

補足-40-10 【「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 可搬型
アクセスルート確保	—	ホイールローダ ^{*3}	可搬型

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

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

*3：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 可搬型
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	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ^{*3}	常設
		A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ ^{*3}	常設
		制御棒	常設
		制御棒駆動機構	常設
		制御棒駆動系水圧制御ユニット	常設
再循環系ポンプ停止による 原子炉出力抑制	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能） ^{*3}	常設
		再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ ^{*3}	常設
		低速度用電源装置遮断器手動スイッチ ^{*3}	常設
ほう酸水注入	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ほう酸水注入ポンプ	常設
		ほう酸水貯蔵タンク	常設
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイッチ ^{*3}	常設

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

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

*3：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 可搬型
高圧代替注水系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	常設高圧代替注水系ポンプ	常設
		高圧代替注水系タービン止め弁	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設
		原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	高圧炉心スプレイ系ポンプ ^{*3}	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	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原子炉注水 (ほう酸水注入)	—	ほう酸水注入ポンプ	常設
		ほう酸水貯蔵タンク [水源]	常設
原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁 (安全弁機能)	常設

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

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

*3: 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 可搬型
逃がし安全弁	(逃がし安全弁)	逃がし安全弁〔操作対象弁〕	常設
	(アキュムレータ)	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	自動減圧系	過渡時自動減圧機能 ^{*4}	常設
		自動減圧系の起動阻止スイッチ ^{*4}	常設
可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	125V系蓄電池A系・B系・HPC S系	可搬型代替低圧電源車	可搬型
		可搬型整流器	可搬型
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	125V系蓄電池A系・B系	逃がし安全弁用可搬型蓄電池 ^{*4}	可搬型
非常用窒素供給系による窒素確保	アキュムレータ	非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ	可搬型
非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧	アキュムレータ	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ	可搬型
インターフェイスシステム LOCA隔離弁 ^{*3}	(高圧炉心スプレイ系注入弁)	高圧炉心スプレイ系注入弁	常設
	(原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁)	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	常設
	(低圧炉心スプレイ系注入弁)	低圧炉心スプレイ系注入弁	常設
	(残留熱除去系A系注入弁)	残留熱除去系A系注入弁	常設
	(残留熱除去系B系注入弁)	残留熱除去系B系注入弁	常設
	(残留熱除去系C系注入弁)	残留熱除去系C系注入弁	常設

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

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

*3：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

*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 可搬型
低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設
低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	—	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [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	—	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	—	代替循環冷却系ポンプ	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	(残留熱除去系 (低圧注水系)) 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(低圧炉心スプレイ系) 残留熱除去系 (低圧注水系)	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系))	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ ^{*3}	常設
		緊急用海水系ストレーナ ^{*3}	常設
残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設

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

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

*3: 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 (1/2)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
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系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	フィルタ装置	常設
		第一弁 (S/C側)	常設
		第一弁 (D/W側)	常設
		第二弁	常設
		第二弁バイパス弁	常設
		遠隔人力操作機構	常設
		第二弁操作室遮蔽	常設
		第二弁操作室空気ボンベユニット (空気ボンベ) ^{*3}	可搬型
		第二弁操作室差圧計	常設
		圧力開放板	常設
		窒素供給装置	可搬型
		窒素供給装置用電源車	可搬型
		フィルタ装置遮蔽	常設
		配管遮蔽	常設
		移送ポンプ	常設
	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
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系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	第一弁 (S/C側)	常設
		第一弁 (D/W側)	常設
		耐圧強化ベント系一次隔離弁	常設
		耐圧強化ベント系二次隔離弁	常設
		遠隔人力操作機構	常設

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

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

*3: 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 (2/2)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系))	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱	(残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系))	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系))	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
残留熱除去系海水系による除熱	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設
緊急用海水系による除熱	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ ^{*3}	常設
		緊急用海水系ストレーナ ^{*3}	常設

- 注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「－」とする。
- *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
- *3: 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 可搬型
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系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [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系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系))	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱	(残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系))	残留熱除去系ポンプ ^{*3}	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設
緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ ^{*3}	常設
		緊急用海水系ストレーナ ^{*3}	常設
残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設

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

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

*3: 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(1/2)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等 対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
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	—	代替循環冷却系ポンプ	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
		サプレッション・チェンバ [水源]	常設
		残留熱除去系海水系ポンプ	常設
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設
		緊急用海水ポンプ ^{*3}	常設
		緊急用海水系ストレーナ ^{*3}	常設

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

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

*3: 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 (2/2)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等 対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
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
		第一弁 (S/C側)	常設
		第一弁 (D/W側)	常設
		第二弁	常設
		第二弁バイパス弁	常設
		遠隔人力操作機構	常設
		第二弁操作室遮蔽	常設
		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) ^{*3}	可搬型
		第二弁操作室差圧計	常設
		圧力開放板	常設
		窒素供給装置	可搬型
		窒素供給装置用電源車	可搬型
		フィルタ装置遮蔽	常設
		配管遮蔽	常設
		移送ポンプ	常設
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設

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

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

*3: 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 可搬型
格納容器下部注水系 (常設) によるペデスタル (ドライウェル部) への注水	—	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
		コリウムシールド	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
格納容器下部注水系 (可搬型) によるペデスタル (ドライウェル部) への注水	—	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		コリウムシールド	常設
		西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
溶融炉心の落下遅延及び防止	—	常設高圧代替注水系ポンプ	常設
		サプレッション・チェンバ [水源]	常設
	—	ほう酸水注入ポンプ	常設
		ほう酸水貯蔵タンク [水源]	常設
	—	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
	—	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
	—	代替循環冷却系ポンプ	常設
		残留熱除去系熱交換器	常設
		サプレッション・チェンバ [水源]	常設
		緊急用海水ポンプ ^{*3}	常設
		緊急用海水系ストレーナ ^{*3}	常設
		残留熱除去系海水系ポンプ	常設
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設

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

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

*3: 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(1/2)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等 対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器内の不活性 化	—	窒素供給装置	可搬型
		窒素供給装置用電源車	可搬型
格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃 度 (S A) による原子炉格 納容器内の水素濃度及び酸 素濃度監視	—	格納容器内水素濃度 (S A)	常設
		格納容器内酸素濃度 (S A)	常設

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

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

(第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(2/2)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等 対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
格納容器圧力逃がし装置に よる原子炉格納容器内の水 素及び酸素の排出	—	フィルタ装置	常設
		第一弁 (S/C側)	常設
		第一弁 (D/W側)	常設
		第二弁	常設
		第二弁バイパス弁	常設
		遠隔人力操作機構	常設
		第二弁操作室遮蔽	常設
		第二弁操作室 空気ボンベユニッ ト (空気ボンベ) ^{*3}	可搬型
		第二弁操作室差圧計	常設
		圧力開放板	常設
		窒素供給装置	可搬型
		窒素供給装置用電源車	可搬型
		フィルタ装置遮蔽	常設
		配管遮蔽	常設
		移送ポンプ	常設
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設
		フィルタ装置入口水素濃度 ^{*3}	常設

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

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

*3: 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 可搬型
原子炉建屋ガス処理系による水素排出	—	非常用ガス処理系排風機	常設
		非常用ガス処理系フィルタトレイン	常設
		非常用ガス再循環系排風機	常設
		非常用ガス再循環系フィルタトレイン	常設
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: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。

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

(第69条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備(1/2)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
可搬型代替注水中型ポンプ 又は可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
	サプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設
常設低圧代替注水系ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	常設低圧代替注水系ポンプ ^{*3}	常設
		常設スプレイヘッド	常設
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		常設スプレイヘッド	常設
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設
可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) を使用した使用済燃料プール注水及びスプレイ	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却及び補給) 燃料プール冷却浄化系	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型
		可搬型スプレイノズル	可搬型
	サプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽 [水源]	常設
大気への放射性物質の拡散抑制	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型
		放水砲	可搬型

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

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

*3: 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69条) 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備(2/2)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備(既設+新設)	常設 可搬型
代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	残留熱除去系(使用済燃料プール水の冷却) 燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ	常設
		代替燃料プール冷却系熱交換器	常設
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ ^{*3}	常設
		緊急用海水系ストレーナ ^{*3}	常設
使用済燃料プールの監視	(使用済燃料プール水位・温度(SA広域)) 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度 使用済燃料プール温度 燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	常設
		使用済燃料プール温度(SA)	常設
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	常設
		使用済燃料プール監視カメラ(使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む)	常設

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

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

*3: 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70条) 工場等外への放射線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 可搬型
大気への放射性物質の拡散 抑制	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水 用)	可搬型
		放水砲	可搬型
海洋への放射性物質の拡散 抑制	—	汚濁防止膜	可搬型
航空機燃料火災への泡消火	—	可搬型代替注水大型ポンプ (放水 用)	可搬型
		放水砲	可搬型
		泡混合器	可搬型
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬型

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

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

(第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 可搬型
重大事故等収束のための水 源	(サプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源]	常設
		代替淡水貯槽 [水源]	常設
		サプレッション・チェンバ [水源]	常設
	—	ほう酸水貯蔵タンク [水源]	常設
水の供給	サプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型

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

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

(第72条) 電源設備 (1/2)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等 対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
常設代替交流電源設備による給電	2 C・2 D非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置	常設
可搬型代替交流電源設備による給電	2 C・2 D非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	可搬型代替低圧電源車	可搬型
所内常設直流電源設備による給電	2 C・2 D非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	125V 系蓄電池 A系 ^{*3}	常設
		125V 系蓄電池 B系 ^{*3}	常設
可搬型代替直流電源設備による給電	125V 系蓄電池 A系・B系・H P C S系	可搬型代替低圧電源車	可搬型
		可搬型整流器	可搬型
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 M/C ^{*3}	常設
		緊急用 P/C ^{*3}	常設
		緊急用 M C C ^{*3}	常設
		緊急用電源切替盤 ^{*3}	常設
		緊急用直流 125V 主母線盤 ^{*3}	常設
	125V 系蓄電池 A系・B系・H P C S系	緊急用 125V 系蓄電池 ^{*3}	常設

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

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

*3: 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 (2/2)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
非常用交流電源設備	(2 C 非常用ディーゼル発電機)	2 C 非常用ディーゼル発電機 ^{*3}	常設
	(2 D 非常用ディーゼル発電機)	2 D 非常用ディーゼル発電機 ^{*3}	常設
	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 ^{*3}	常設
	(2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク ^{*3}	常設
	(2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク ^{*3}	常設
	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク ^{*3}	常設
	(2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ)	2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設
	(2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ)	2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設
	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設
	(軽油貯蔵タンク)	軽油貯蔵タンク ^{*3}	常設
	(2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ^{*3}	常設
	(2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ^{*3}	常設
	(高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ^{*3}	常設
非常用直流電源設備	(125V 系蓄電池 A 系)	125V 系蓄電池 A 系 ^{*3}	常設
	(125V 系蓄電池 B 系)	125V 系蓄電池 B 系 ^{*3}	常設
	(125V 系蓄電池 H P C S 系)	125V 系蓄電池 H P C S 系 ^{*3}	常設
	(中性子モニタ用蓄電池 A 系)	中性子モニタ用蓄電池 A 系 ^{*3}	常設
	(中性子モニタ用蓄電池 B 系)	中性子モニタ用蓄電池 B 系 ^{*3}	常設
燃料給油設備による給油	(軽油貯蔵タンク) 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	可搬型設備用軽油タンク	常設
		タンクローリ	可搬型
		軽油貯蔵タンク ^{*3}	常設
		常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ ^{*3}	常設

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

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

*3: 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(1/10)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な 重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった 場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度*3	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 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 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設
	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	主要パラメータの他チャンネル 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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設

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

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

*3: 設計基準事故対処設備としての計装設備。個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第73条) 計装設備(2/10)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な 重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった 場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉圧力 容器内の水 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力	常設
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	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 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) サプレッション・チェンバ圧力	常設

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

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

(第73条) 計装設備(3/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉圧力 容器への注 水量	原子炉隔離時冷却系系統流 量 高圧炉心スプレイ系系統流 量	高圧代替注水系系統流 量	サプレッション・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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出 圧力	常設
	残留熱除去系系統流 量 低圧炉心スプレイ系系統流 量	低圧代替注水系原子炉 注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉 注水流量 (常設ライン 狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉 注水流量 (可搬ライン 用) 低圧代替注水系原子炉 注水流量 (可搬ライン 狭帯域用)	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	常設
	—	代替循環冷却系原子炉 注水流量	サプレッション・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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	常設
	(原子炉隔離時冷却系系統 流量) 高圧炉心スプレイ系系統流 量	原子炉隔離時冷却系系 統流量	サプレッション・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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力	常設
	(高圧炉心スプレイ系系統 流量) 原子炉隔離時冷却系系統流 量	高圧炉心スプレイ系系 統流量	サプレッション・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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	常設
	(残留熱除去系系統流量) 低圧炉心スプレイ系系統流 量	残留熱除去系系統流量	サプレッション・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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力	常設

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

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

(第73条) 計装設備(4/10)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な 重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった 場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉圧力 容器への注 水量	(低圧炉心スプレイ系系統 流量) 残留熱除去系系統流量	低圧炉心スプレイ系系 統流量	サプレッション・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 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	常設
原子炉格納 容器への注 水量	残留熱除去系系統流量	低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量 (常設 ライン用) 低圧代替注水系格納容 器スプレイ流量 (可搬 ライン用)	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サプレッション・プール水位	常設
	—	代替循環冷却系格納容 器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	常設
	—	低圧代替注水系格納容 器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 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*3	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 ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	常設
	サプレッション・チェンバ 雰囲気温度*3	サプレッション・チェ ンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ圧力	常設
	サプレッション・プール水 温度*3	サプレッション・プー ル水温度	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ雰 気温度	常設
	—	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル	常設
原子炉格納 容器内の圧 力	ドライウエル圧力*3	ドライウエル圧力	サプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度	常設
	サプレッション・チェンバ 圧力*3	サプレッション・チェ ンバ圧力	ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ雰 気温度	常設

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

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

*3: 設計基準事故対処設備としての計装設備。個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第 73 条) 計装設備 (5/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位*3	サプレッション・プール水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	常設
	—	格納容器下部水位	主要パラメータの他チャンネル 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位	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 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	常設
原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	格納容器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 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	常設
	(格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器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 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	常設
未臨界の維持又は監視	(起動領域計装) 平均出力領域計装	起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域計装	常設
	(平均出力領域計装) 起動領域計装	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 起動領域計装	常設
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	—	サプレッション・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・チェンバ雰囲気温度	常設
	—	代替循環冷却系ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換器出口温度	常設

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

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

*3: 設計基準事故対処設備としての計装設備。個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第73条) 計装設備(6/10)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な 重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった 場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
最終ヒート シンクの確 保 (代替循 環冷却系) (続き)	—	代替循環冷却系原子炉 注水流量	サプレッション・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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 代替循環冷却系格納容器スプレイ 流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力容器温度	常設
	—	代替循環冷却系格納容 器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 サプレッション・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気 温度	常設
最終ヒート シンクの確 保 (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
		フィルタ装置圧力	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置スクラビング水温 度	常設
		フィルタ装置スクラビ ング水温度	フィルタ装置圧力	常設
		フィルタ装置出口放射 線モニタ (高レンジ・ 低レンジ)	主要パラメータ (フィルタ装置 出口放射線モニタ (高レン ジ)) の他チャンネル	常設
		フィルタ装置入口水素 濃度*3	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
最終ヒート シンクの確 保 (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
最終ヒート シンクの確 保 (残留熱 除去系)	(残留熱除去系熱交換器入 口温度)	残留熱除去系熱交換器 入口温度	原子炉圧力容器温度 サプレッション・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	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系 熱交換器) 緊急用海水系流量 (残留熱除去 系補機)	常設
	(残留熱除去系系統流量)	残留熱除去系系統流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	常設

