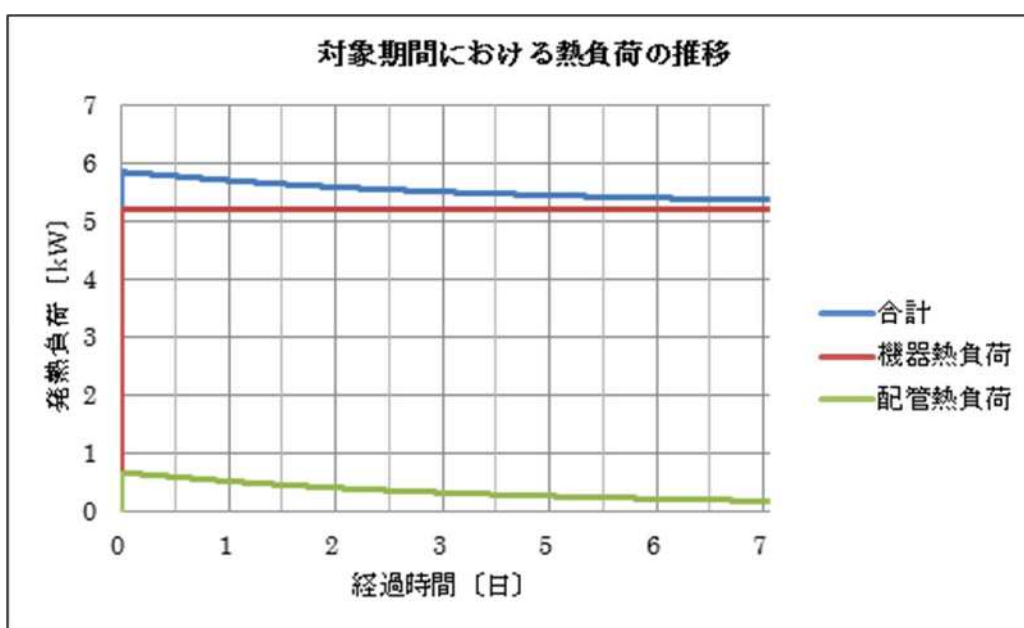


図 2-2 FPC ポンプ室内の熱負荷

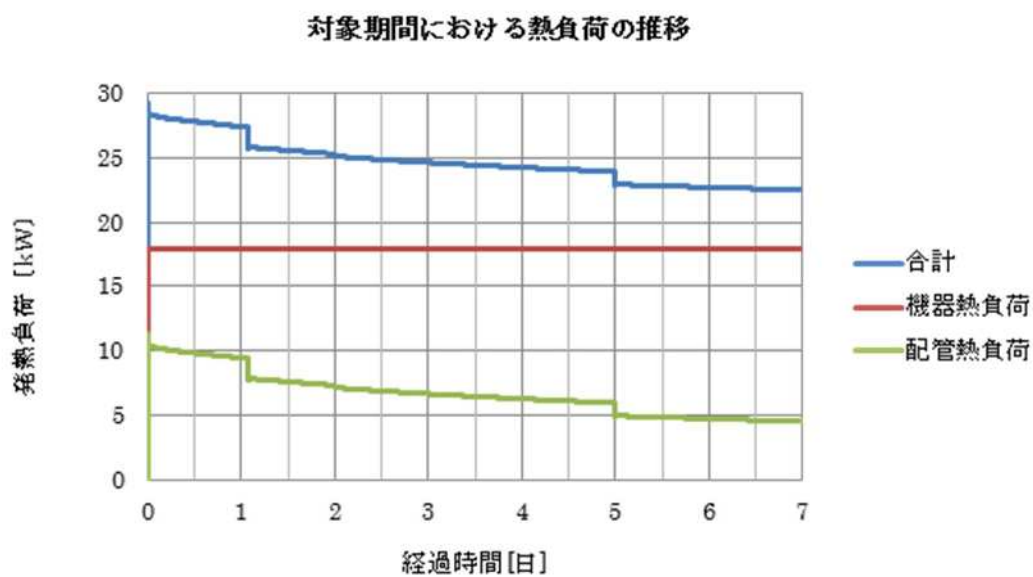


図 2-3 RHR ポンプ(A)室内の熱負荷

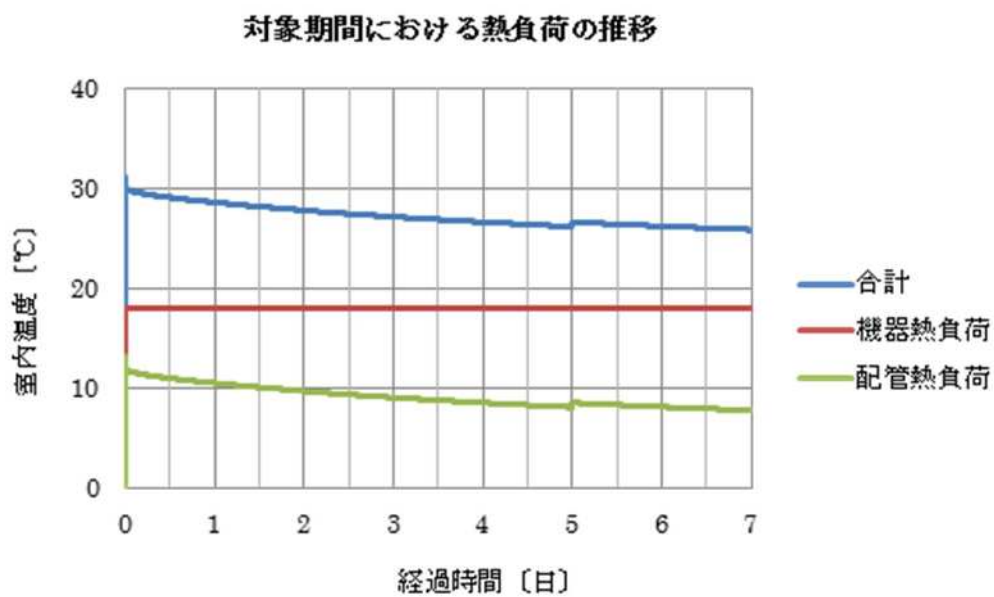


図 2-4 RHR ポンプ(B)室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

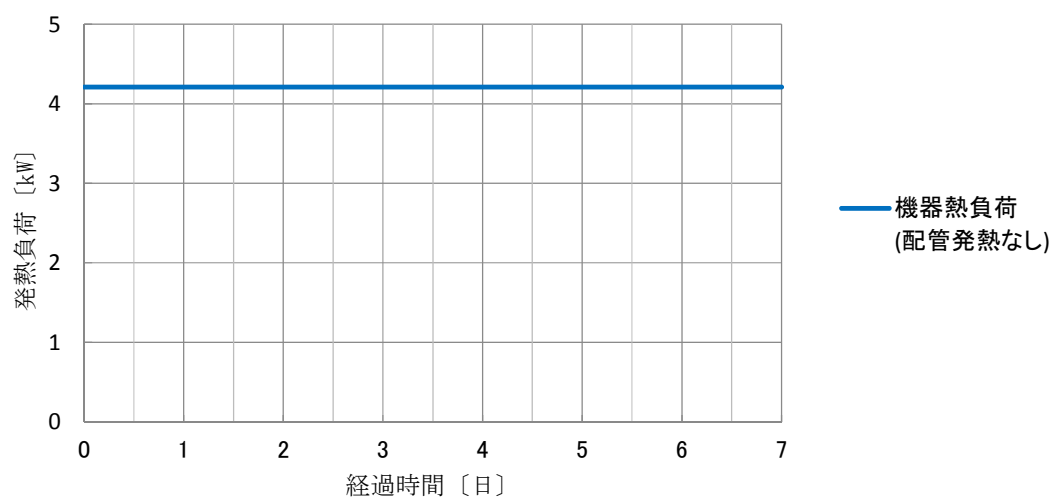


図 2-5 RIP(A)送風機室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

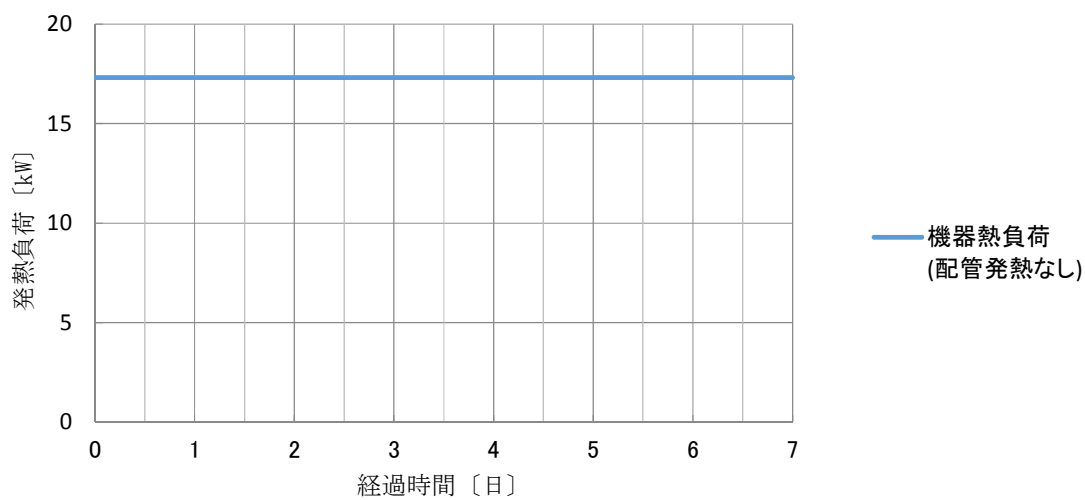


図 2-6 通路及びフィルタ室の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

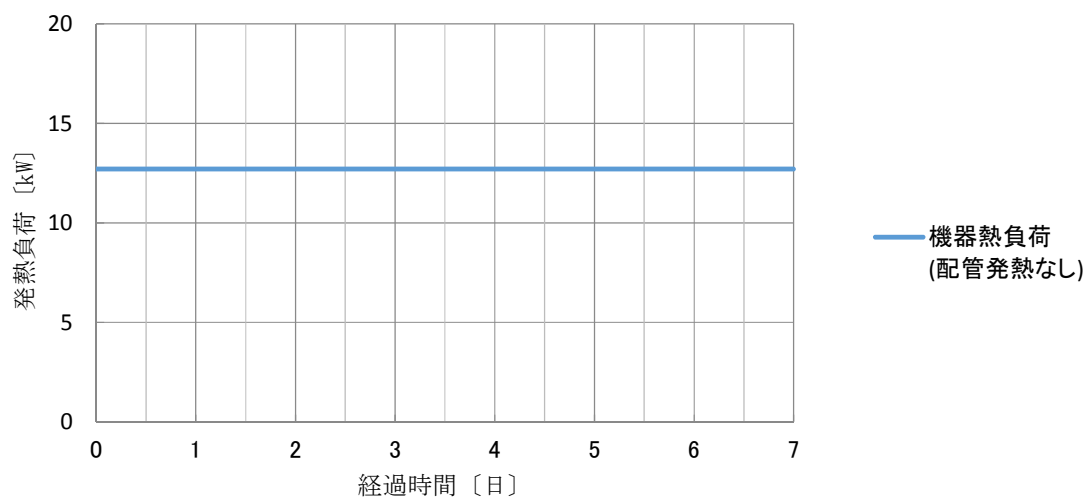


図 2-7 A 系非常用電気品室内の熱負荷

対象期間における熱負荷の推移

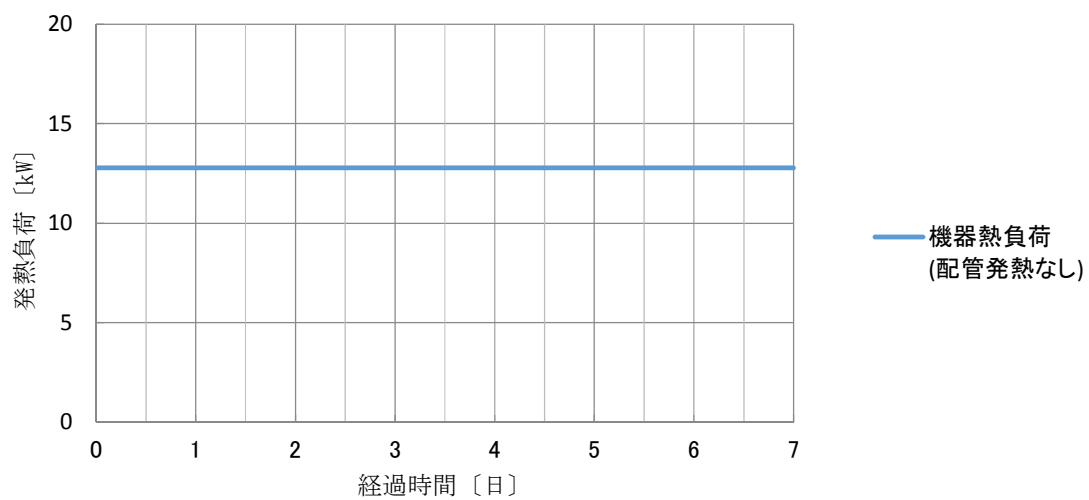


図 2-8 B 系非常用電気品室内の熱負荷

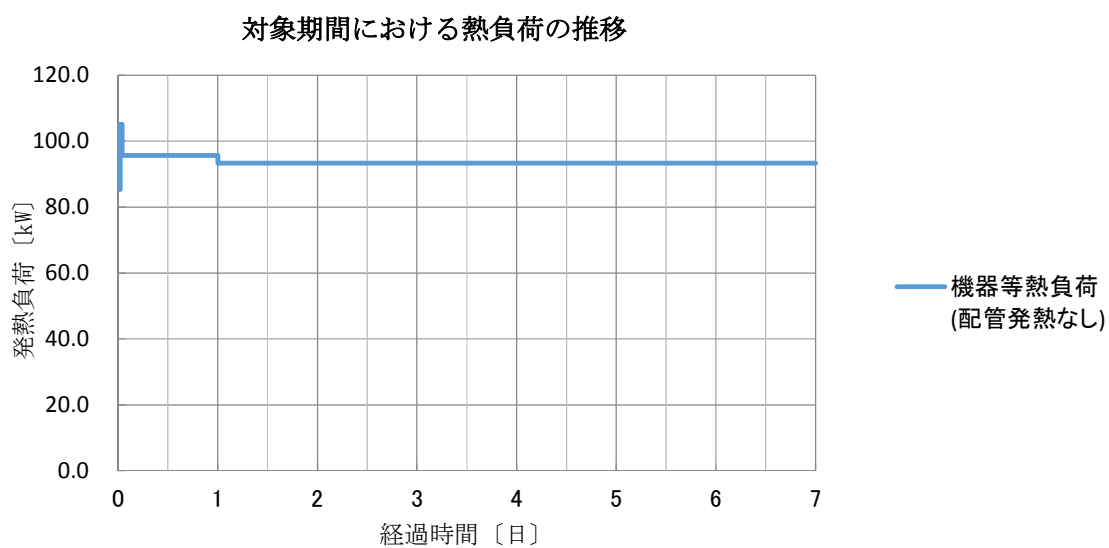


図 2-9 中央制御室内の熱負荷

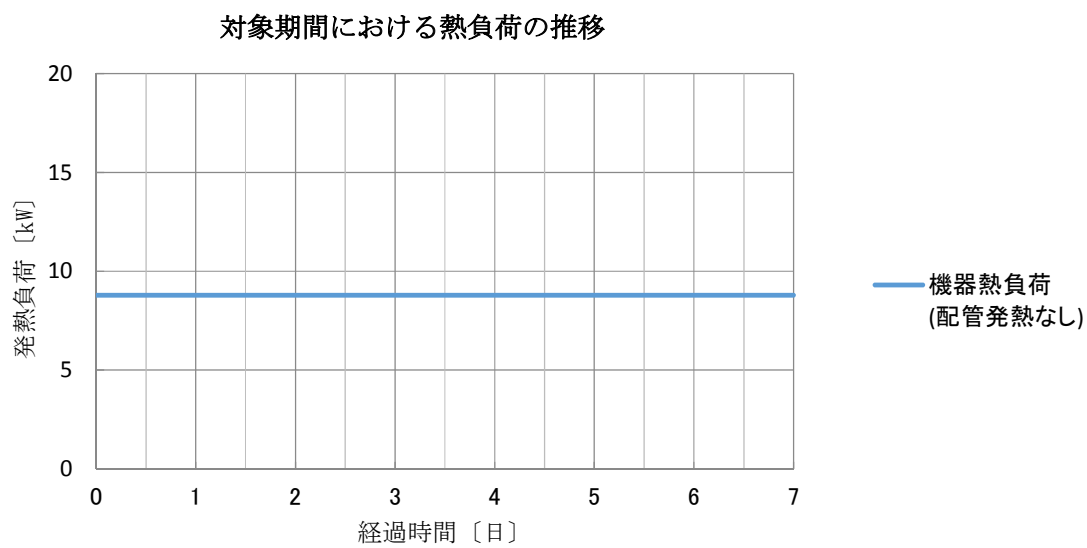


図 2-10 区分 I 計測制御電源盤室内の熱負荷

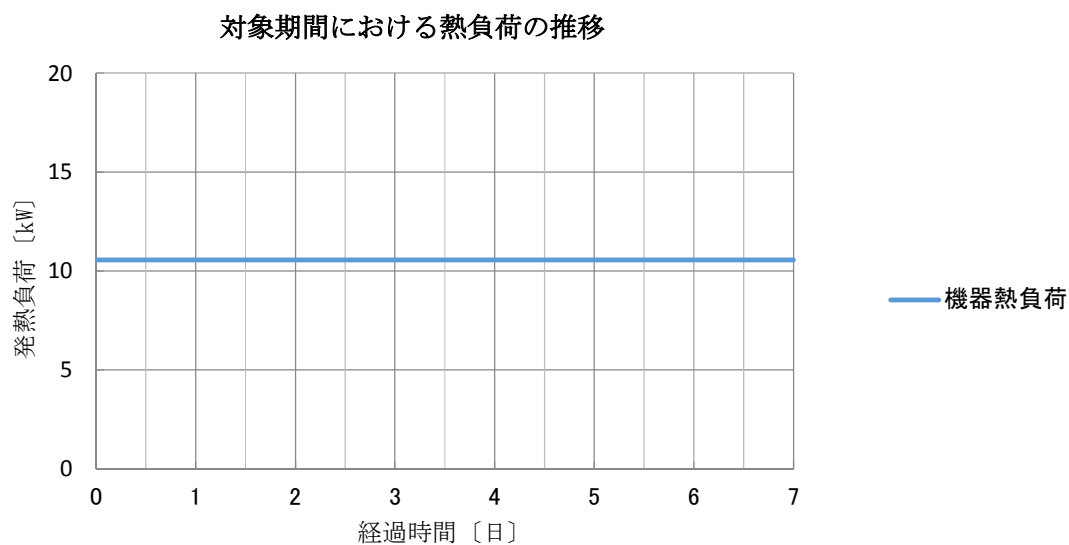


図 2-11 区分Ⅱ計測制御電源盤室内の熱負荷

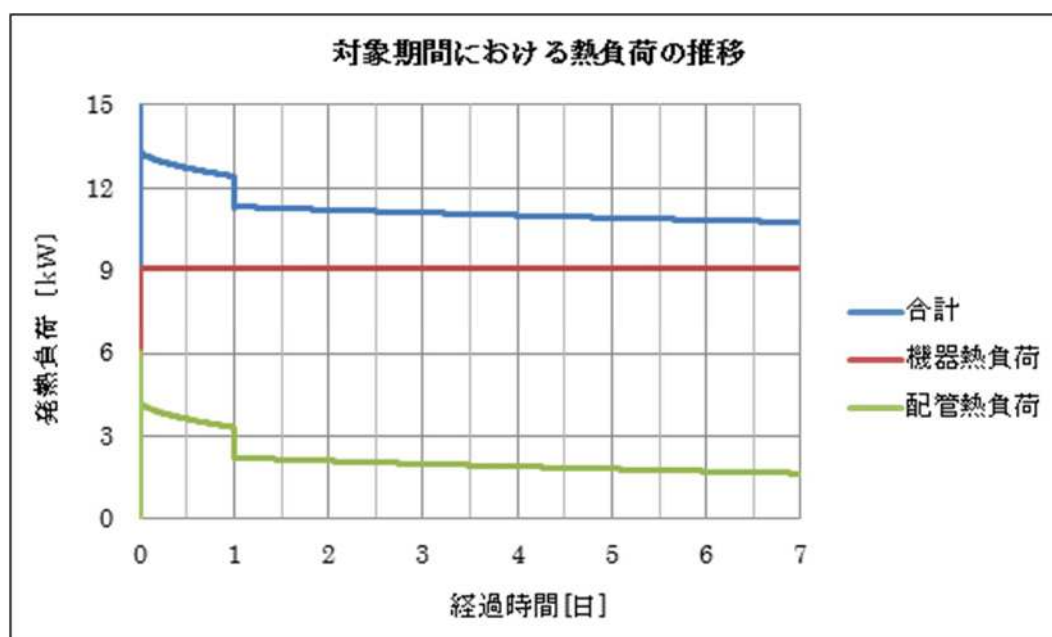


図 2-12 復水移送ポンプ室及び弁室内の熱負荷

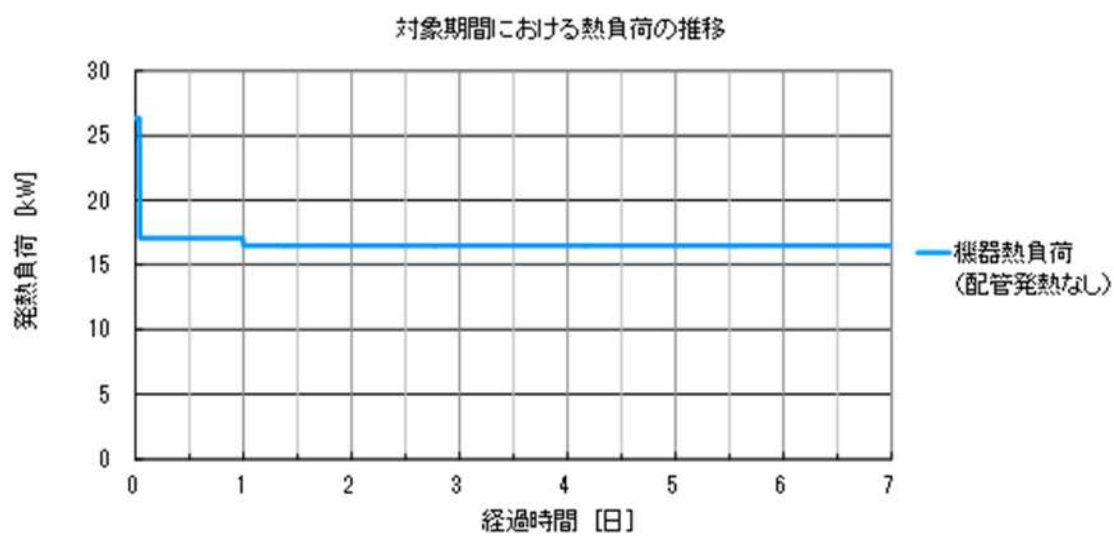


図 2-13 5号機 A 系計装用電源室の熱負荷



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。

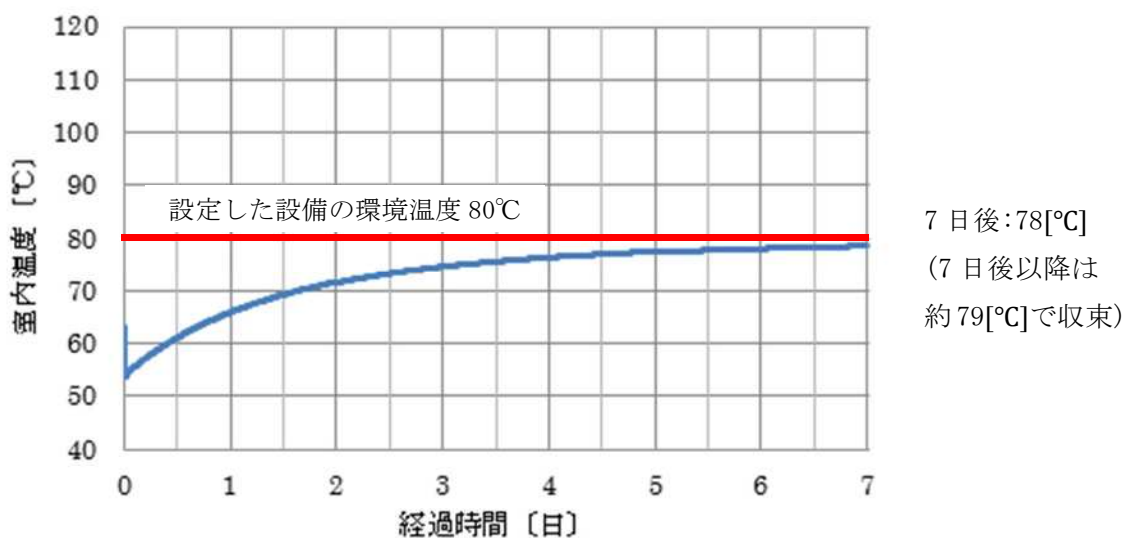


図 3-1 SGTS 排風機室及び SGTS フィルタ室の室温評価結果

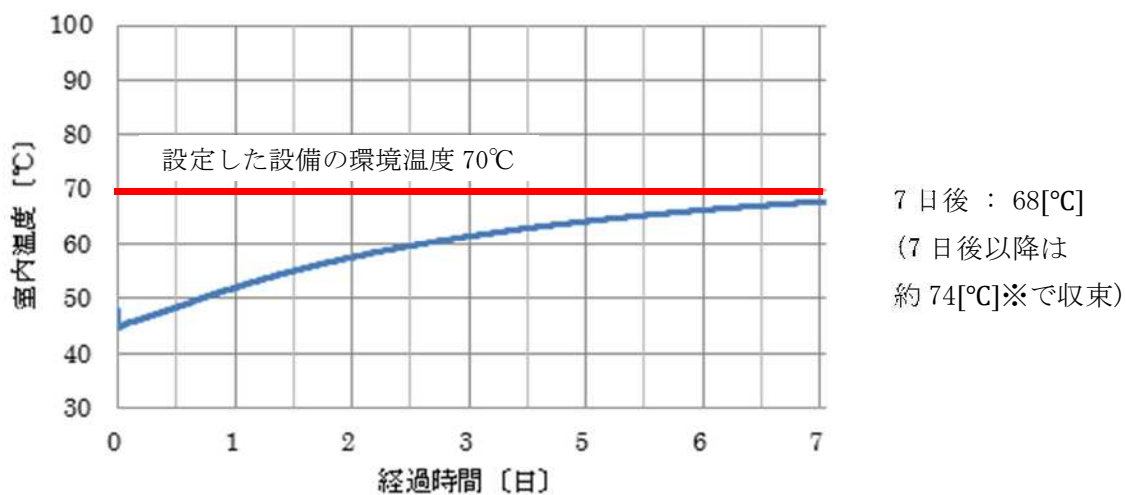


図 3-2 FPC ポンプ室内の室温評価結果

※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。

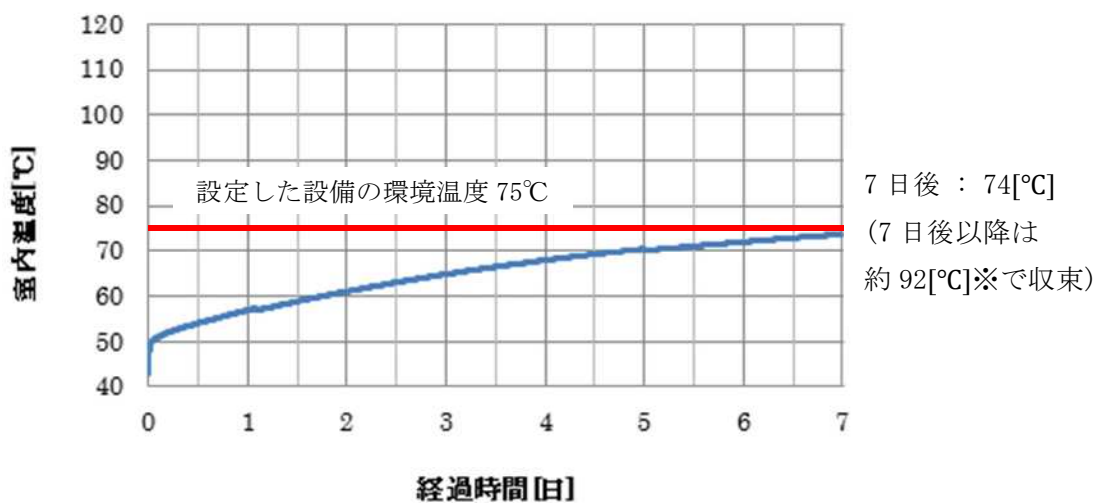


図 3-3 RHR ポンプ (A) 室内の室温評価結果

※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。

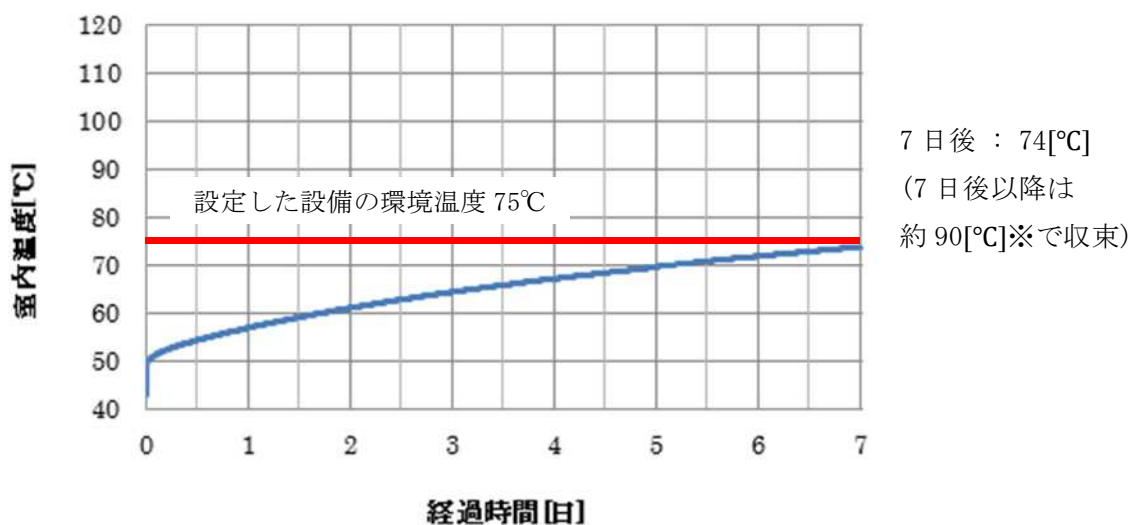


図 3-4 RHR ポンプ (B) 室内の室温評価結果

※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。

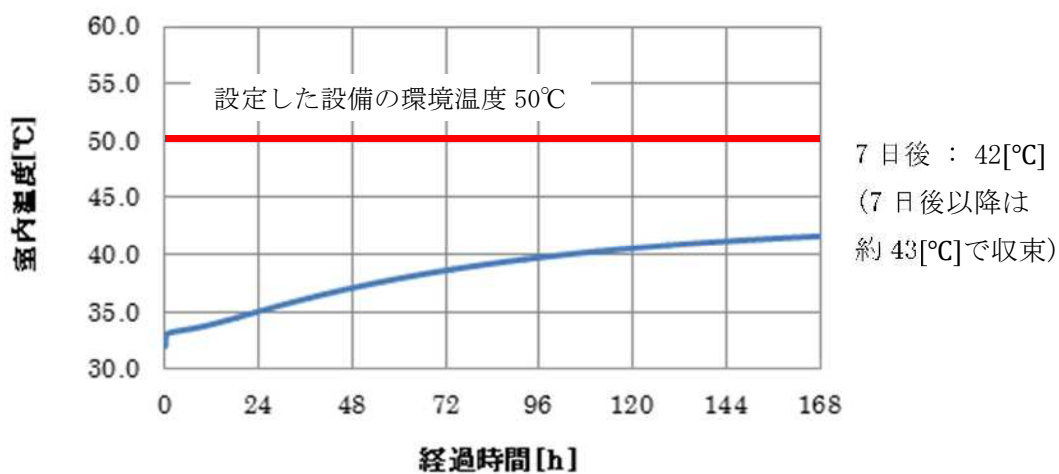


図 3-5 RIP(A)送風機室内の室温評価結果

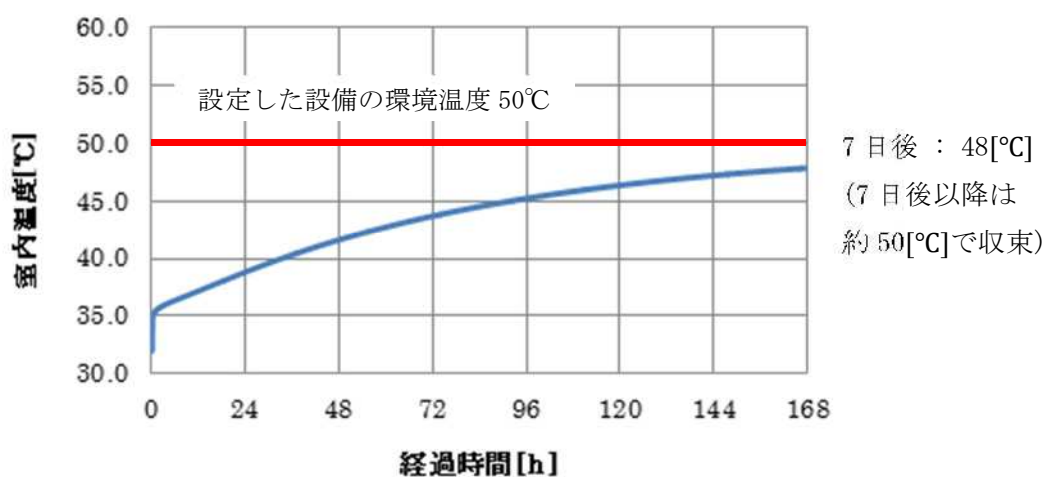


図 3-6 通路及びフィルタ室の室温評価結果

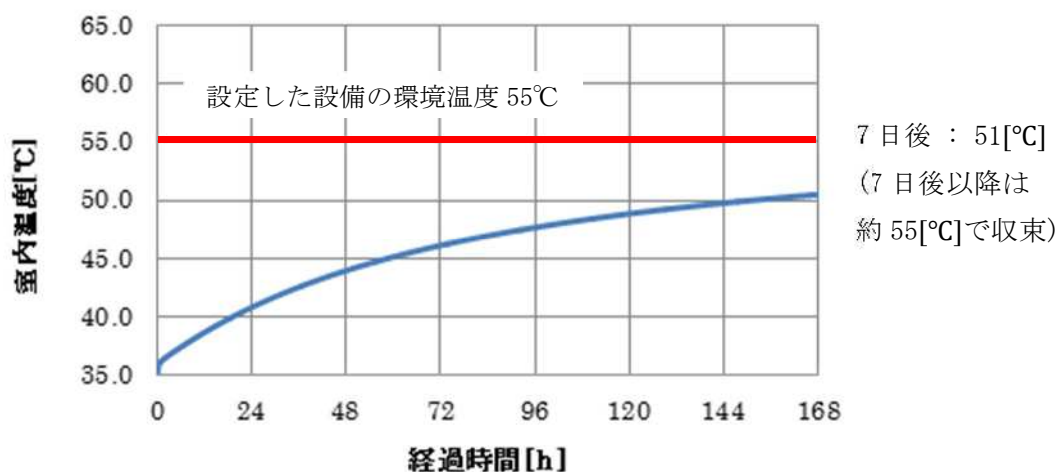


図 3-7 A系非常用電気品室内の室温評価結果

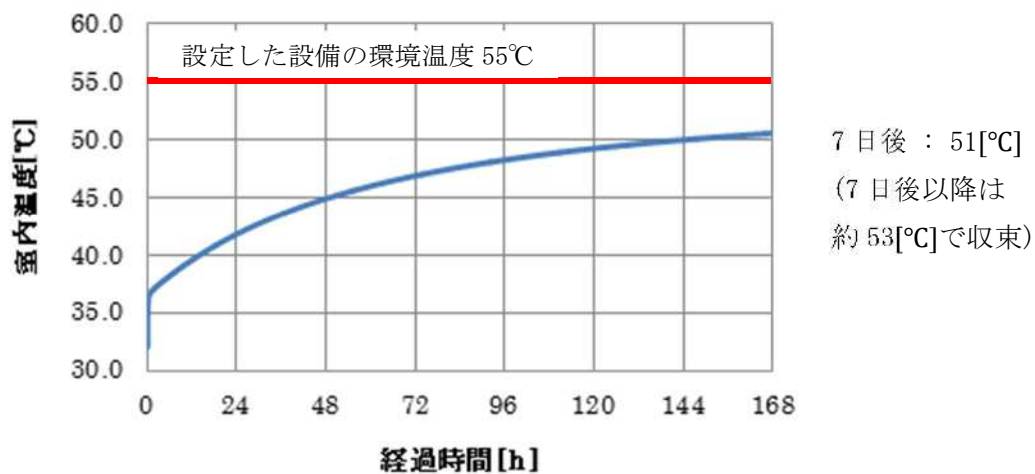


図 3-8 B系非常用電気品室内の室温評価結果

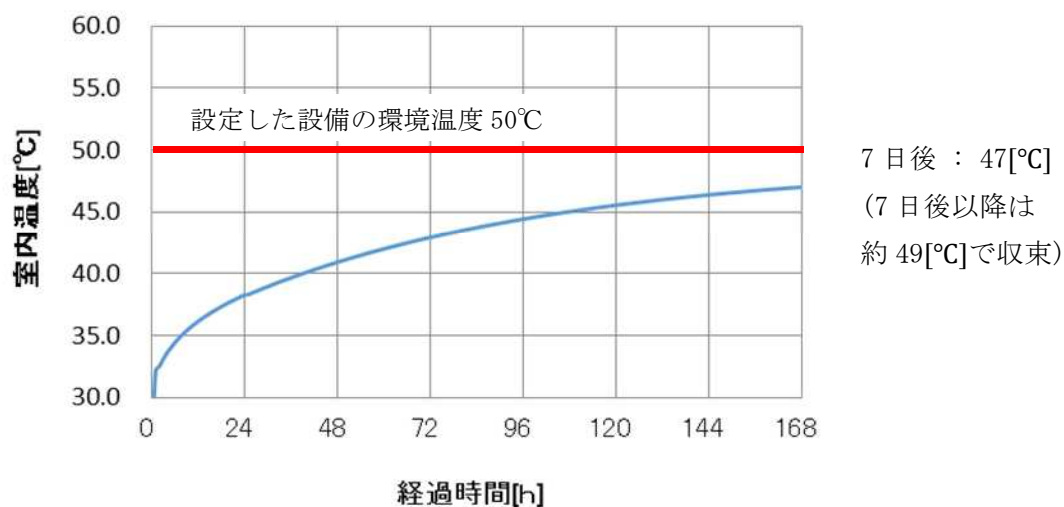


図 3-9 中央制御室内の室温評価結果

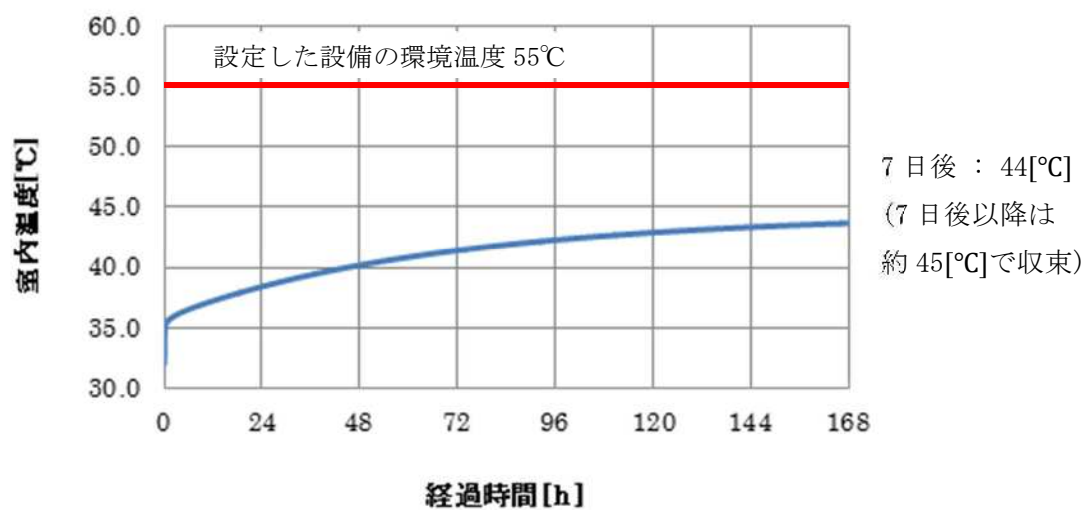


図 3-10 区分 I 計測制御電源盤室内の室温評価結果

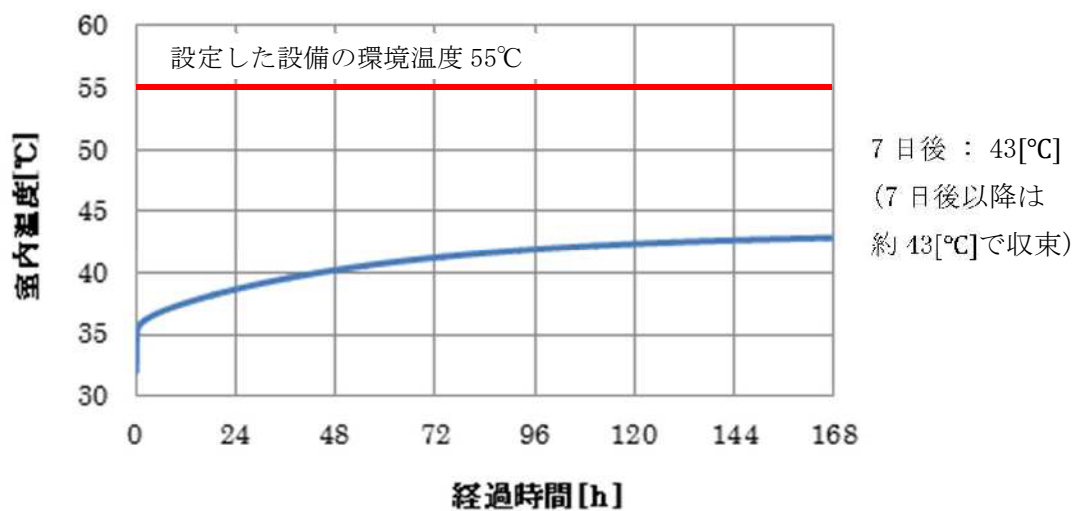


図 3-11 区分Ⅱ計測制御電源盤室内の室温評価結果

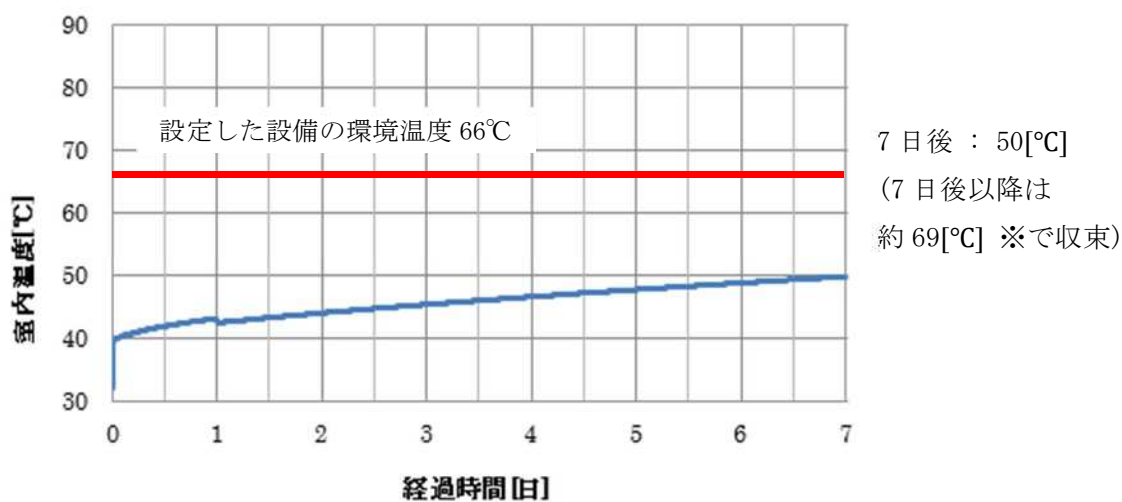


図 3-12 復水移送ポンプ室及び弁室内の室温評価結果

※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°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（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。

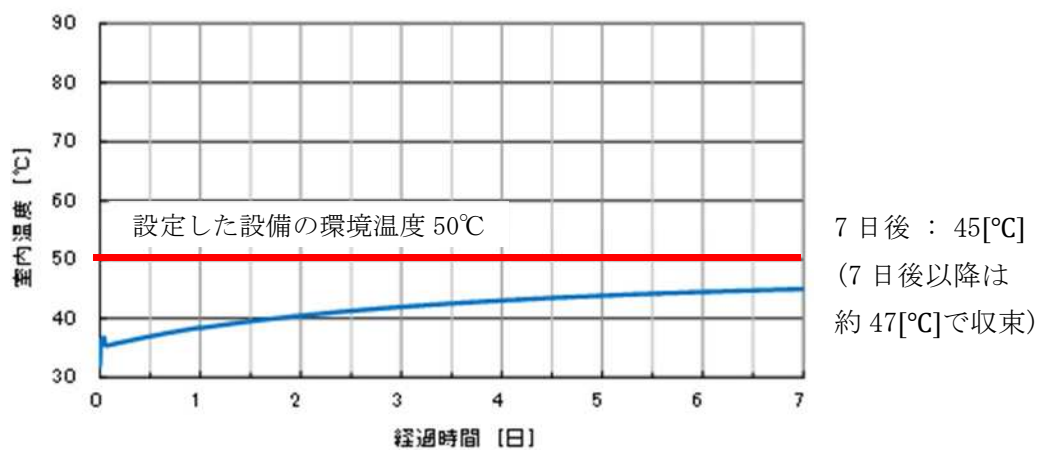


図 3-13 5号機 A 系計装用電源室の室温評価結果

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間隙の偏りを考慮し、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プル（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°C
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"> <li>汎用の数値流体力学コード</li> <li>設定条件</li> <li>乱流モデル: Realizable K-ε</li> <li>状態方程式: 理想気体</li> <li>圧縮性: 考慮しない</li> <li>重力: 考慮</li> <li>気体の種類: 空気</li> <li>定常/非定常: 定常</li> </ul>
外気温		37.1[°C]	<ul style="list-style-type: none"> <li>SA 時の最高温度</li> </ul>
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"> <li>大気開放のため圧力境界とし、圧力は大気圧とした</li> <li>風上側の面は流入境界とした</li> </ul>
	流入温度	37.1[°C]	<ul style="list-style-type: none"> <li>大気開放のため外気温と同一とした</li> </ul>
	流入速度	3.6[m/s]	<ul style="list-style-type: none"> <li>各ケース風上側の面のみ</li> </ul>
境界条件 地表面	種類	壁面境界	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全側に断熱の壁面境界とした</li> </ul>
	表面放射率	0.94[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
境界条件 地中面	種類	温度境界	
	温度	15.5[°C]	<ul style="list-style-type: none"> <li>地盤温度</li> </ul>
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"> <li>機器内部はモデル化せず、機器表面を温度境界とした</li> </ul>
	温度	165[°C]	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器表面温度</li> </ul>
	表面放射率	0.96[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
建屋	材料	コンクリート	<ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリート内の鉄筋は考慮しない</li> </ul>
	熱伝導率	1.628[W/(m·K)]	<ul style="list-style-type: none"> <li>空気調和・衛生工学便覧第 11 版 (空調調和・衛生工学会)</li> </ul>
	表面放射率	0.94[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>

項目	値	備考	
鋼材	材料	SS400, STKR400	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計値</li> </ul>
	熱伝導率	$-0.00006111 \times T^2$ $-0.00266667 \times T$ $+51.97777778$ [W/(m·K)] (T : 温度[°C])	<ul style="list-style-type: none"> <li>新編 熱物性ハンドブック (日本熱物性学会) P.210 軟鋼の値</li> <li>R Tを20°Cと仮定し, 温度で近似曲線を作成</li> <li>R T : 51.9[W/(m·K)]</li> <li>100°C : 51.1[W/(m·K)]</li> <li>200°C : 49.0[W/(m·K)]</li> </ul>
	表面放射率	0.96[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会) P.161 表1</li> <li>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</li> </ul>
ステンレス	材料	SUS316L	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計値</li> </ul>
	熱伝導率	$0.00002222 \times T^2$ $+0.00233333 \times T$ $+15.84444444$ [W/(m·K)] (T : 温度[°C])	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>R Tを20°Cと仮定し, 温度で近似曲線を作成</li> <li>R T : 15.9[W/(m·K)]</li> <li>100°C : 16.3[W/(m·K)]</li> <li>200°C : 17.2[W/(m·K)]</li> </ul>
	表面放射率	0.96[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>伝熱工学資料 改訂第5版 (日本機械学会) P.161 表1</li> <li>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</li> </ul>
モルタル	板厚	40[mm]	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計値</li> <li>容器スカート下部の床表面に設置</li> </ul>
	熱伝導率	0.13[W/(m·K)]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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<sup>3</sup></li> </ul>
	表面放射率	0.96[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
グラスウール	板厚	75[mm] (ベースプレート上25[mm])	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計値</li> <li>容器スカート下部モルタル上表面に設置</li> </ul>
	熱伝導率		
ケイ酸カルシウム	板厚	50[mm]	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計値</li> <li>FV 容器, 配管の一部に設置</li> </ul>
	熱伝導率	$0.0407 + 1.28 \times 10^{-4} T$ [W/(m·K)] (T : 温度[°C])	<ul style="list-style-type: none"> <li>JIS-A9501 熱伝導率算出参考式より適用範囲0°C~300°C</li> </ul>
	表面放射率	0.96[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
フェノバボード	板厚	20[mm]	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計値</li> <li>建屋内壁面に設置</li> </ul>
	熱伝導率	0.019[W/(m·K)]	<ul style="list-style-type: none"> <li>フェノバボードカタログより</li> </ul>
	表面放射率	0.85[-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>表面塗装の放射率 (ライノ・エココート カタログより)</li> </ul>

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"> <li>設計値</li> <li>IFS, ドレンタンク, 配管の一部に設置</li> </ul>
	熱伝導率		
	表面放射率	0.96 [-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
空気	分子量	28.9664 [-]	<ul style="list-style-type: none"> <li>STAR-CCM+ デフォルト値</li> </ul>
	熱伝導率	0.0260305 [W/(m·K)]	<ul style="list-style-type: none"> <li>STAR-CCM+ デフォルト値</li> </ul>
	粘性係数	1.85508 × 10 <sup>-5</sup> [Pa·s]	<ul style="list-style-type: none"> <li>STAR-CCM+ デフォルト値</li> </ul>
竜巻防護ネット	慣性抵抗 粘性抵抗	慣性抵抗係数 2.39692 / ρ [-]  粘性抵抗係数 -1.568434 × 10 <sup>-14</sup> / ρ [m/s]	<ul style="list-style-type: none"> <li>慣性抵抗と粘性抵抗は <math>\Delta p = \rho \alpha v^2 + \rho \beta v</math> より <math>\alpha</math> と <math>\beta</math> で求められるため, ワイヤ圧損係数を <math>\zeta = 4.1096</math> とし, 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。</li> <li><math>\Delta p = 2.39692 \times v^2 - 5.68434 \times 10^{-14} \times v</math></li> <li><math>\alpha = 2.39692 / \rho</math></li> <li><math>\beta = -1.568434 \times 10^{-14} / \rho</math></li> <li><math>\Delta p</math> : 圧損 [Pa]</li> <li><math>\rho</math> : 密度 [kg/m<sup>3</sup>]</li> <li><math>v</math> : 流速 [m/s]</li> <li><math>\alpha</math> : 慣性抵抗係数 [-]</li> <li><math>\beta</math> : 粘性抵抗係数 [m/s]</li> </ul>

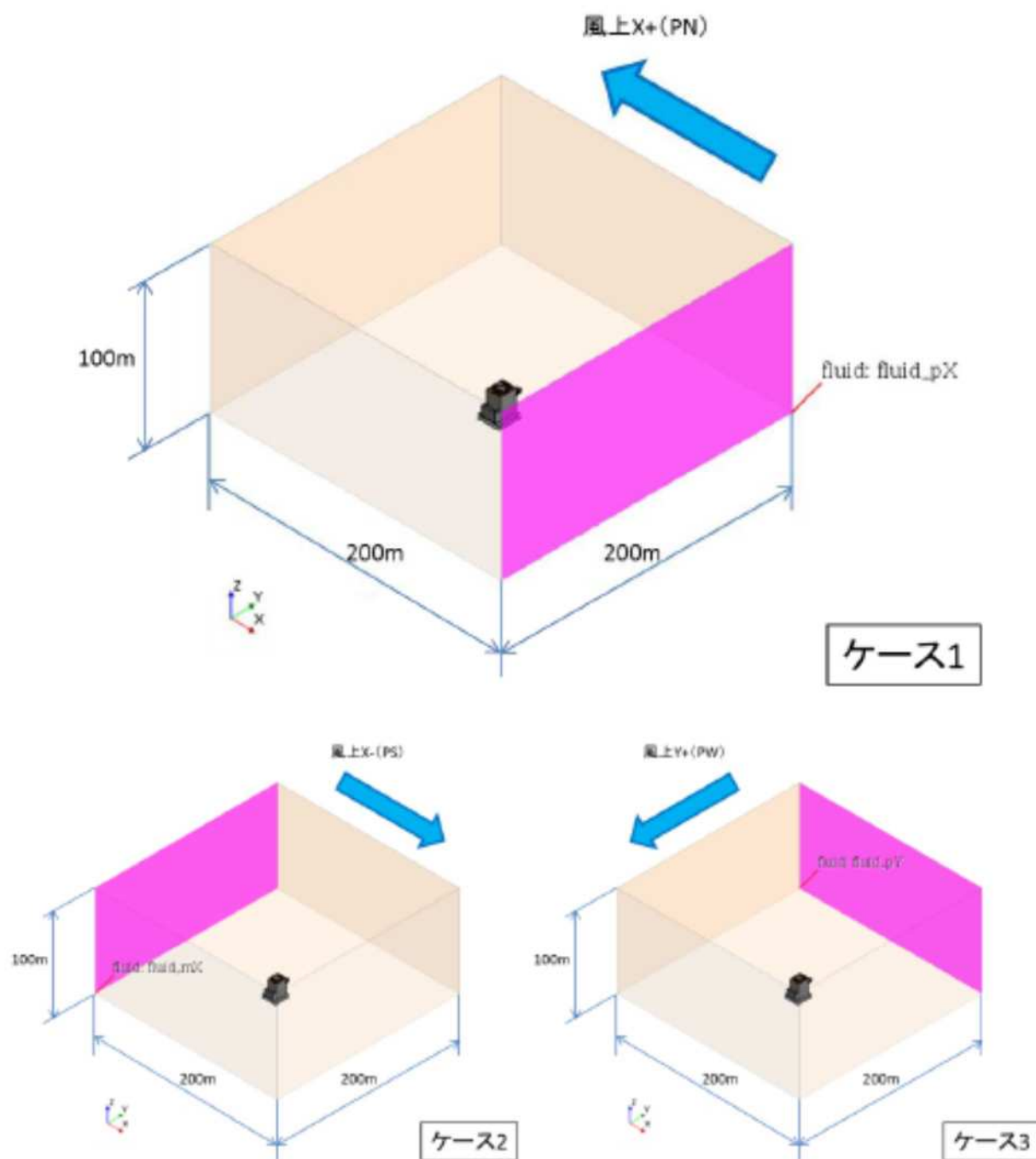


図1 モデル形状 (全体図)

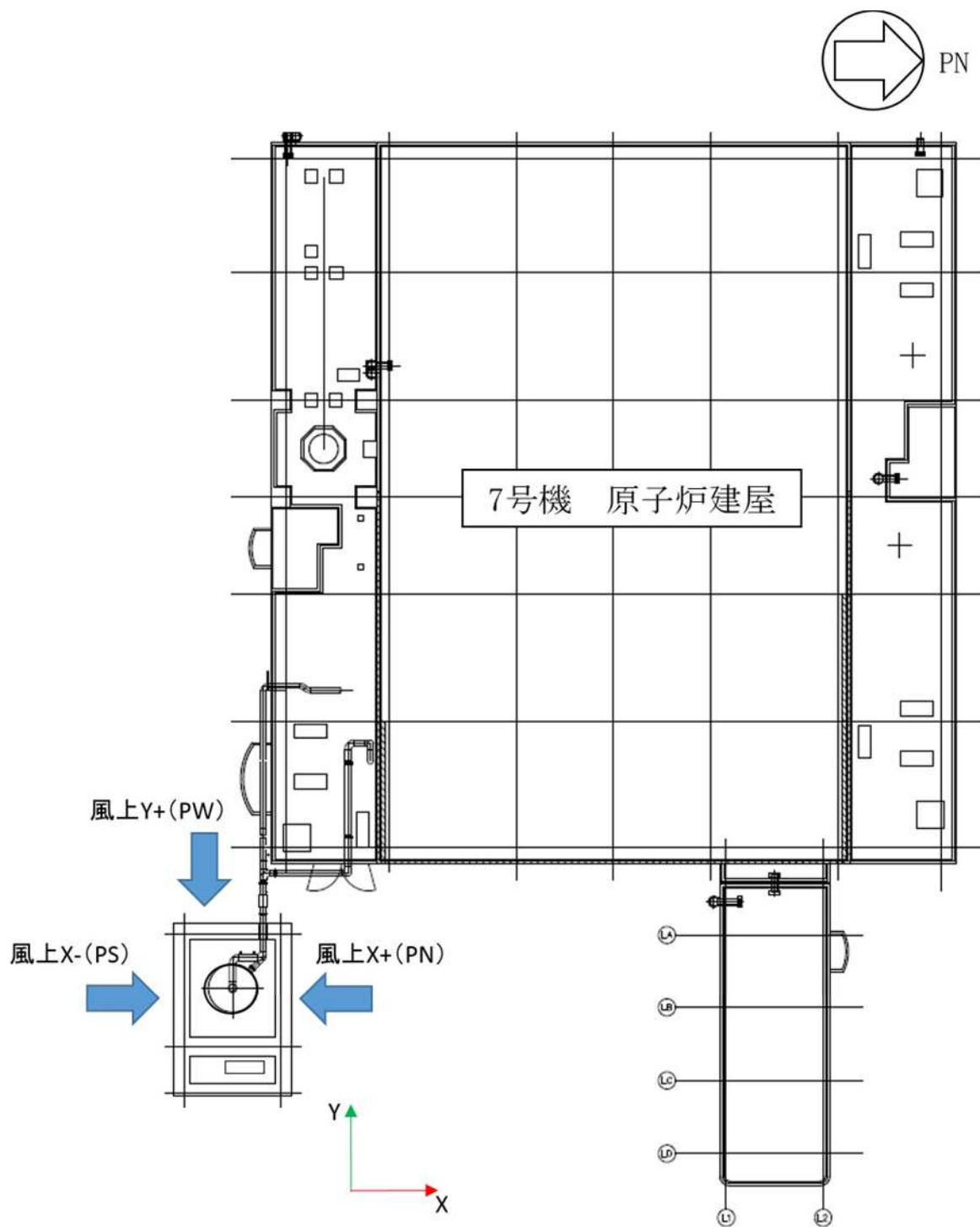


図2 モデル形状 (平面図)

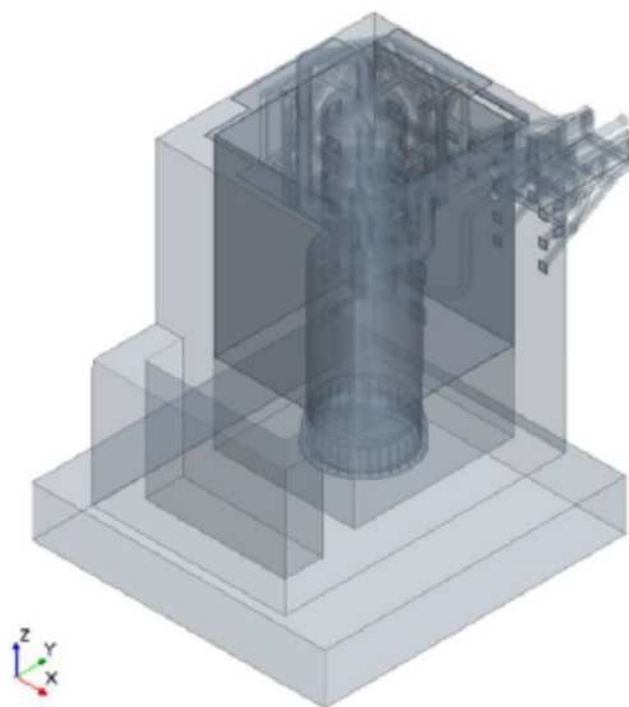


図 3 モデル形状 (FV 建屋周辺拡大図)

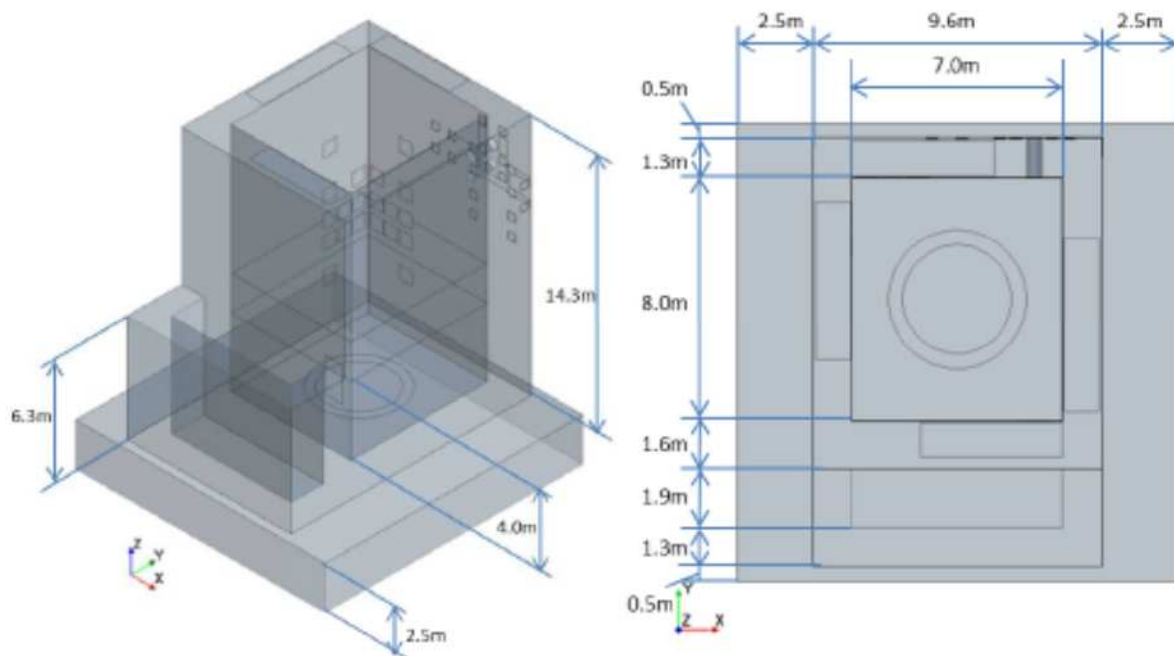


図 4 モデル形状 (FV 建屋 1/2)

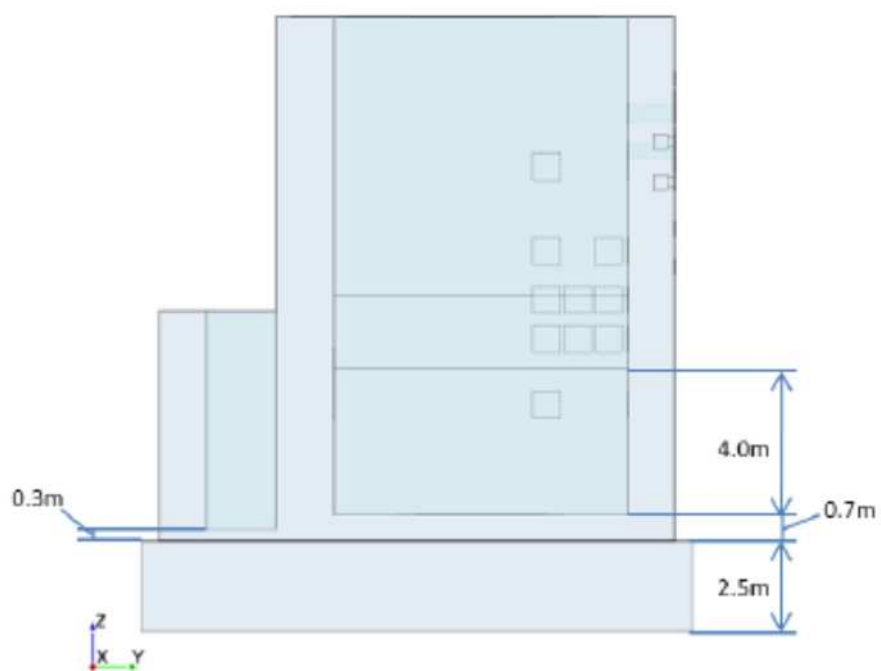


図 5 モデル形状 (FV 建屋 2/2)

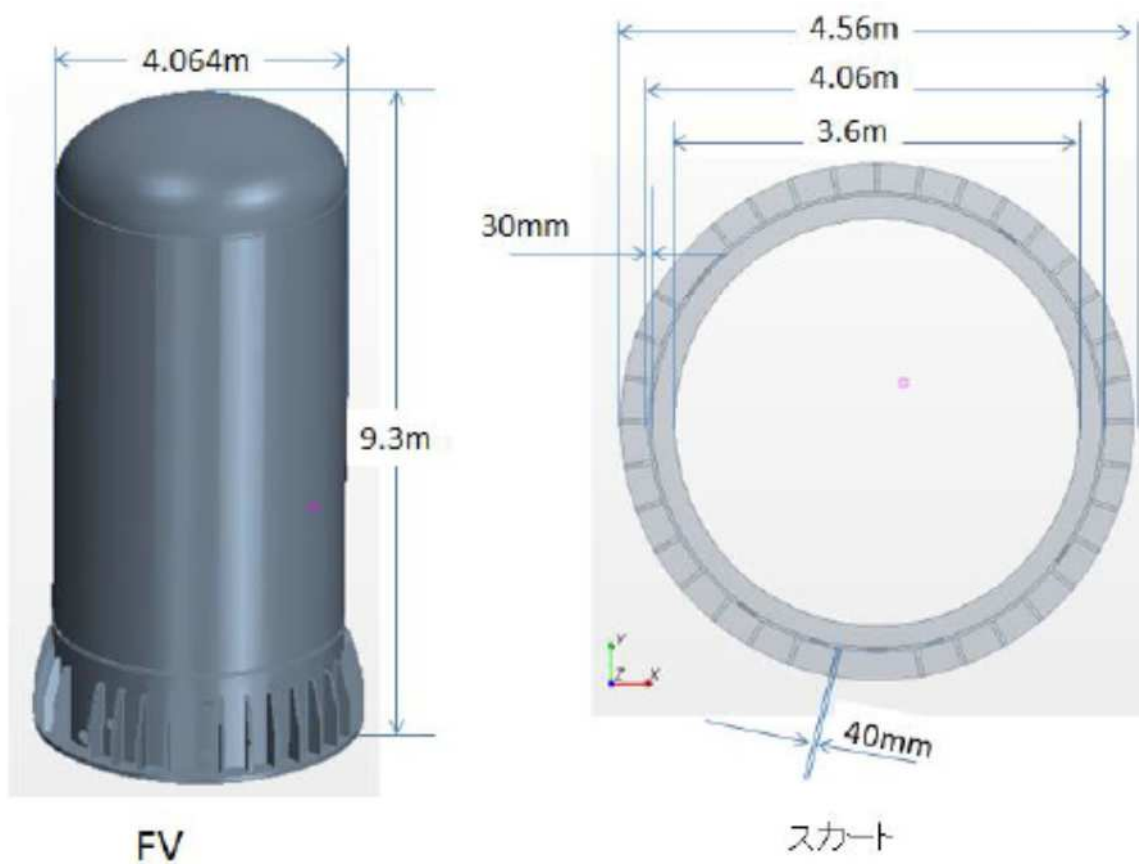


図 6 モデル形状 (FV 容器)



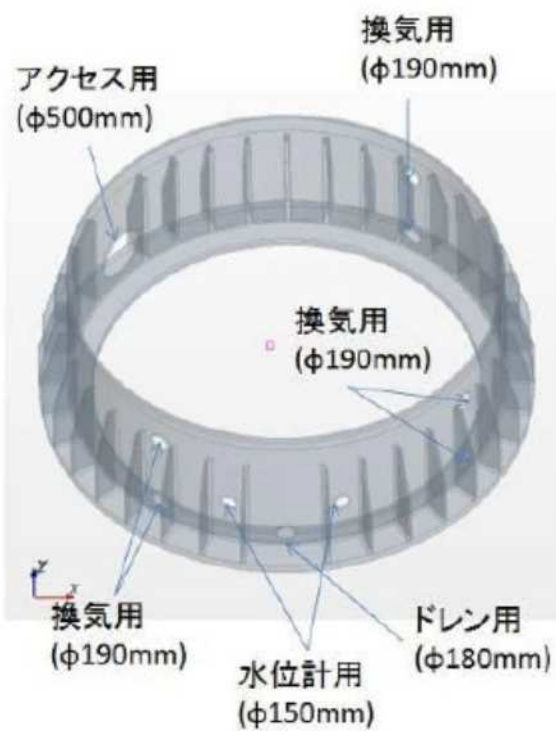


図7 モデル形状 (FV 容器スカート)

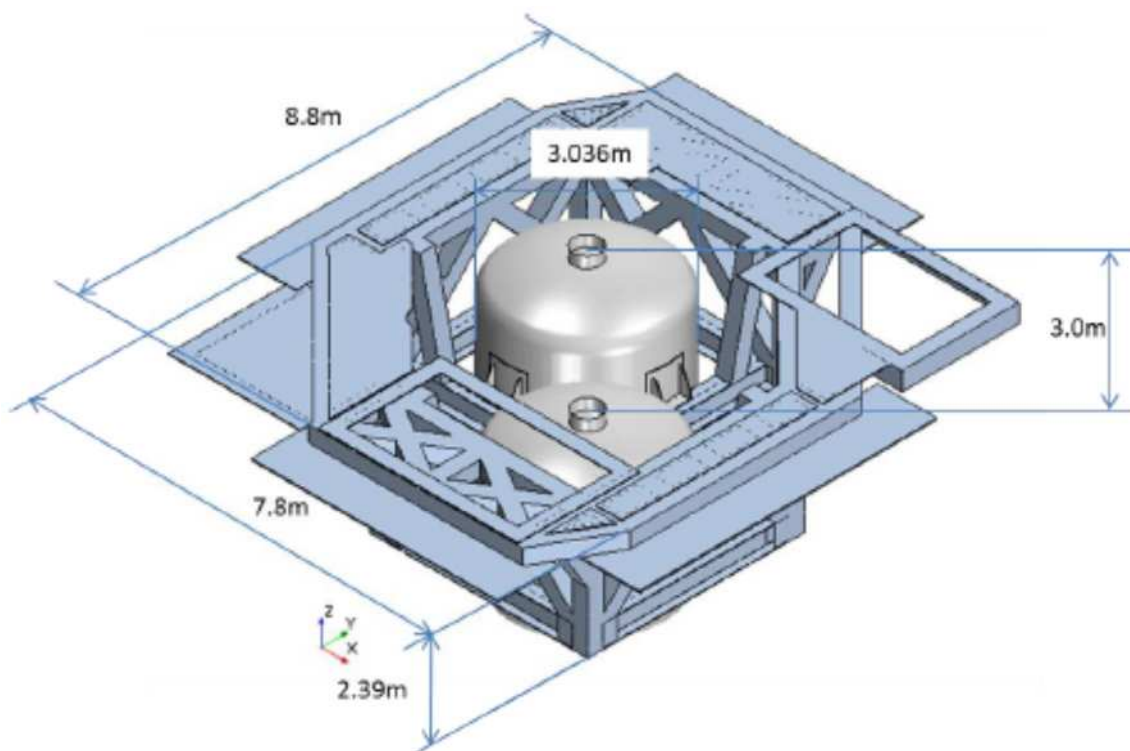


図8 モデル形状 (IFS 及び IFS 架台)