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

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

*3: 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(7/10)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な 重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった 場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
格納容器バイパスの監視 (原子炉圧力容器内の 状態)	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	常設
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域)	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 (S A) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設
	原子炉圧力	原子炉圧力 (S A)	主要パラメータの他チャンネル 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 (S A広帯域) 原子炉水位 (S A燃料域) 原子炉圧力容器温度	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*3	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 ドライウエル圧力	常設
	ドライウエル圧力*3	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 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)	(高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	常設
	(原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力)	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	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	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	常設
	(低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力)	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (S A)	常設

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

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

*3: 設計基準事故対処設備としての計装設備。個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第73条) 計装設備(8/10)

機能	機能喪失を想定する主要な 設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な 重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった 場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
水源の確保	サブプレッション・プール水位*4	サブプレッション・プール水位	高压代替注水系系統流量 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 常設高压代替注水系ポンプ吐出 圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出 圧力 高压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出 圧力	常設
	サブプレッション・プール水位*4	代替淡水貯槽水位*3	低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 低压代替注水系格納容器スプレ イ流量(常設ライン用) 低压代替注水系格納容器スプレ イ流量(可搬ライン用) 低压代替注水系格納容器下部注 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広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) サプレッション・プール水位 常設低压代替注水系ポンプ吐出 圧力	常設

- 注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「ー」とする。
- *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
- *3: 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: 設計基準事故対処設備としての計装設備。個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第 73 条) 計装設備 (9/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 *1, *2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設 可搬型
水源の確保 (続き)	サプレッション・プール水位 *4	西側淡水貯水設備水位 *3	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器下部注 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広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) サプレッション・プール水位	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	格納容器内酸素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	常設
使用済燃料 プールの監 視	(使用済燃料プール水位・ 温度 (SA広域)) 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度	使用済燃料プール水 位・温度 (SA広域)	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	常設
	使用済燃料プール水位・温 度 (SA広域) 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カメラ	常設
	使用済燃料プール水位・温 度 (SA広域) 燃料取替フロア燃料プール エリア放射線モニタ 原子炉建屋換気系燃料取替 床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダク ト放射線モニタ	使用済燃料プールエリ ア放射線モニタ (高レ ンジ・低レンジ)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール監視カメラ	常設
	使用済燃料プール水位・温 度 (SA広域) 使用済燃料プール水位 燃料プール冷却浄化系ポン プ入口温度 使用済燃料プール温度	使用済燃料プール監視 カメラ (使用済燃料プ ール監視カメラ用空冷 装置を含む)	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア放射線 モニタ (高レンジ・低レンジ)	常設

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

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

*3: 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: 設計基準事故対処設備としての計装設備。個数と設置場所を添付資料2に示す。

(第 73 条) 計装設備(10/10)

機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, *2}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	常設 可搬型
発電所内の通信連絡	(安全パラメータ表示システム (S P D S))	安全パラメータ表示システム (S P D S) ^{*3}	常設
温度, 圧力, 水位, 注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器 (原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位及び流量 (注水量) 計測用) ^{*3}	可搬型
圧力, 水位, 注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器 (原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力, 水位及び流量 (注水量) 計測用) ^{*3}	可搬型
その他 ^{*4}	(M/C 2 C 電圧)	M/C 2 C 電圧 ^{*3}	常設
	(M/C 2 D 電圧)	M/C 2 D 電圧 ^{*3}	常設
	(M/C H P C S 電圧)	M/C H P C S 電圧 ^{*3}	常設
	(P/C 2 C 電圧)	P/C 2 C 電圧 ^{*3}	常設
	(P/C 2 D 電圧)	P/C 2 D 電圧 ^{*3}	常設
	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 M/C H P C S 電圧	緊急用M/C 電圧 ^{*3}	常設
	P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧	緊急用P/C 電圧 ^{*3}	常設
	(直流 125V 主母線盤 2 A 電圧)	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧 ^{*3}	常設
	(直流 125V 主母線盤 2 B 電圧)	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧 ^{*3}	常設
	(直流 125V 主母線盤 H P C S 電圧)	直流 125V 主母線盤 H P C S 電圧 ^{*3}	常設
	(直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧)	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧 ^{*3}	常設
	(直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧)	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧 ^{*3}	常設
	直流125V主母線盤 2 A 電圧 直流125V主母線盤 2 B 電圧 直流 125V 主母線盤 H P C S 電圧	緊急用直流 125V 主母線盤電圧 ^{*3}	常設
	(非常用窒素供給系供給圧力)	非常用窒素供給系供給圧力	常設
	非常用窒素供給系供給圧力	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	常設
	非常用窒素供給系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	常設
	非常用窒素供給系供給圧力	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力	常設

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

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

*3: 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: 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

(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 可搬型
中央制御室換気系による居住性の確保	(中央制御室遮蔽)	中央制御室遮蔽	常設
	(中央制御室換気系)	中央制御室換気系空調機ファン ^{*4}	常設
		中央制御室換気系フィルタ系ファン ^{*4}	常設
		中央制御室換気系フィルタユニット ^{*4}	常設
原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	—	非常用ガス再循環系排風機	常設
		非常用ガス処理系排風機	常設
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	—	ブローアウトパネル閉止装置	常設
		ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	常設
		ブローアウトパネル開閉状態表示	常設
中央制御室待避室による居住性の確保	—	中央制御室待避室遮蔽	常設
		中央制御室待避室空気ポンプユニット (空気ポンプ) ^{*4}	可搬型
		中央制御室待避室差圧計 ^{*4}	常設
		衛星電話設備 (可搬型) (待避室) ^{*3, *4}	可搬型
		データ表示装置 (待避室) ^{*3, *4}	可搬型
可搬型照明 (S A) による居住性の確保	中央制御室照明	可搬型照明 (S A) ^{*3, *4}	可搬型
酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保	—	酸素濃度計 ^{*3, *4}	可搬型
		二酸化炭素濃度計 ^{*3, *4}	可搬型
チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止	—	可搬型照明 (S A) ^{*3, *4}	可搬型

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

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

*3: 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 可搬型
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}	可搬型
放射能観測車の代替測定	放射能観測車	可搬型ダスト・よう素サンプラ ^{*3}	可搬型
		N a I シンチレーションサーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
		β線サーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
		Z n S シンチレーションサーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
気象観測設備の代替測定	気象観測設備	可搬型気象観測設備 ^{*3}	可搬型
放射線量の測定	—	可搬型モニタリング・ポスト ^{*3}	可搬型
		電離箱サーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
		小型船舶 ^{*3}	可搬型
放射性物質濃度（空气中・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}	可搬型
		N a I シンチレーションサーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
		β線サーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
		Z n S シンチレーションサーベイ・メータ ^{*3}	可搬型
		小型船舶 ^{*3}	可搬型

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

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

*3：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 可搬型
緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護	—	緊急時対策所遮蔽	常設
		緊急時対策所非常用送風機 ^{*4}	常設
		緊急時対策所非常用フィルタ装置 ^{*4}	常設
		緊急時対策所加圧設備 ^{*4}	可搬型
		緊急時対策所用差圧計 ^{*4}	常設
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	—	酸素濃度計 ^{*3, *4}	可搬型
		二酸化炭素濃度計 ^{*3, *4}	可搬型
放射線量の測定	—	緊急時対策所エリアモニタ ^{*4}	可搬型
		可搬型モニタリング・ポスト	可搬型
必要な情報の把握	(安全パラメータ表示システム(S P D S))	安全パラメータ表示システム(S P D S) ^{*4}	常設
通信連絡	送受信器(ページング), 電力保安通信用電話設備(固定電話機, P H S 端末及びF A X)	無線連絡設備(携帯型)	可搬型
		衛星電話設備(固定型) ^{*4}	常設
		衛星電話設備(携帯型)	可搬型
		携行型有線通話装置	可搬型
	—	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X) ^{*3, *4}	常設
緊急時対策所用代替電源設備による給電	常用電源設備	緊急時対策所用発電機 ^{*4}	常設
		緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク	常設
		緊急時対策所用発電機給油ポンプ ^{*4}	常設
		緊急時対策所用M/C電圧計 ^{*4}	常設

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

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

*3: 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 可搬型
発電所内の通信連絡	送受話器 (ページング) , 電力保安通信用電話設備 (固定電話機, PHS 端末及びFAX)	携行型有線通話装置	可搬型
		無線連絡設備 (携帯型)	可搬型
		衛星電話設備 (固定型) ^{*4}	常設
		衛星電話設備 (携帯型)	可搬型
	(安全パラメータ表示システム (SPDS))	安全パラメータ表示システム (SPDS) ^{*4}	常設
発電所外 (社内外) の通信連絡	—	衛星電話設備 (固定型) ^{*3, *4}	常設
		衛星電話設備 (携帯型) ^{*3}	可搬型
		統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備 (テレビ会議システム, IP 電話及びIP-FAX) ^{*3, *4}	常設
		データ伝送設備 ^{*3, *4}	常設

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

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

*3: 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。

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 可搬型
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	（原子炉圧力容器）	原子炉圧力容器 ^{*3}	常設
	（原子炉格納容器）	原子炉格納容器	常設
	（使用済燃料プール）	使用済燃料プール	常設
	－	原子炉建屋原子炉棟	常設
非常用取水設備	（貯留堰）	貯留堰	常設
	（取水路，取水ピット）	取水構造物	常設
	取水路，取水ピット	S A用海水ピット取水塔	常設
		海水引込み管	常設
		S A用海水ピット	常設
		緊急用海水取水管	常設
		緊急用海水ポンプピット	常設

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

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

*3：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

重大事故等対処設備に機能を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に設計する。対象となる設備及び設計上の考慮を以下に示す。

確認対象 設備・部位	機能	位置付け	重大事故等時における設計上の考慮
原子炉压力容器 スカート	支持構造物	冷却材の流路 以外	<ul style="list-style-type: none"> 各設備は，基準地震動 S_s による地震力に対して機能を損なわない設計とする。 重大事故等時に想定される圧力，温度，荷重その他条件に対して，十分な構造及び強度を有する設計とする。
原子炉压力容器 の基礎ボルト	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	
原子炉格納容器 スタビライザ	支持構造物	冷却材の流路 以外	
中性子計測 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	
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
残留熱除去系ポンプA室空調	環境条件の緩和	建屋空調	<ul style="list-style-type: none"> 各空調設備（チラーを含む。）は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用発電機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（チラーを含む。）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（チラーを含む。）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（チラーを含む。）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。除熱に用いる冷媒は、チラー設備から供給する設計とする。 各空調設備（チラーを含む。）は、火山の影響を考慮して必要によりフィルタの取替又は清掃の措置を講じることで火山事象により機能が損なわれない設計とするとともに、基準地震動S_sによる地震力に対して機能を損なわない設計とする等、想定される重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。 各空調設備（チラーを含む。）は、常時運転することで操作が不要な設計又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。 各空調設備（チラーを含む。）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。
高圧炉心スプレィ系ポンプ室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
電気室及びケーブル処理室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
電気室及び空調機械室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
非常用ディーゼル発電機室及び高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
緊急用電気室、レシービングタンク室* ¹ 及びフィルタ装置入口水素濃度計室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
バッテリー室排風機室* ² 空調	環境条件の緩和	建屋空調	
中央制御室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
常設低圧代替注水系ポンプ室空調	環境条件の緩和	建屋空調	
緊急用海水ポンプピット空調	環境条件の緩和	建屋空調	
緊急時対策所建屋空調	環境条件の緩和	建屋空調	
発電機室2A及び発電機室2B空調	環境条件の緩和	建屋空調	
常設代替高圧電源装置置場（地下階）空調	環境条件の緩和	建屋空調	

注記 *1：第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の設置エリア

*2：中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）の設置エリア

設計基準事故対処設備としての計装設備の個数と設置場所について

設計基準事故対処設備としての計装設備の個数と設置場所を表1及び図1に示す。

表1 設計基準事故対処設備としての計装設備の個数と設置場所

計装設備	個数	設置場所
原子炉圧力容器温度*	22	原子炉格納容器 【図1 (5/7), (6/7)】
ドライウェル雰囲気温度*	15	原子炉格納容器 【図1 (5/7), (6/7)】
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	4	原子炉格納容器 【図1 (3/7)】
サプレッション・プール水温度*	34	原子炉格納容器 【図1 (1/7), (2/7)】
ドライウェル圧力	2	原子炉建屋原子炉棟3階 【図1 (5/7)】
サプレッション・チェンバ圧力	2	原子炉建屋原子炉棟1階 【図1 (3/7)】
サプレッション・プール水位	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階 【図1 (1/7)】
格納容器内水素濃度	2	原子炉建屋原子炉棟3階, 4階 【図1 (5/7), (6/7)】
格納容器内酸素濃度	2	原子炉建屋原子炉棟3階, 4階 【図1 (5/7), (6/7)】
使用済燃料プール水位	2	原子炉建屋原子炉棟6階 【図1 (7/7)】
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	1	原子炉建屋原子炉棟4階 【図1 (6/7)】
使用済燃料プール温度	1	原子炉建屋原子炉棟6階 【図1 (7/7)】
燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	1	原子炉建屋原子炉棟6階 【図1 (7/7)】
原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ	4	原子炉建屋原子炉棟6階 【図1 (7/7)】
原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	4	原子炉建屋付属棟3階 【図1 (5/7)】

注記 * : 異なる高さ方向に複数の検出器を設置

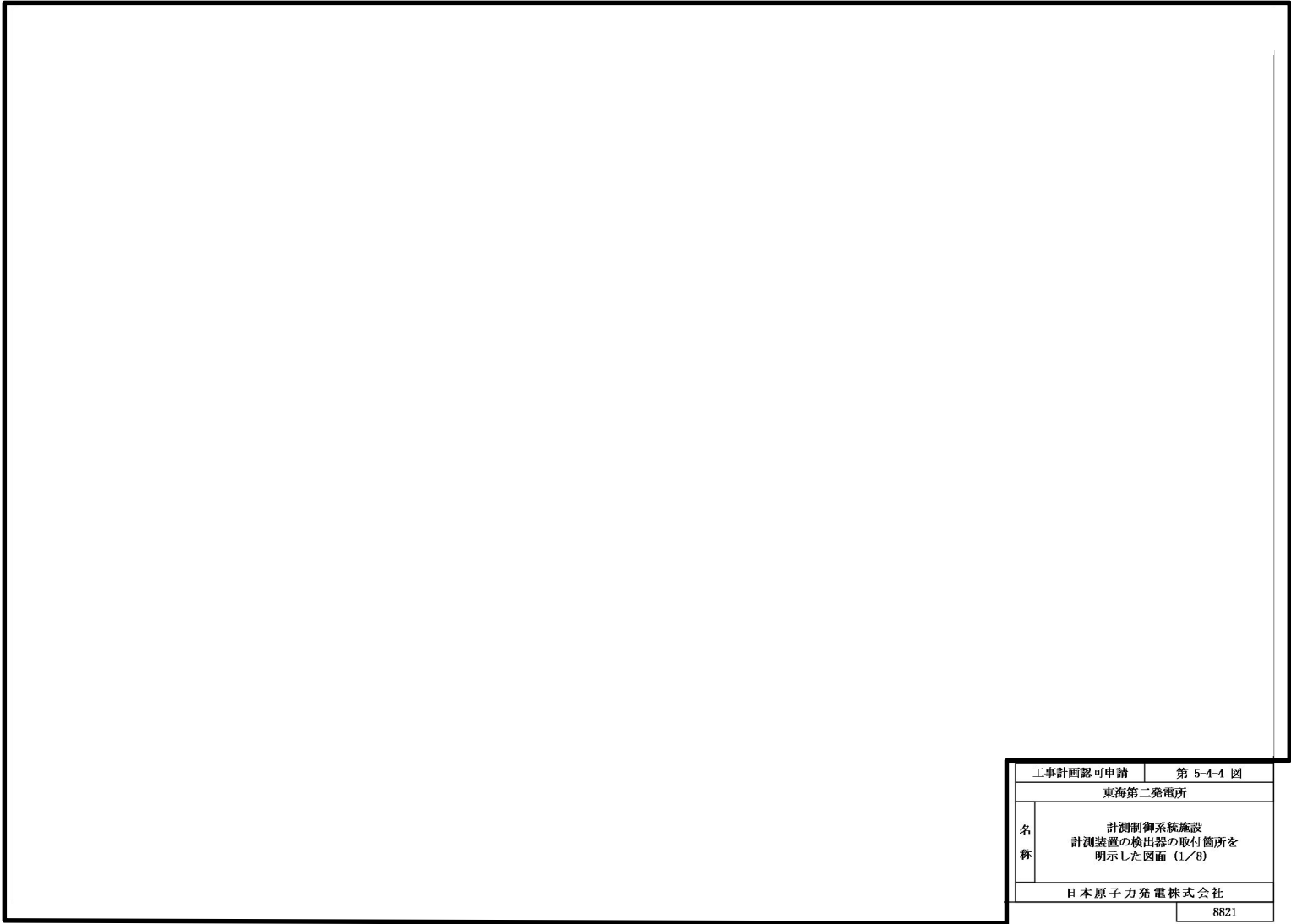


図 1 配置図(1/7)

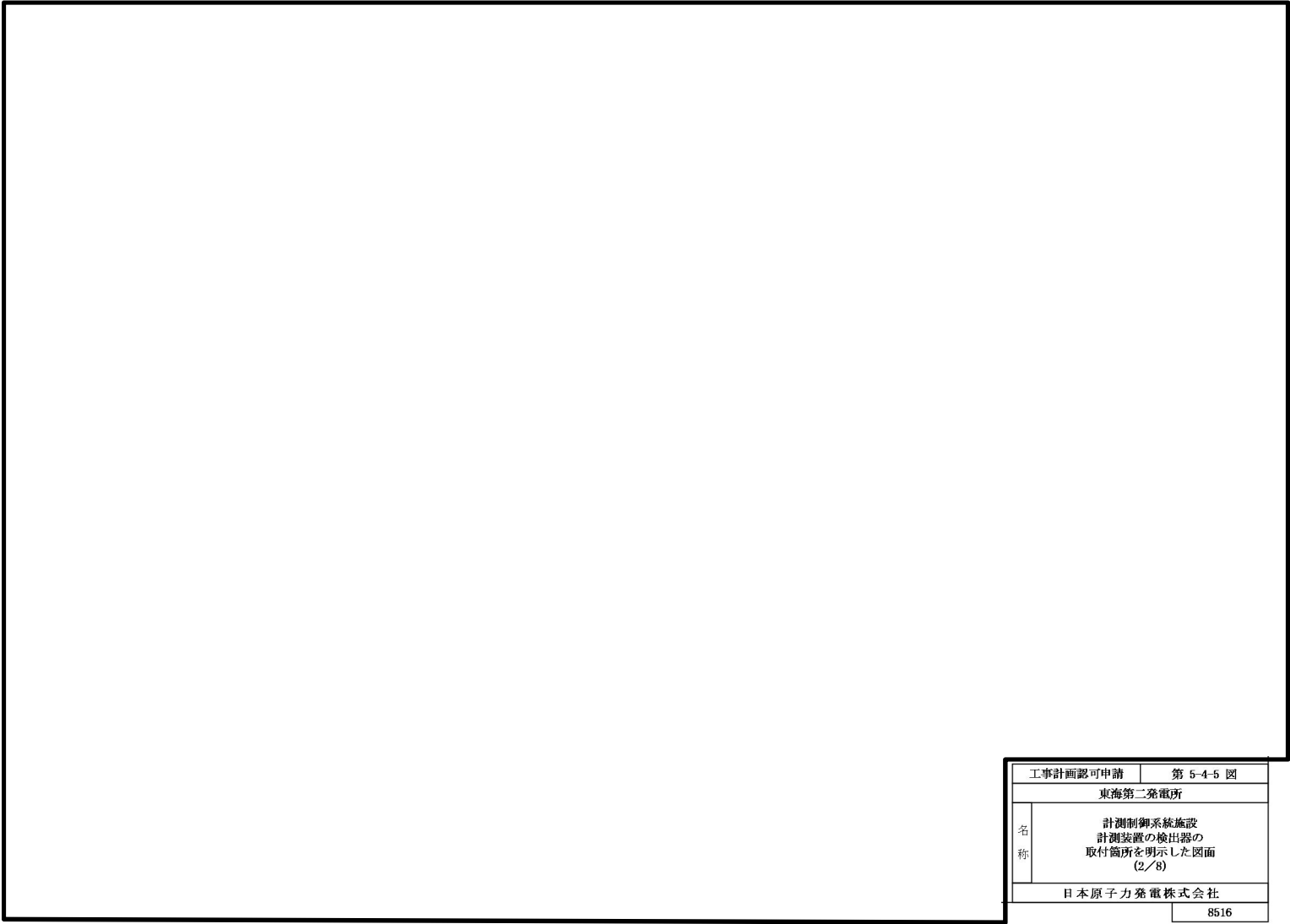


図 1 配置図 (2/7)

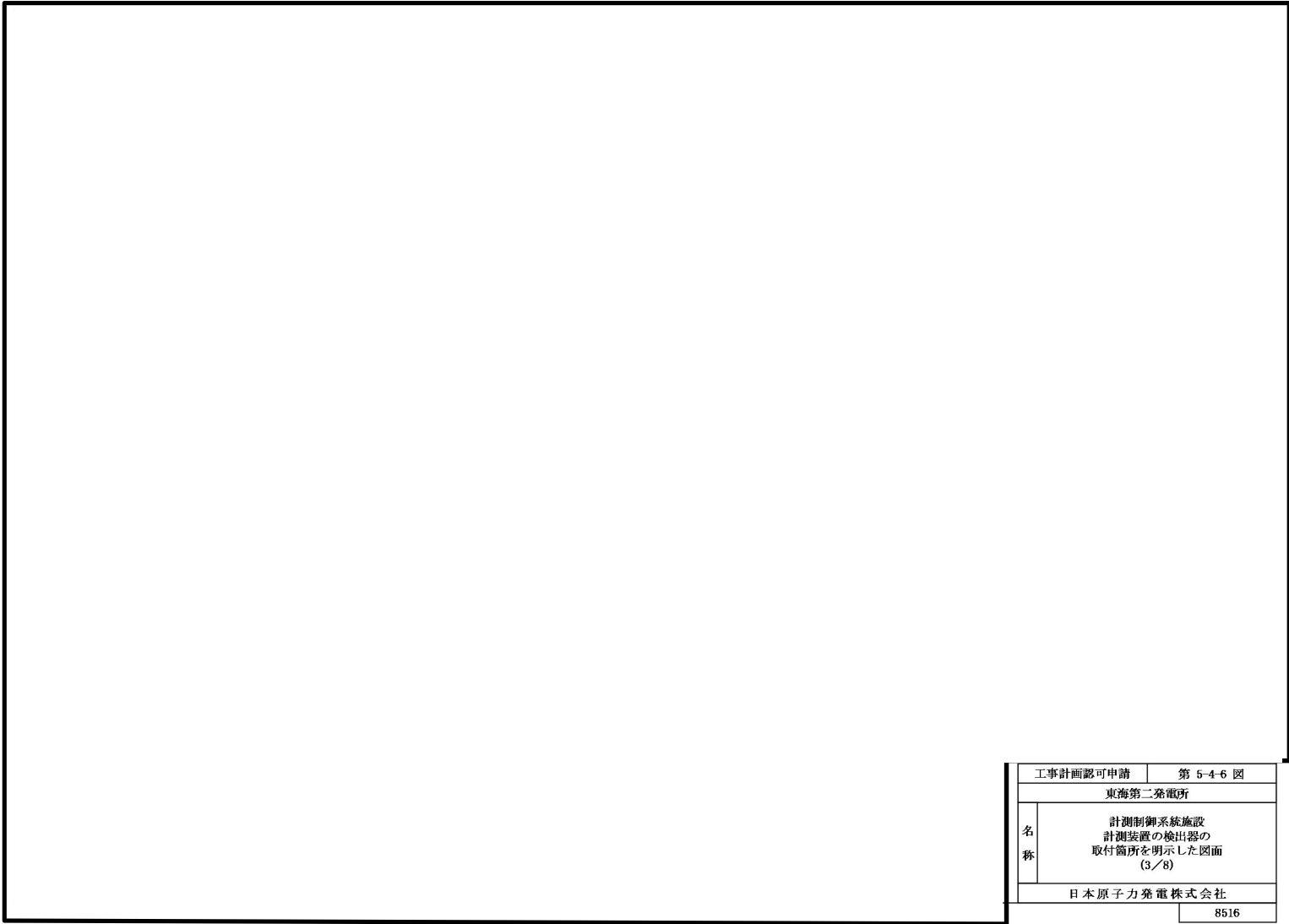


図 1 配置図(3/7)

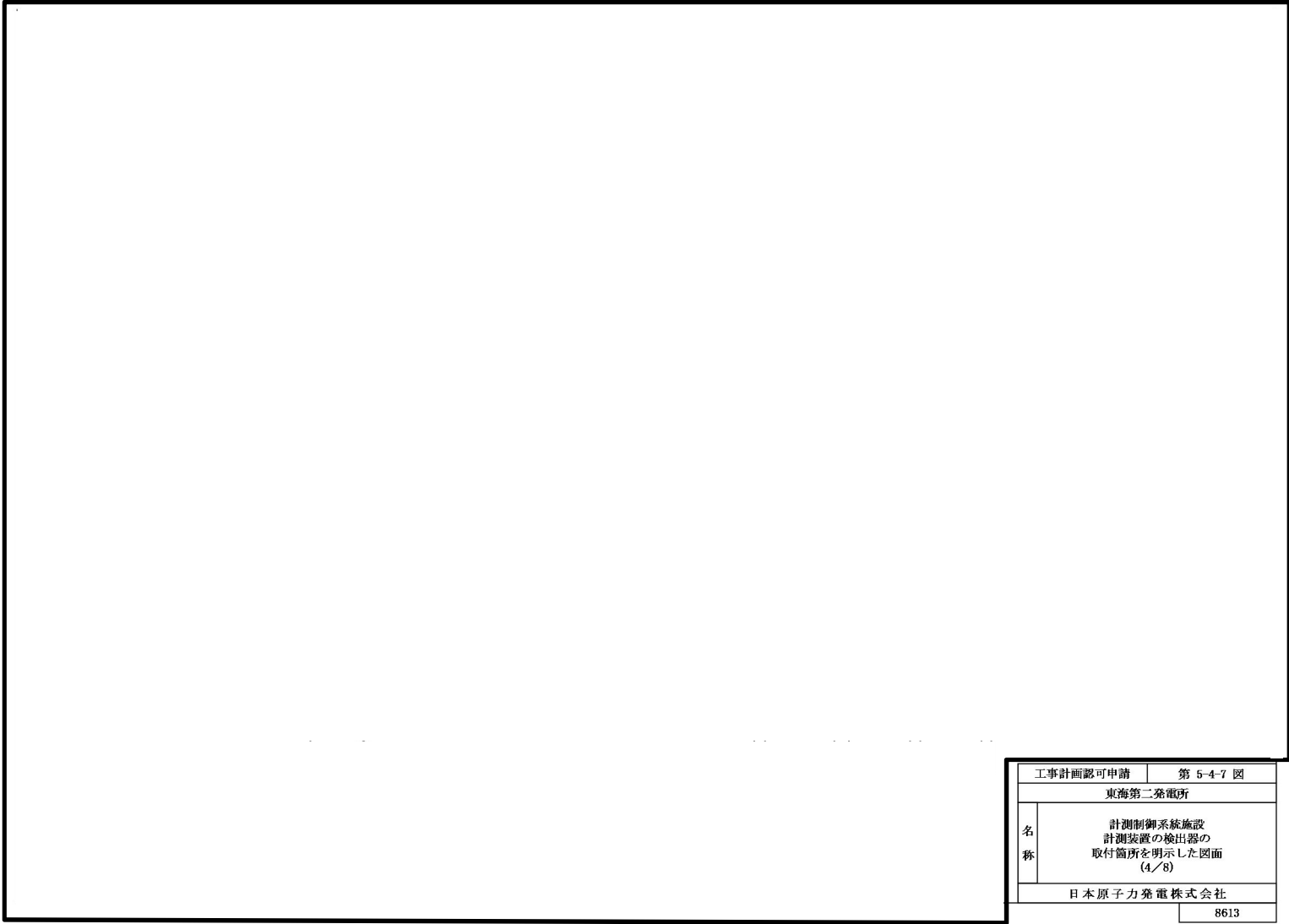


図 1 配置図(4/7)

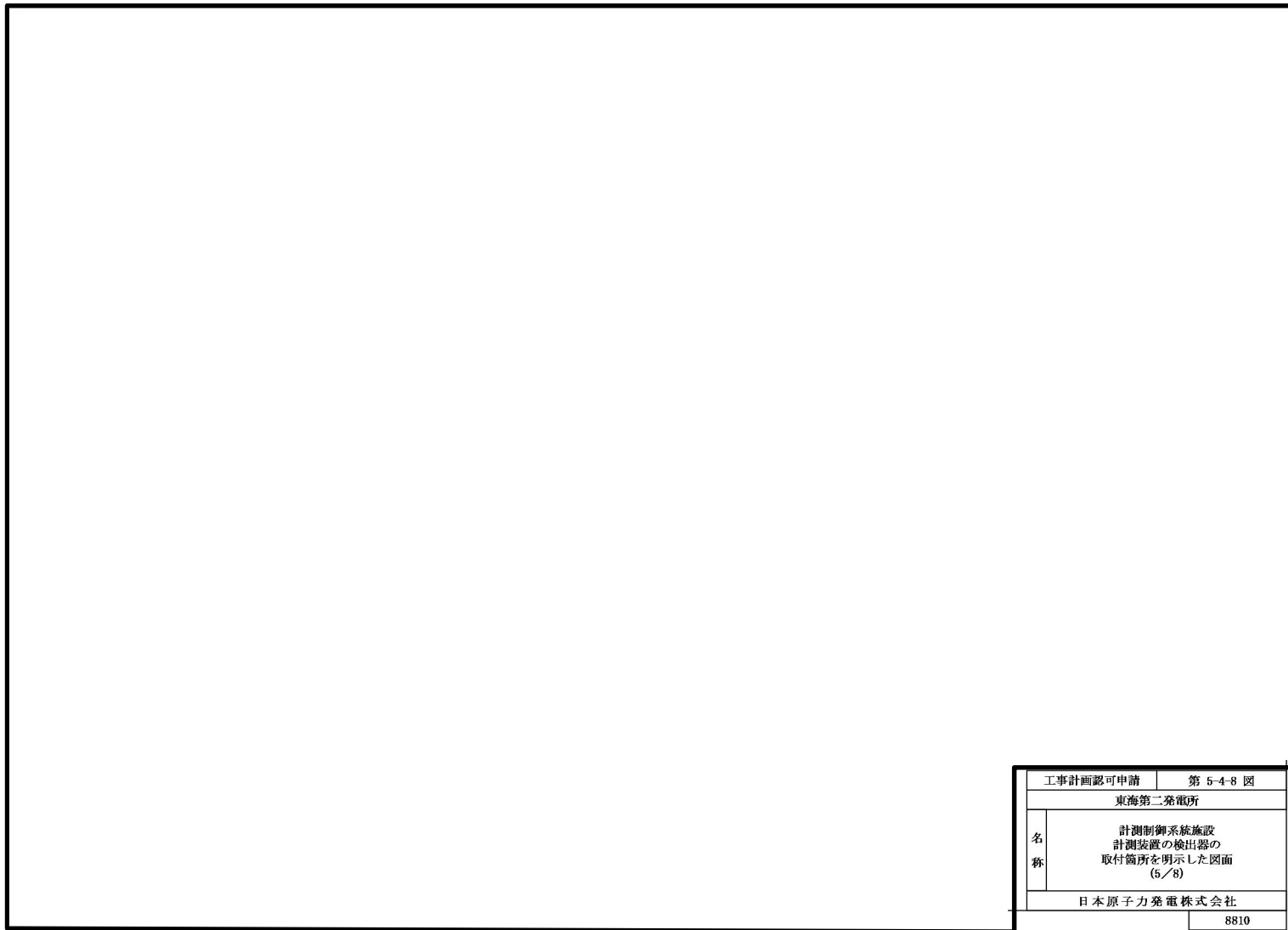


図 1 配置図(5/7)