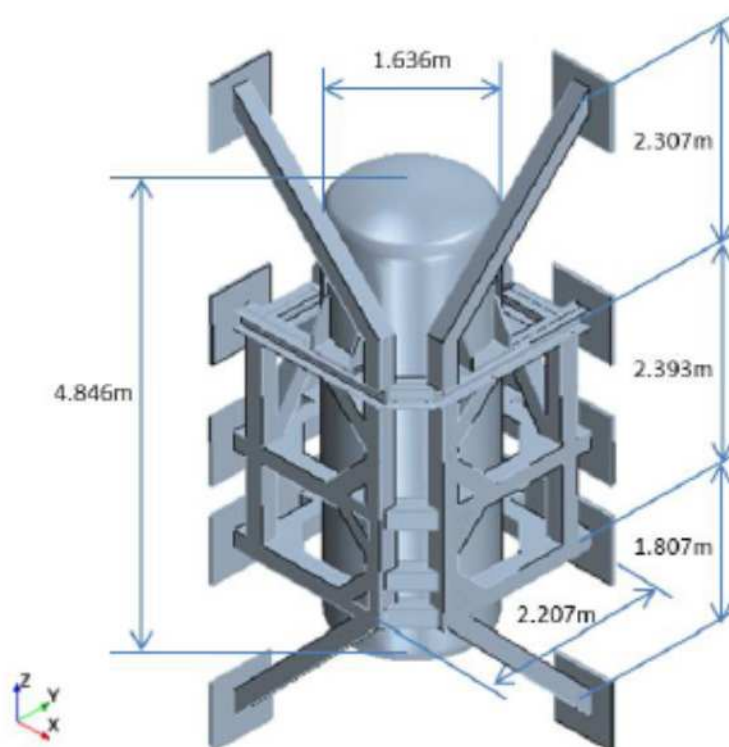


図9 モデル形状（ドレンタンク及びドレンタンク架台）

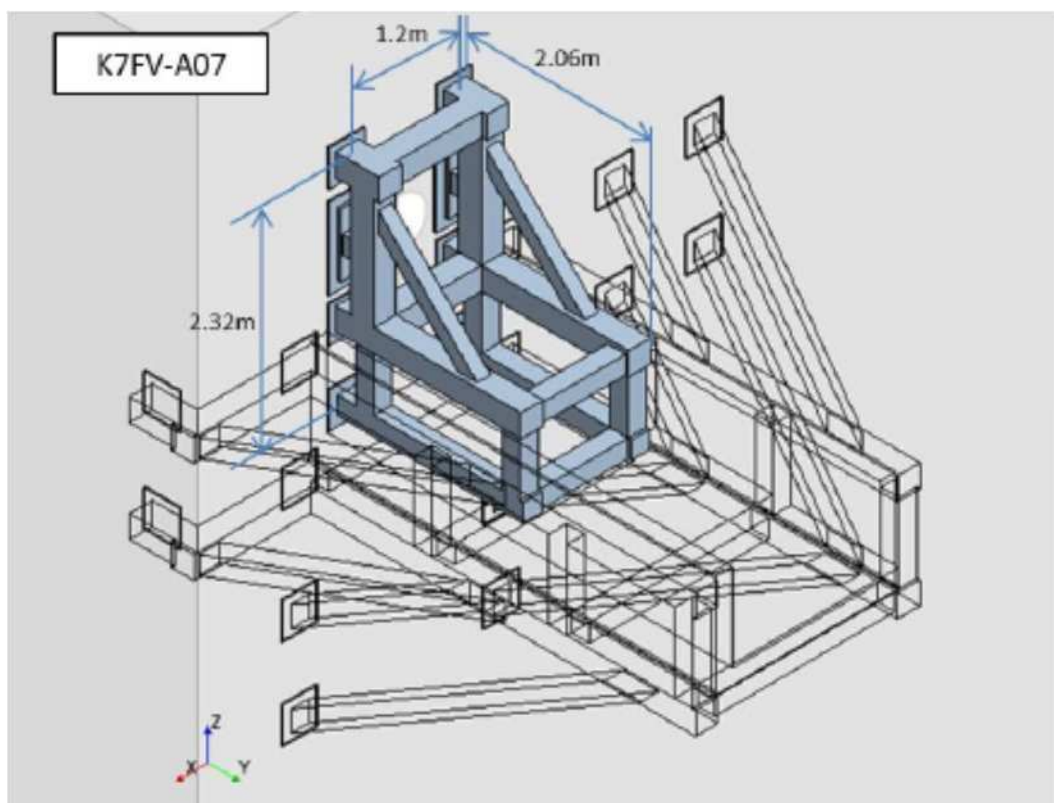


図10 モデル形状（建屋外側出口配管架台 1/2）

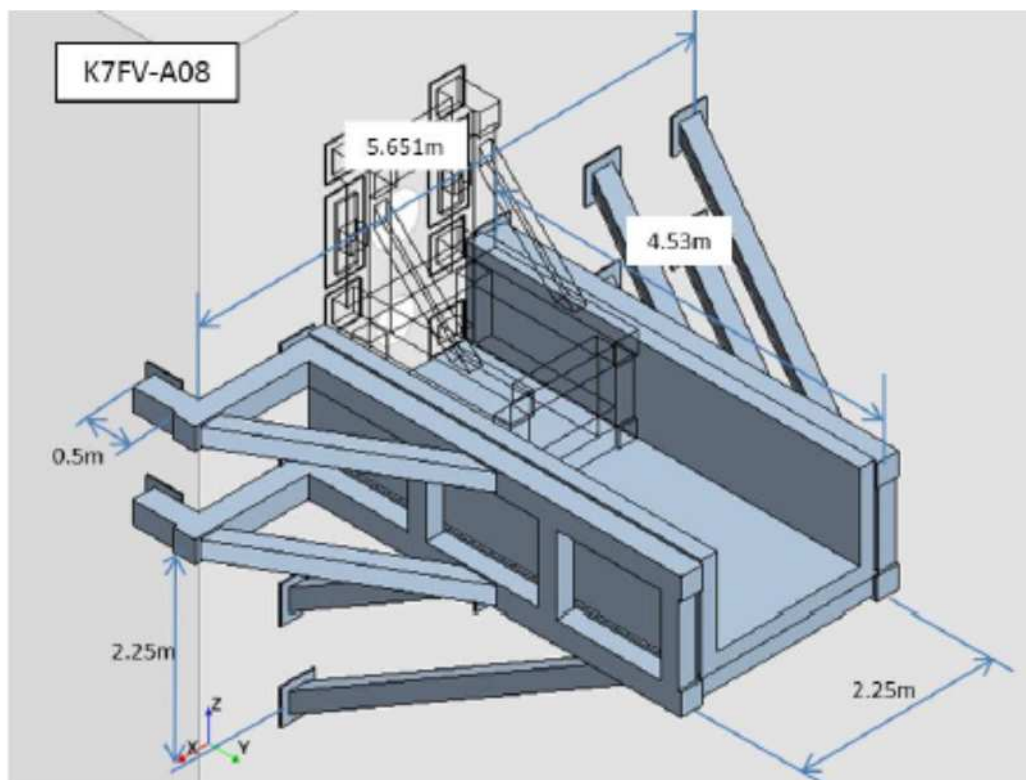


図 11 モデル形状（建屋外側入口配管架台 2/2）

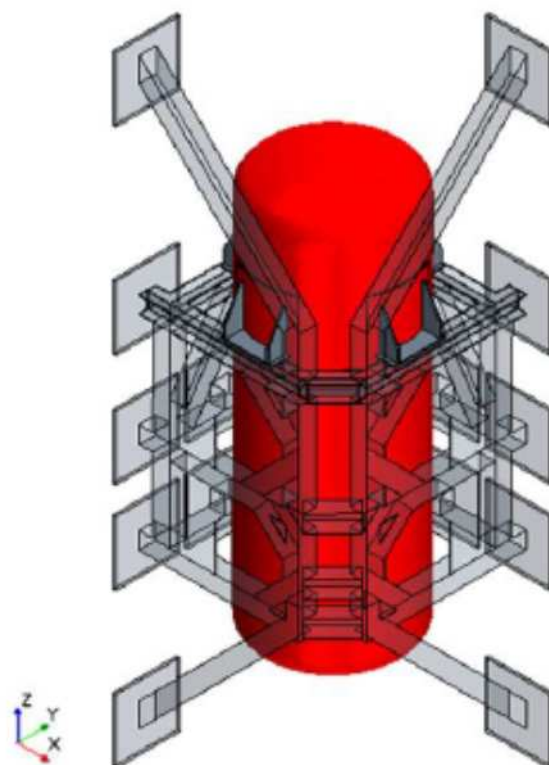


図 12 保温材設置範囲（ドレンタンク：パイロジェルXT t=20mm）

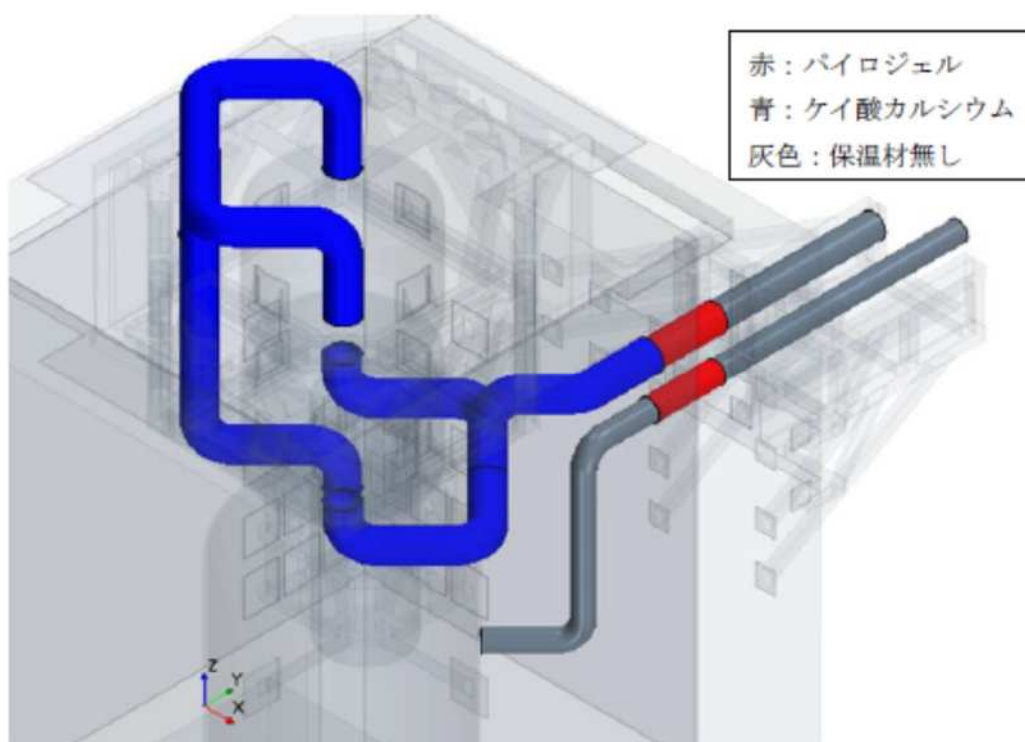


図 13 保温材設置範囲（配管：ケイ酸カルシウム  $t=50\text{mm}$ ，配管貫通部：パイロジェル  $X T t=20\text{mm}$ ）

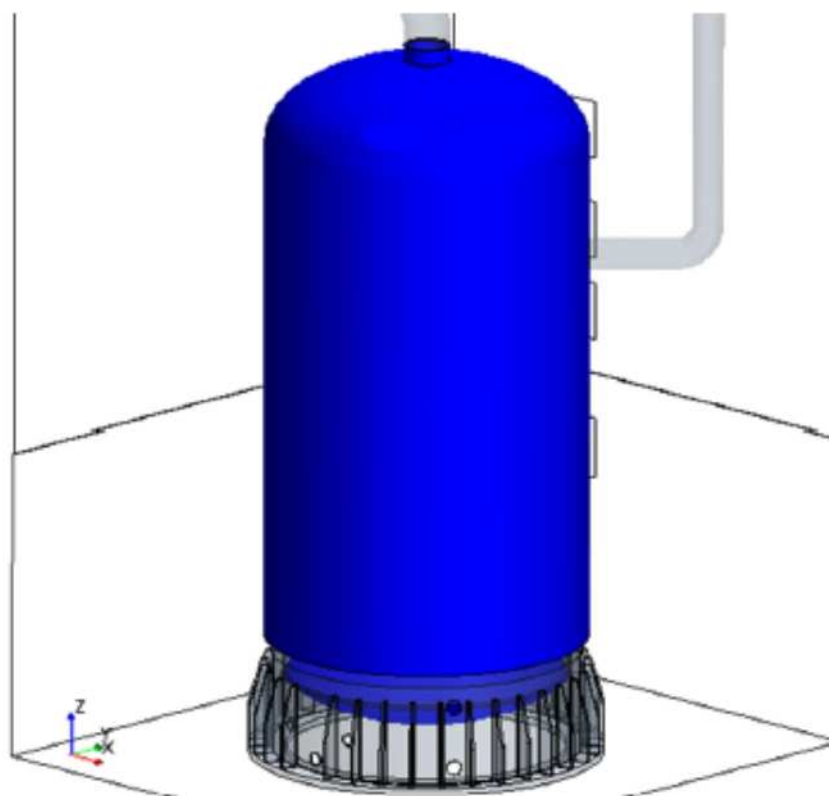


図 14 保温材設置範囲（FV 容器：ケイ酸カルシウム  $t=50\text{mm}$ ）

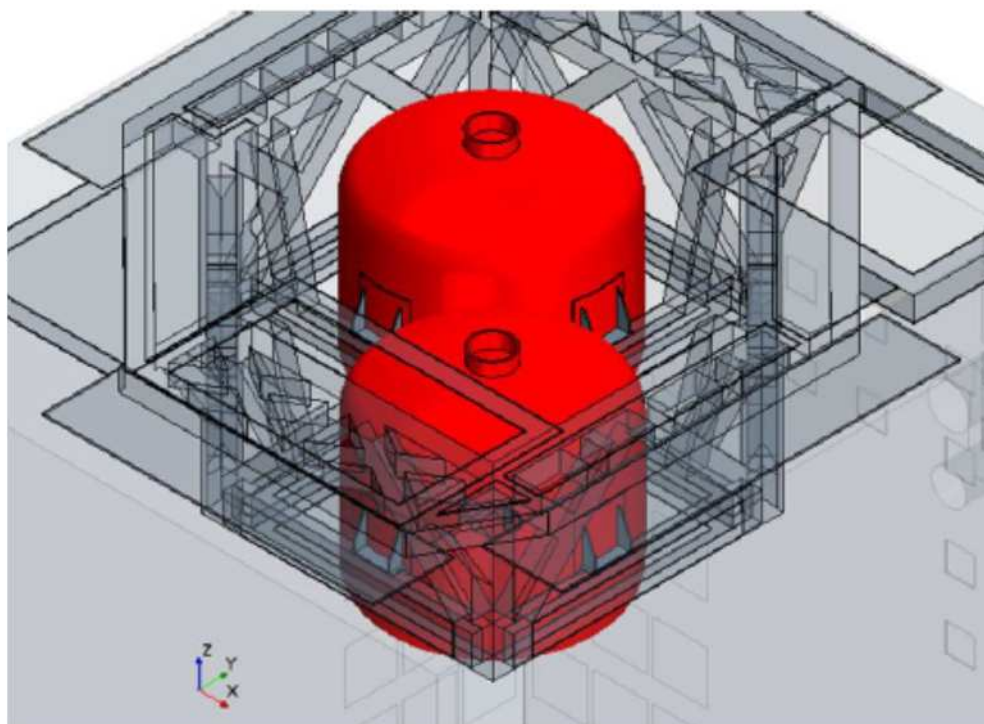


図 15 保温材設置範囲 (IFS 容器 : パイロジェル X T t=30mm)

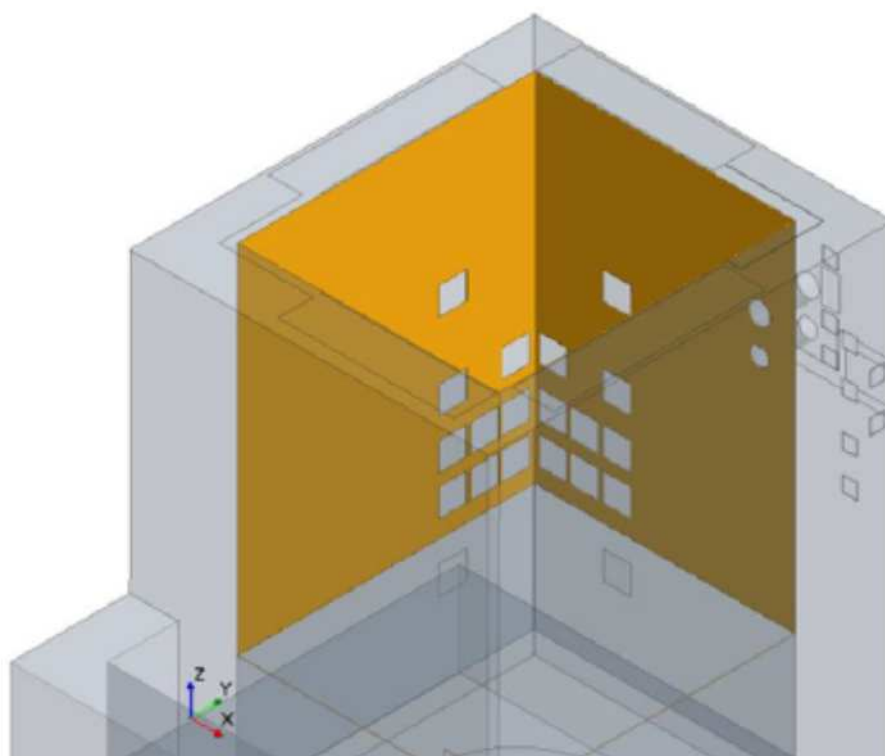


図 16 保温材設置範囲 (建屋内壁, ベースプレート : フェノバボード t=20mm 1/2)

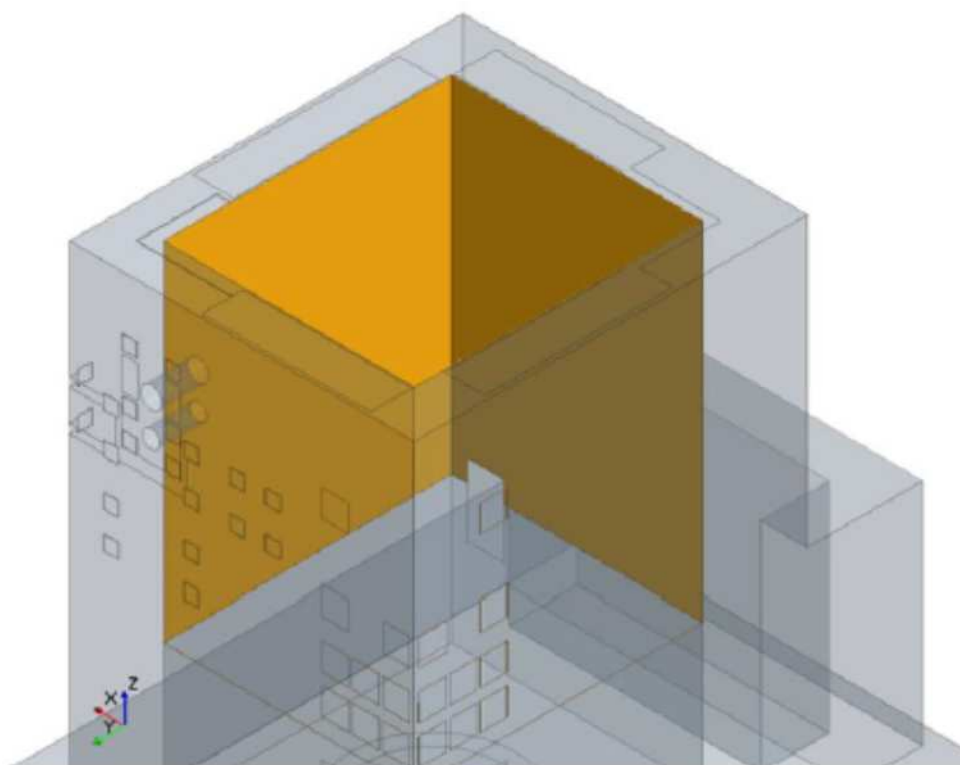


図 17 保温材設置範囲（建屋内壁，ベースプレート：フェノバボード t=20mm 2/2）

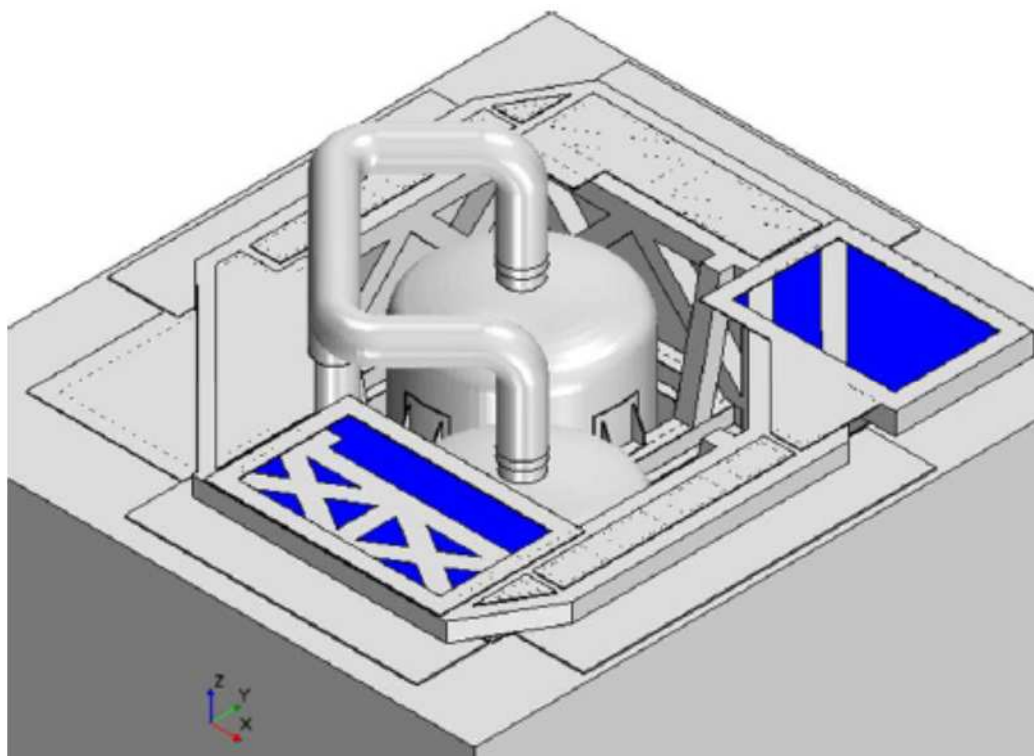


図 18 竜巻防護ネット設置範囲（青色部）

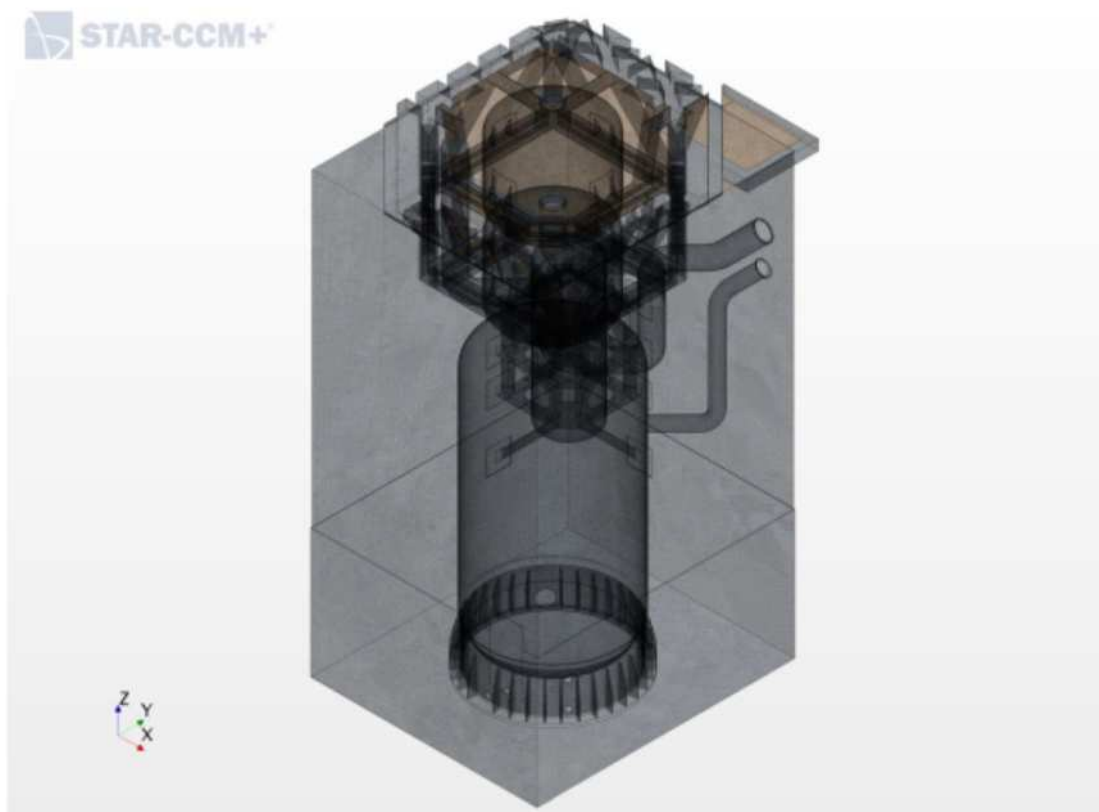


図 19 評価モデルメッシュ形状  
(約 577 万要素：ポリヘドラル，プリズムレイヤ，シンメッシャー)

### 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 : P N) 温度評価結果 : 図 20～図 25
- ・ ケース 2 (風上 : P S) 温度評価結果 : 図 26～図 31
- ・ ケース 3 (風上 : P W) 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。



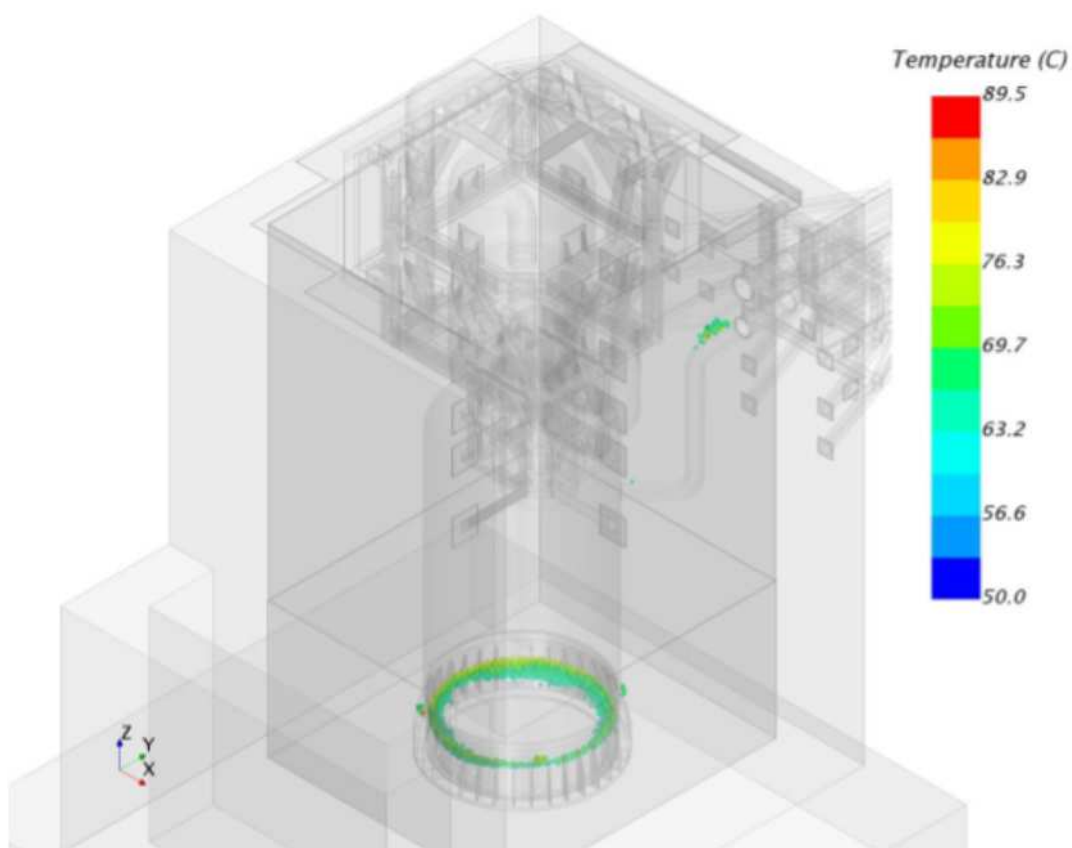


図 20 ケース 1 評価領域の温度分布 (65°C以上)

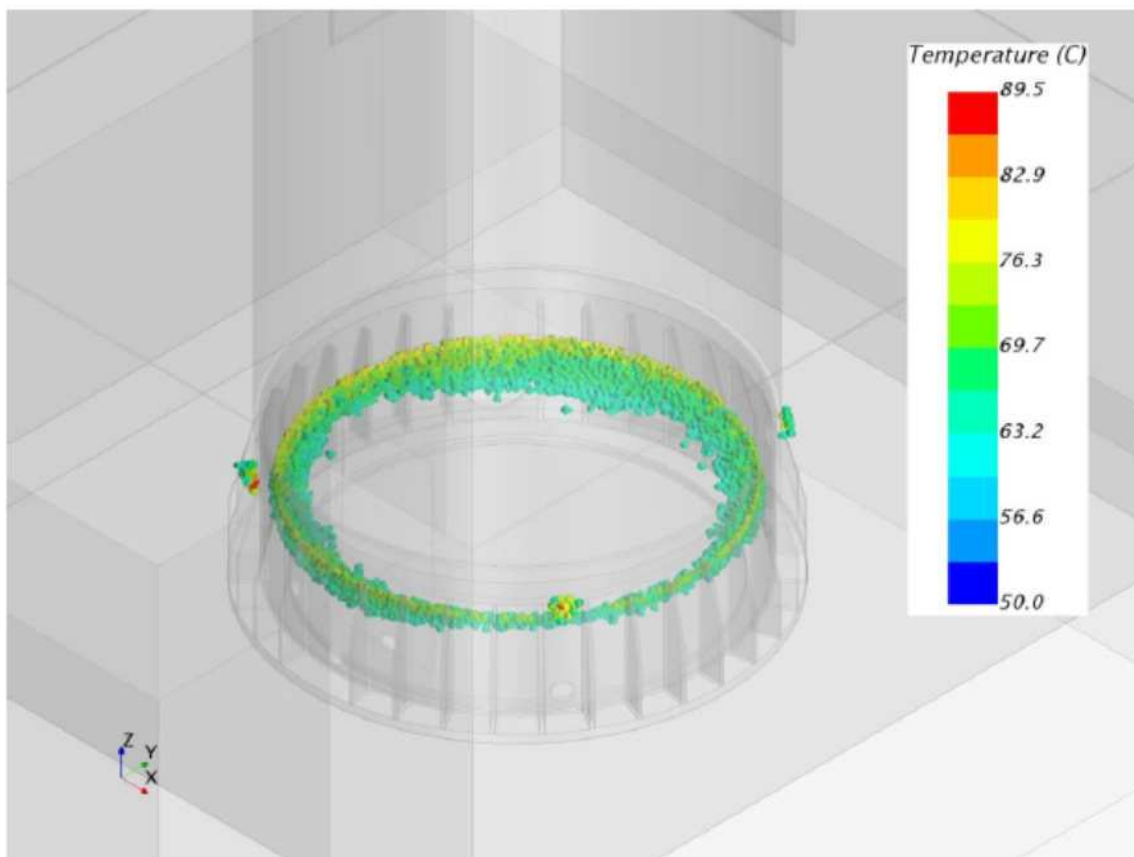


図 21 ケース 1 評価領域の温度分布 (65°C以上 : 容器下部)

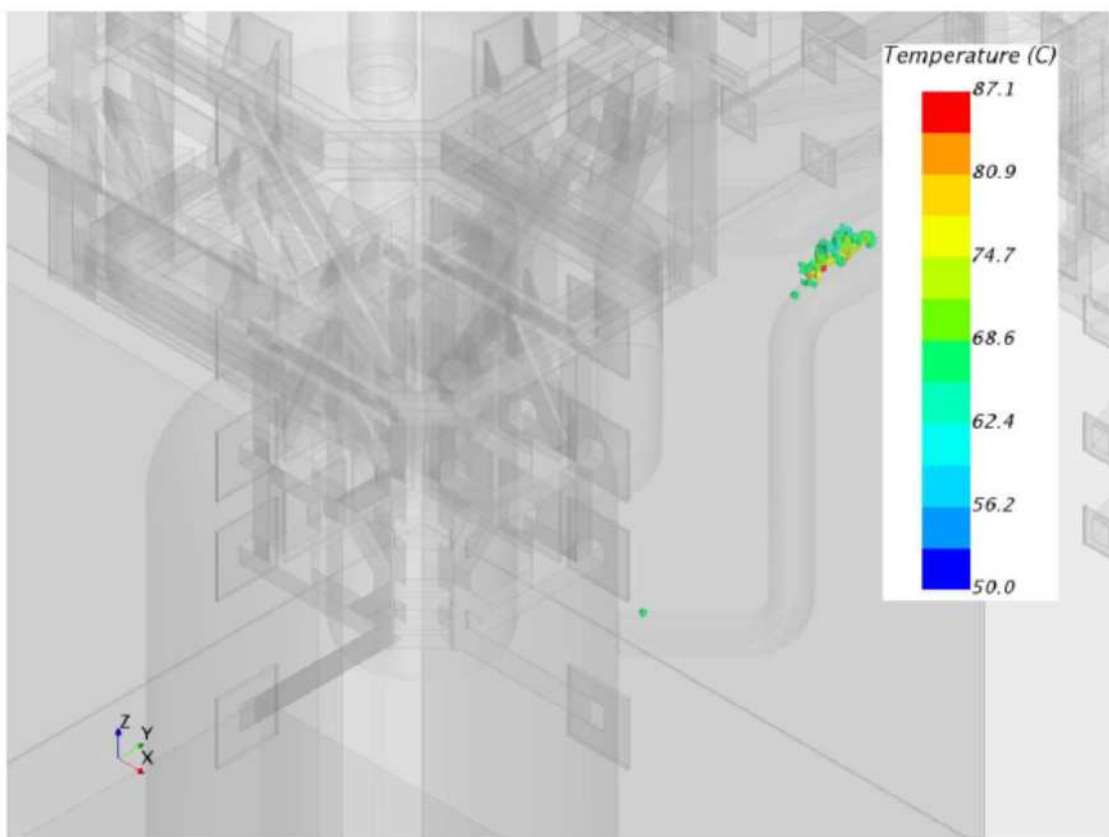


図 22 ケース 1 評価領域の温度分布 (65°C以上：給気配管周辺)