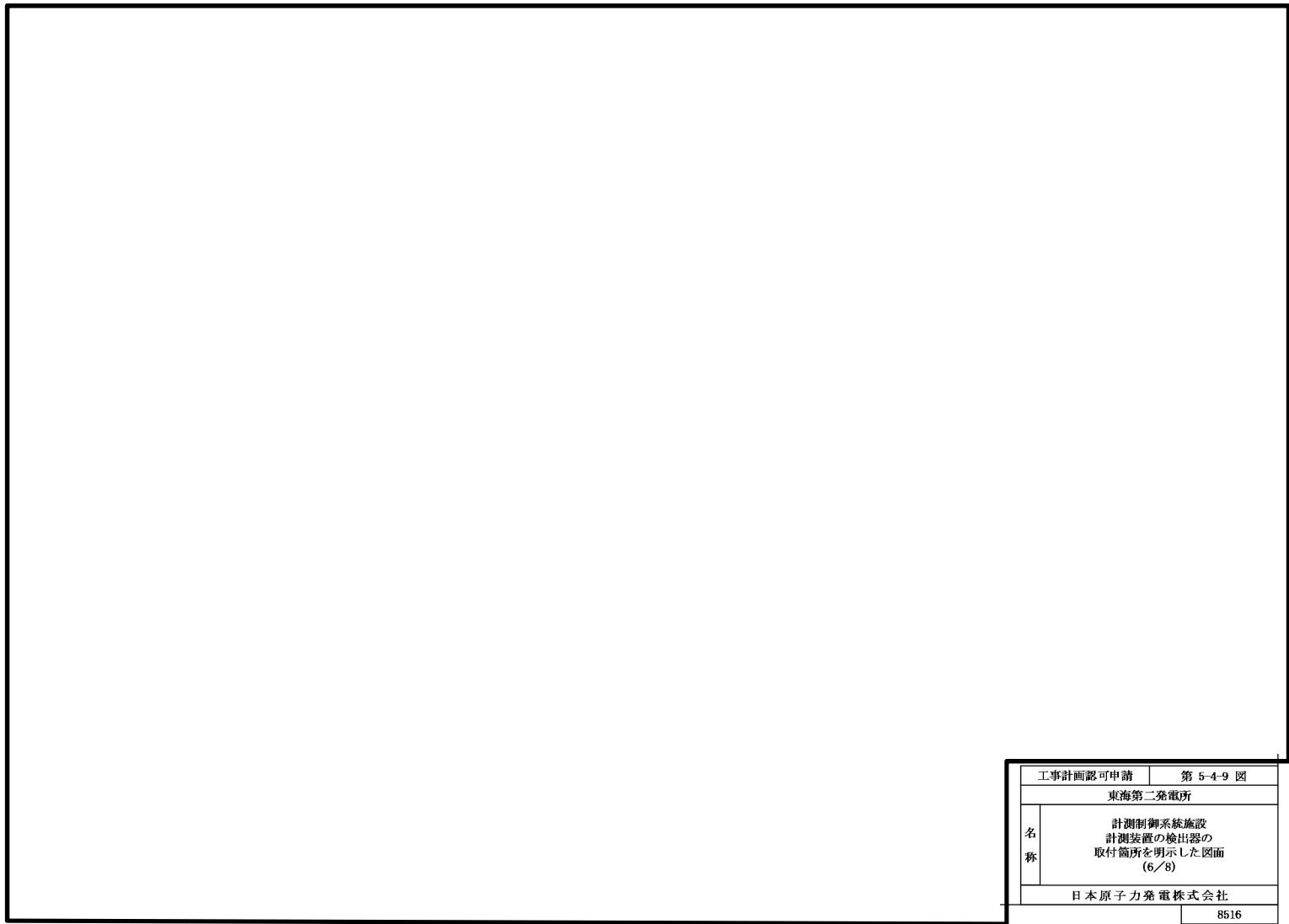


図 1 配置図(6/7)

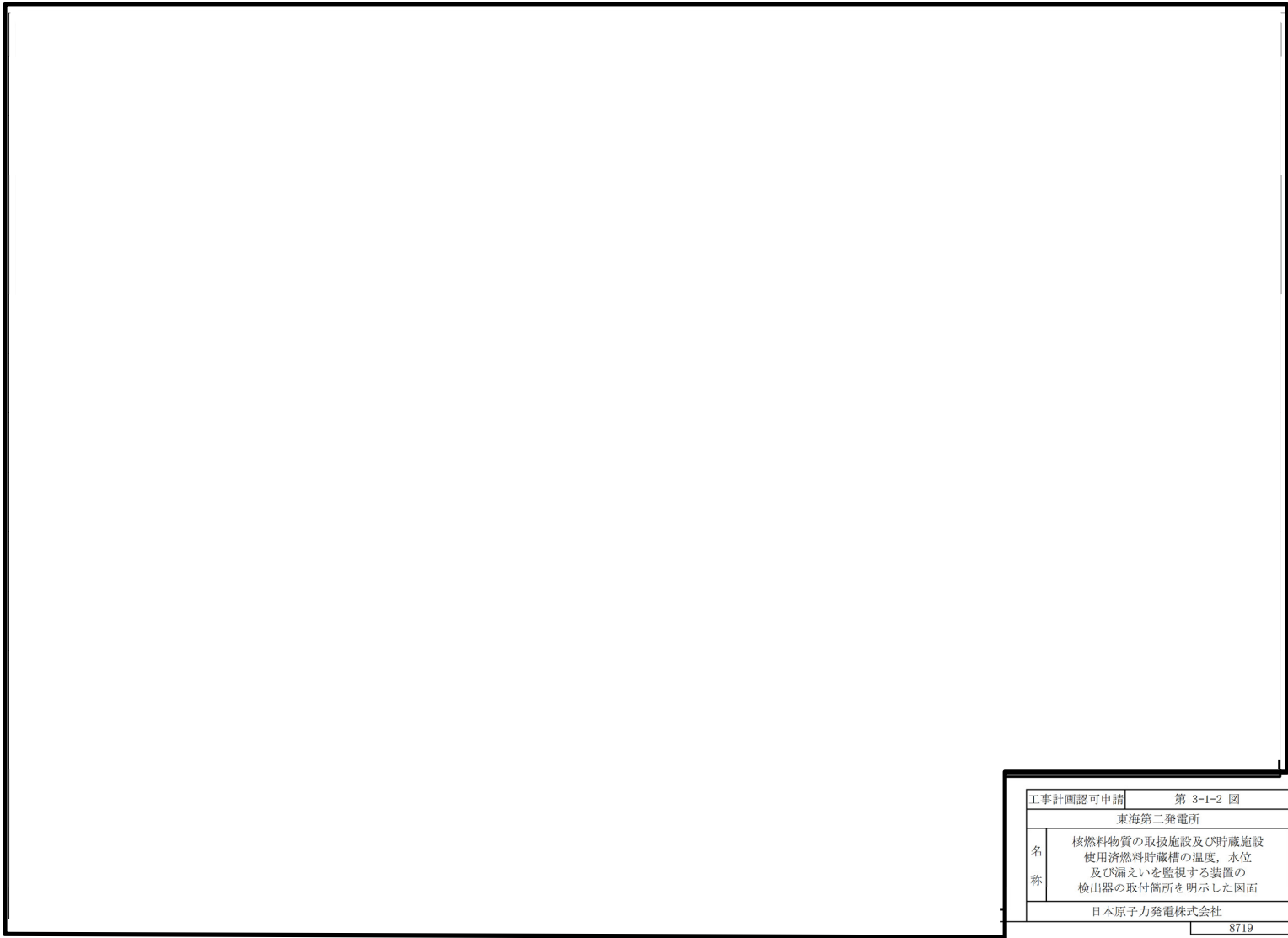


図 1 配置図 (7/7)

補足-40-11 【逃がし安全弁の環境条件の設定について】

1. はじめに

東海第二発電所の有効性評価では、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、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。

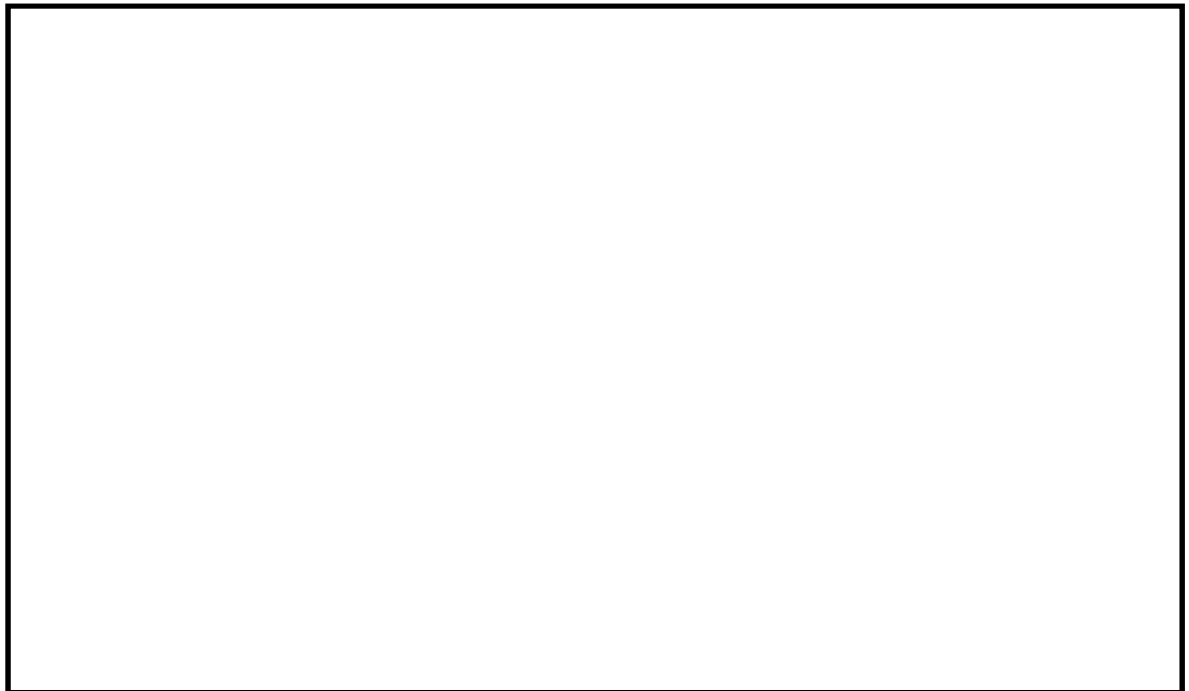


図 1 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の SRV 環境試験条件

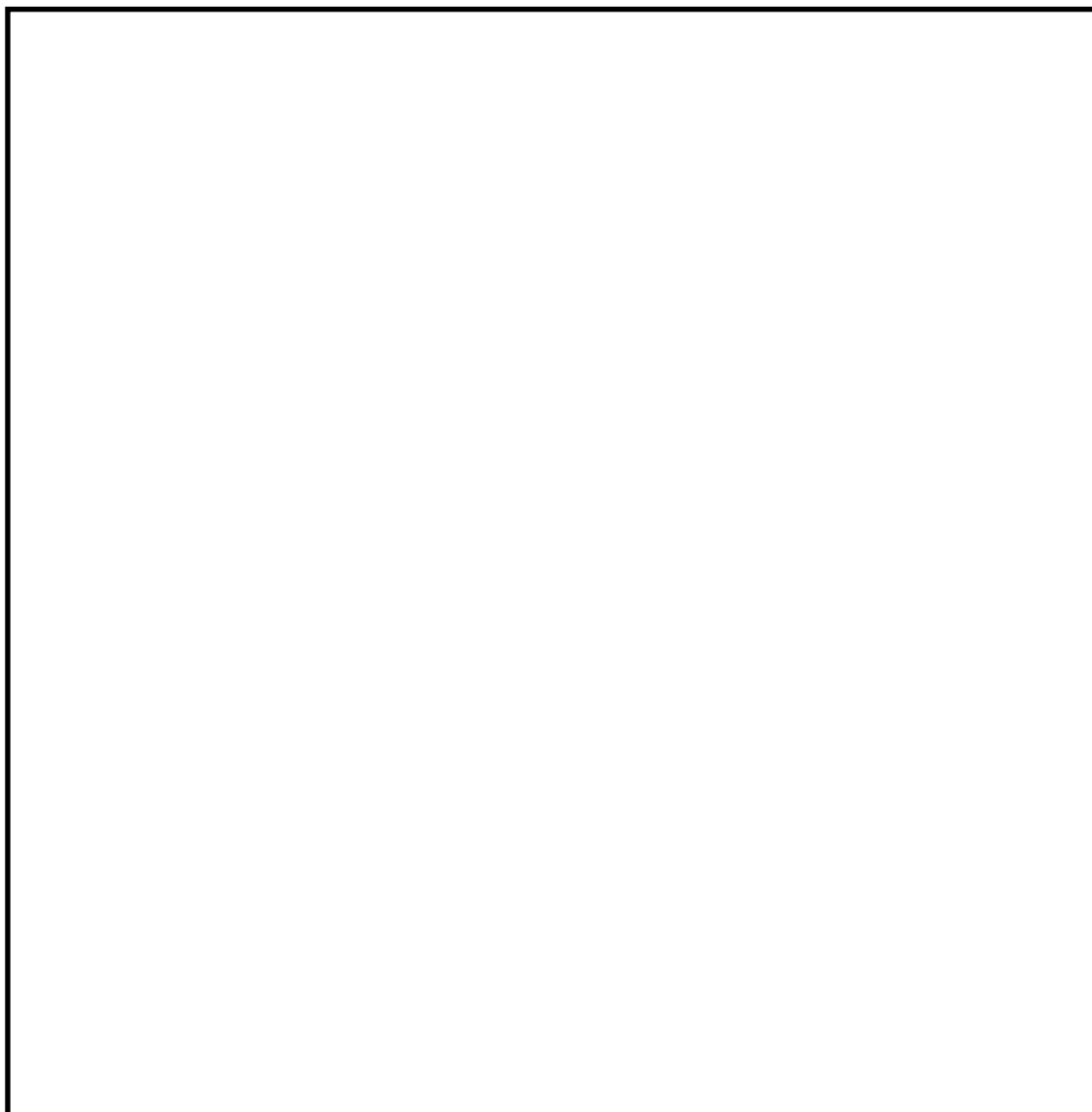


図 2 安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究（平成 7 年度）の
SRV 環境試験機器概要図

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 シーケンスでは低圧代替注水系（常設）による原子炉注水機能を評価上考慮しておらず、重大事故等対処設備の一部の機能に期待していない。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）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 D/W 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、D/W 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。さらに、東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境緩和のために事故後 90 分後に代替循環冷却系を起動し D/W へ連続してスプレイすることとしているため、仮に D/W 雰囲気温度が約 156℃、D/W 圧力が 465kPa[gage]に一時的に到達した場合でも、代替循環冷却系を起動後 D/W 雰囲気温度及び D/W 圧力は低下傾向となる。

(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 S/P に流入し凝縮されるため、S/P 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。S/P 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 D/W 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、D/W 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。さらに、東海第二発電所では、SRV（自動減圧機能）の環境緩和のために事故後 90 分後に代替循環冷却系を起動し D/W へ連続