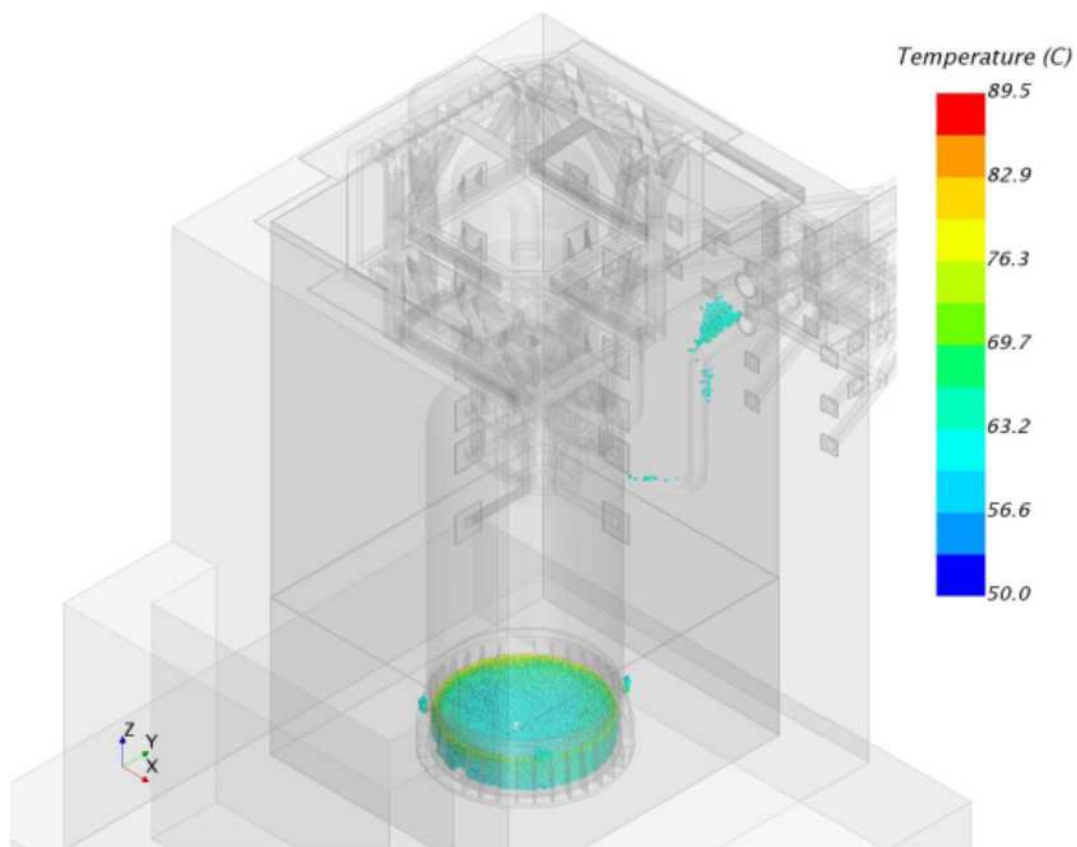


図 23 ケース 1 評価領域の温度分布 (60°C以上)

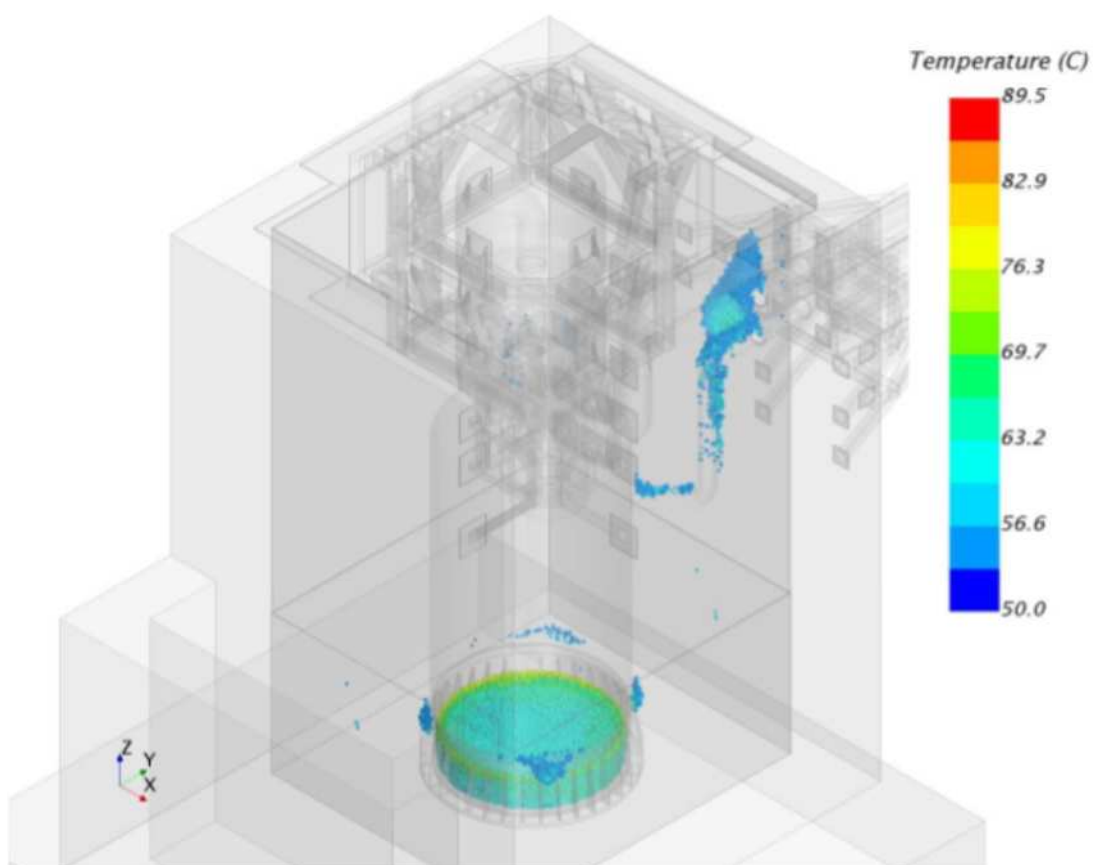


図 24 ケース 1 評価領域の温度分布 (55°C以上)

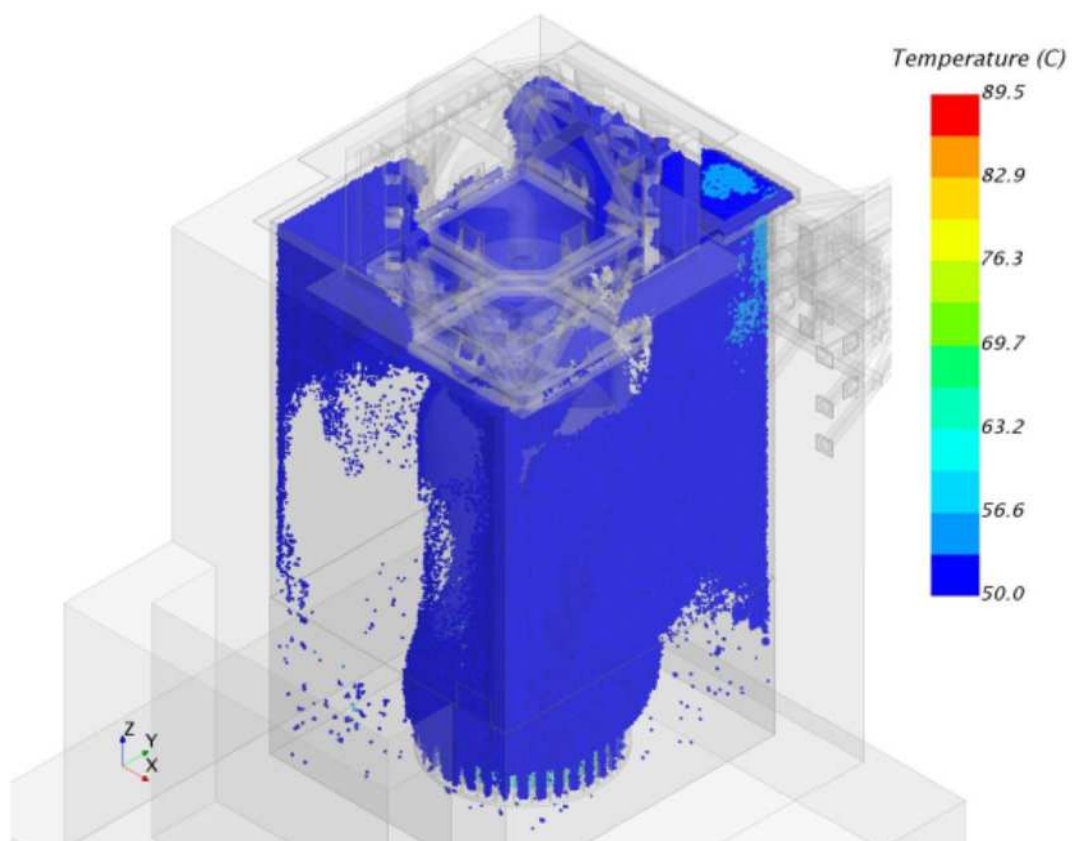


図 25 ケース 1 評価領域の温度分布 (50°C以上)

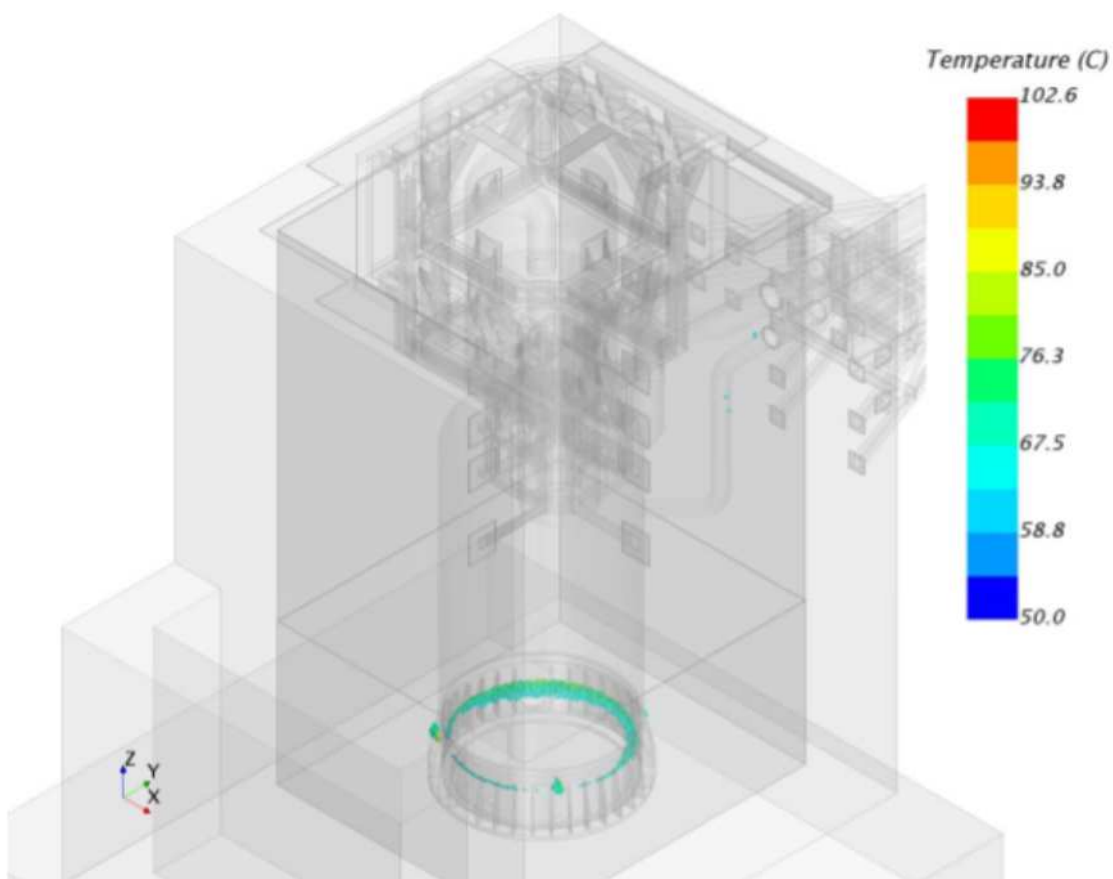


図 26 ケース 2 評価領域の温度分布 (65°C以上)

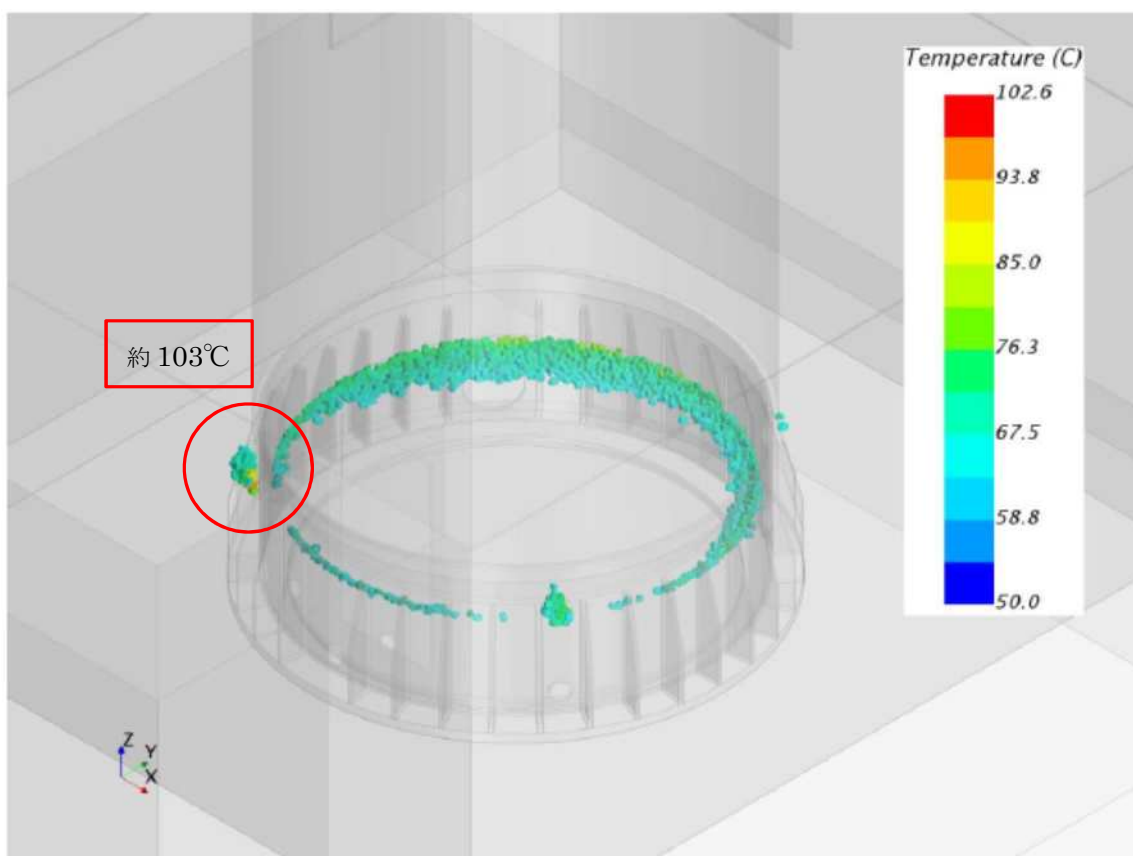


図 27 ケース 2 評価領域の温度分布 (65°C以上 : 容器下部)

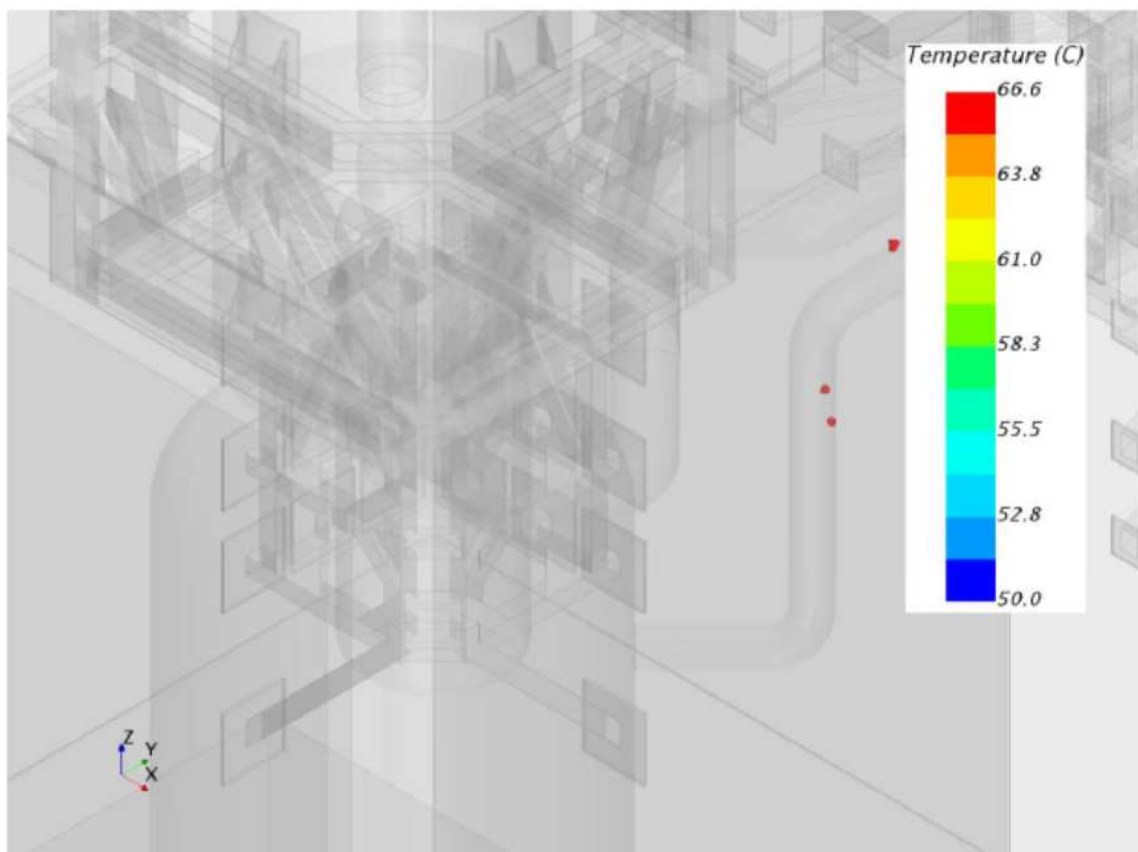


図 28 ケース 2 評価領域の温度分布 (65°C以上：給気配管周辺)

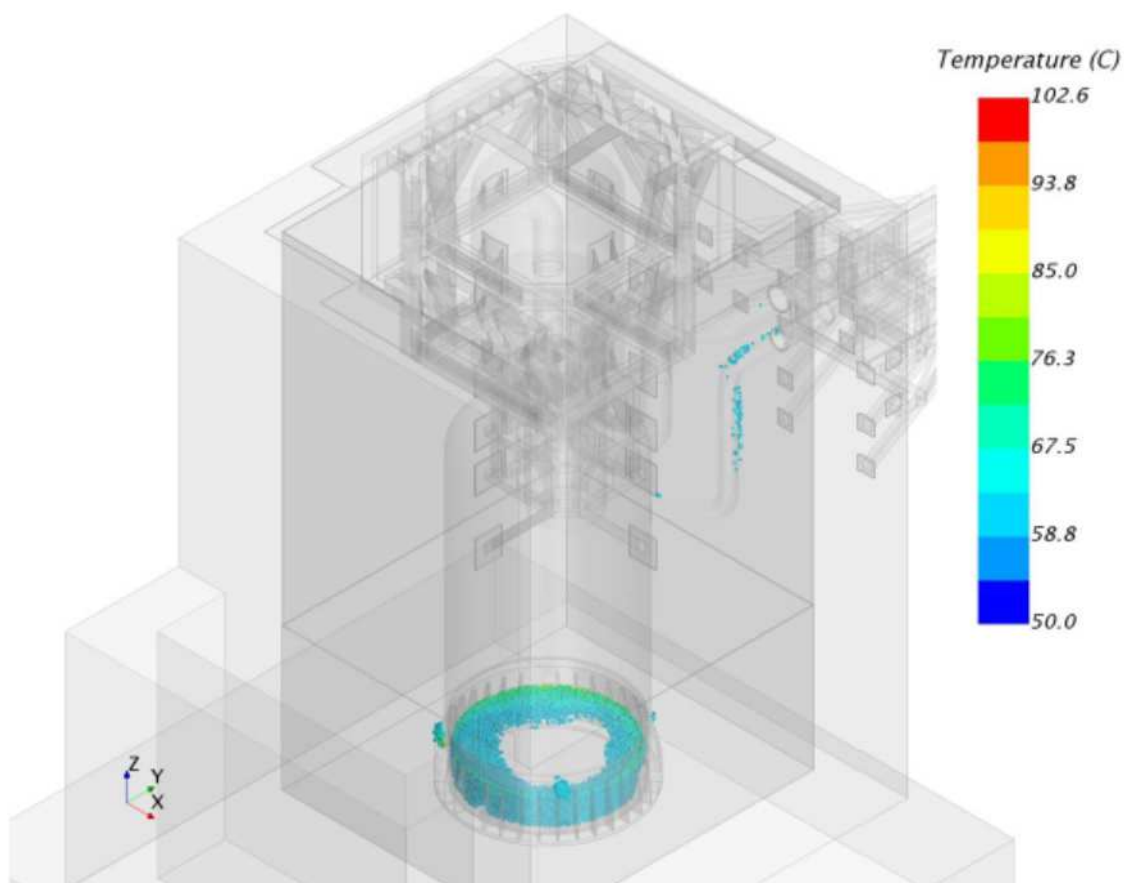


図 29 ケース 2 評価領域の温度分布 (60°C以上)

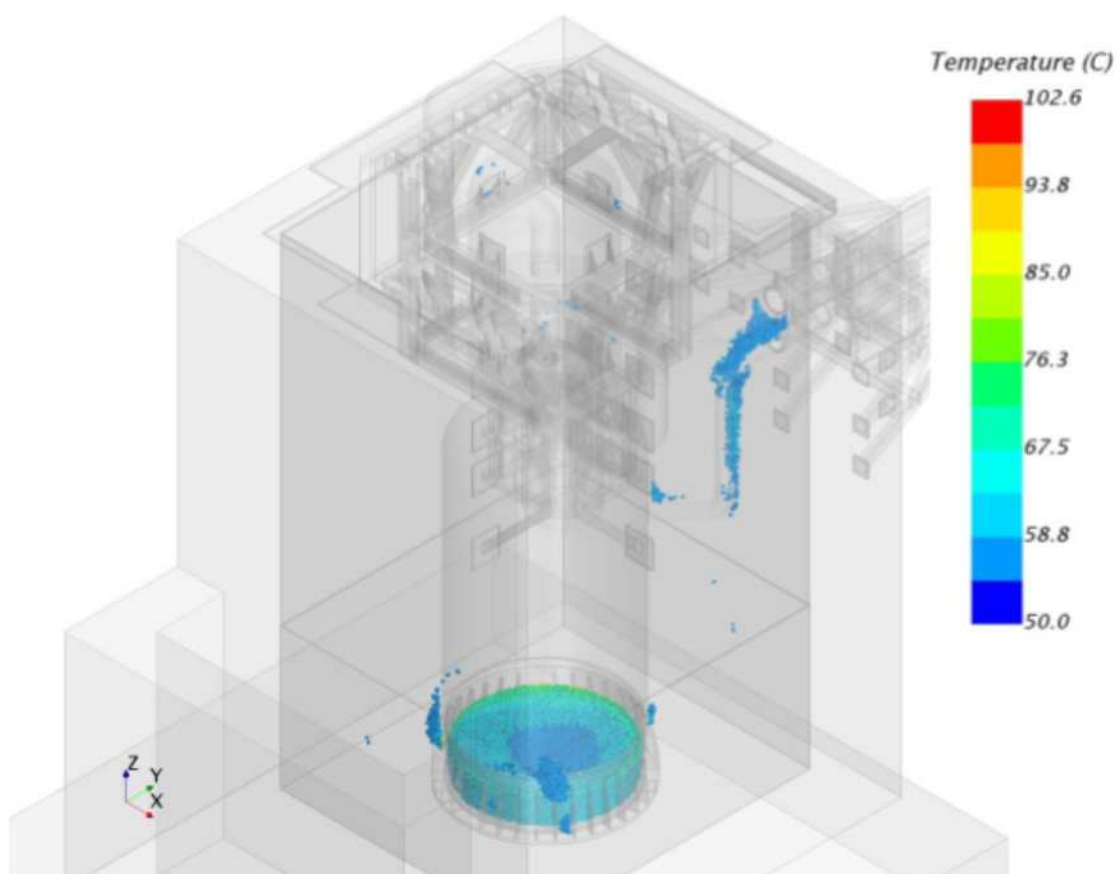


図 30 ケース 2 評価領域の温度分布 (55°C以上)

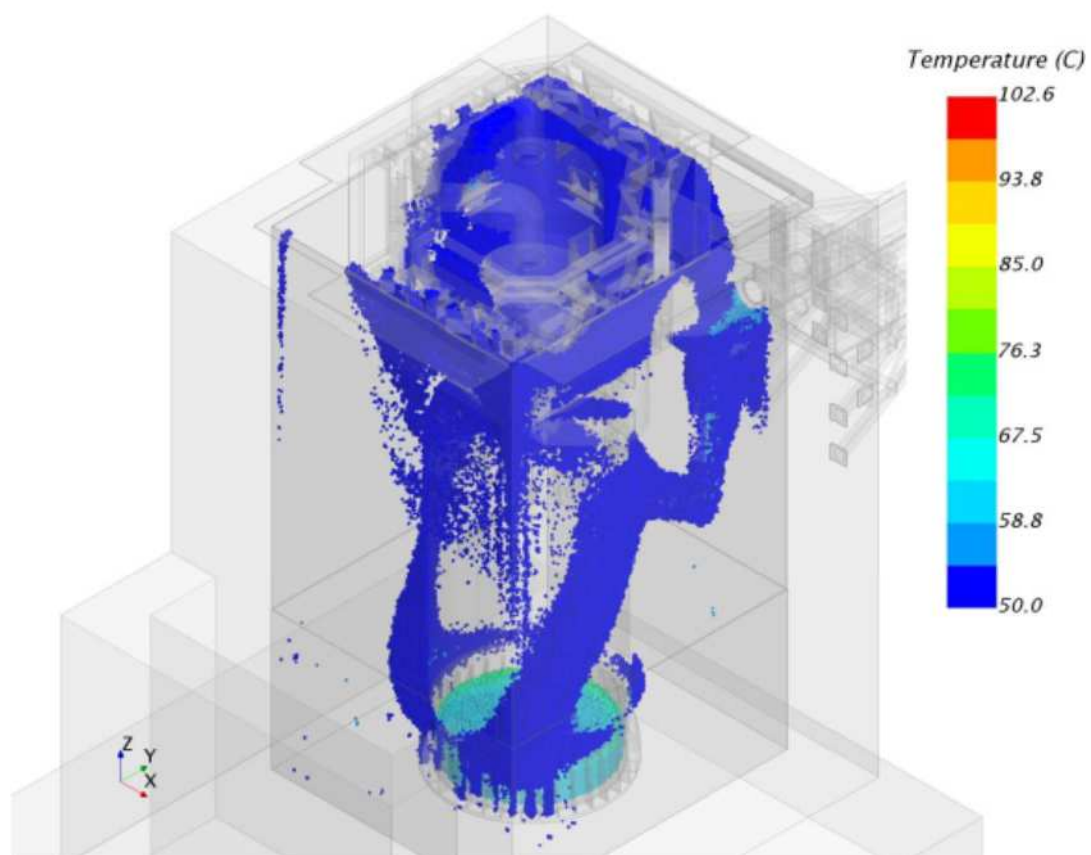


図 31 ケース 2 評価領域の温度分布 (50°C以上)

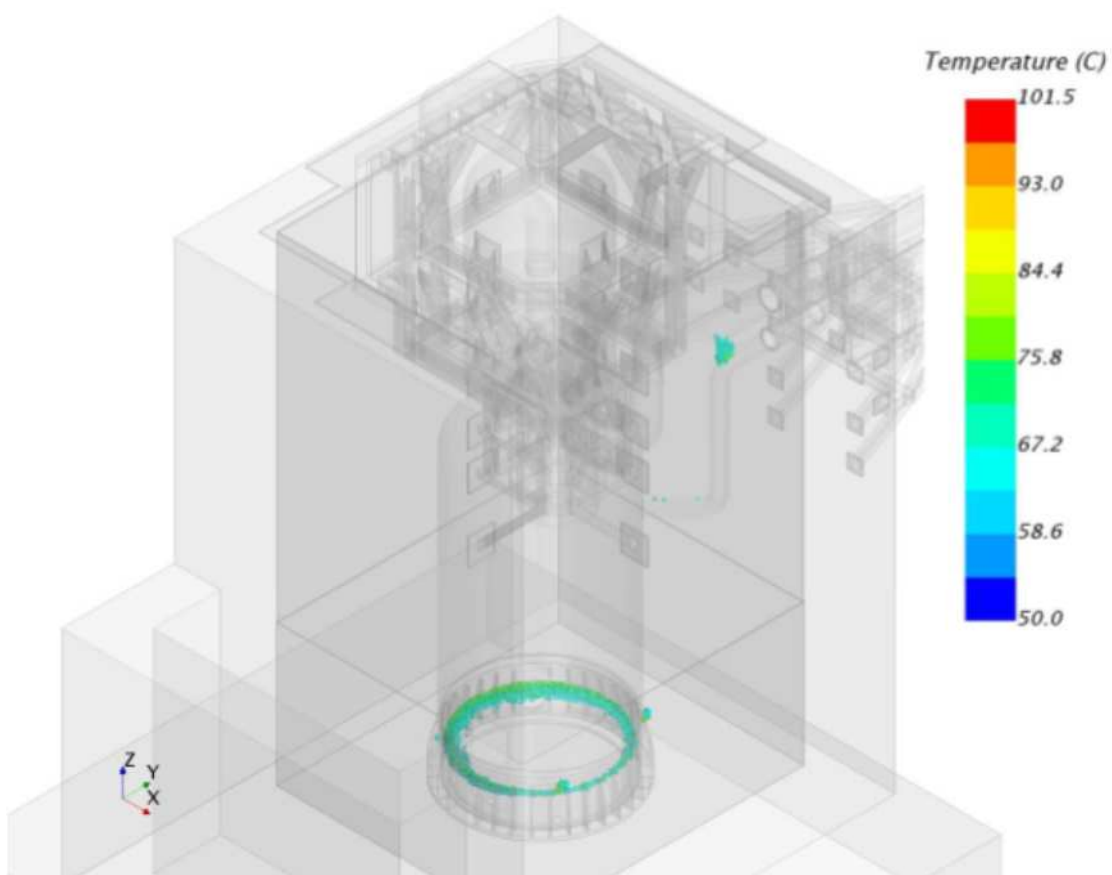


図 32 ケース 3 評価領域の温度分布 (65°C以上)

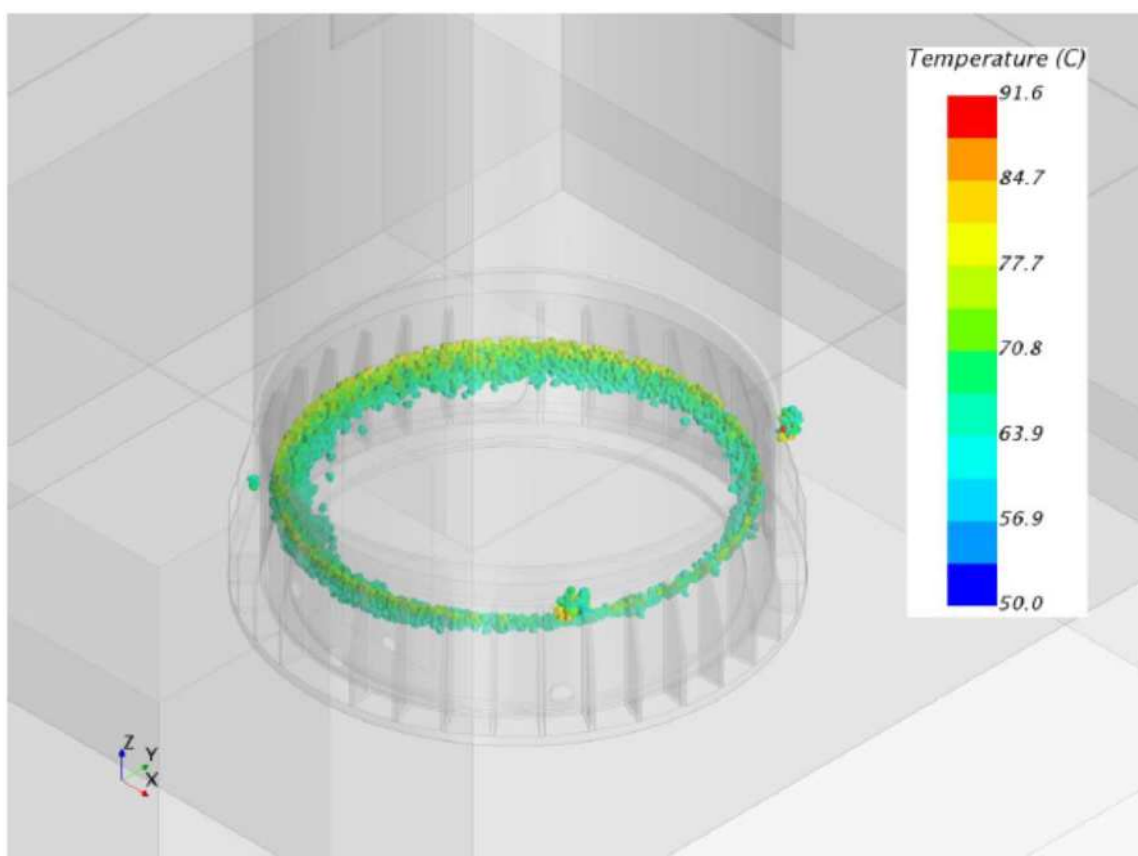


図 33 ケース 3 評価領域の温度分布 (65°C以上 : 容器下部)

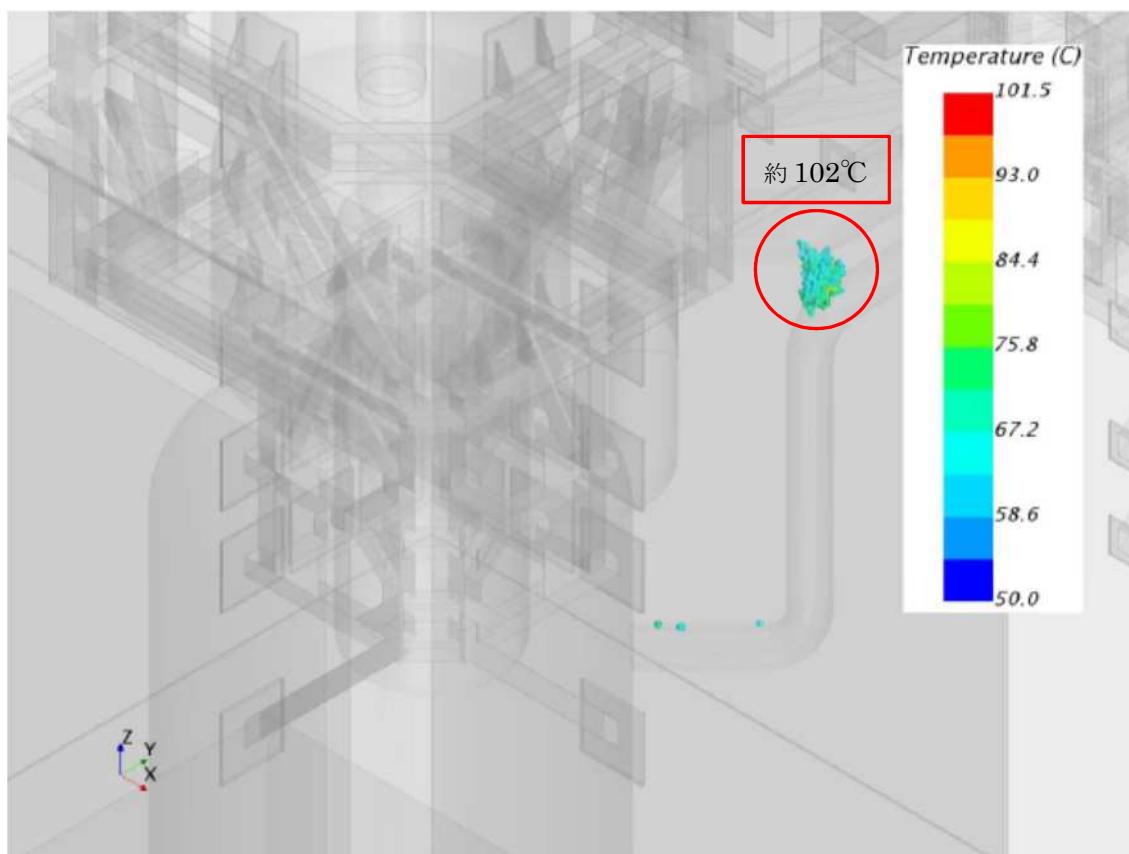


図 34 ケース 3 評価領域の温度分布 (65°C以上：給気配管周辺)

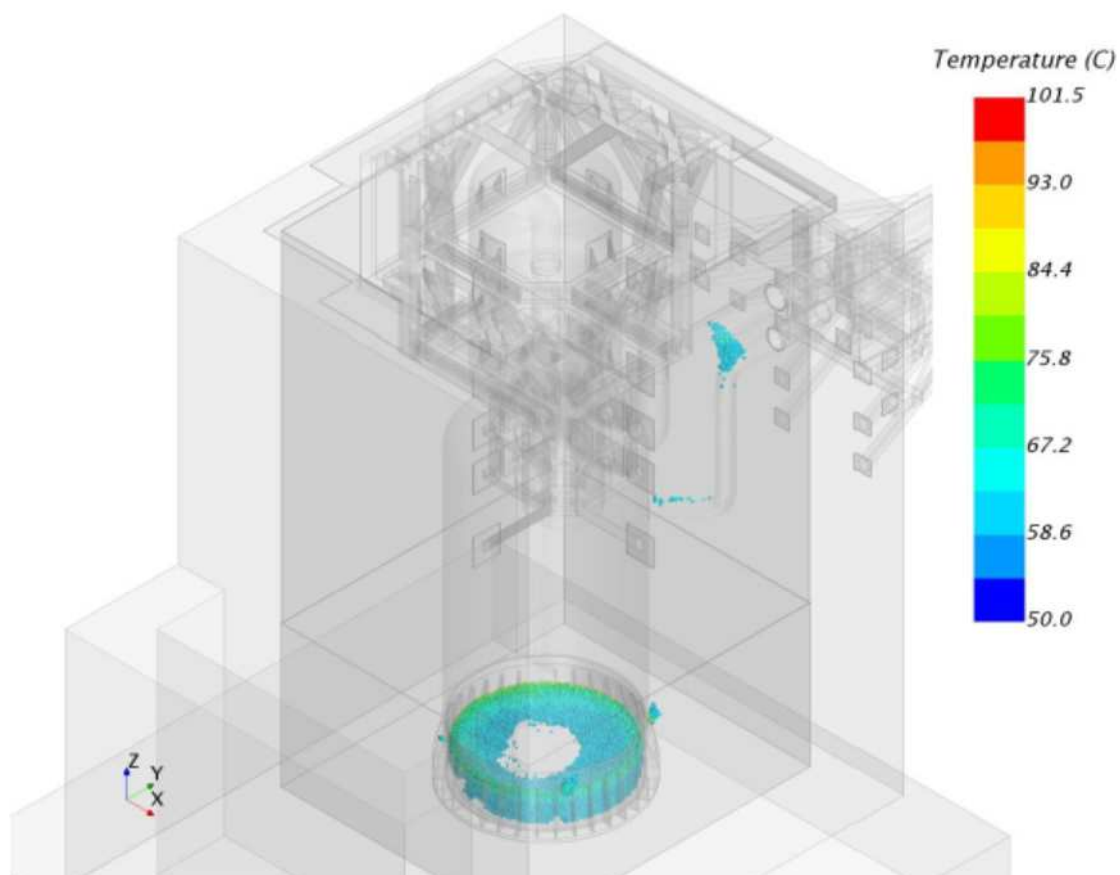


図 35 ケース 3 評価領域の温度分布 (60°C以上)



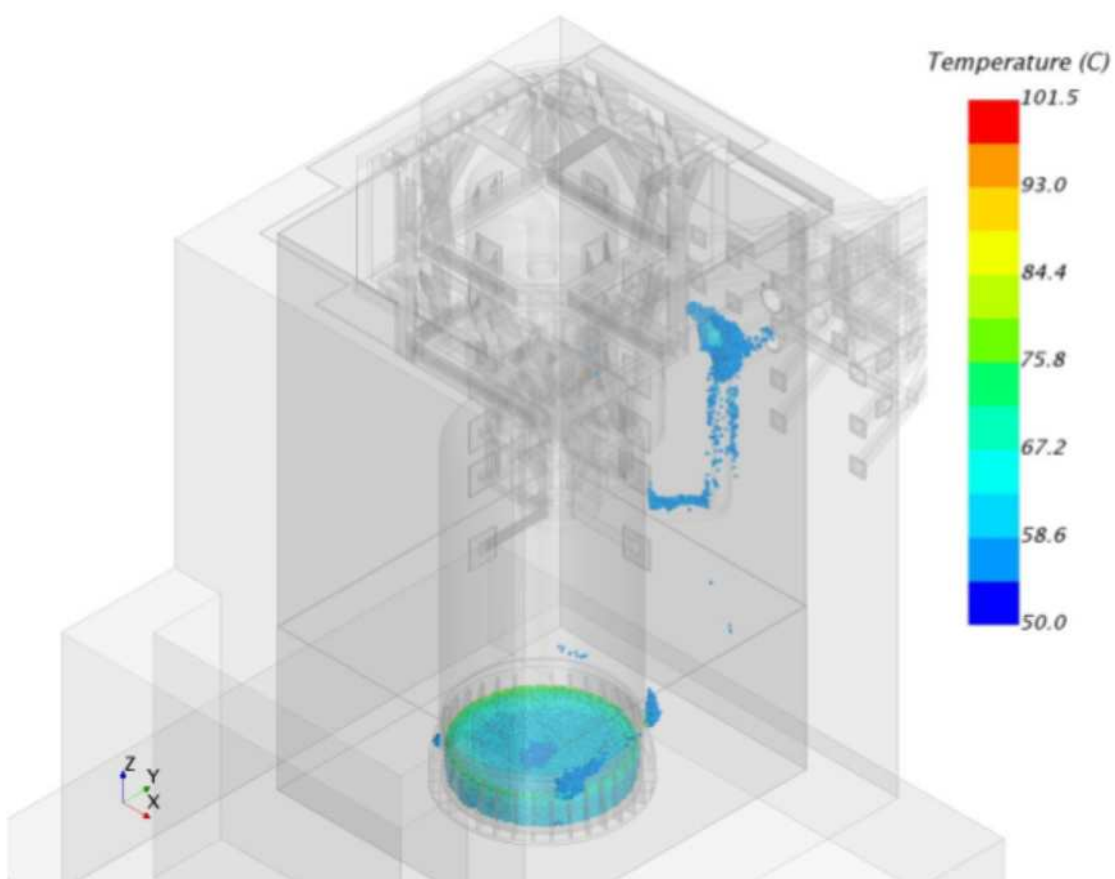


図 36 ケース 3 評価領域の温度分布 (55°C以上)

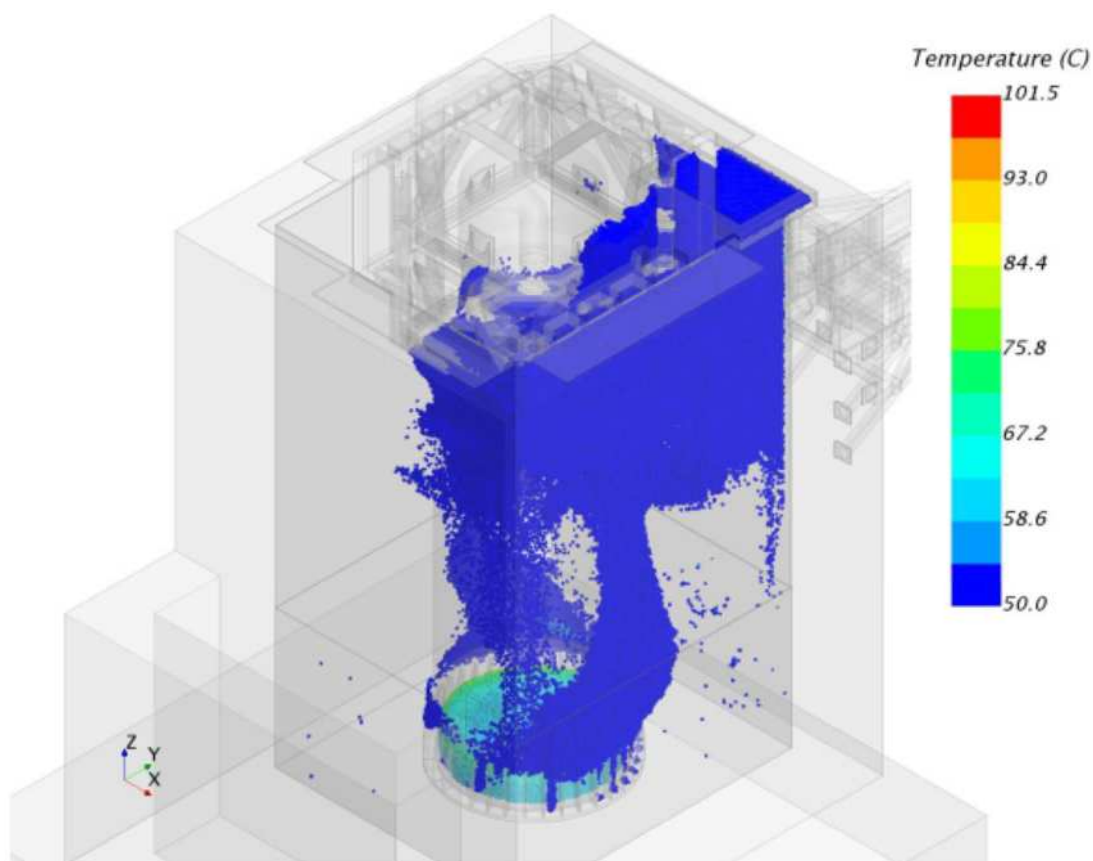


図 37 ケース 3 評価領域の温度分布 (50°C以上)

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<sup>\*1</sup>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<sup>\*2</sup>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。

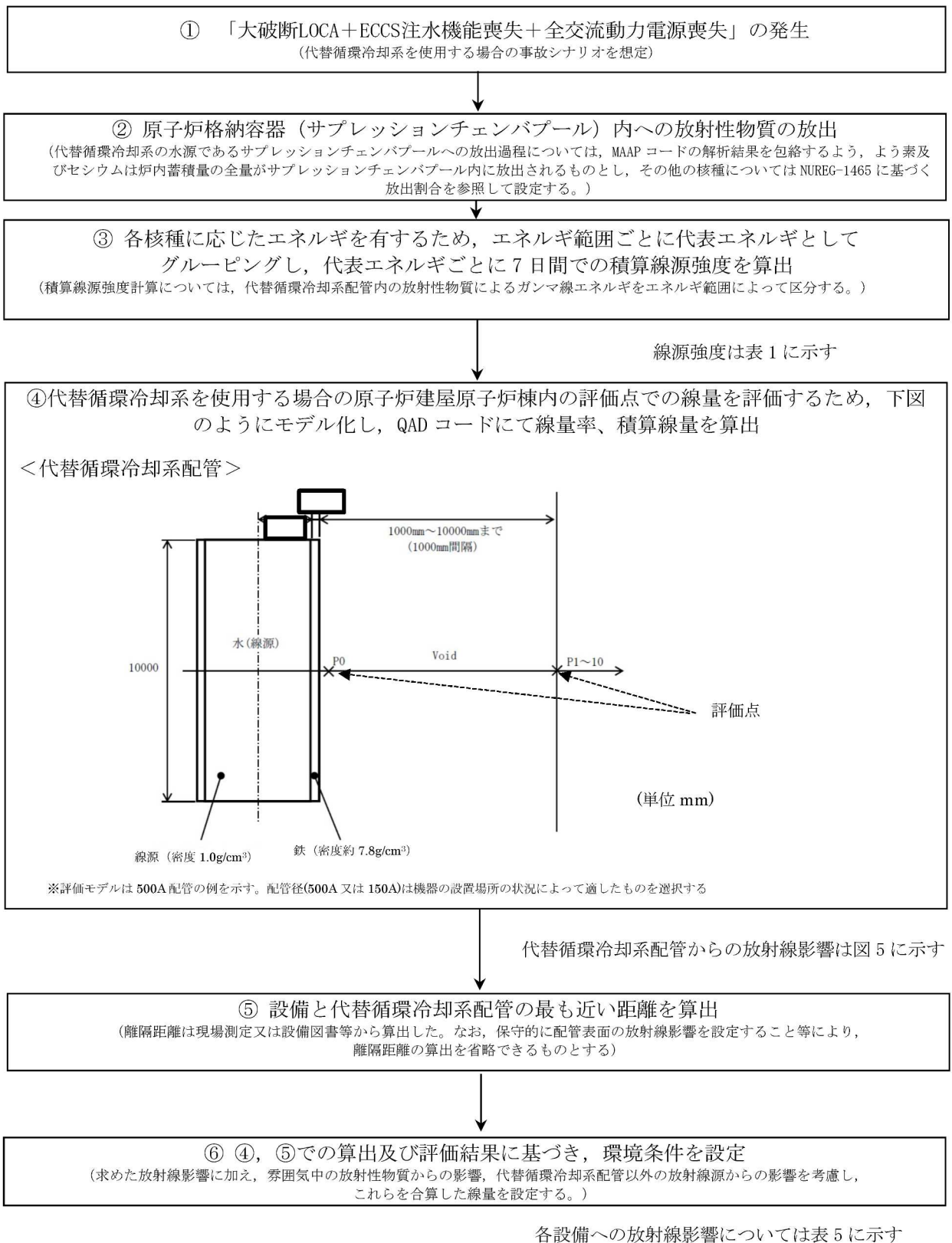


図1 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源（代替循環冷却系配管）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

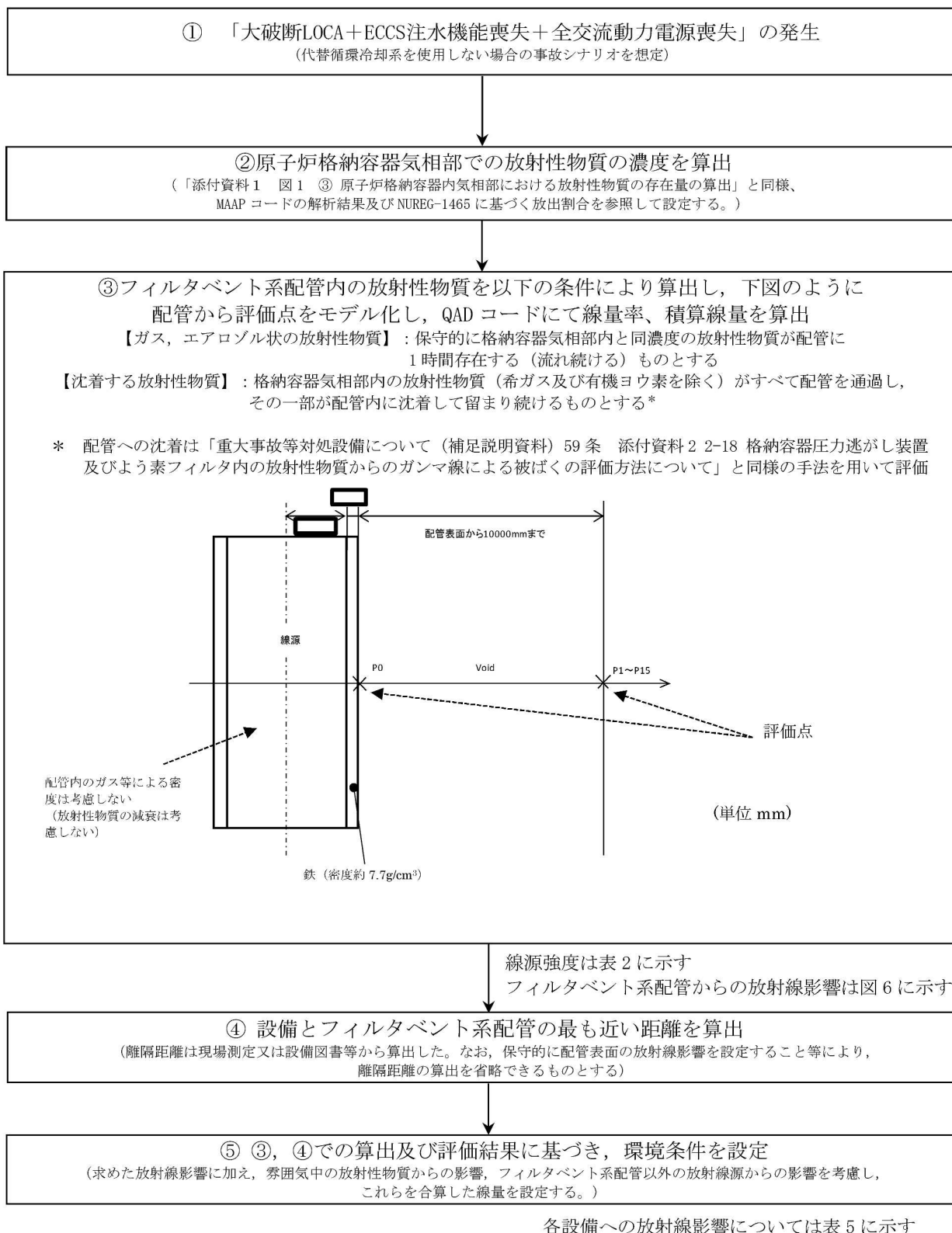
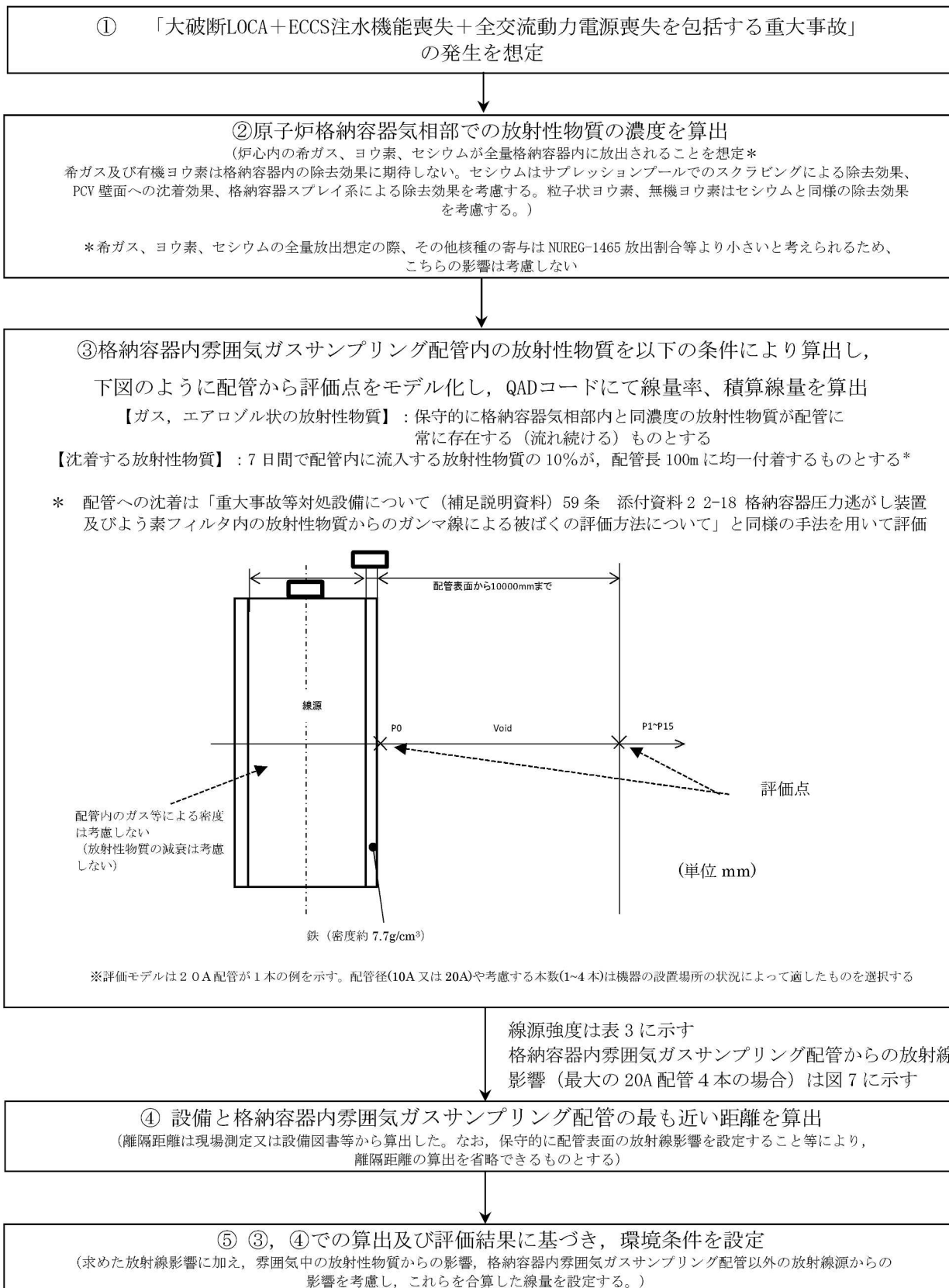
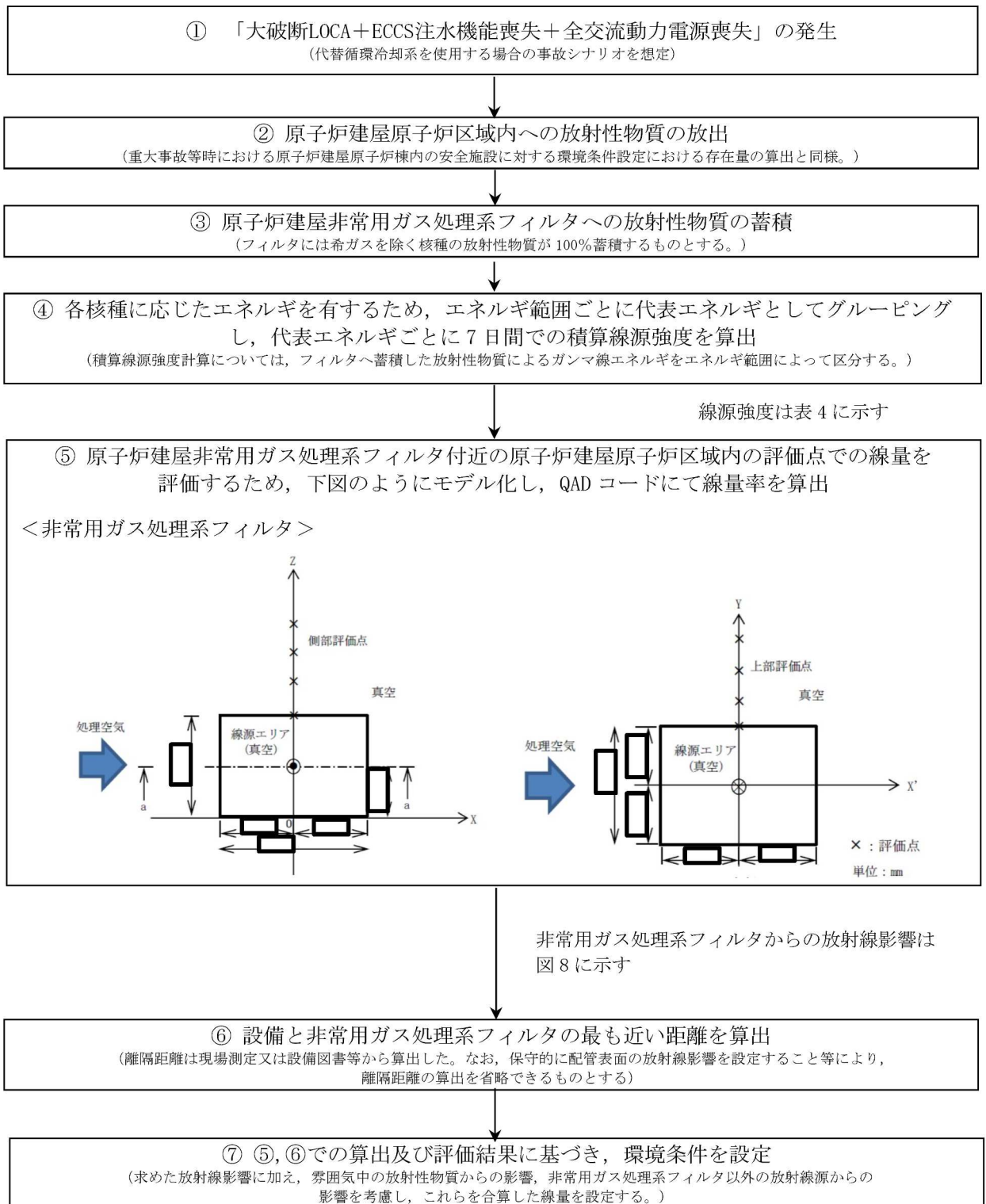


図2 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の線源(フィルタベント系配管)付近の  
重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



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 ( $\text{cm}^{-3}$ )
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 <sup>3</sup> )	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 <sup>3</sup> )	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 <sup>-3</sup> )	
	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



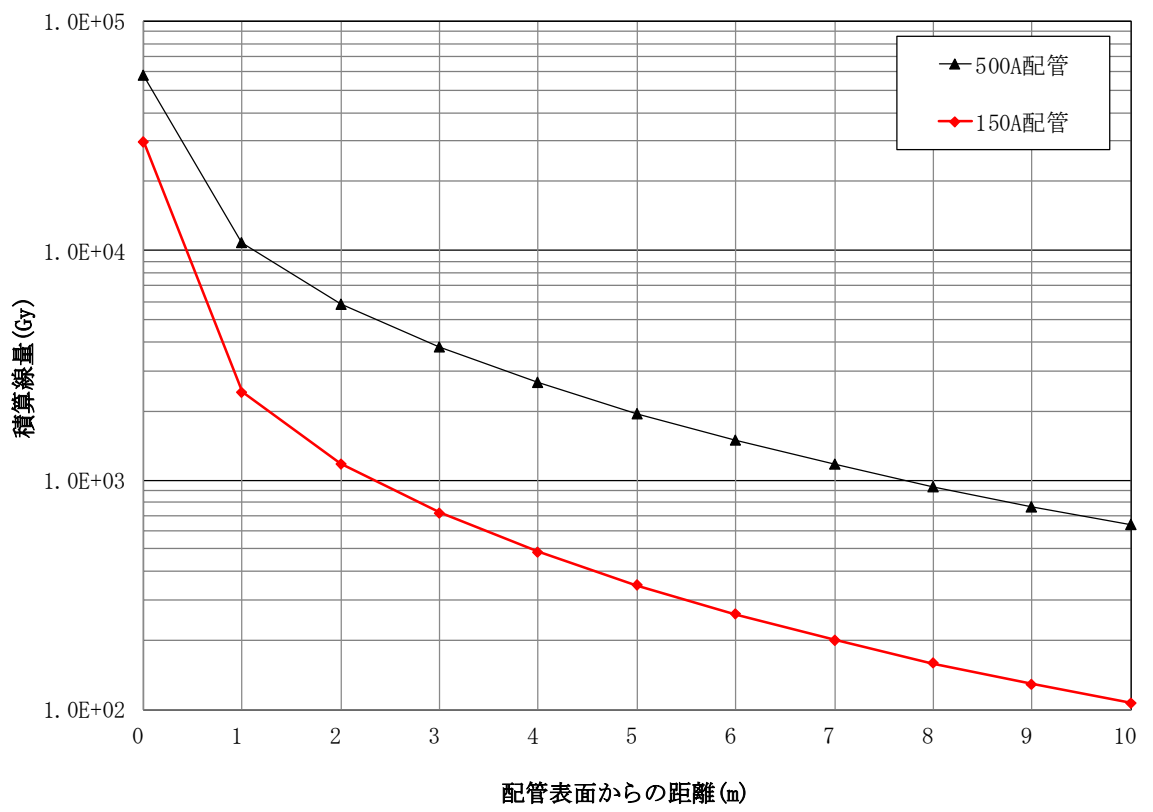


図5 代替循環冷却系配管表面からの距離と線量

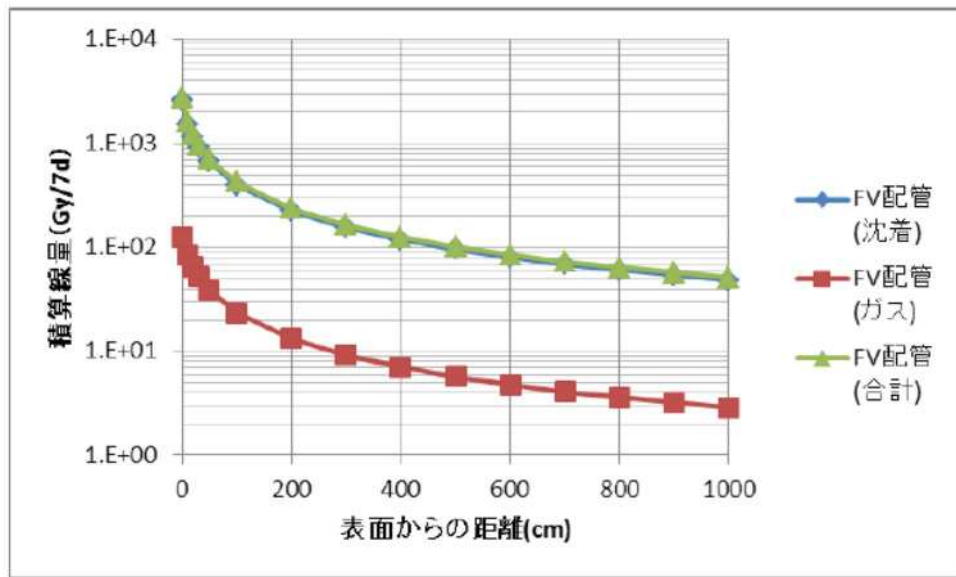


図6 フィルタベント系配管表面からの距離と線量

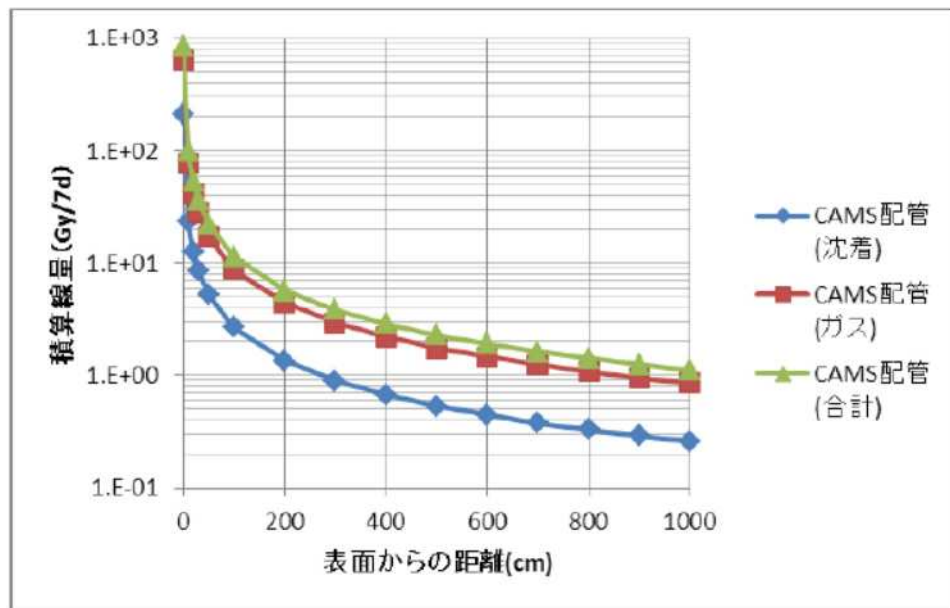


図7 格納容器内雰囲気ガスサンプリング配管表面からの距離と線量  
\*20A 配管 4 本の場合の評価結果を示す。

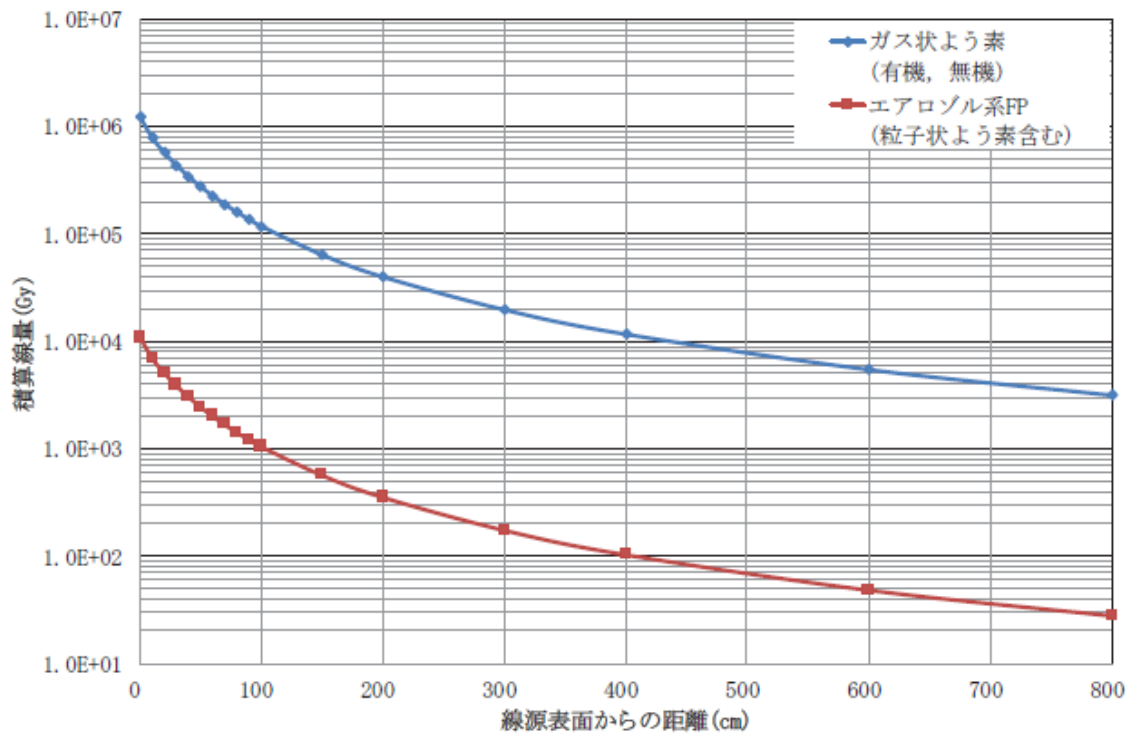


図8 原子炉建屋非常用ガス処理系フィルタ表面からの距離と線量

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]	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]	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	—	—	1.4
		D23-H2E-001B	0.46	—	—	—	(隣室)	0.1	0	0.86	—	—	1.5
22	格納容器内酸素濃度	D23-O2E-003A	0.46	—	—	—	—	—	0	0.86	—	—	1.4
		D23-O2E-003B	0.46	—	—	—	(隣室)	0.1	0	0.86	—	—	1.5
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。