してスプレーすることとしているため、仮に D/W 雰囲気温度が約 156℃、D/W 圧力が 465kPa[gage]に一時的に到達した場合でも、代替循環冷却系を起動後 D/W 雰囲気温度及び D/W 圧力は低下傾向となる。

(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、代替循環冷却系の起動後は D/W 雰囲気温度は低下傾向になるため、長期的にも図 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 14cm²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 128℃であり、156℃を下回ることを確認した（図 3）。

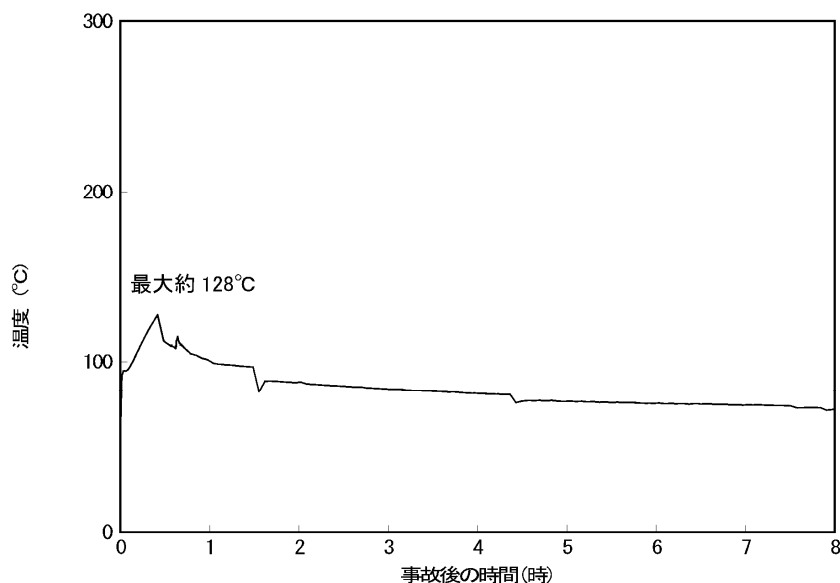


図 3 破断面積の小さい LOCA シーケンスにおける D/W 雰囲気温度の推移

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/cm² 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、代替循環冷却系の起動後は D/W 雰囲気温度は低下傾向になるため、長期的にも図 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

東海第二発電所では、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考ええる。また、SRV（自動減圧機能）は 7 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 5 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、東海第二発電所では、原子炉減圧機能の重要性に鑑み、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非常用逃がし安全弁駆動系を SRV（逃がし弁機能）4 個に対して設置し、非常用逃がし安全弁駆動系使用時には温度 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（自動減圧機能）7 個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となる SRV（逃がし弁機能）4 個の計 11 個の SRV を対象に、使用前検査まで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改良型 EPDM 材を用いた改良品に変更する（添付資料②）。
- ・ SRV 用電磁弁の耐環境性能向上のため、SRV（自動減圧機能）7 個及び非常用逃がし安全弁駆動系の流路となる SRV（逃がし弁機能）4 個の計 11 個の SRV を対象に、使用前検査まで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改良型 EPDM 材に変更する（添付資料③）。

高温環境下での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。

SRVは本体と補助作動装置から構成されているが、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、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、下部プレナムへの溶融炉心の落下に伴い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、MAAP解析結果のRPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度を示す。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。

・温度条件①（定常解析）

RPV内気相温度については、事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間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512℃を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、手順に従い実施する代替循環冷却系による格納容器除熱操作（格納容器スプレイの冷却効果）を考慮することとし、格納容器スプレイを開始した以降、RPV破損までの最高温度を考慮し53℃を設定する^{*1}。なお、格納容器ス

プレイを開始するまでの初期のドライウェル内気相温度は 53℃よりも高い 80℃程度で推移するが、この期間における R P V 内気相温度は定常解析の温度条件である 512℃より十分に低いことから、S R V 開保持機能維持の観点で、初期のドライウェル内気相温度の影響は、R P V 内気相温度条件の保守性に包含される。

注記 *1：格納容器スプレイによるドライウェル内気相部の冷却効果は考慮しているが、格納容器スプレイによる液滴が S R V の構造物に接触することによる冷却効果は考慮していない。

・温度条件②（非定常解析）

下部プレナムへの溶融炉心移行に伴う R P V 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 R P V 内気相温度の最高値到達までの温度条件として、512℃から 586℃の温度履歴を設定する。

また、ドライウェル内気相温度については、温度条件①と同様に 53℃を設定する。

(2) 評価部位

S R V（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、S R V 本体スプリングの閉止力を上回る駆動力を発生させ、ピストンを押上げた状態とする必要がある。S R V 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、ピストンを押上げていた窒素が排出され、S R V 本体スプリングの閉止力によって S R V（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（シール部）

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上げていた窒素が排出され、S R V 本体スプリングの閉止力によって S R V（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

S R V の温度上昇を厳しく評価する観点から、互いの配管内を流れる高温の過熱蒸気の影響を受けやすい箇所として、S R V（自動減圧機能）が最も近く隣接するバルブ B 及びバルブ H を含む範囲をモデル化する。実際の事故対応では互いに離れた位置の S R V 2 個を開操作する手順とするが、電磁弁及びピストンのシール部の温度条件を厳しく評価する観点より、本評価

では、隣接した 2 個を同時に開状態とする評価モデルとする。図 5 に S R V 配置図及びモデル化範囲を、図 6 にモデル図及び断面メッシュ図を示す。

4. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 7 から図 9 に示す。

事象発生から下部プレナムへの溶融炉心移行中の期間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バルブ B の約 120℃、ピストン部の最高温度はバルブ B の約 124℃であり、S R V 環境試験温度である 160℃を下回る。

また、下部プレナムへの溶融炉心移行に伴う R P V 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バルブ B の約 124℃、ピストン部の最高温度はバルブ B の約 124℃であり、S R V 環境試験温度である 160℃を下回る。

なお、S R V 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、160℃以下の温度条件では約 7.6 時間の機能維持が可能^{*2}であると考えられる。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される、事象発生から原子炉圧力容器破損までの時間（約 4.5 時間）に対して、十分な余裕がある。

以上のとおり、炉心損傷後、D C H 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、S R V 開保持機能は維持されることが考えられる。

注記 *2: S R V 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 S R V 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。したがって、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開保持機能が要求される 4.5 時間よりも 3 時間以上 S R V 開保持機能は維持されることとなり、十分余裕が確保されている。

5. 本体部の温度上昇による影響

前述のとおり、重大事故時においても S R V の開保持機能は維持されるが、ここでは S R V 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 S R V を強制開とするためには、補助作動装置の駆動力が S R V 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。S R V 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】	温度条件②【非定常解析】
R P V内 気相平均温度	512℃	512℃→586℃
ドライウェル内 気相平均温度	53℃	53℃

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】		温度条件②【非定常解析】	
	バルブ B	バルブ H	バルブ B	バルブ H
下部コイル ハウジング 最高温度	約 120℃	約 112℃	約 124℃	約 116℃
ピストン部 最高温度	約 124℃	約 113℃	約 124℃	約 113℃

3次元熱流動解析では、温度条件②【非定常解析】のR P V気相平均温度の初期温度を温度条件①【定常解析】と同じとしている。また、下部コイルハウジングは、蒸気配管からの距離がピストン部よりも近く、より蒸気配管内の高温蒸気の影響を受けやすいことから、下部コイルハウジング最高温度は、定常解析結果に比べて非定常解析結果の方が約4℃上昇している。

一方で、ピストン部は蒸気配管からの距離が下部コイルハウジングよりも遠く、蒸気配管内の高温蒸気の影響を受けにくいことから、ドライウェル雰囲気温度の影響がより支配的となり、定常解析結果と非定常解析結果で温度差が小さい。

表 3 S R V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
S R V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、S R V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	弁棒はS U S 431、ネッキブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、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	バランスピストンはS U S 403、ブッシュはニッケルブロンズと、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキ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。

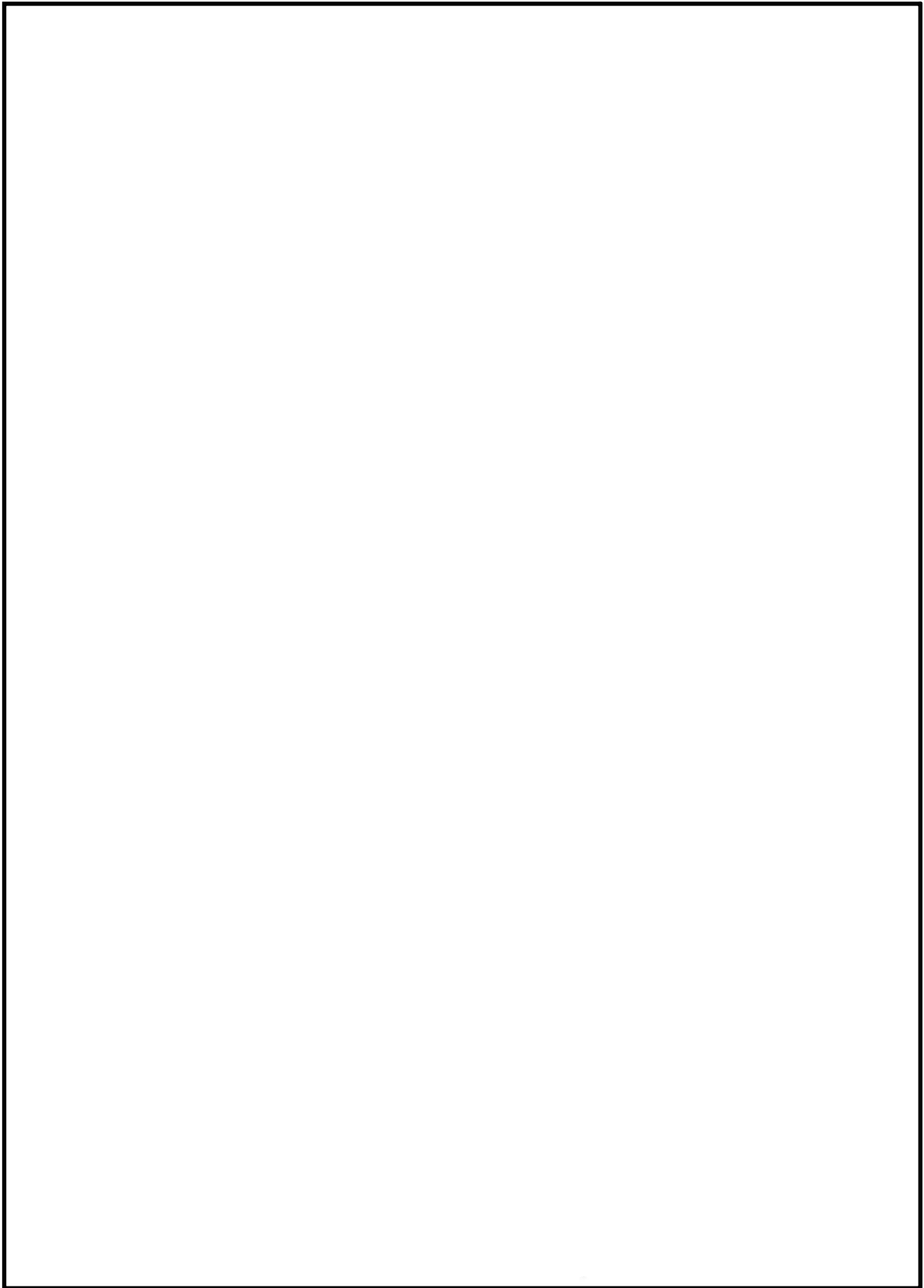


図 1 S R V 構造図 (開状態)

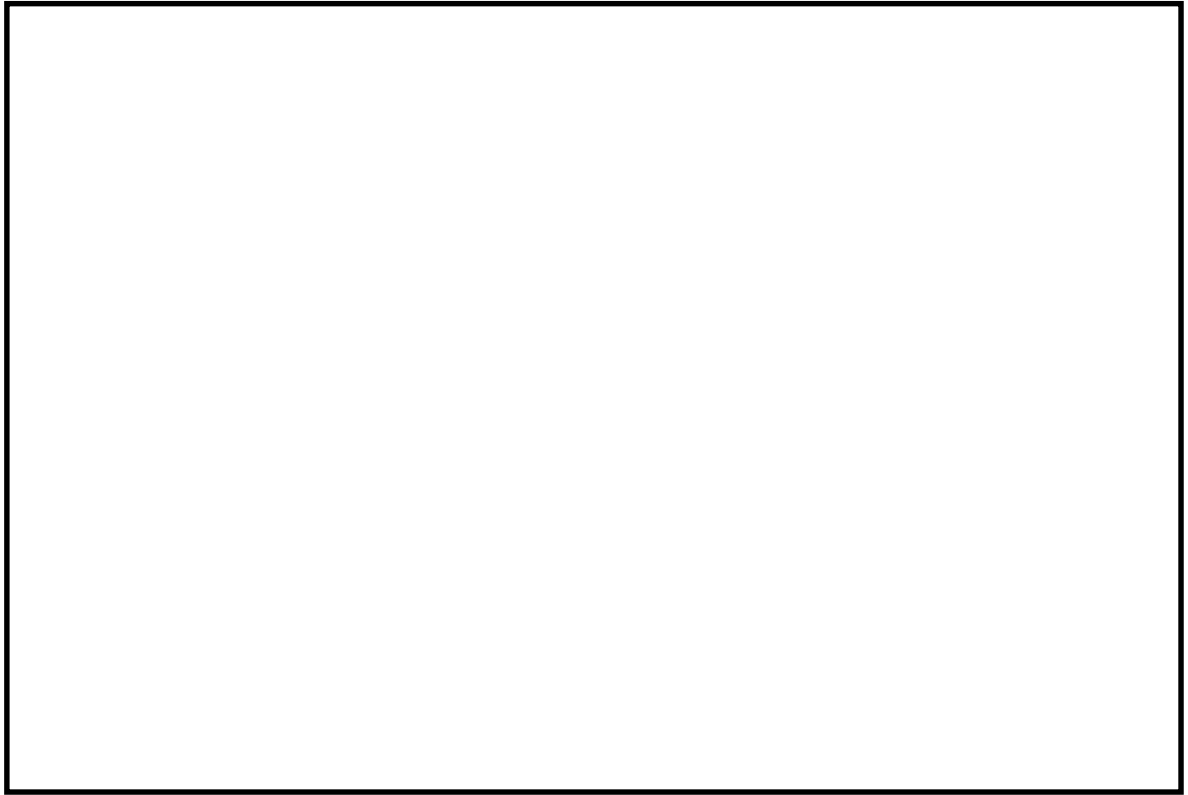
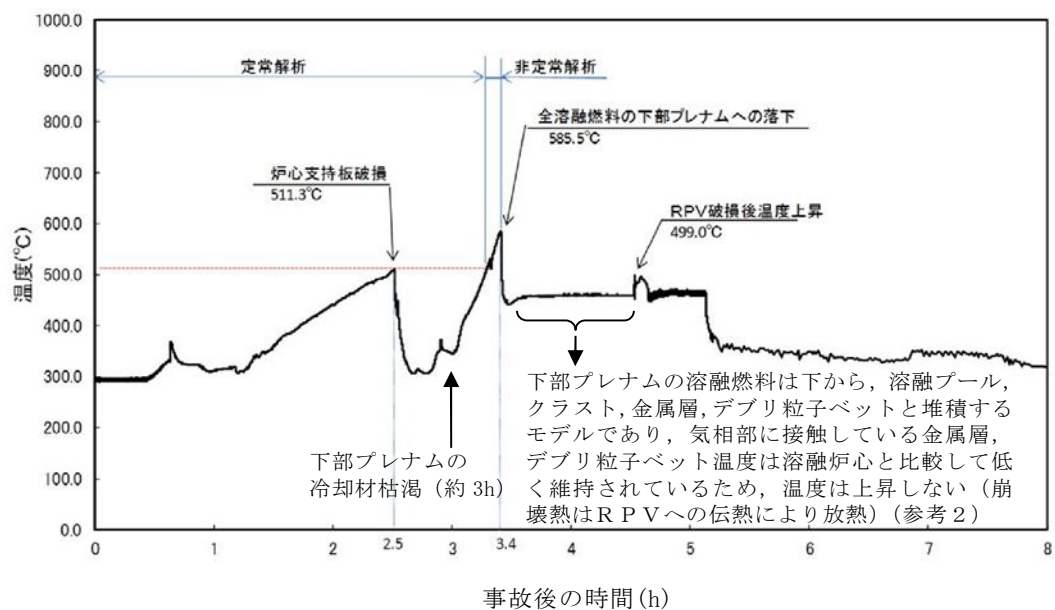