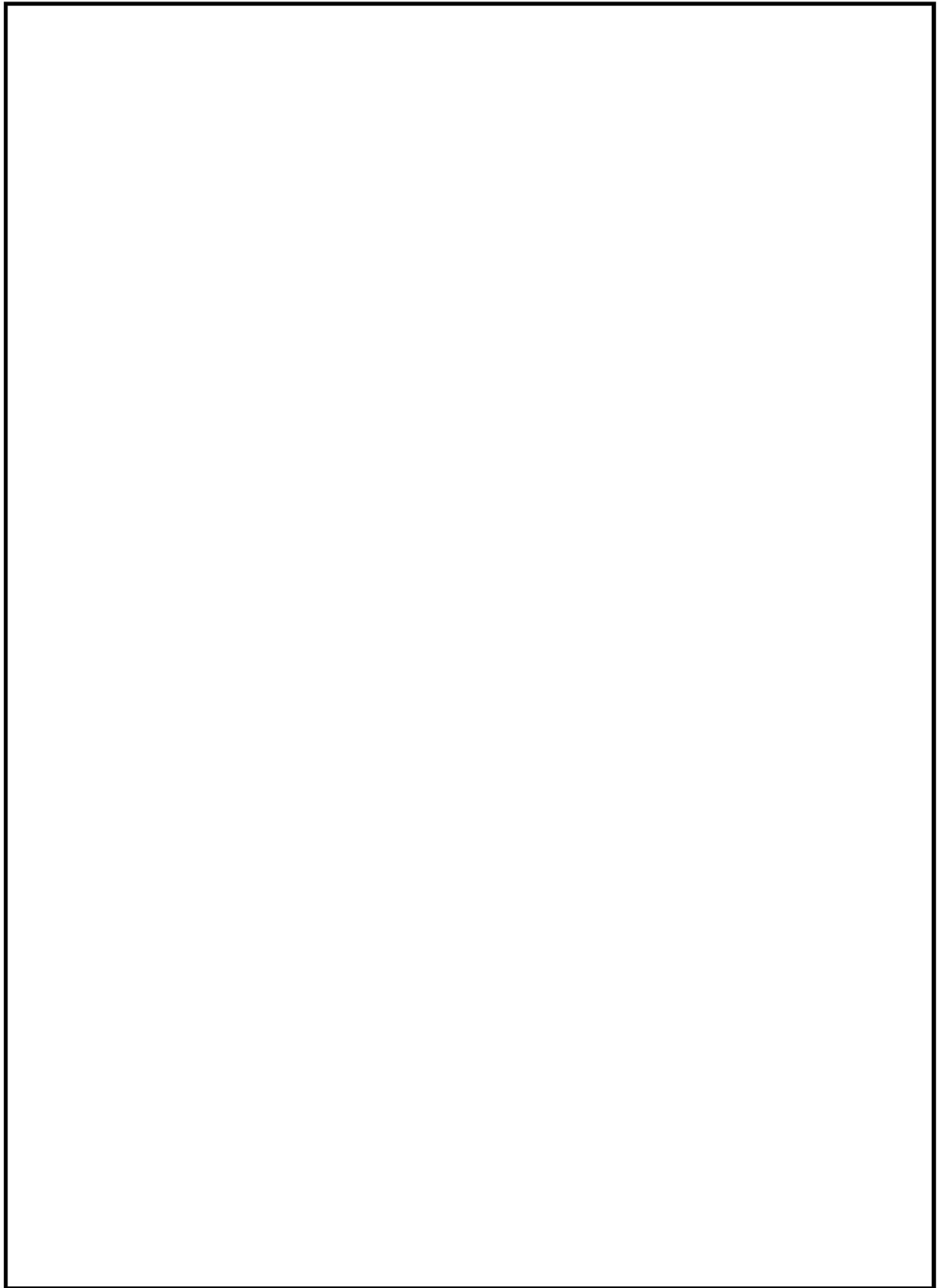


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (1/7)

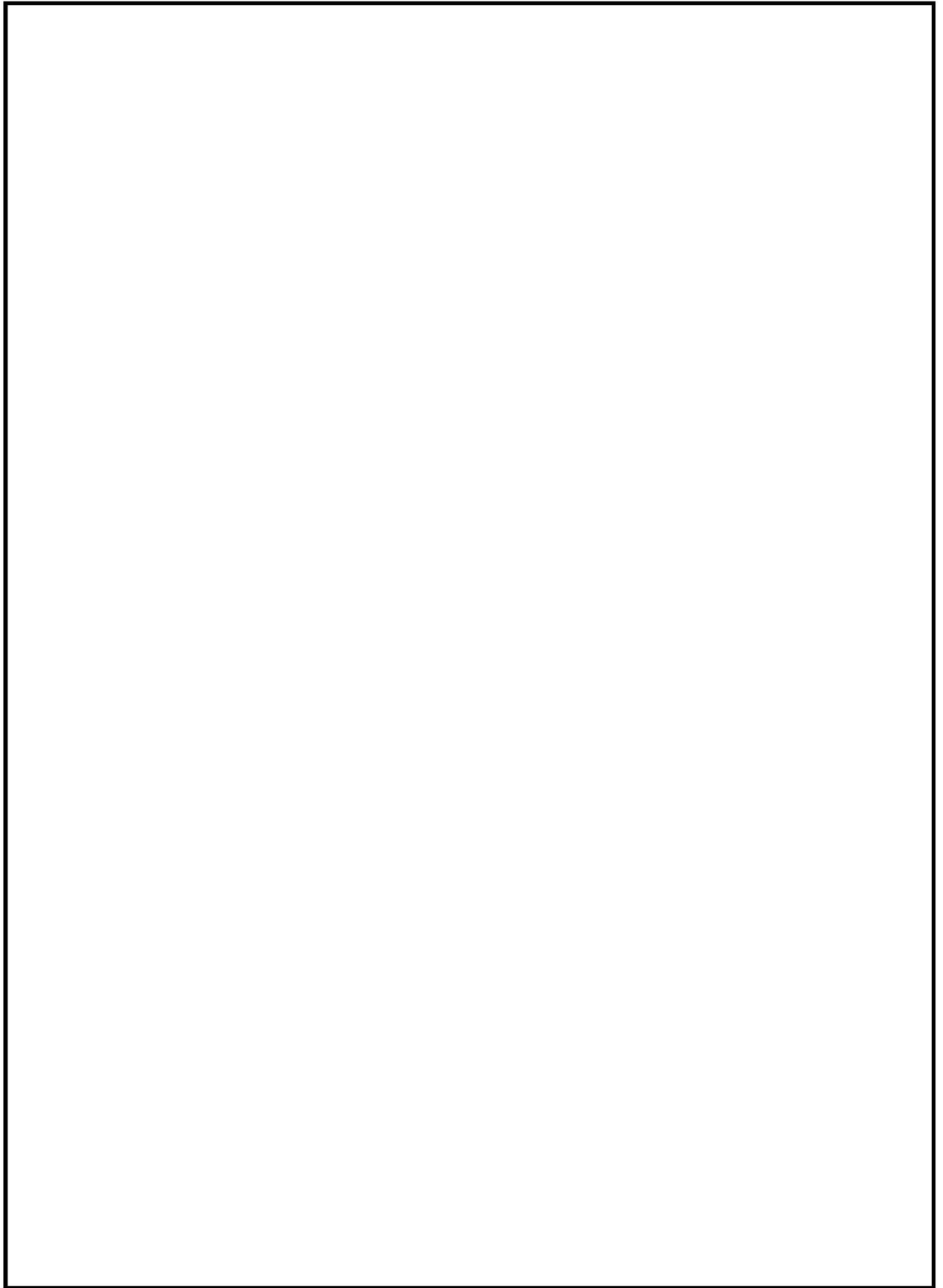


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (2/7)

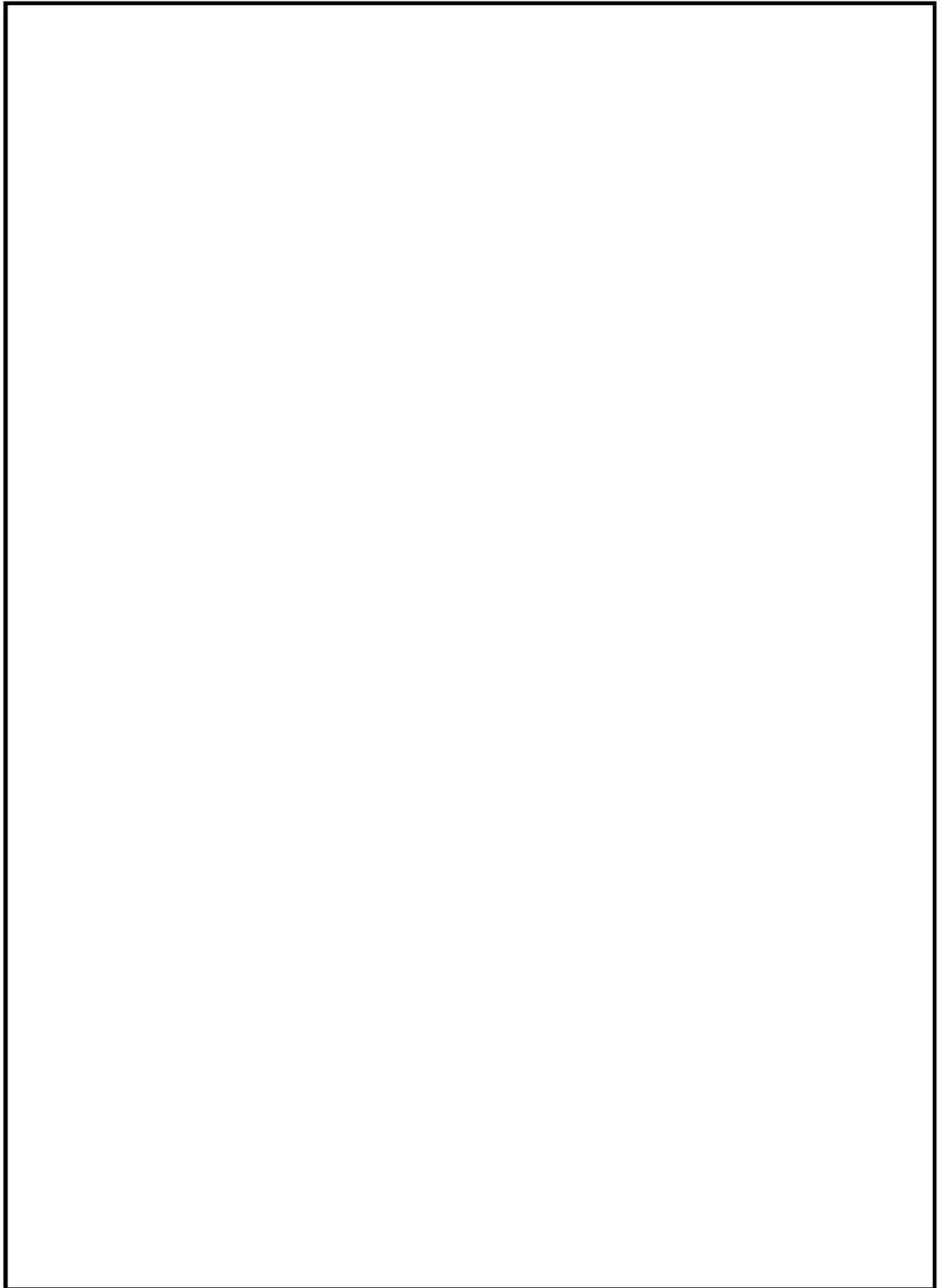


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (3/7)



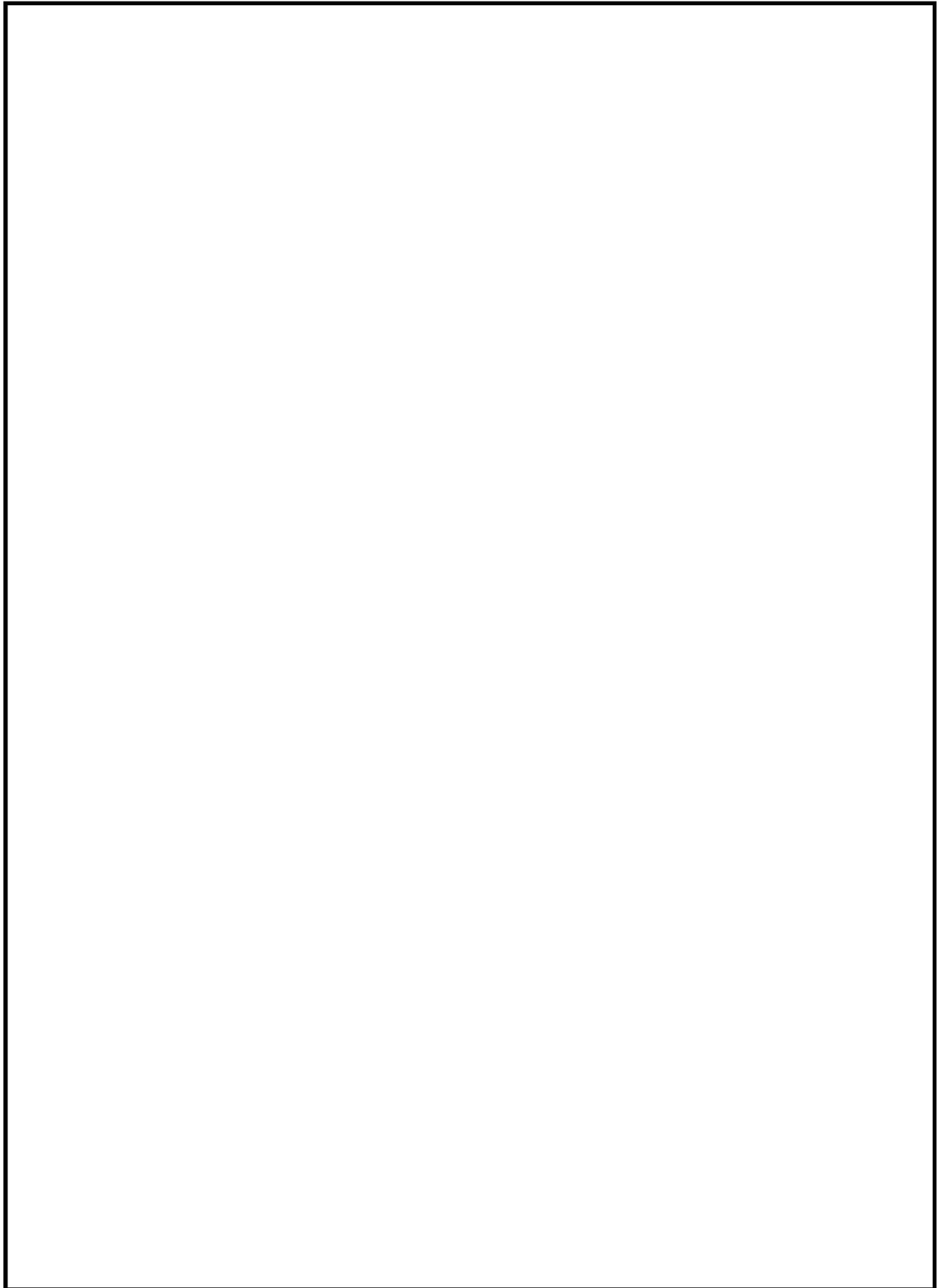


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (4/7)

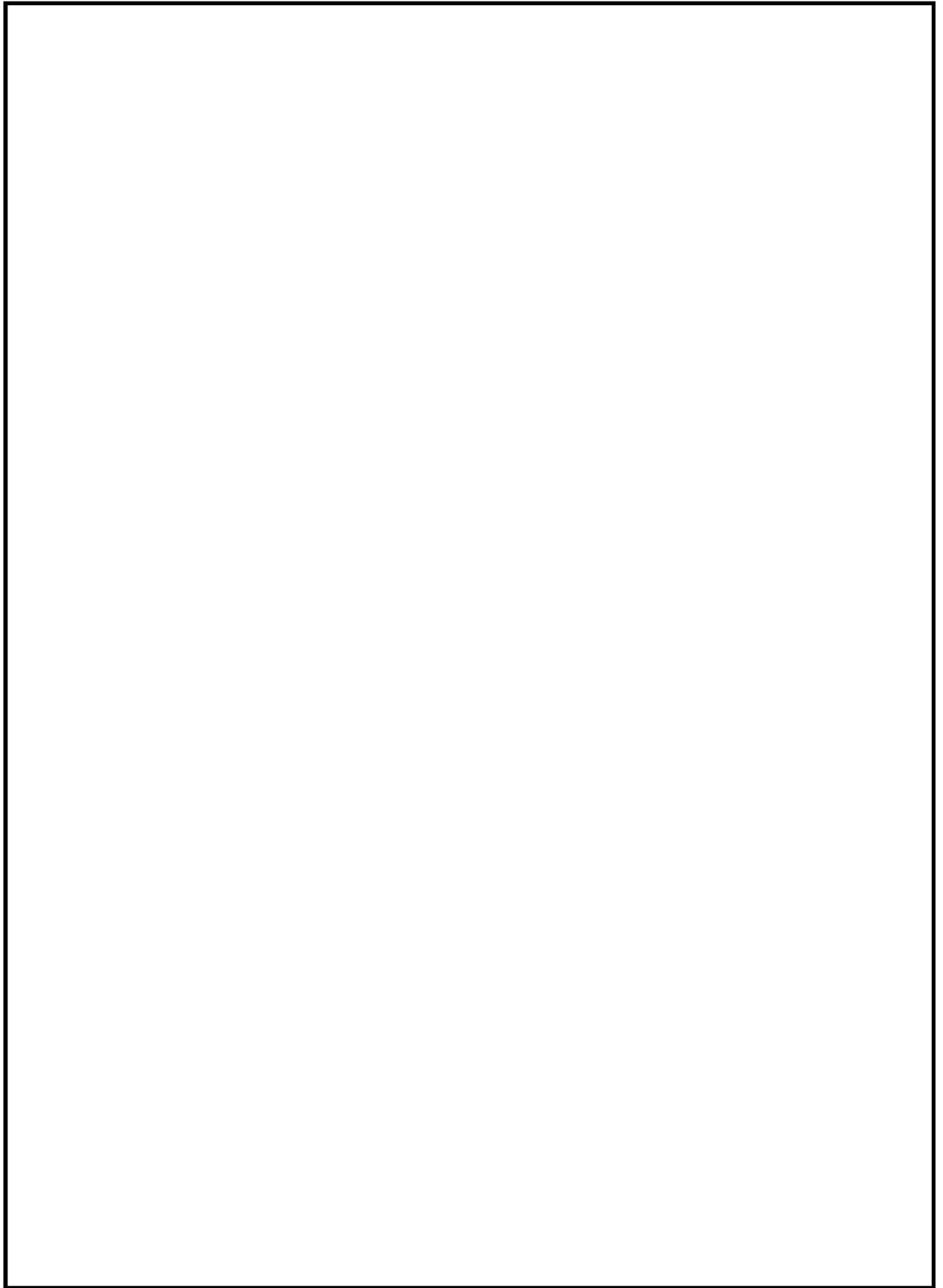


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (5/7)

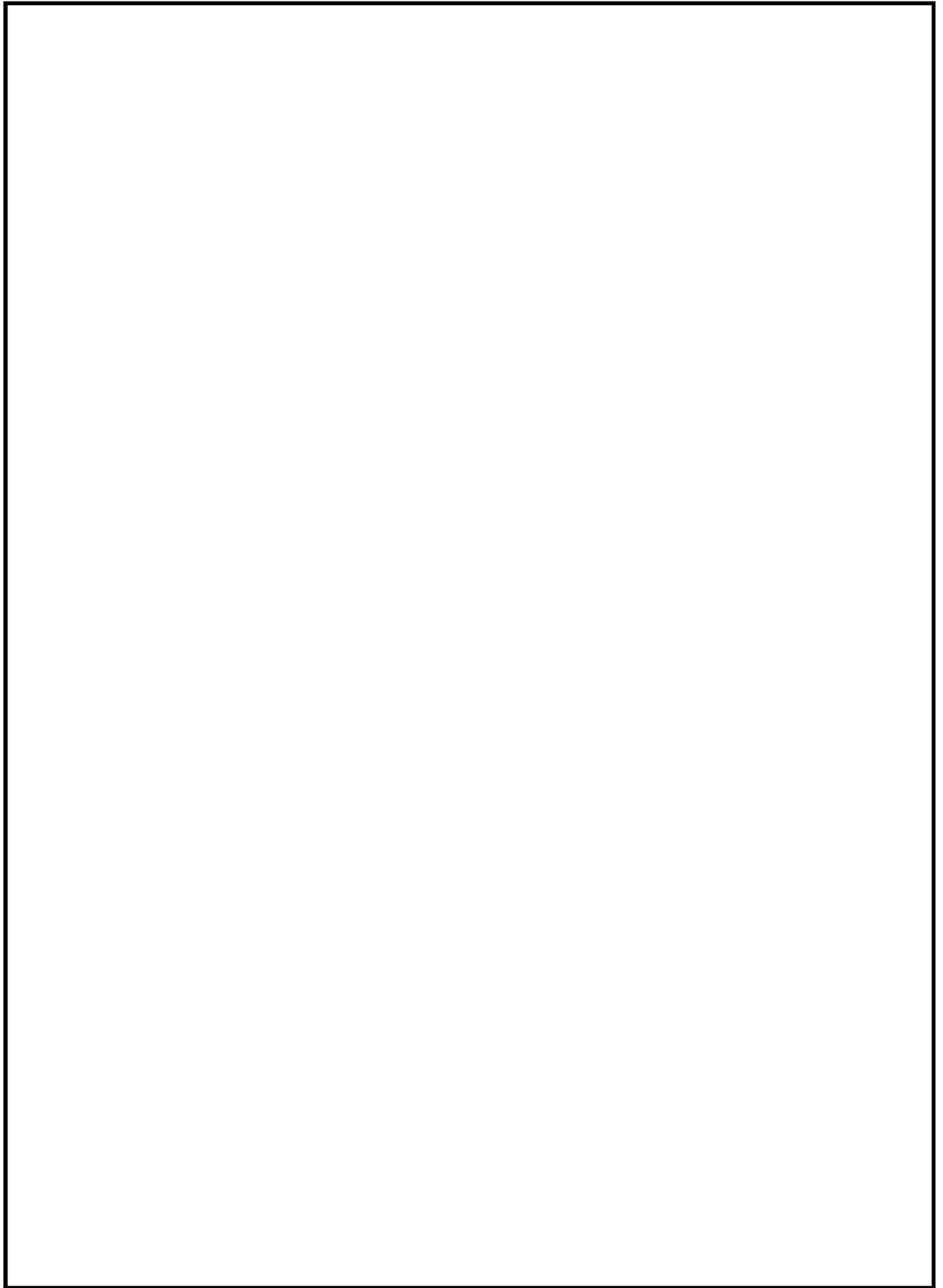


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (6/7)

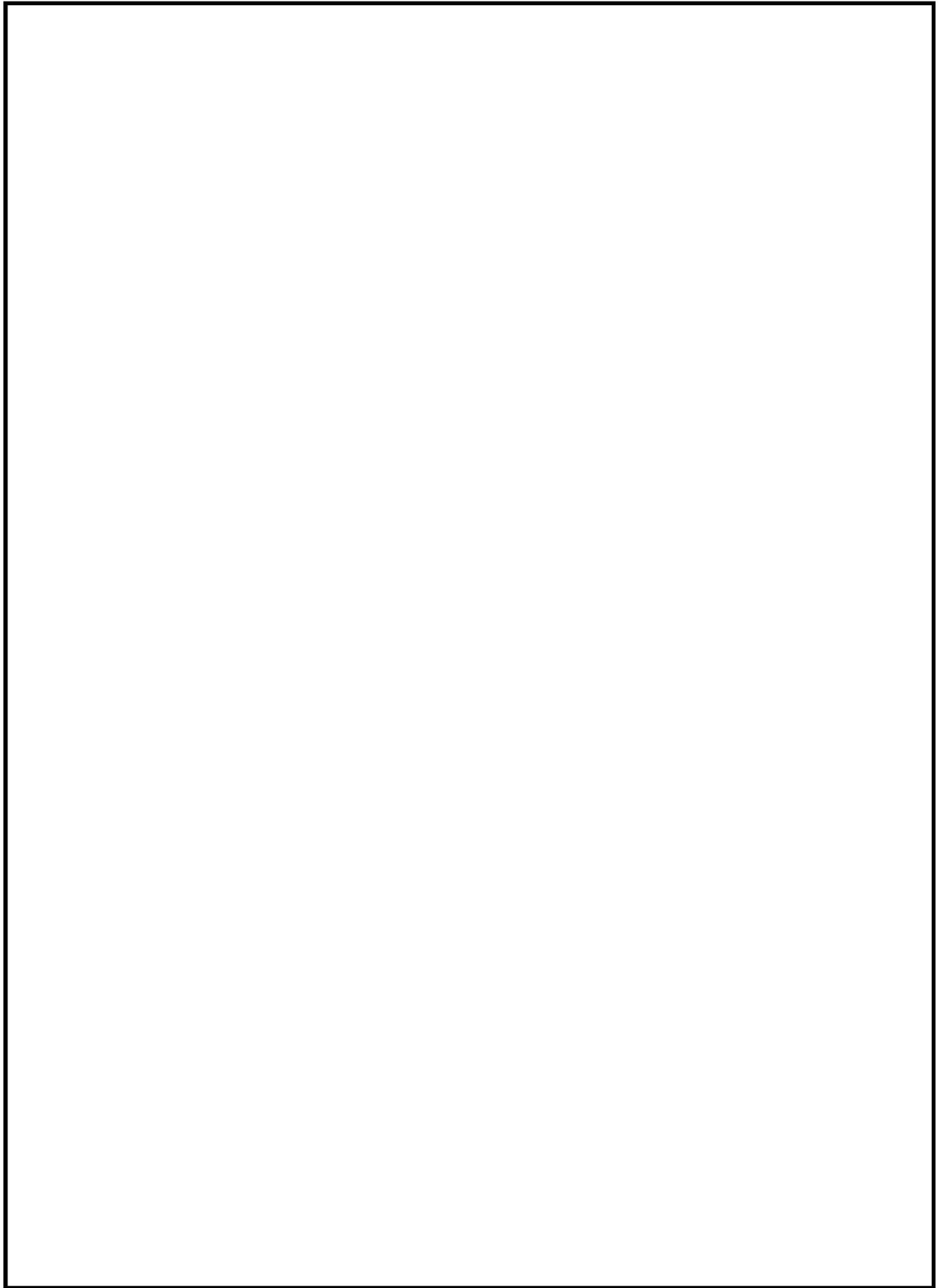


図9 個別に環境放射線を設定するエリア (7/7)

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。

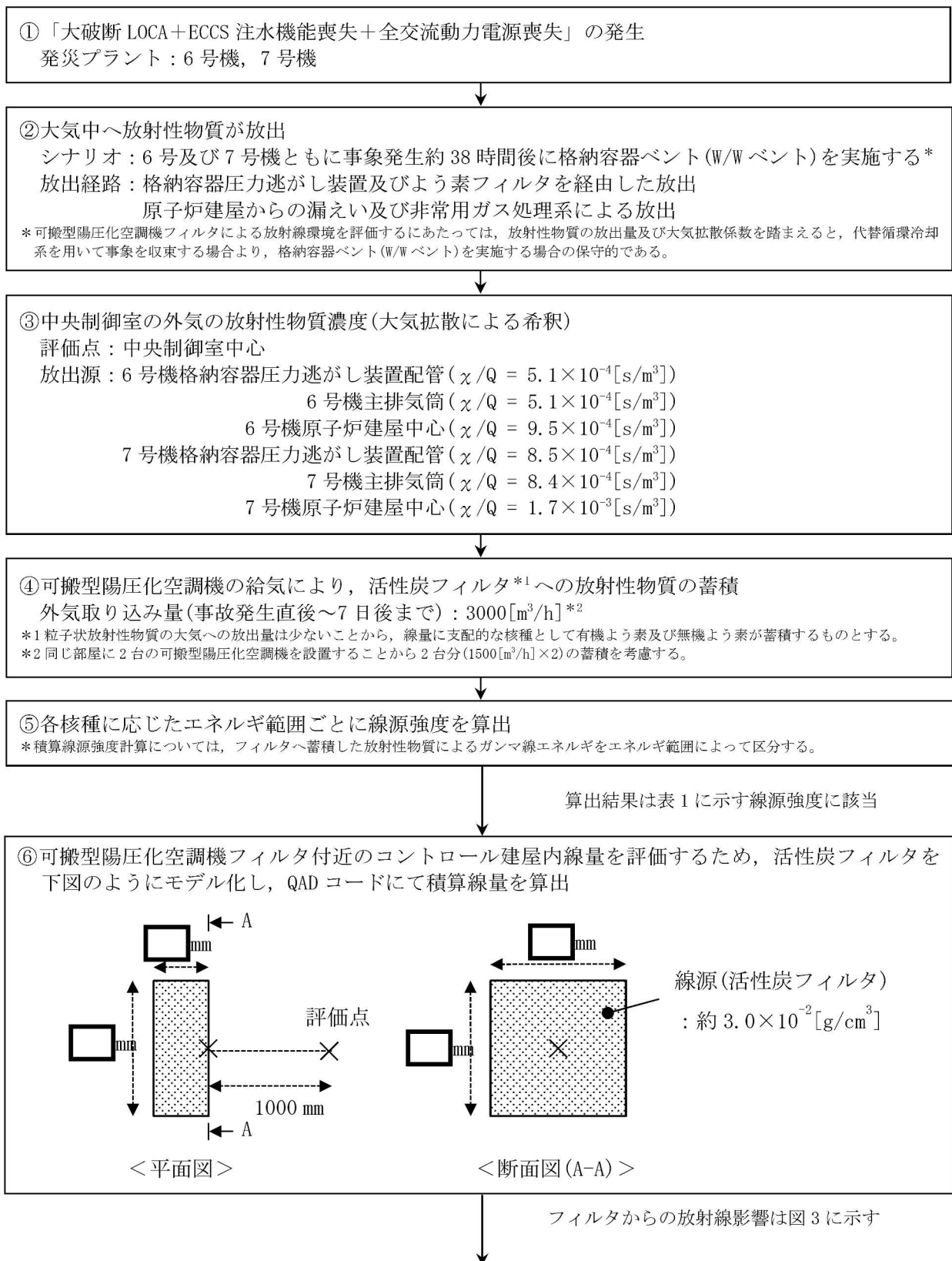


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(中央制御室可搬型陽圧化空調機)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図(1/2)

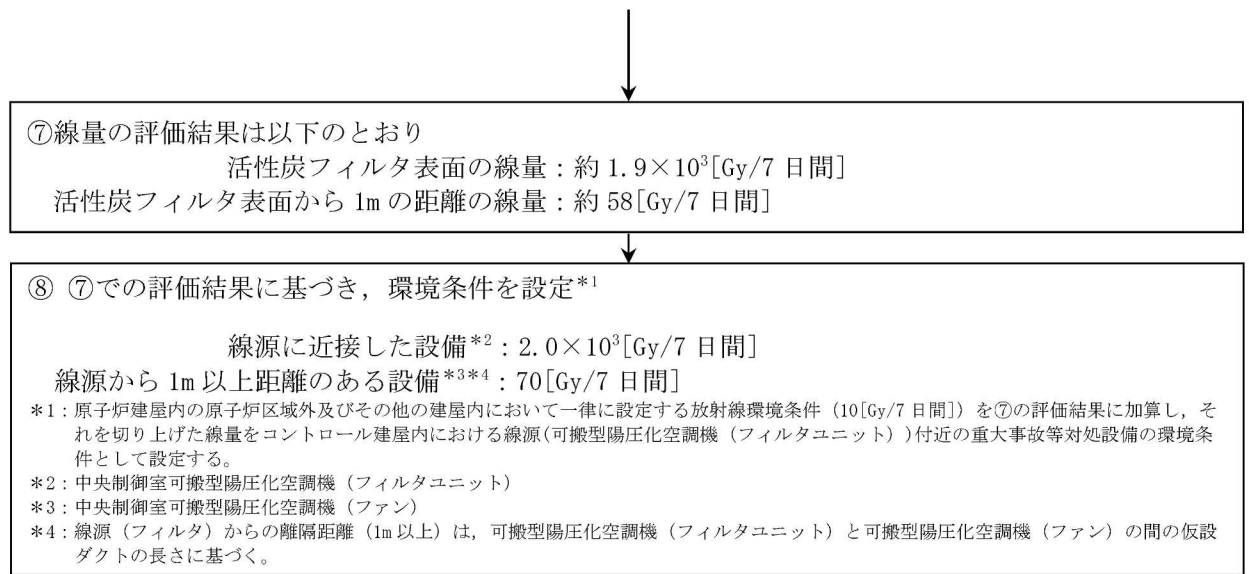


図1 重大事故時におけるその他の建屋内の線源（中央制御室可搬型陽圧化空調機）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（2/2）

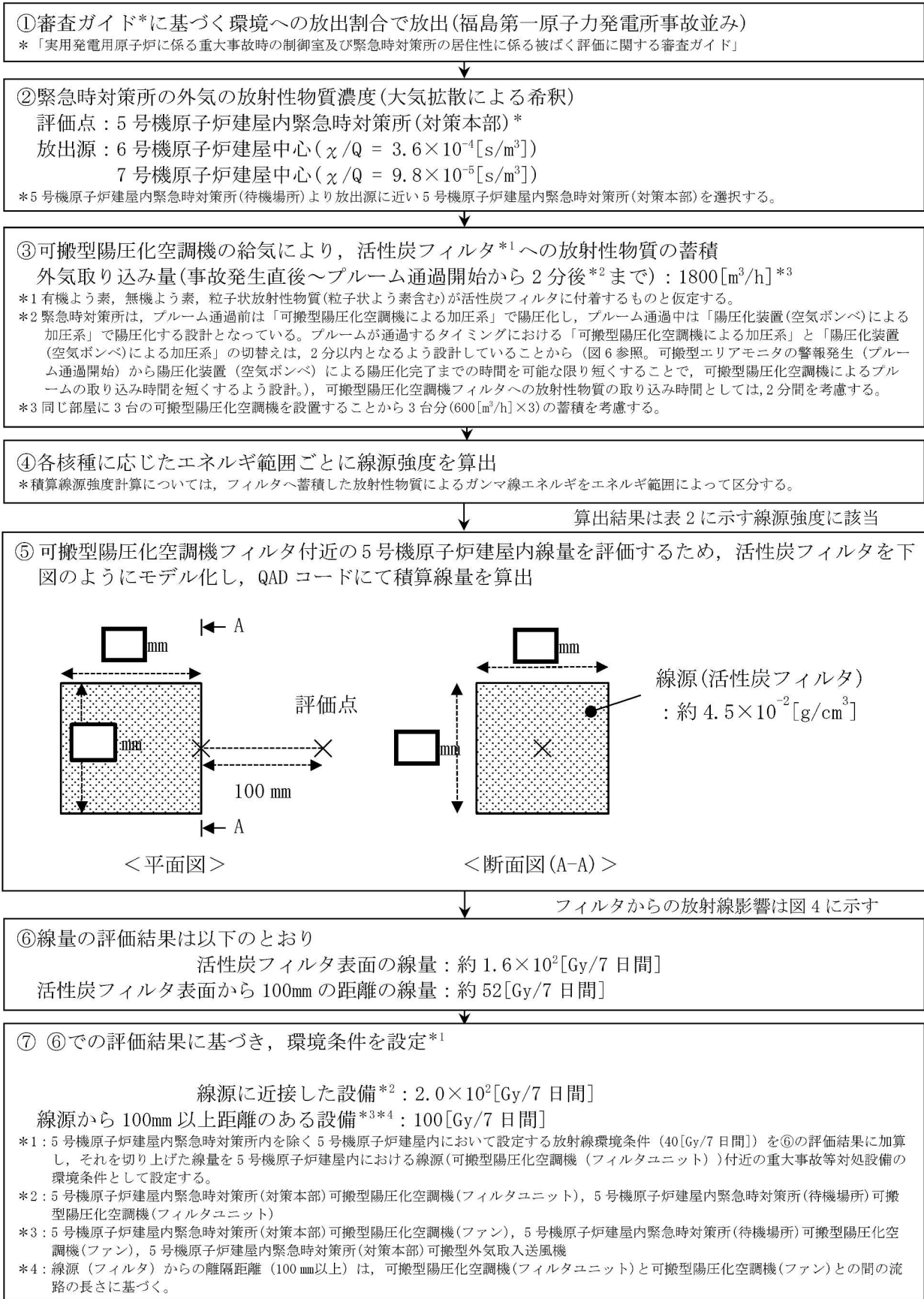


図2 重大事故時におけるその他の建屋内の線源(5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機)付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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