図 2 S R V 環境試験条件



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、原子炉圧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 原子炉圧力容器内気相平均温度の推移

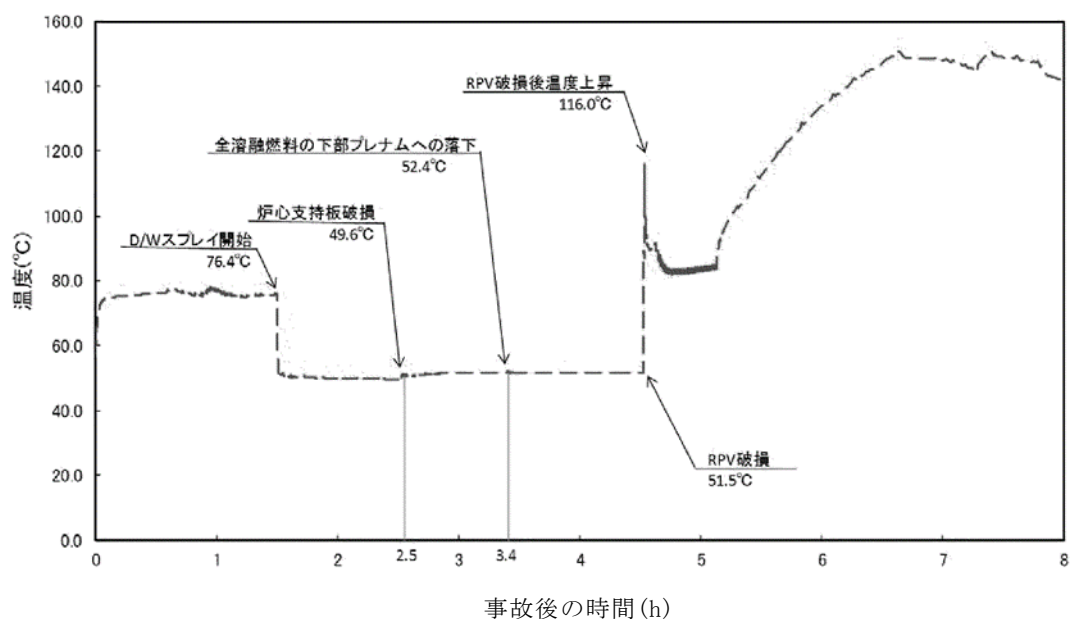


図4 ドライウェル内気相平均温度の推移

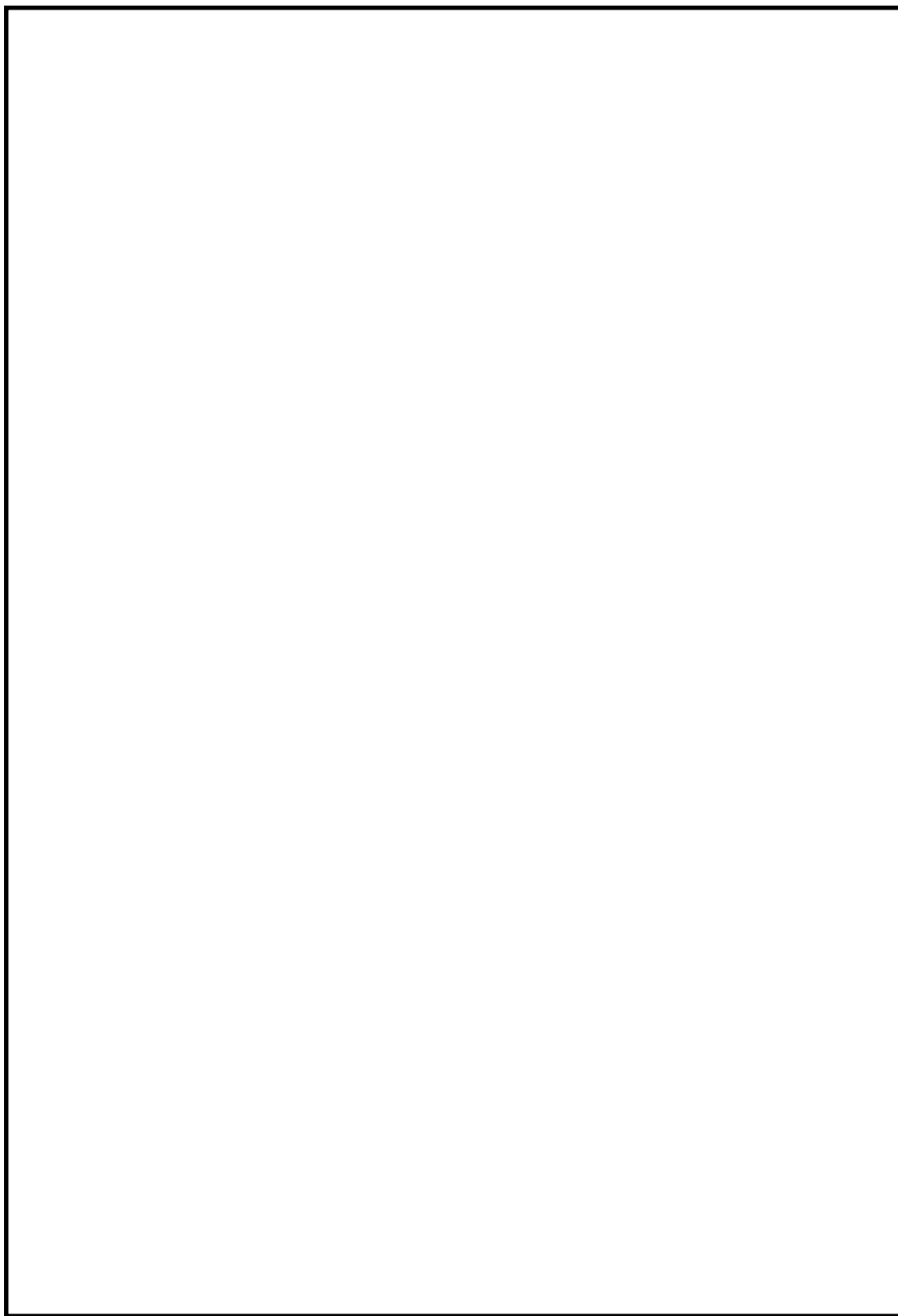


図 5 S R V 配置図及びモデル化範囲

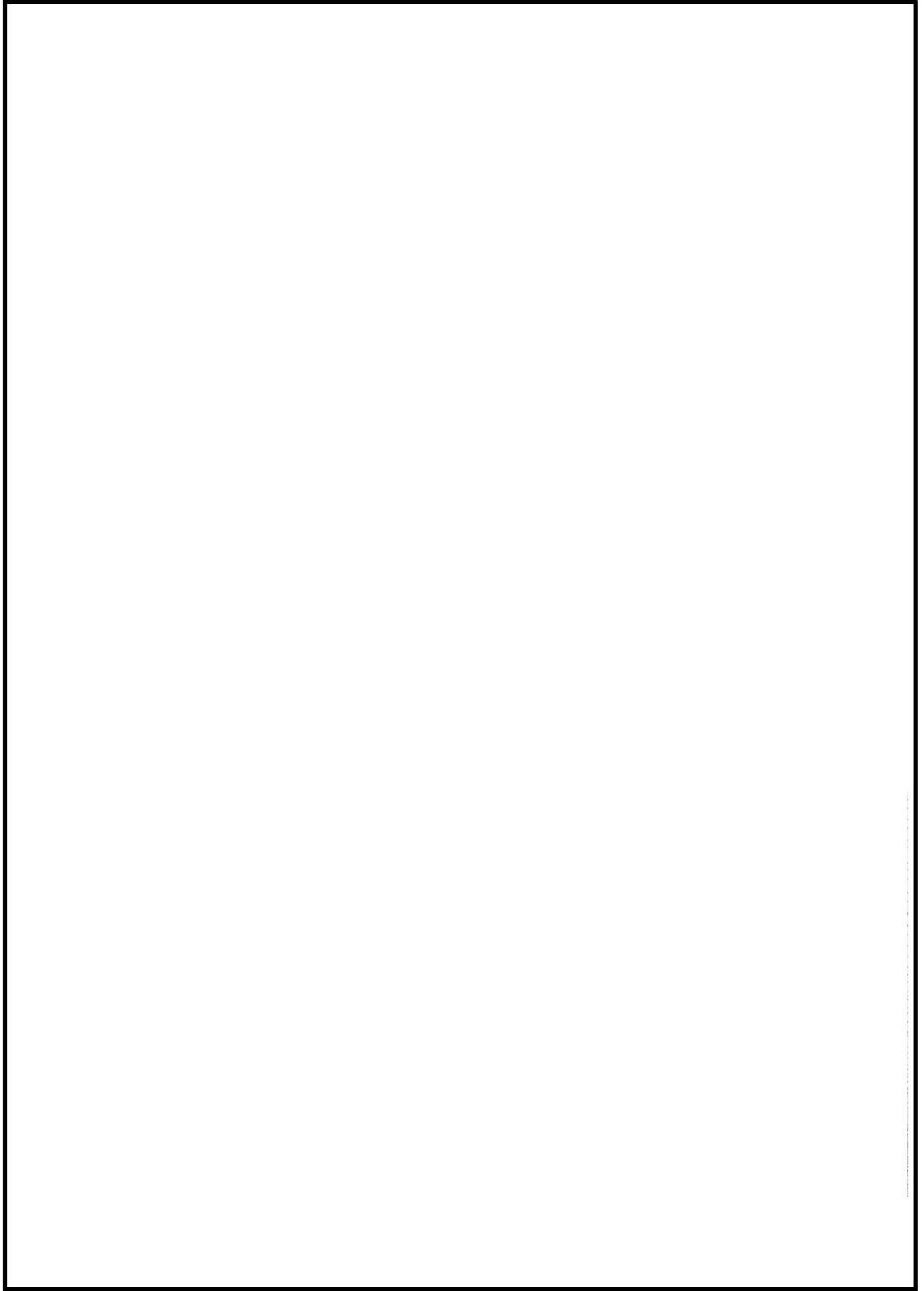


図 6 モデル図及び断面メッシュ図

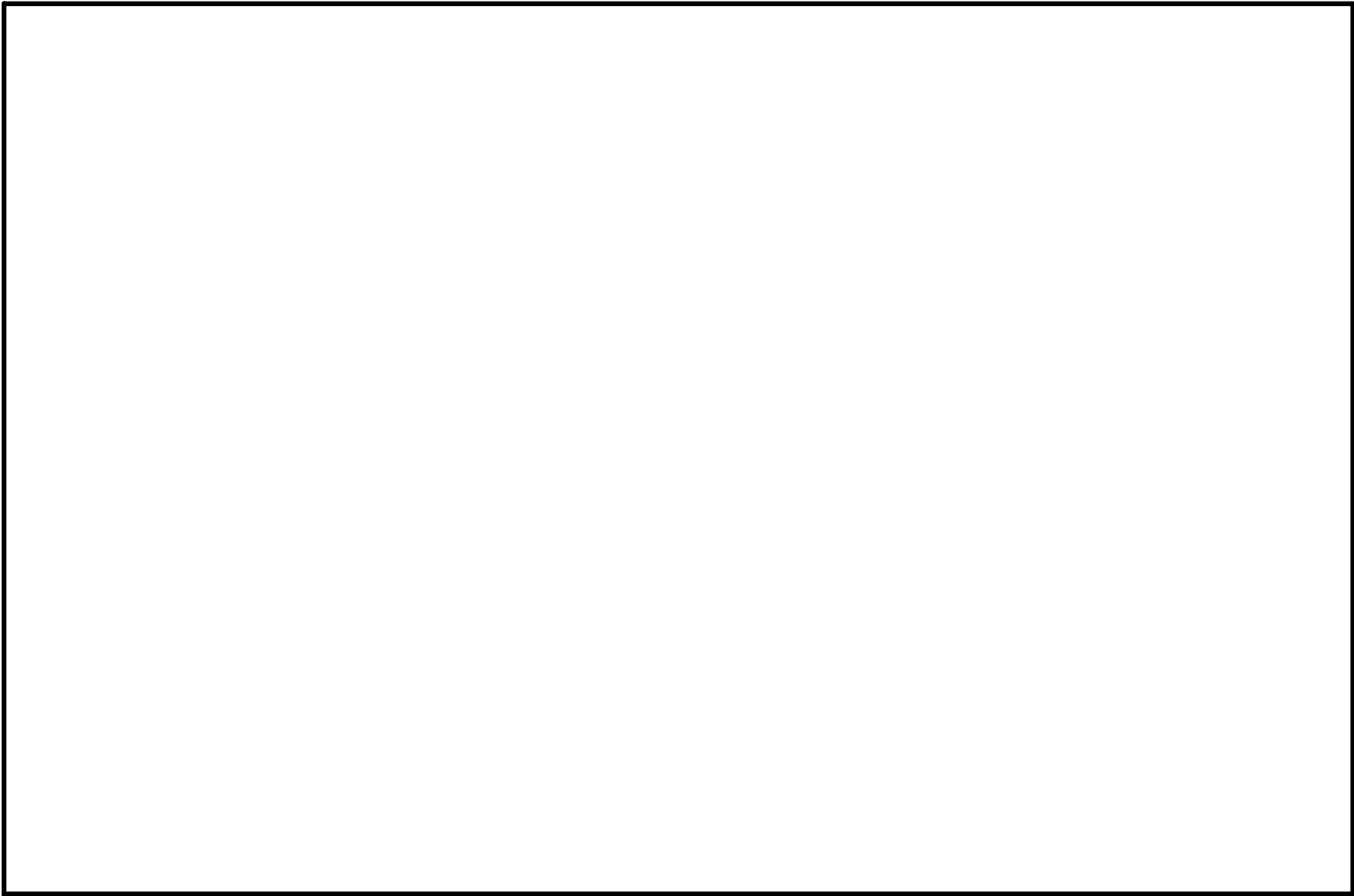


図 7 定常解析結果（温度条件①バルブ B）

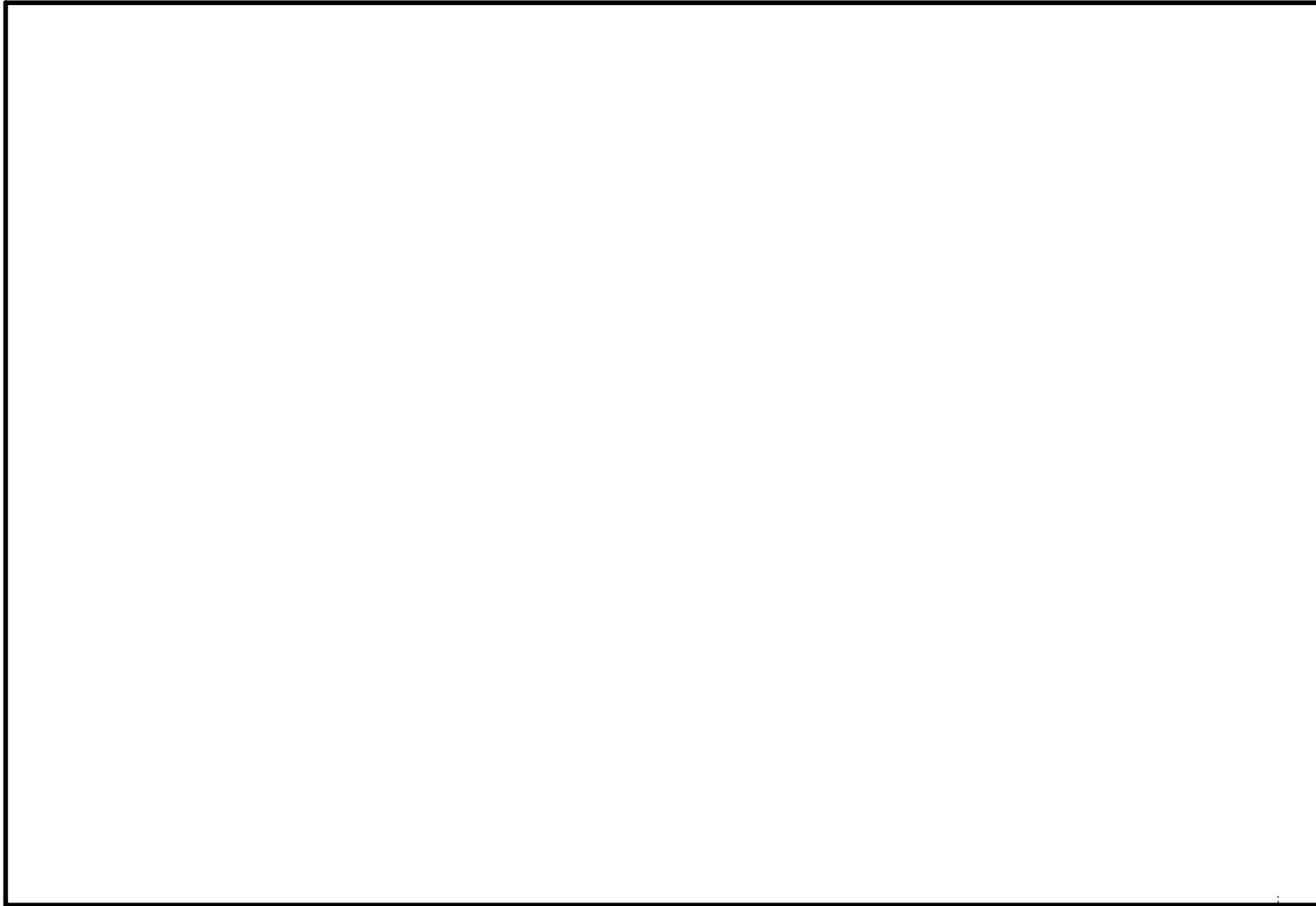
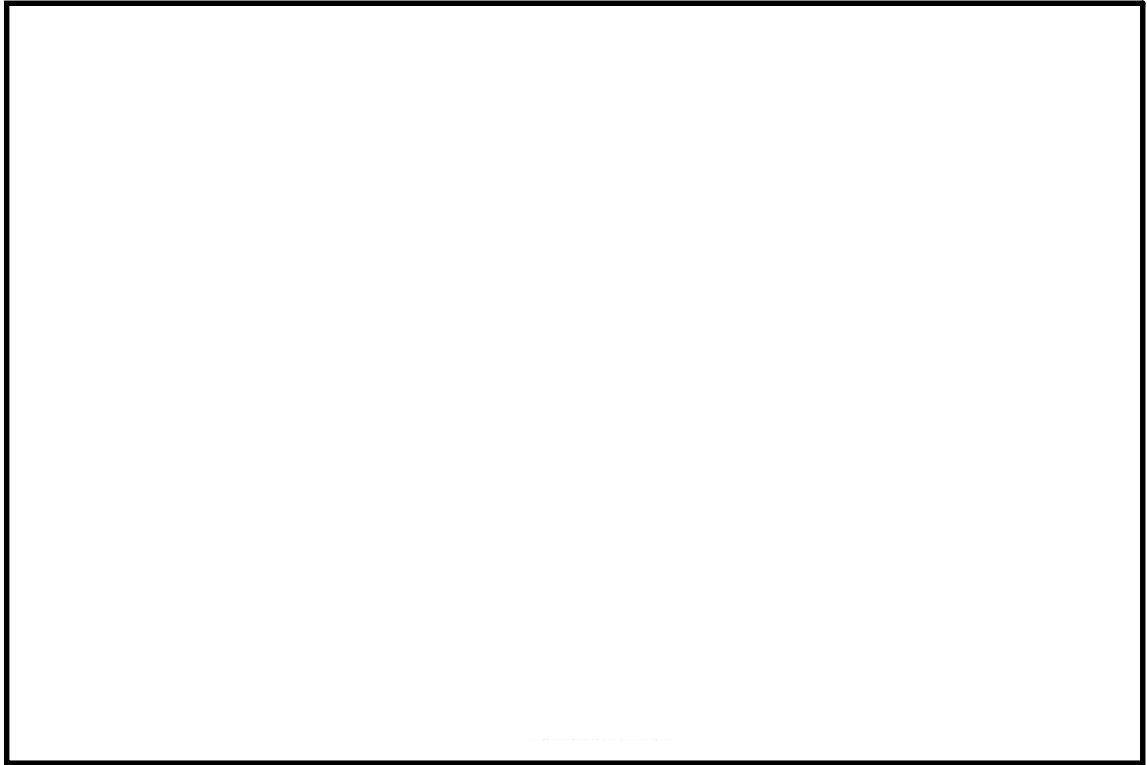
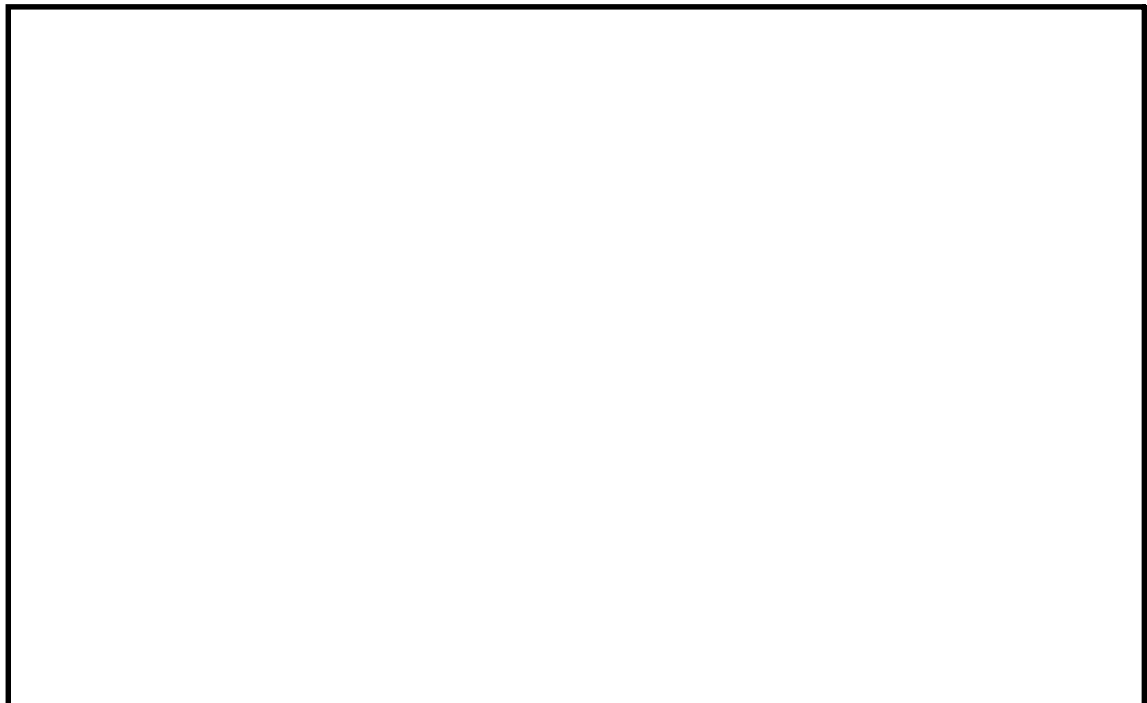


図 8 定常解析結果（温度条件①バルブ H）



下部コイルハウジング最高温度



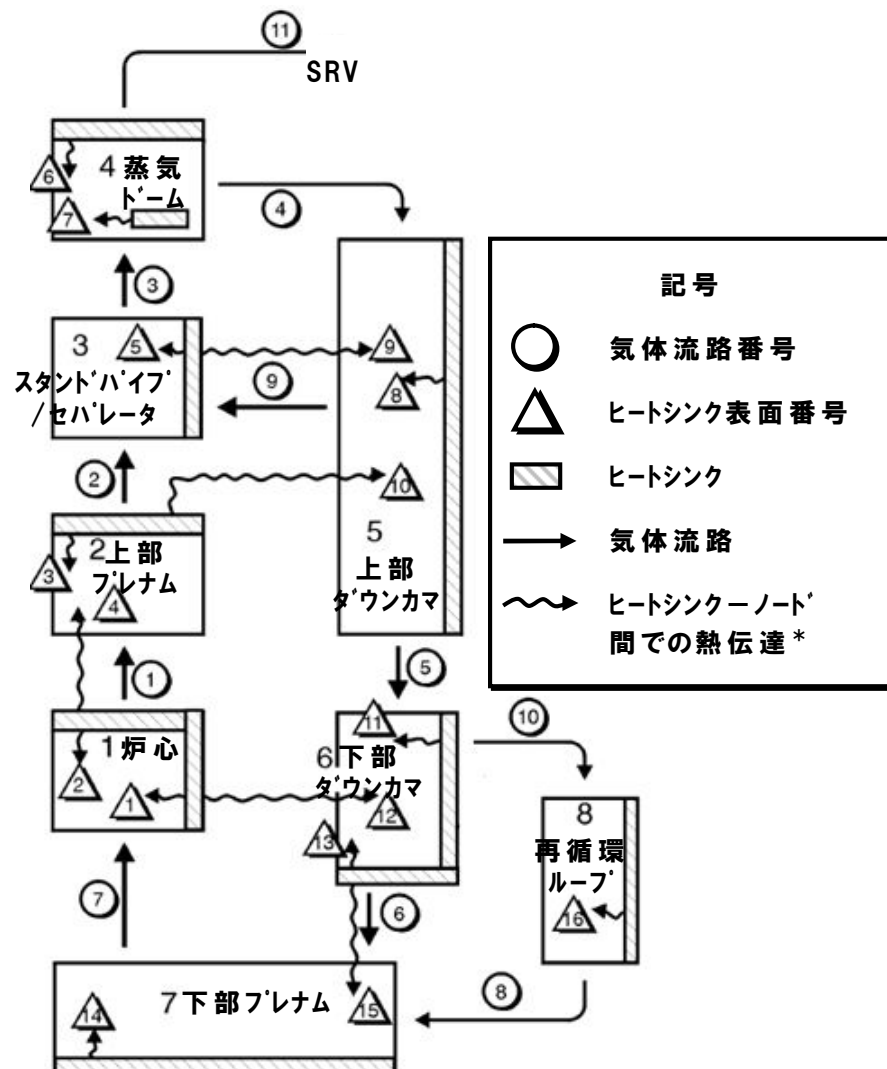
ピストン部最高温度

図 9 非定常解析結果（温度条件②）

MAAPコードによる原子炉圧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圧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,

* 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原子炉圧力容器ノード分割図

本体図 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 (約 2.5 時間後)	→	全溶融燃料の下部ブ レナムへの落下 (約 3.4 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 800℃
スタンドパイプ／ セパレータの温度	上昇傾向	約 520℃	一旦低下し、 再度上昇	約 440℃
原子炉圧力容器内 気相平均温度*	上昇傾向	511.3℃	一旦低下し、 再度上昇	585.5℃

* 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

本体図 3 及び表 1 に示したとおり、事故後 1.2 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 2.5 時間までの間に約 900℃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ダの空間体積（約 300m³）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）。

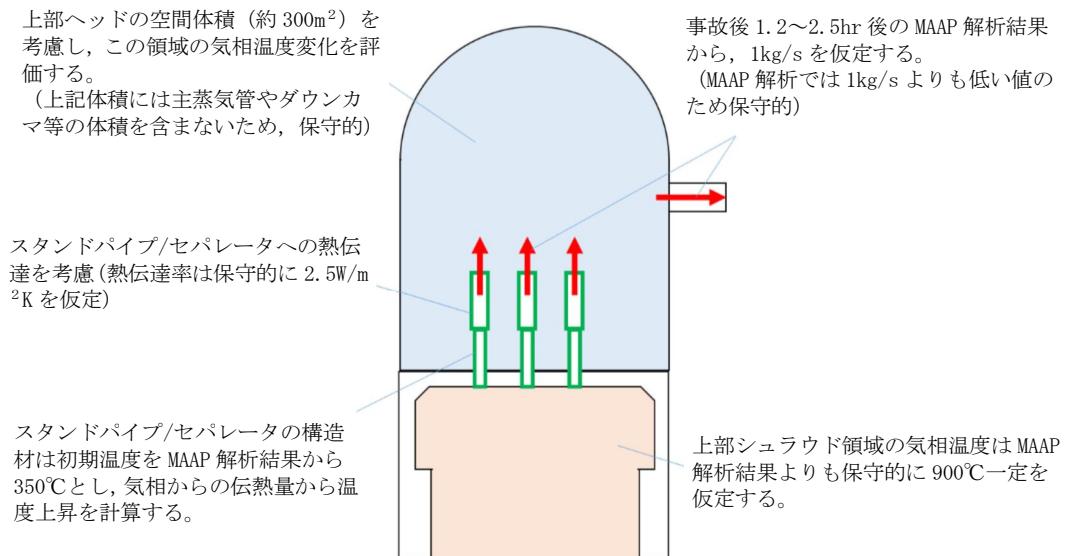


図 2 簡易評価の計算体系

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	300	m ³	左記体積は主蒸気管やダウンカ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	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 1.2 時間で約 1.0kg/s, 事故後 2.5 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	900	℃	炉心支持板破損時（事故後 2.5 時間）における炉心領域の気相温度から設定 炉心領域の気相温度は事故後上昇傾向を示し、支持板破損時に左記の最高温度となるため、900℃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	350	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.2 時間後における上部ヘッドの気相温度（約 348℃）から保守的に設定*
スタンドパイプ/セパレータの構造材温度の初期温度	350	℃	簡易評価の初期時刻である事故後 1.2 時間後における構造材温度（約 328℃）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 ² K	「伝熱概論 ^[1] 」に記載の、流れている空気熱伝達率の値（10～250W/m ² 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	31	MJ/K	スタンドパイプ/セパレータの重量 50t、構造材の材質である SUS の比熱 0.62kJ/kgK より設定 (50×10 ³ kg×0.62 kJ/kgK=31 MJ/K)

* 事故後 40 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 1.2 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 1.2 時間までは構造材温度及び気相温度（本体図 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。