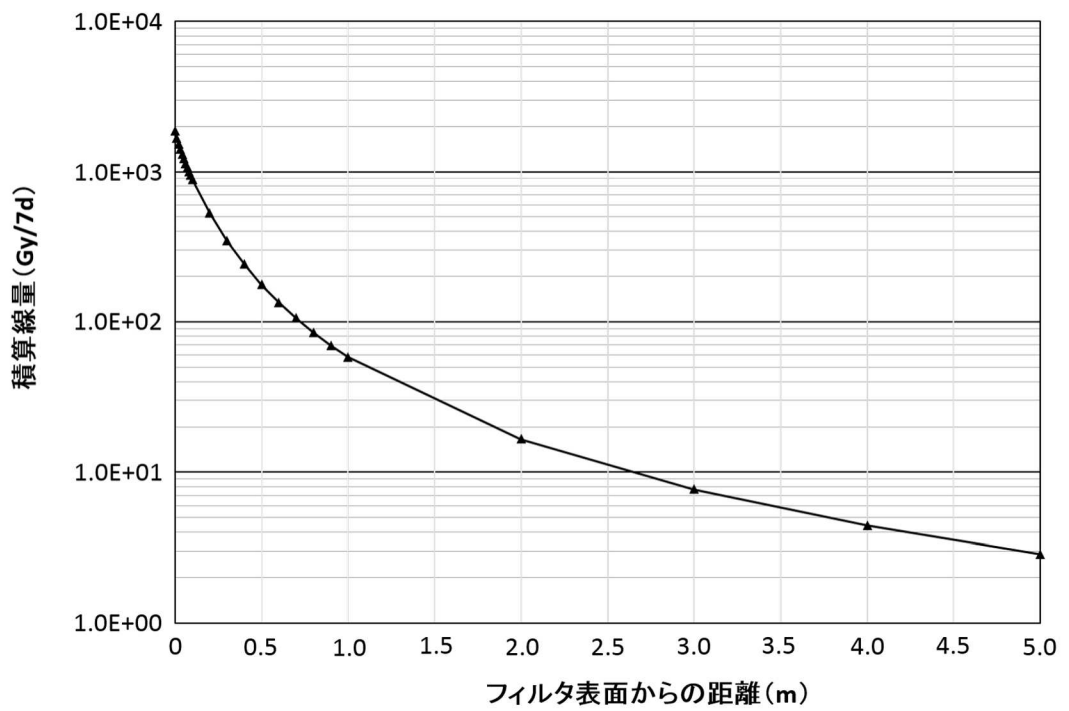


図3 中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタ表面からの距離と線量

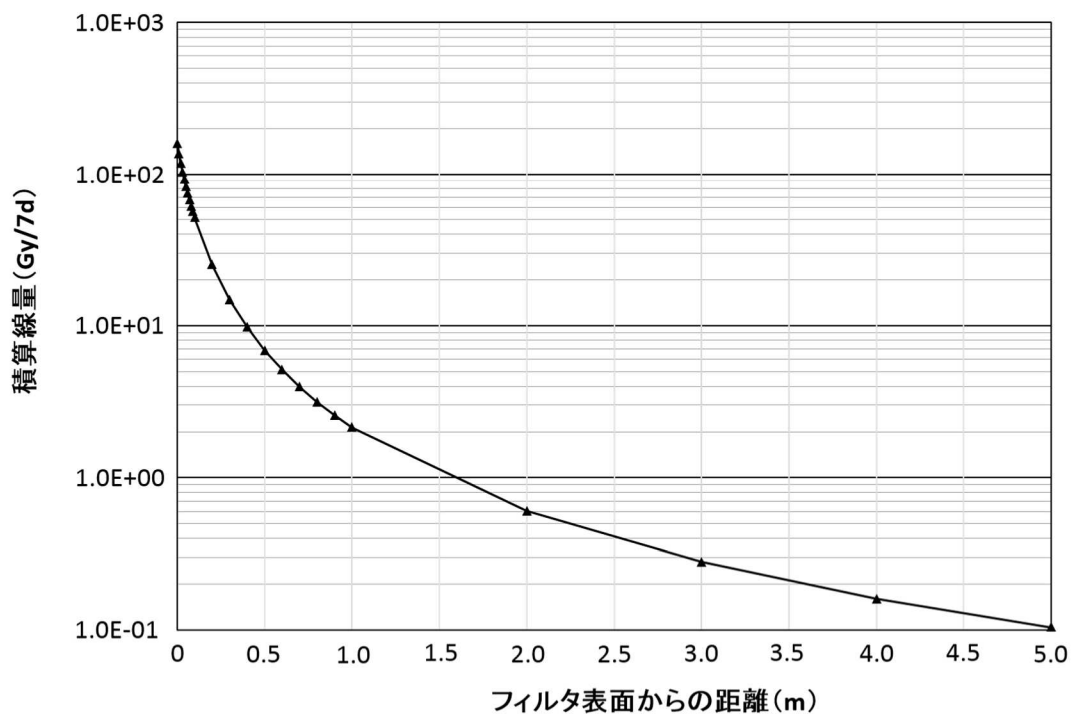


図4 5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機フィルタ表面からの距離と線量

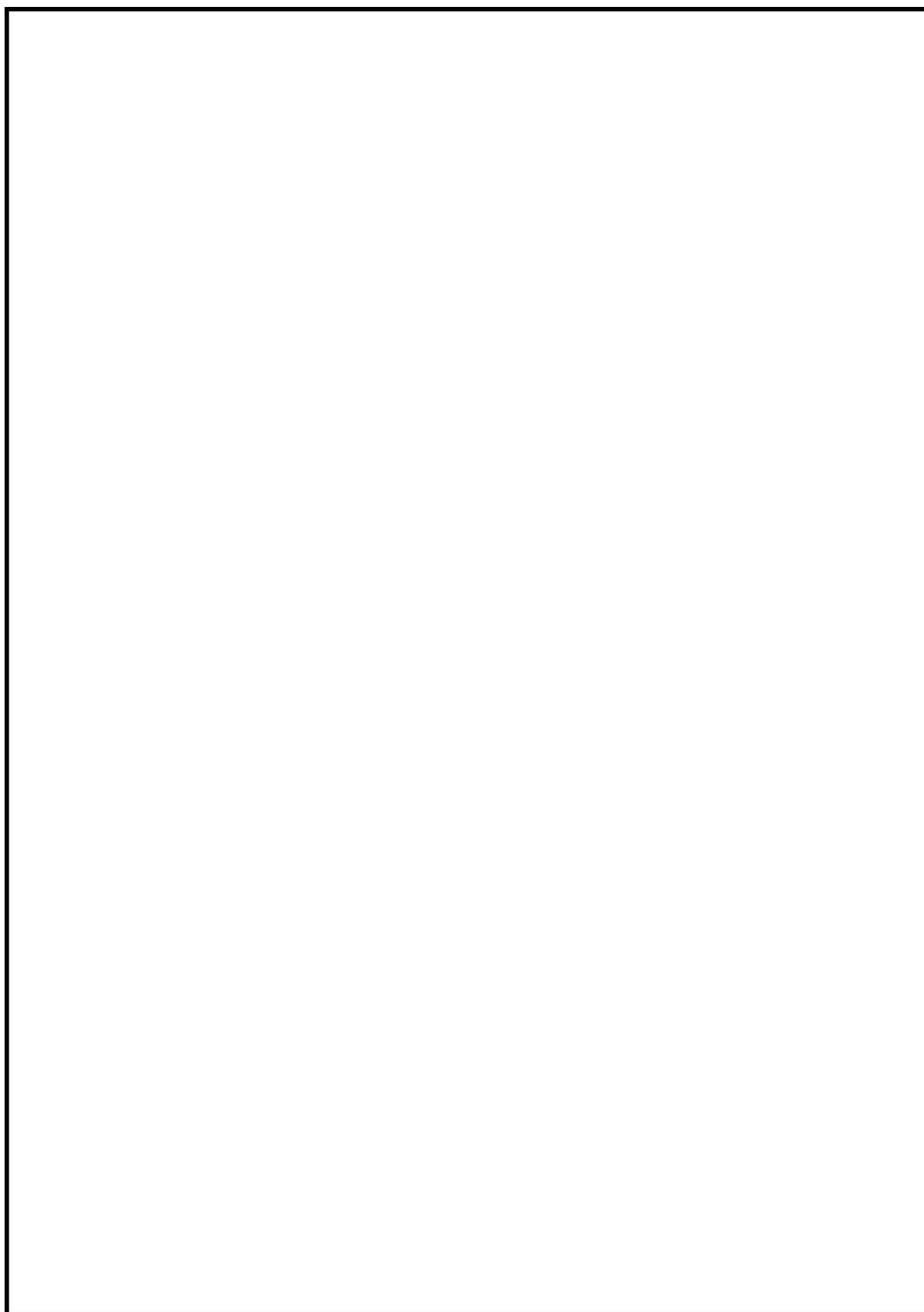


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (1/3)

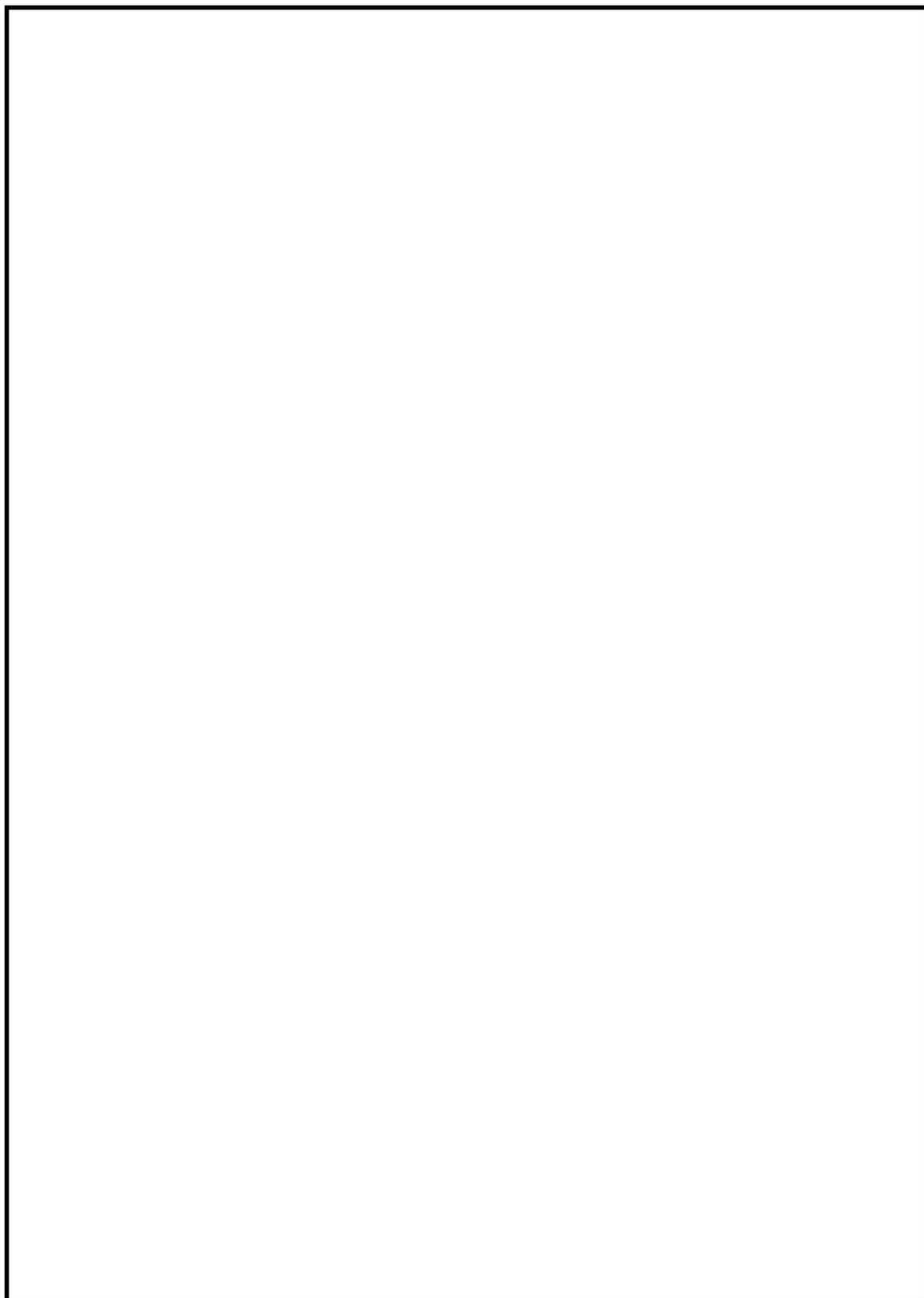


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (2/3)

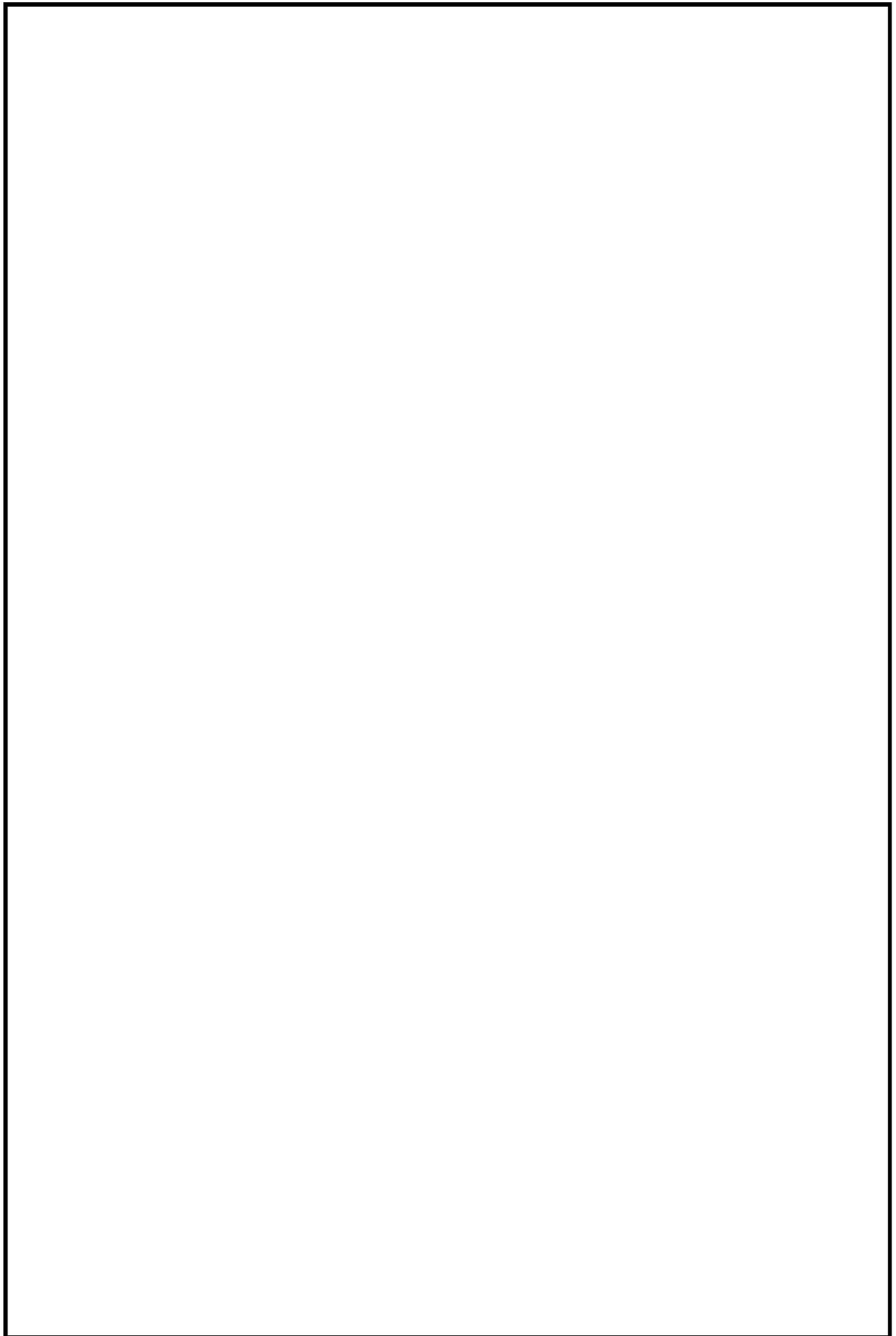


図5 個別に環境放射線を設定するエリア (3/3)

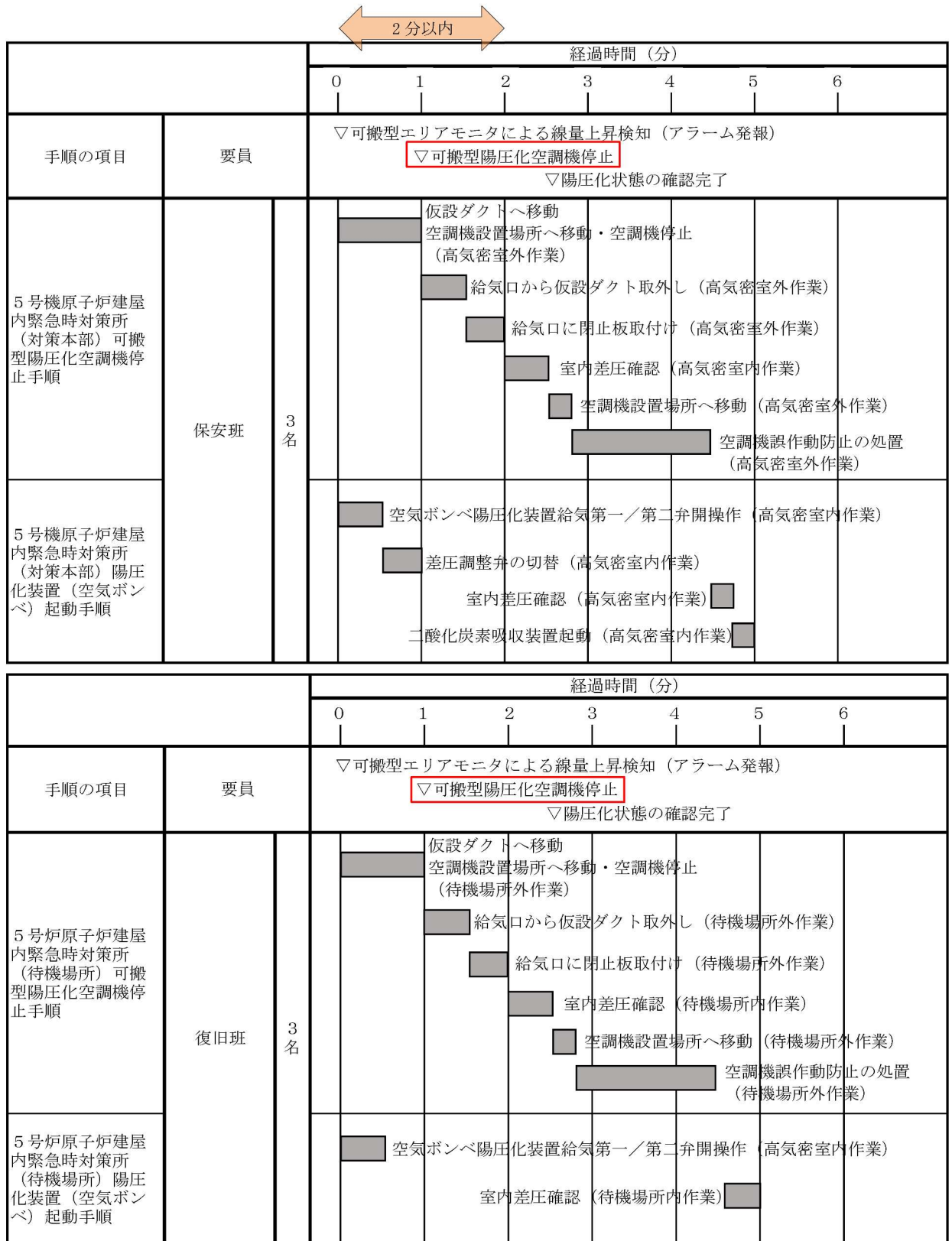


図6 陽圧化装置 (空気ポンベ) により陽圧化を開始する場合 (プルーム通過中) のタイムチャート

## 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（35m<sup>3</sup>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

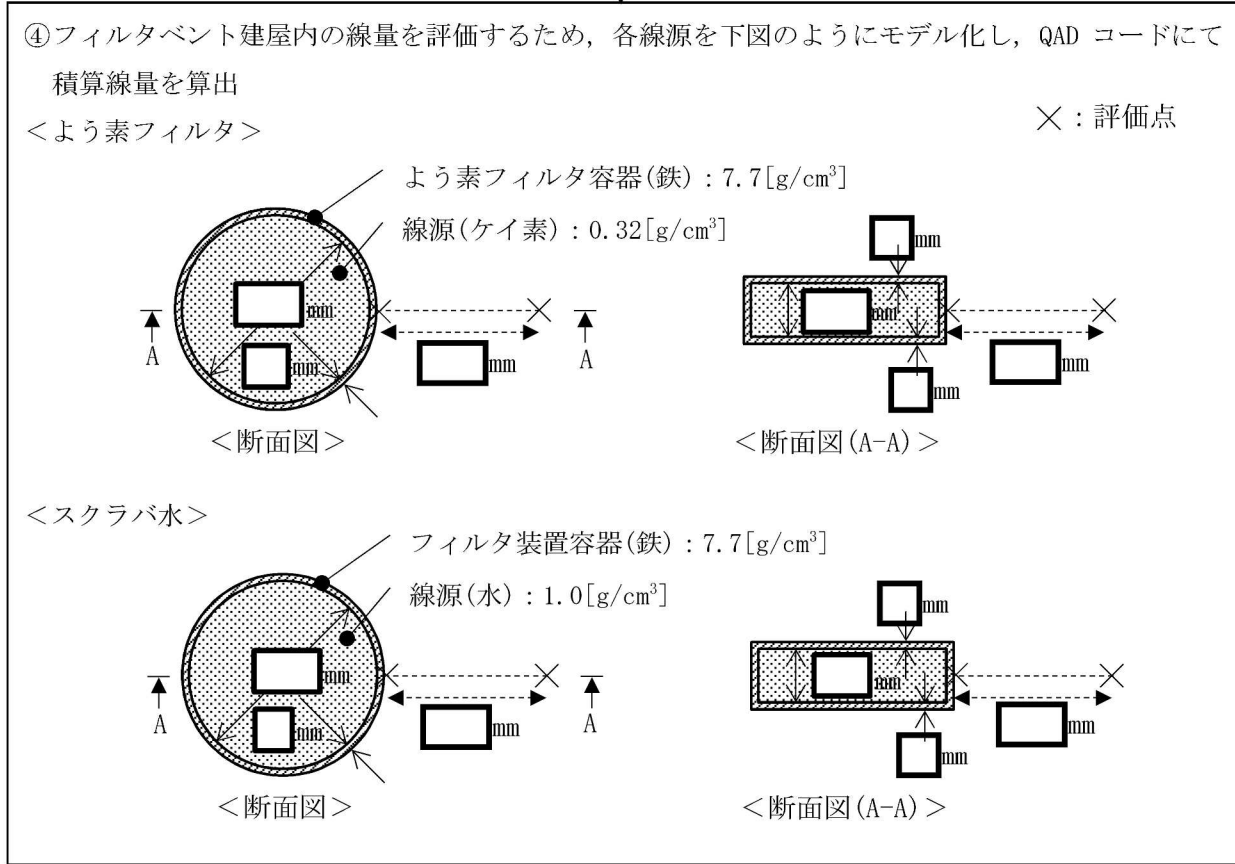
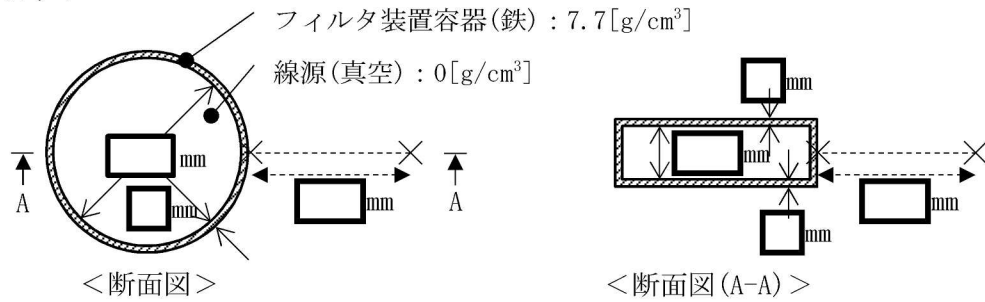


図1 重大事故時における屋外の線源（格納容器圧力逃がし装置）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図（1/3）

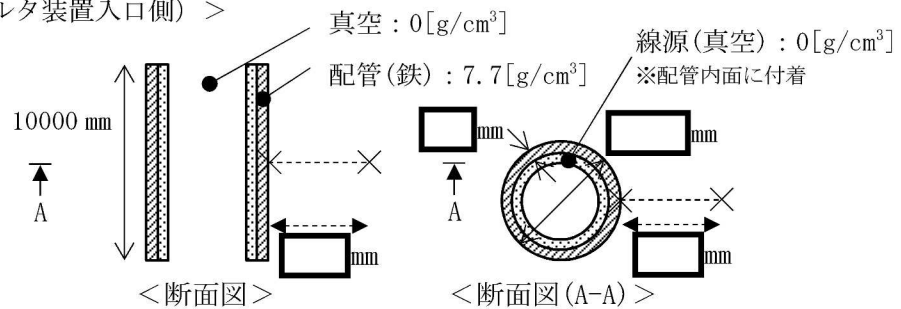
④フィルタベント建屋内の線量を評価するため、各線源を下図のようにモデル化し、QAD コードにて積算線量を算出

<金属フィルタ>

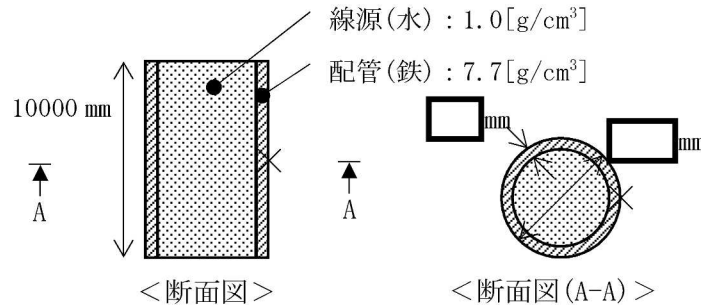
×：評価点



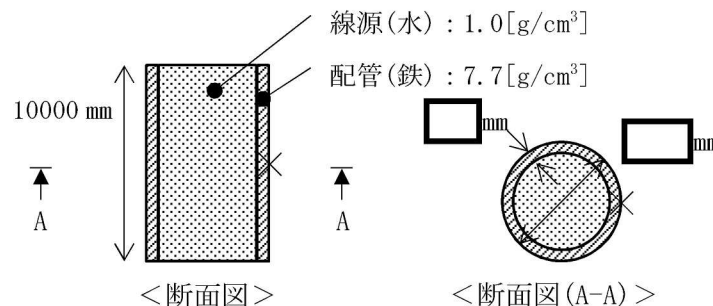
<主配管 (フィルタ装置入口側)>



<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 $2.7 \times 10^5$ [Gy/7 日間] <sup>*1</sup>
よう素フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 $4.7 \times 10^4$ [Gy/7 日間] <sup>*2</sup>
よう素フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 $6.3 \times 10^3$ [Gy/7 日間] <sup>*2</sup>
よう素フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 $2.9 \times 10^3$ [Gy/7 日間] <sup>*1</sup>
スクラバ水表面の線量	: 約 $1.5 \times 10^4$ [Gy/7 日間]
スクラバ水表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 $1.8 \times 10^3$ [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面の線量	: 約 $7.3 \times 10^3$ [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 $1.6 \times 10^3$ [Gy/7 日間]
金属フィルタ表面から <input type="text"/> m の距離の線量	: 約 $2.9 \times 10^2$ [Gy/7 日間]
主配管（フィルタ装置入口側）表面の線量	: 約 $4.4 \times 10^3$ [Gy/7 日間]
主配管（フィルタ装置入口側）表面から <input type="text"/> m の線量	: 約 $9.9 \times 10^1$ [Gy/7 日間]
ドレン配管表面の線量	: 約 $1.1 \times 10^3$ [Gy/7 日間]
pH計装配管表面の線量	: 約 $7.8 \times 10^2$ [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 <sup>*1</sup>	: $3.0 \times 10^5$ [Gy/7 日間] <sup>*2</sup>
ドレン移送ポンプ <sup>*3</sup>	: $7.0 \times 10^3$ [Gy/7 日間] <sup>*4</sup>
pH計装配管に近接した設備 <sup>*5</sup>	: $4.0 \times 10^3$ [Gy/7 日間] <sup>*6</sup>
フィルタベント遮蔽壁 <sup>*7</sup>	: $6.4 \times 10^4$ [Gy/7 日間] <sup>*8</sup>

注記\*1 : フィルタ装置、よう素フィルタ、ラブチャーディスク、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 $2.3 \times 10^{21}$	約 $9.0 \times 10^{21}$
0.03	約 $1.4 \times 10^{21}$	約 $4.2 \times 10^{21}$
0.045	約 $6.9 \times 10^{20}$	約 $3.0 \times 10^{21}$
0.07	約 $5.0 \times 10^{20}$	約 $1.4 \times 10^{21}$
0.1	約 $4.9 \times 10^{20}$	約 $3.3 \times 10^{21}$
0.15	約 $2.8 \times 10^{20}$	約 $4.4 \times 10^{20}$
0.3	約 $1.6 \times 10^{21}$	約 $4.7 \times 10^{21}$
0.45	約 $4.5 \times 10^{21}$	約 $3.9 \times 10^{22}$
0.7	約 $6.1 \times 10^{21}$	約 $1.7 \times 10^{22}$
1.0	約 $2.9 \times 10^{21}$	約 $4.2 \times 10^{21}$
1.5	約 $6.4 \times 10^{20}$	約 $1.2 \times 10^{21}$
2.0	約 $4.9 \times 10^{20}$	約 $1.0 \times 10^{20}$
2.5	約 $2.6 \times 10^{19}$	約 $4.6 \times 10^{19}$
3.0	約 $1.8 \times 10^{19}$	約 $9.8 \times 10^{17}$
4.0	約 $1.5 \times 10^{17}$	0
6.0	約 $8.4 \times 10^{12}$	0
8.0	約 $4.7 \times 10^8$	0
11.0	約 $5.4 \times 10^7$	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(35m<sup>3</sup>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。

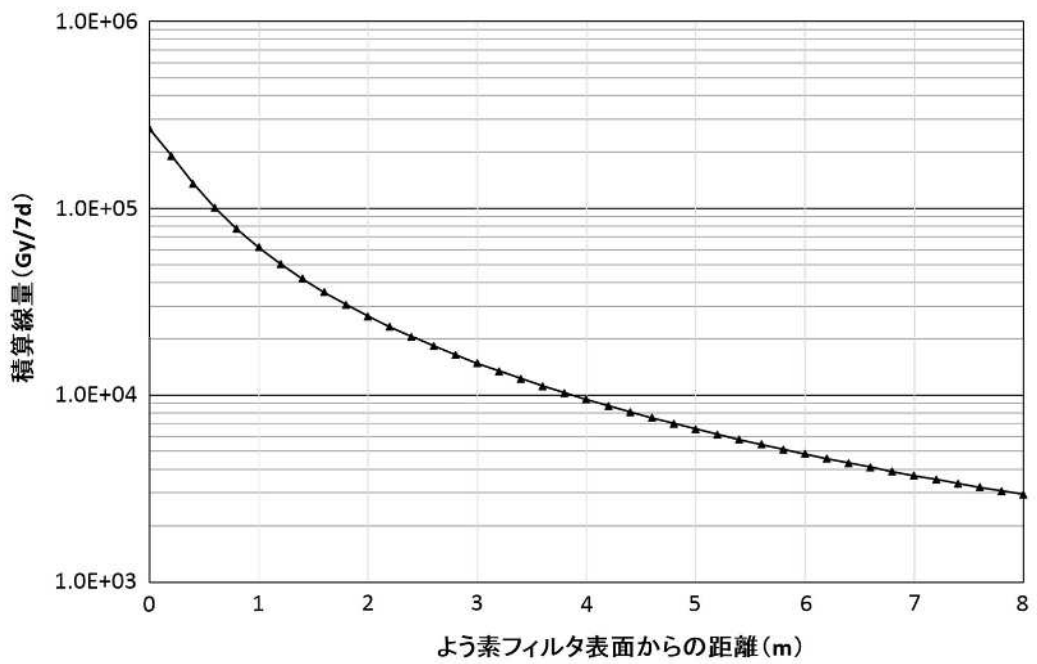


図2 よう素フィルタ (2 基分) からの距離と線量

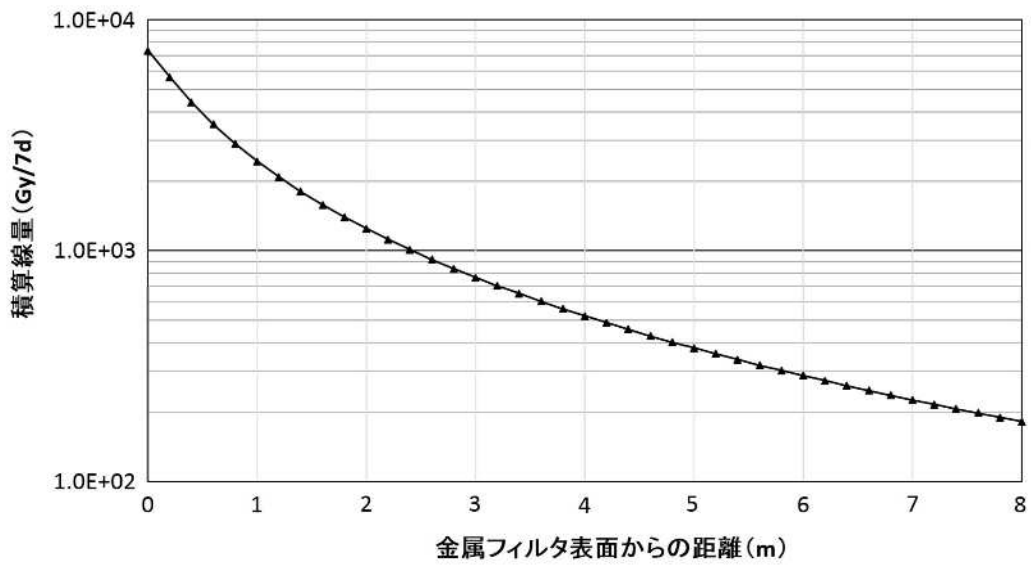


図3 金属フィルタからの距離と線量

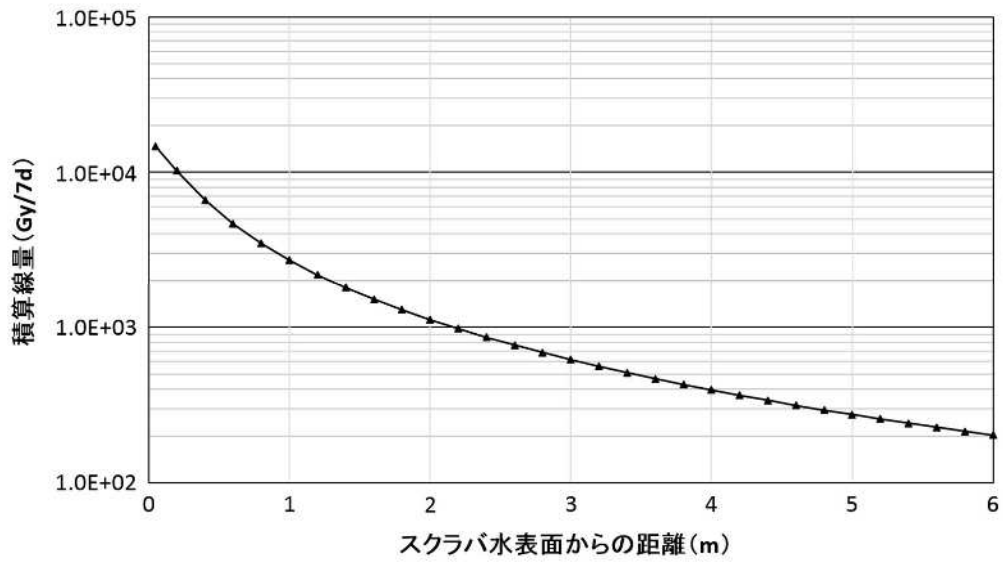


図4 スクラバ水からの距離と線量

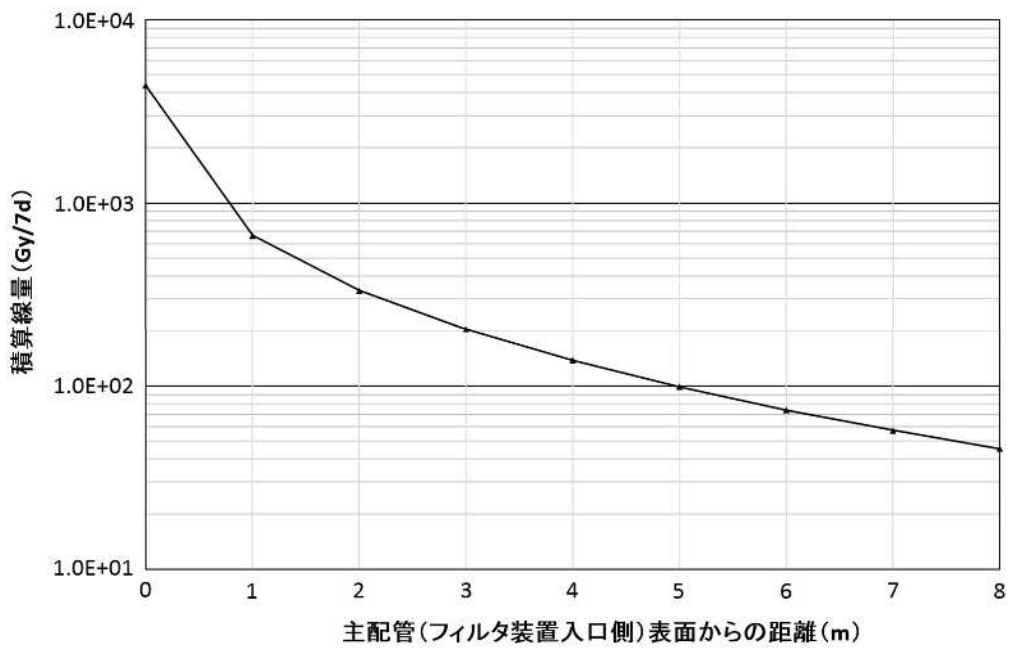


図5 主配管（フィルタ装置入口側）からの距離と線量

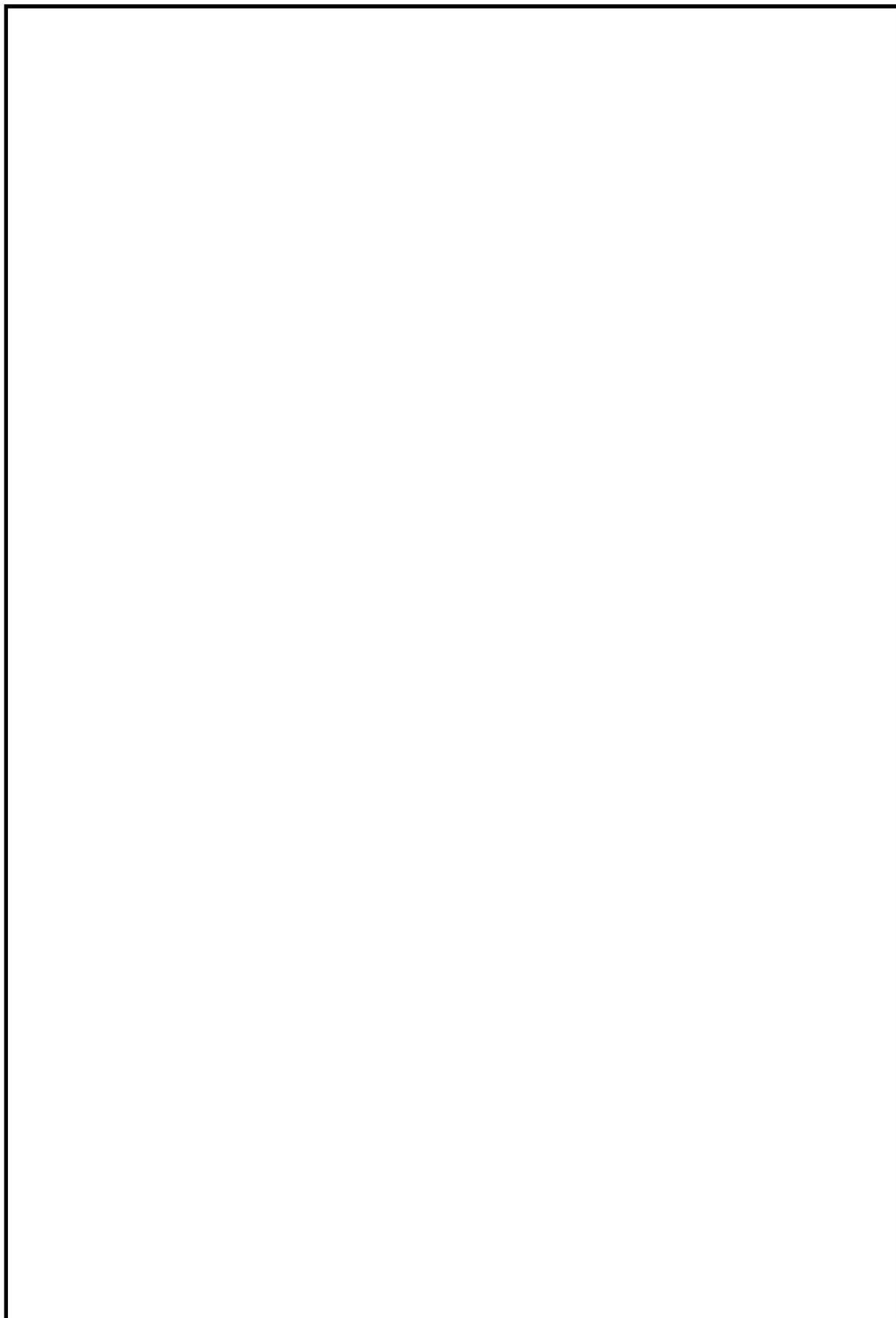


図6 個別に環境放射線を設定するエリア

## 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、熔融炉心のペ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、熔融炉心がペ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。

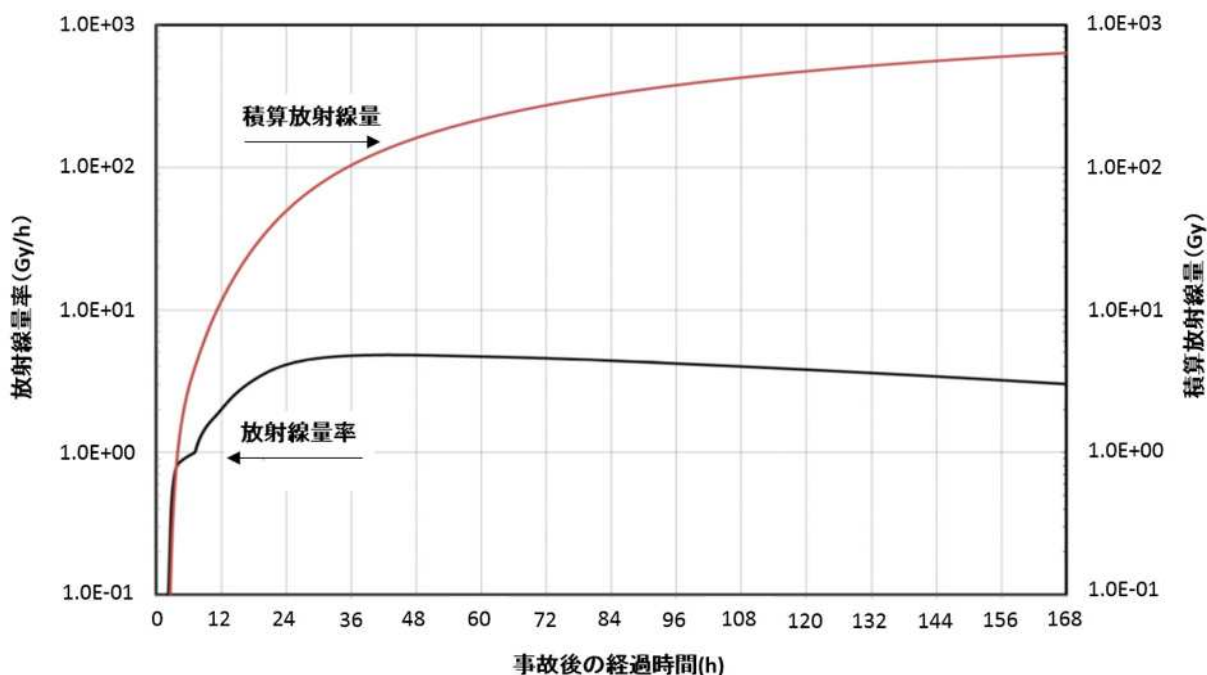


図 重大事故時における原子炉建屋原子炉区域内の放射線量率及び積算放射線量の経時変化



## 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) = 42482.88m<sup>3</sup> ≒ 42500m<sup>3</sup>
- ・R/B 空間容積：86000m<sup>3</sup>

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
X <sub>min</sub>	-19800mm
X <sub>max</sub>	19800mm
Y <sub>min</sub>	-29800mm
Y <sub>max</sub>	29800mm
Z <sub>min</sub>	0mm
Z <sub>max</sub>	18000mm

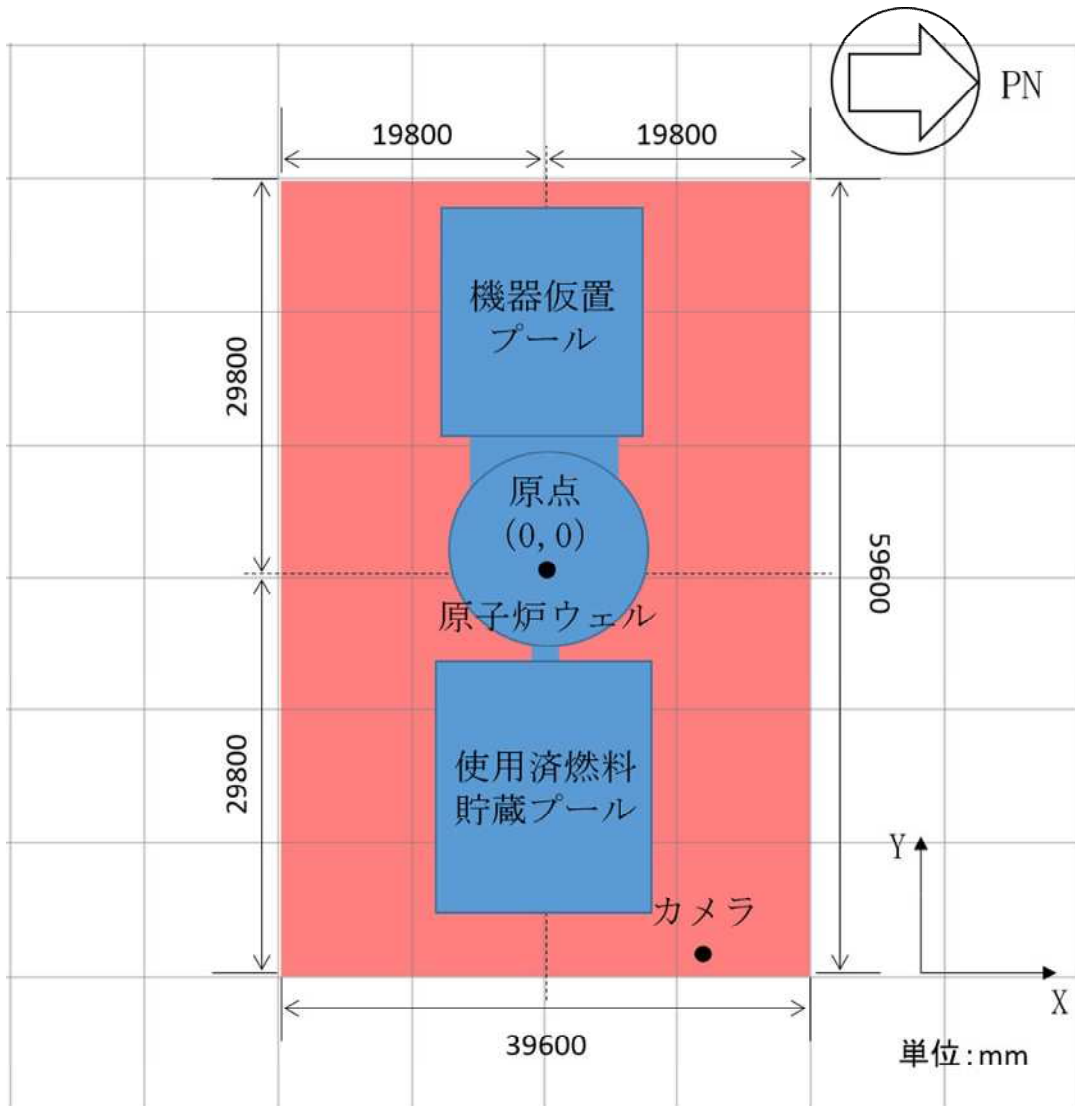


図 1 X Y面線源空間

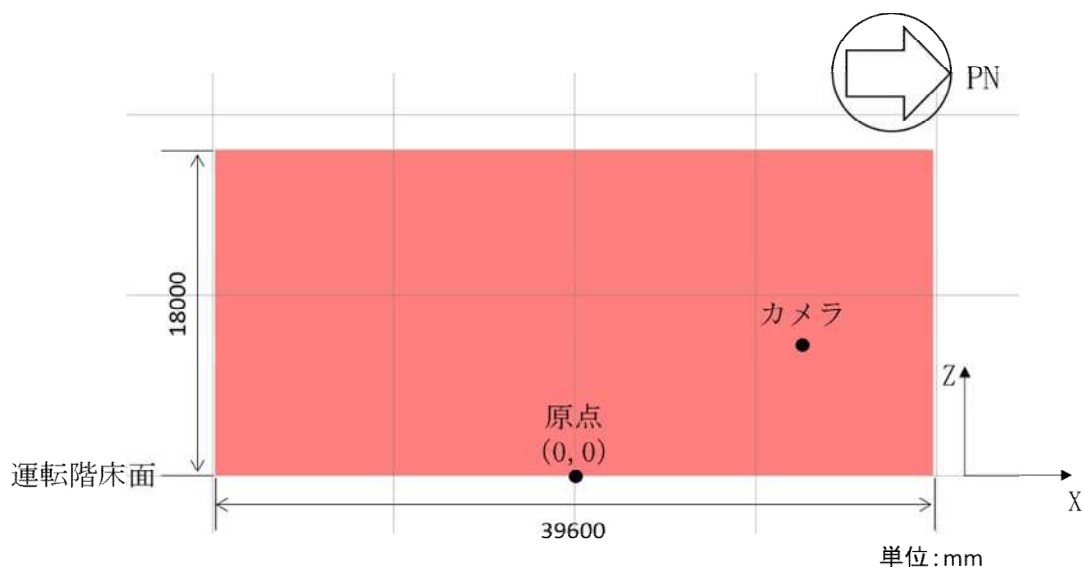


図2 X Z面線源空間

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℃

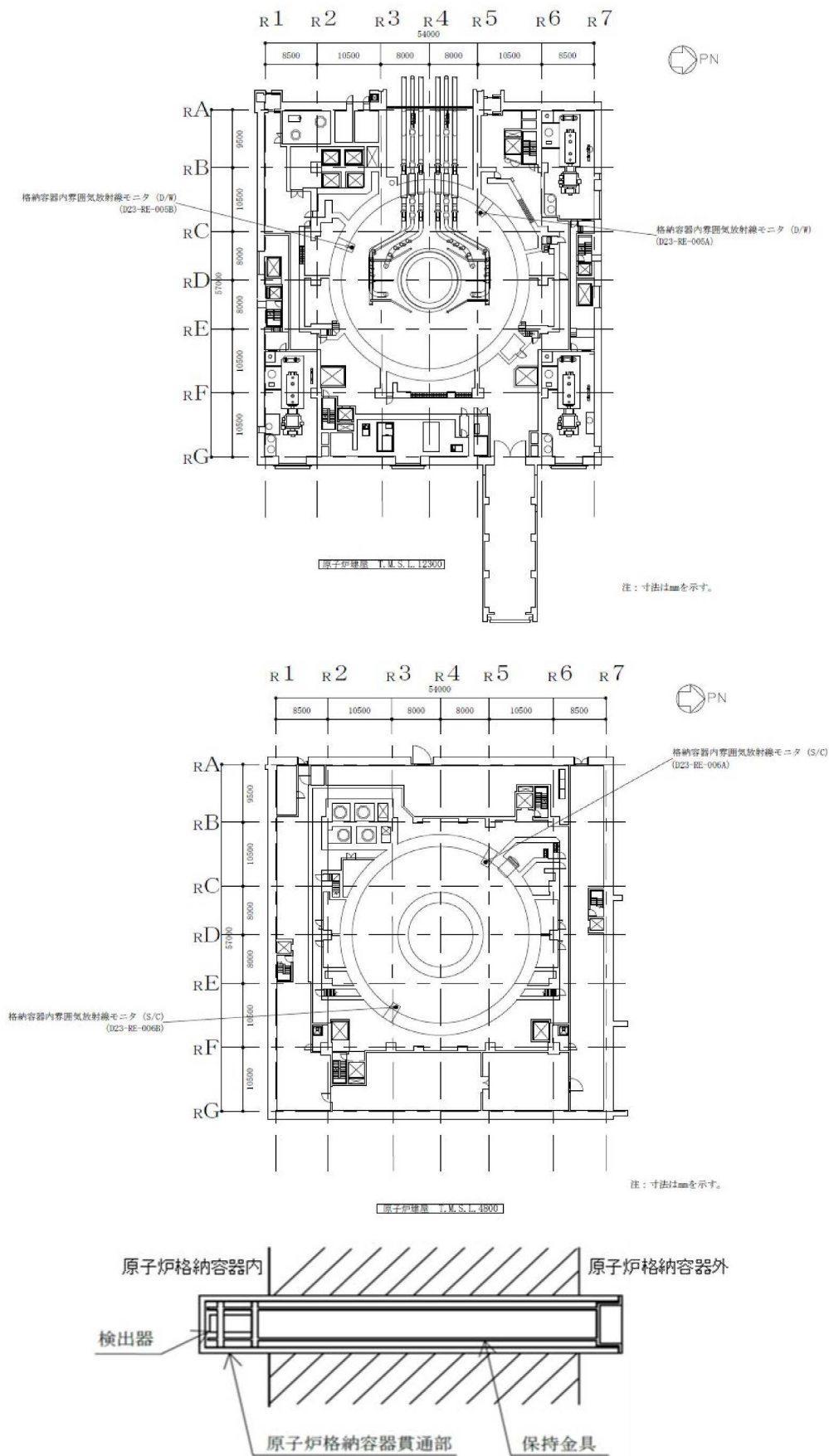


図1 格納容器内雰囲気放射線モニタ配置図及び設置状況図



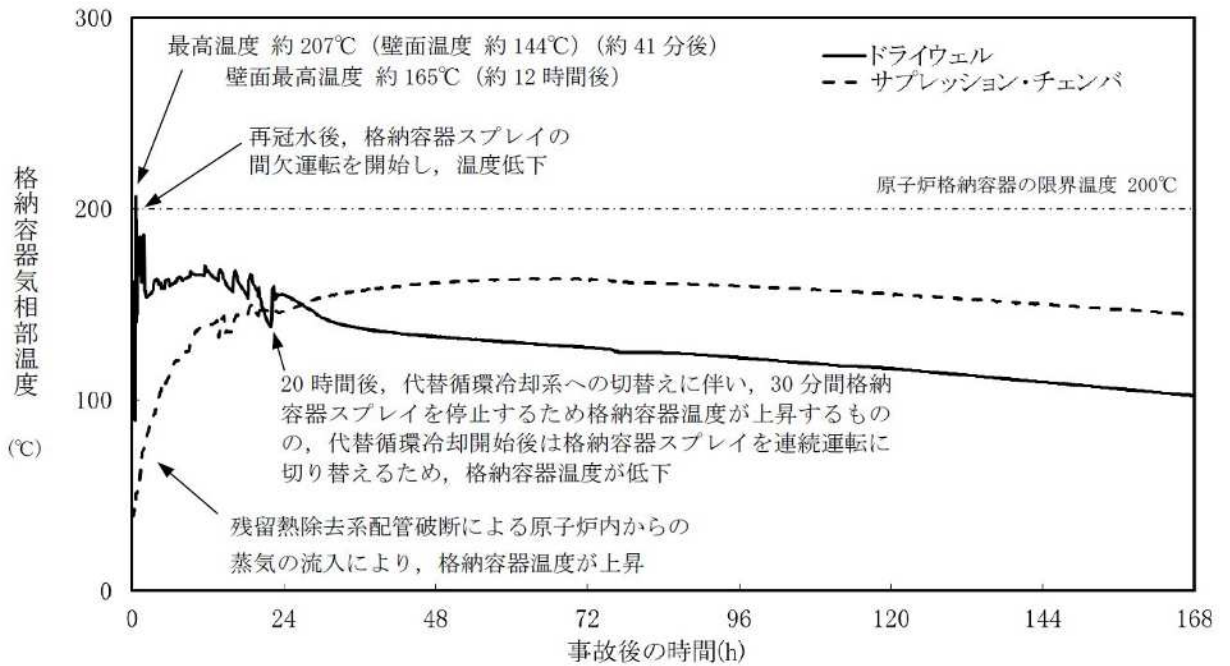


図 2 「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」におけるドライウエル温度時刻歴

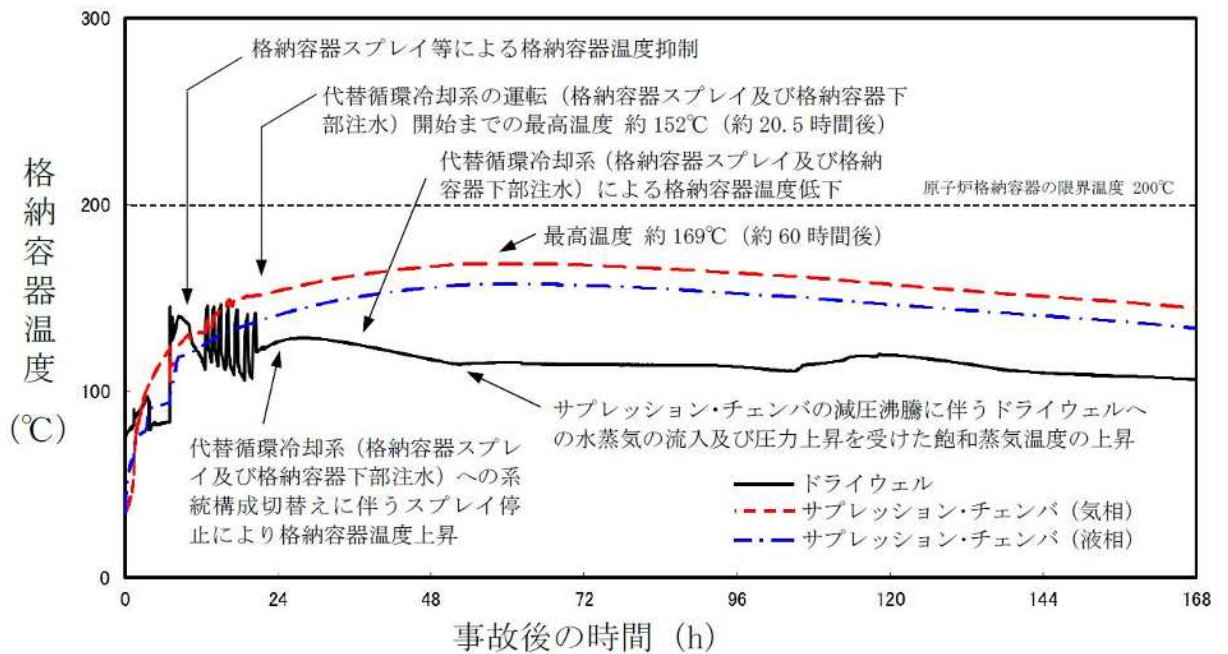


図 3 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱等」におけるサブプレッションチェンバ(気相)温度時刻歴

## 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）を經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）を經由して、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。

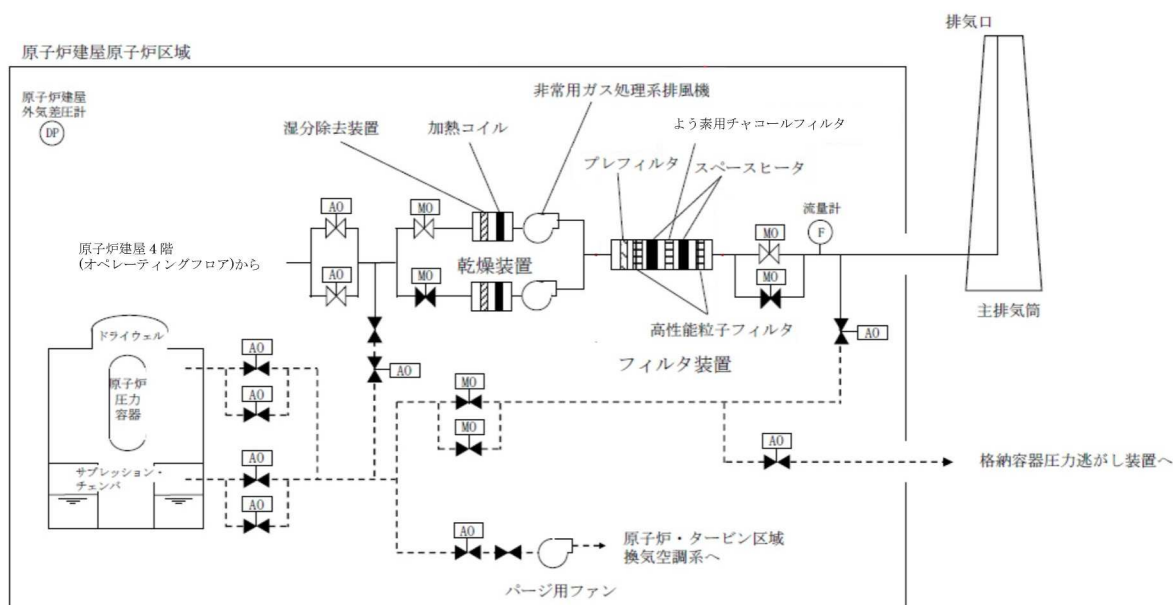


図1 非常用ガス処理系 系統概要図

## 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（2000m<sup>3</sup>/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

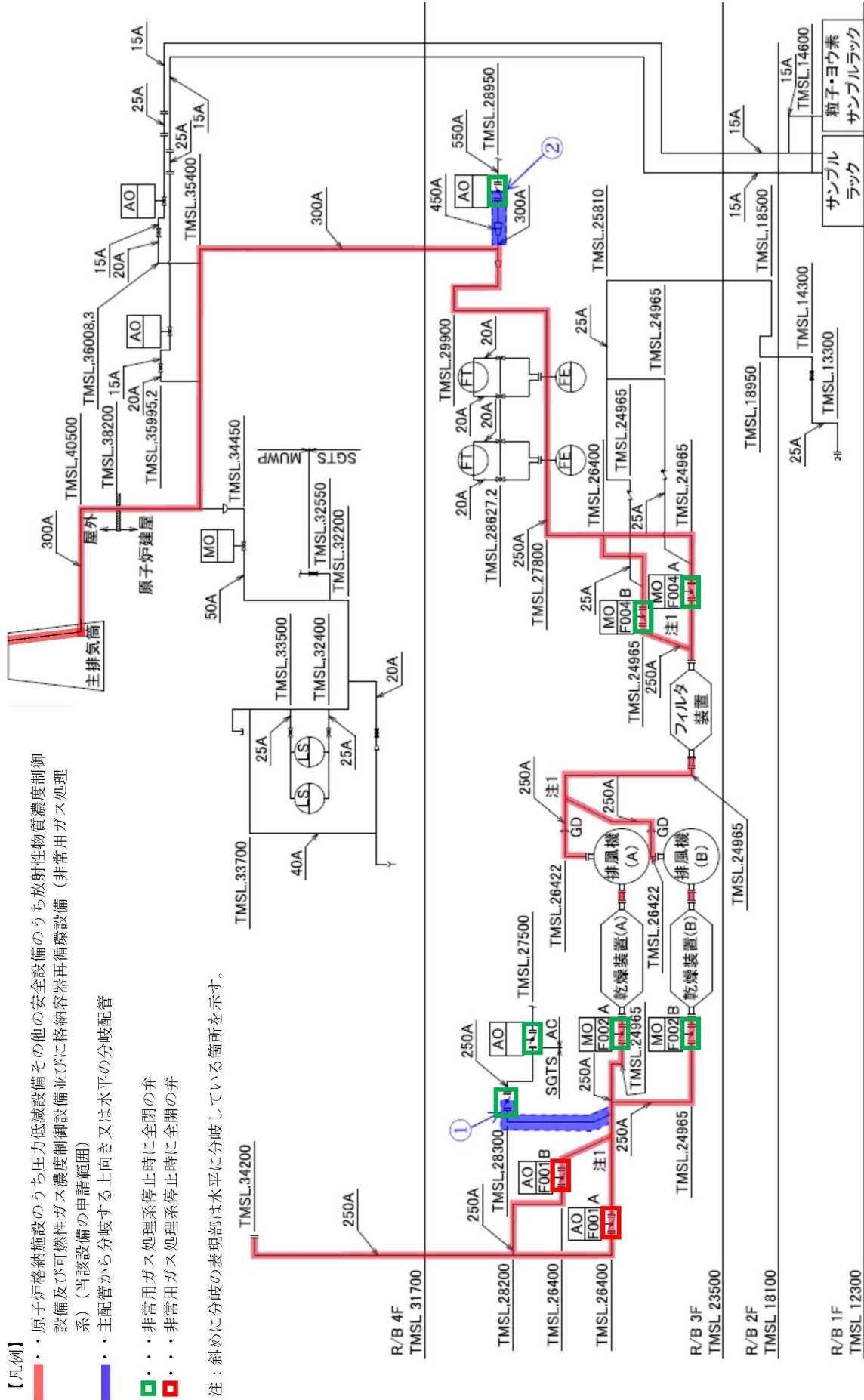


図 2 非常用ガス処理系分岐配管



図 3-1 不活性ガス系分岐部

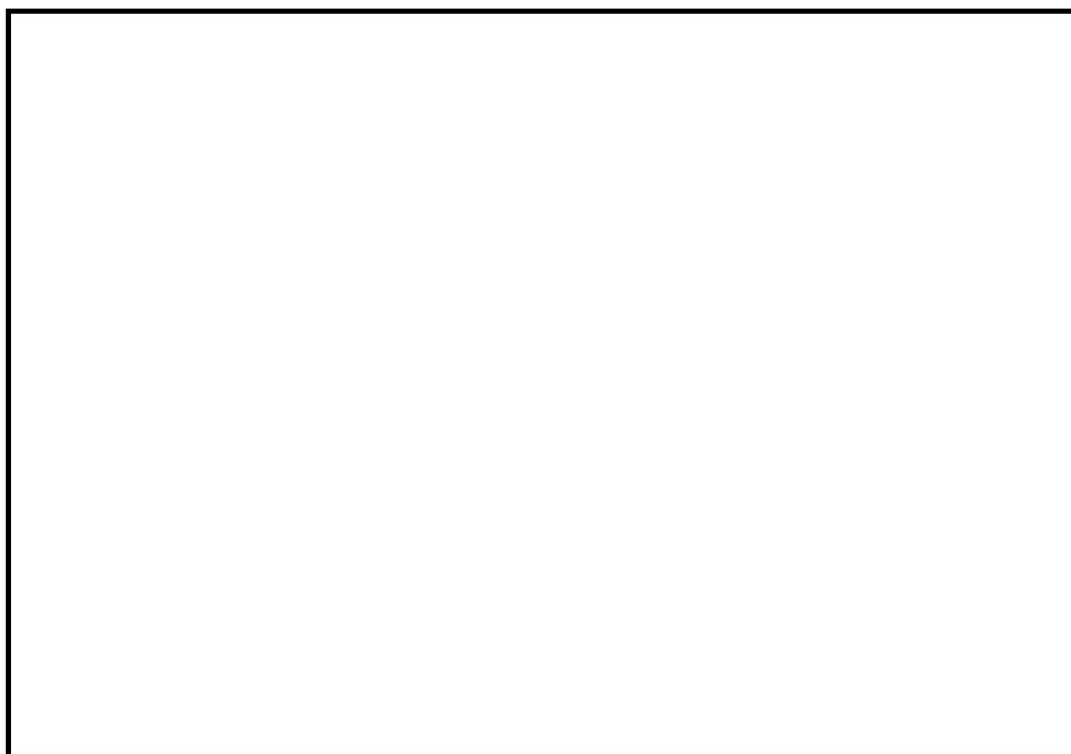


図 3-2 格納容器圧力逃がし装置分岐部

(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 $\mu$ 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。

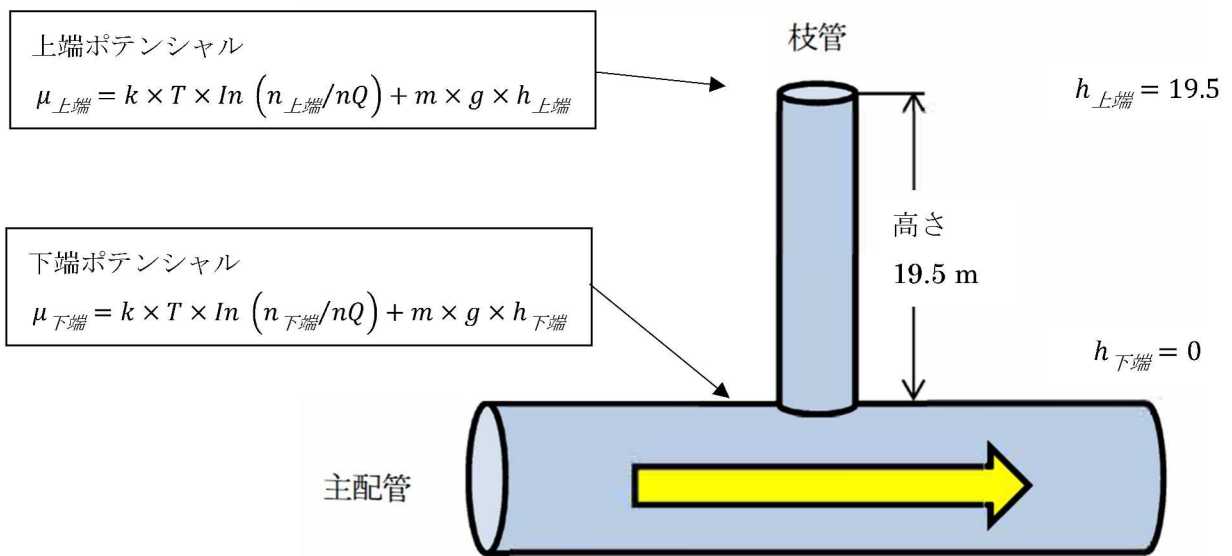


図 1-1 評価モデル

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	$k$	$1.3807 \times 10^{-23}$	$\text{m}^2\text{kg} / \text{s}^2 / \text{K}$	
アボガドロ数	$N_A$	$6.0221 \times 10^{23}$	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	$m_{水素}$	$3.348 \times 10^{-27}$	kg	分子量 2.016 (g/mol) /アボガドロ数
空気の分子質量	$m_{空気}$	$4.811 \times 10^{-26}$	kg	分子量 28.97 (g/mol) /アボガドロ数
重力加速度	$g$	9.8067	$\text{m} / \text{s}^2$	
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。

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

## 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

原子炉格納容器内の重大事故環境下で機能が要求される計装機器ケーブルについて

## 1. 概要

NRA 技術報告「重大事故環境下におけるケーブルの絶縁特性の分析 (NTEC-2019-1002)」(以下、「NRA 技術報告」という。)において、原子炉格納容器内の重大事故環境を模擬した蒸気暴露中のケーブルの絶縁低下が計器誤差に与える影響について報告されている。

NRA 技術報告に対して、ATENA が実機プラントへの影響を調査し、NRA 技術報告内容と事業者試験を踏まえた確認結果を、「第 3 回/第 4 回経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会 (令和 2 年 5 月 22 日/6 月 1 日)」にて報告している。ATENA の報告によると、原子炉格納容器内の SA 環境下で機能が要求される計装機器である熱電対、測温抵抗体、電極式水位計、水素濃度計に対して、MI ケーブルは、ケーブル長 100m の場合においても、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことが確認されている。

本資料では、柏崎刈羽原子力発電所第 7 号機における対象計装機器、ケーブル種別及び健全性評価結果を示す。

## 2. 対象計装機器とケーブル種別

原子炉格納容器内の SA 環境下で機能が要求される対象計装機器及びケーブル種別を表 1 に示す。なお、対象計装機器のケーブルは、起動前までに全て MI ケーブルに交換することとしており、MI ケーブルへの交換作業は、2020 年 12 月に完了予定である。

表 1 原子炉格納容器内の SA 環境下で機能が要求される計装機器のケーブル

監視パラメータ	計装機器	ケーブル種別
原子炉圧力容器温度	熱電対	MI
ドライウエル雰囲気温度	熱電対	MI
サブプレッションチェンバ氣體温度	熱電対	MI
サブプレッションチェンバプール水温度	測温抵抗体	MI
格納容器下部水位	電極式水位計	MI
格納容器内水素濃度 (SA)	水素濃度計	MI

## 3. 健全性評価結果

表 1 の MI ケーブル長は、最長で「原子炉圧力容器温度」の  m であるため、原子炉格納容器内の重大事故環境下で計器誤差に与える影響は小さく、問題ないことを確認した。

以上