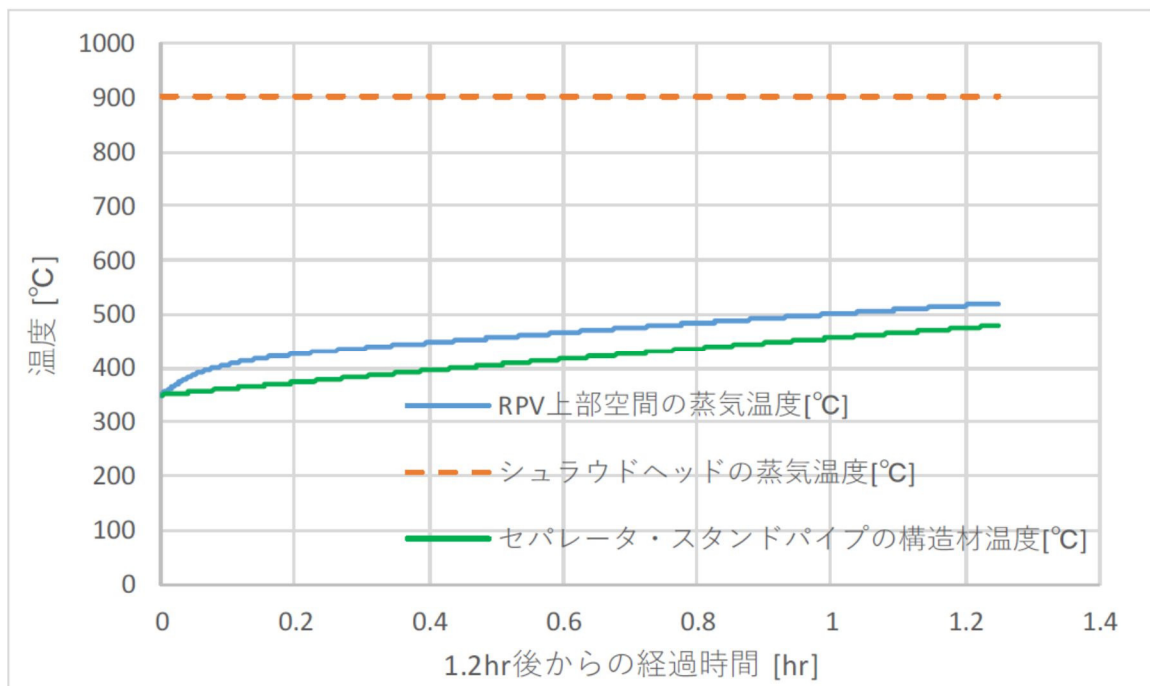
図3に示すとおり、過熱蒸気の流入により、原子炉圧力容器の上部ヘッ드의気相温度は徐々に上昇するものの、1.2時間後（事故発生2.4時間後に相当）の気相温度は、520℃程度である。本簡易評価では上部ヘッ드의気相温度を高め評価する条件としており、MAAP解析における約2.5時間後の原子炉圧力容器内気相平均温度は511.3℃（表1）は現実的な上部ヘッ드의気相温度と同等と考えられる。

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480℃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480℃は、表1に示したMAAP解析における約2.5時間後のスタンドパイプ／セパレータの温度（約520℃）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10 W/m²K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、1.2時間後（事故発生2.4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500℃程度となる。また、スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率を10 W/m²K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500℃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900℃と高いが、気相流量は1kg/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500℃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 時間当たりのセカンドパイプ/セパレータの温度上昇量の目安としては、約 100℃となる。

$$\frac{(4.4 \text{ MJ/kg} - 3.5 \text{ MJ/kg}) \times 1 \text{ kg/s} \times 3600 \text{ s/h}}{31 \text{ MJ/K}} = \text{約 } 100 \text{ K/h}$$

過熱蒸気の比エンタルピー (900℃, 0.22MPa[abs]) : 約 4.4MJ/kg

RPV 上部空間の蒸気の比エンタルピー (500℃, 0.22MPa[abs]) : 約 3.5MJ/kg

過熱蒸気の流入量 : 1kg/s

セカンドパイプセパレータの熱容量 : 31MJ/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/m²K)

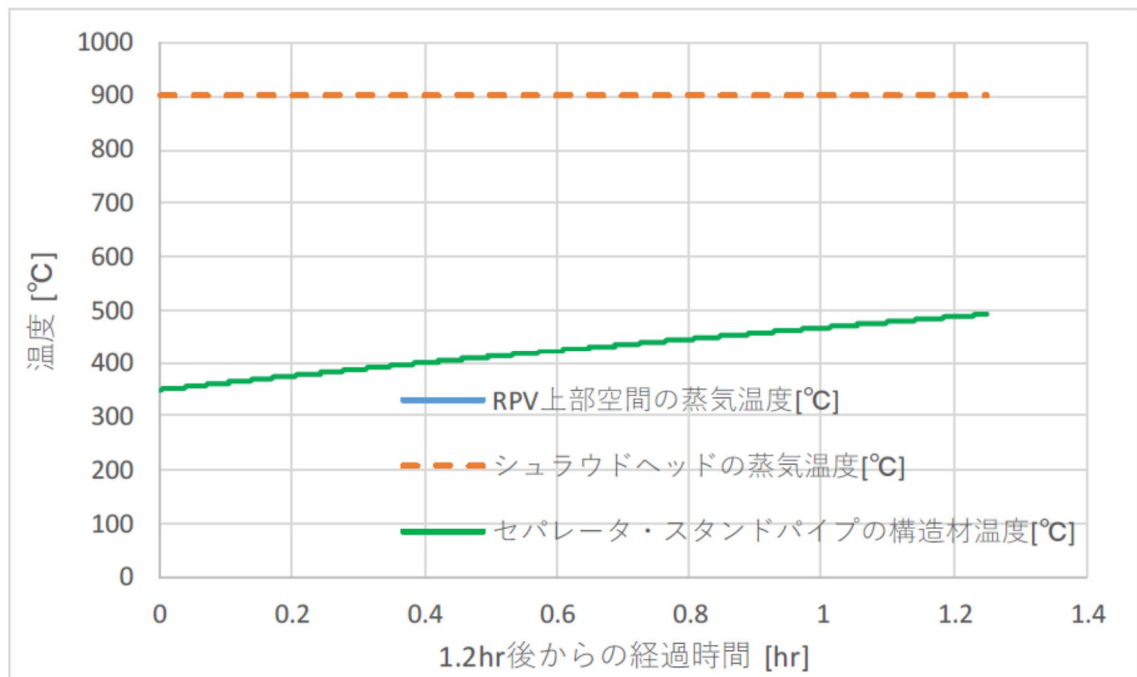


図4 簡易評価による原子炉圧力容器の上部ヘッドの気相温度及びスタンドパイプ／セパレータの構造材温度

(スタンドパイプ／セパレータへの熱伝達率：10 W/m²K)

3. SRVの3次元熱流動解析にて使用する原子炉圧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圧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、原子炉圧力容器の外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圧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、原子炉圧力容器から繋がる主蒸気配管にSRVは設置されているため、実際は原子炉圧力容器から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低下すると考えられるが、SRVの3次元熱流動解析においては、SRVを流れる蒸気の温度として原子炉圧力容器内気相平均温度を適用している。

MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の挙動について

MAAPコードにおける下部プレナムでの溶融炉心の概念を図1に示す。溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。その後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。溶融プールの温度は高温であるが、周囲のクラストは固化しており伝熱量も低いため、冷却水や下部プレナムの構造材に与える熱影響は軽減される。

下部プレナムに水が存在する場合、発生した蒸気は炉心部を通過し過熱蒸気となるが、全溶融燃料の下部プレナムへの落下時点で下部プレナムの水は枯渇しており、炉心部に燃料が存在しないことから、過熱蒸気の発生はなく、気相部への伝熱は輻射が支配的となる。

以上から、溶融炉心の全量が下部プレナムに落下した以降は、クラストによって気相部への熱移行が抑えられ、また、気相部への伝熱量と比較して下部プレナムの構造材への伝熱量が多く支配的となることから、RPV内の気相部温度が著しく上昇することはない。

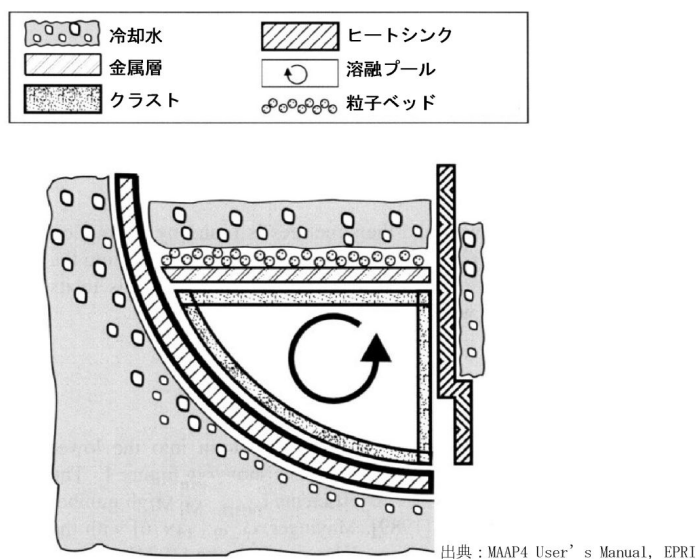


図1 下部プレナムでの溶融炉心の概念

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

逃がし安全弁用アクチュエータは、逃がし安全弁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、シリンダへの窒素供給によってピストンを作動させることで逃がし安全弁を作動させる設計としている。

シリンダ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ガスケットにより維持されるが、シール材は重大事故等時における高温蒸気環境下において損傷する恐れがあることから、シリンダ及びピストンの改良により新たなシール部（バックシート）を設け、ピストンのＯリングが破損した場合においてもシール性能が維持することが可能な設計とすることを計画している。

逃がし安全弁の概要図を図１に、アクチュエータの概要図を図２に示す。



図１ 逃がし安全弁概要図

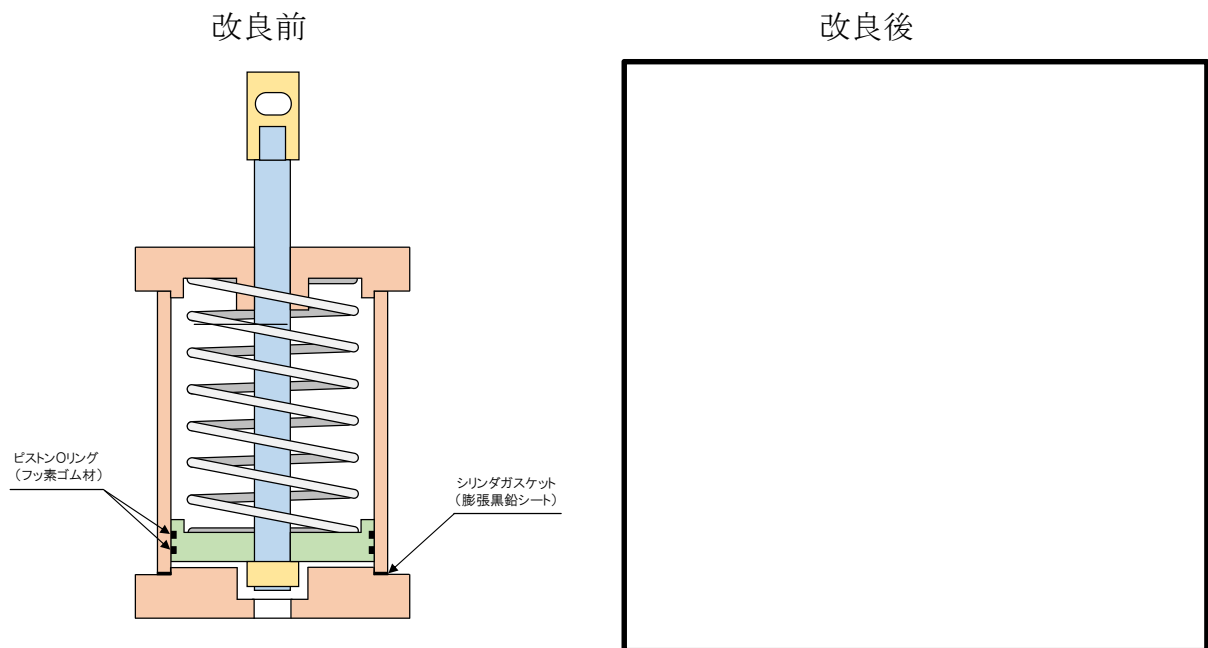


図2 アクチュエータ概要図

2. 健全性確認試験

改良シリンダについては，開発における健全性確認として表1に示す試験を実施している。
蒸気暴露試験装置の概要を図3に，蒸気暴露試験条件を図4に示す。

表1 改良シリンダの健全性確認試験

	確認項目	試験条件	判定基準	結果
シリンダ単体試験	作動試験		円滑に動作すること	良
	漏えい試験		漏えいがないこと	良
蒸気暴露試験	漏えい試験		漏えいがないこと	良

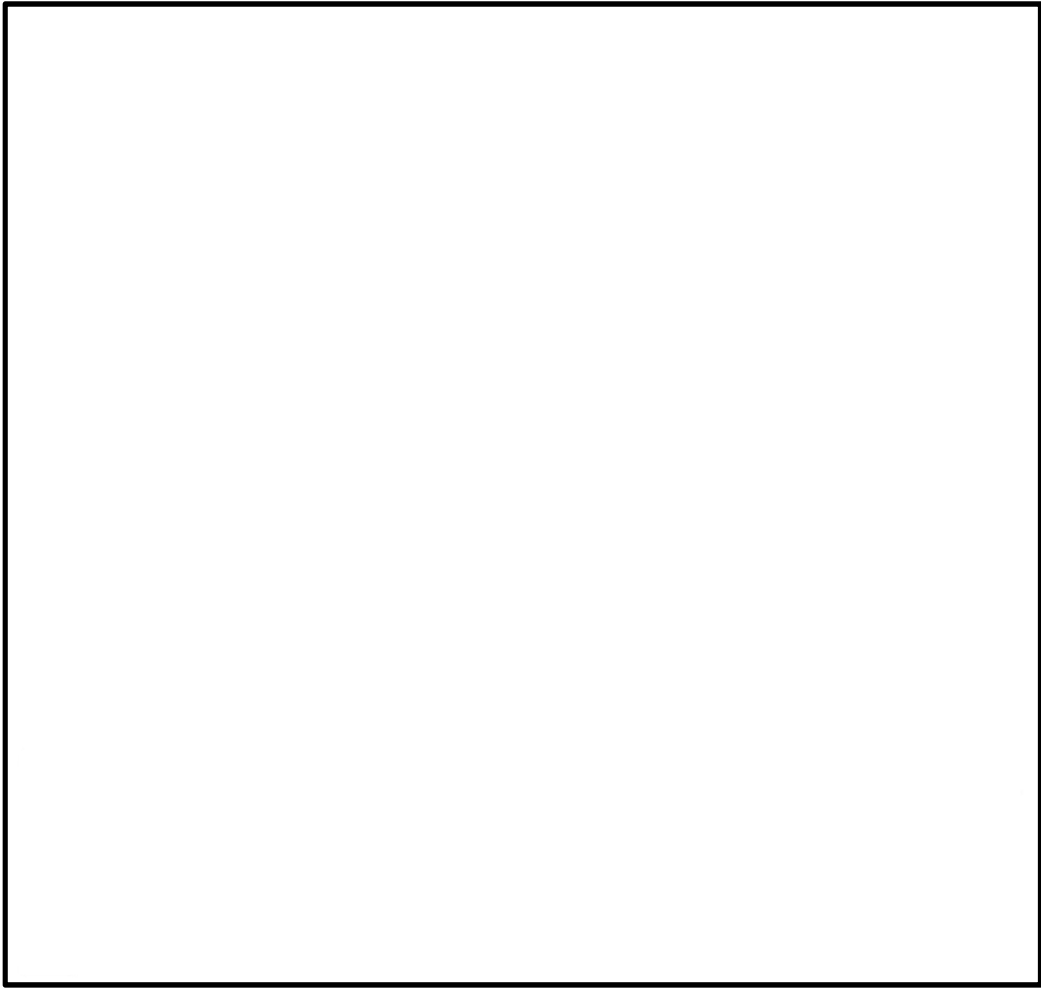


図 3 蒸気暴露試験装置の概要



図 4 蒸気暴露試験条件

3. 今後の方針

シリンダの改良は、設計基準事故時の逃がし安全弁動作に影響を与える変更となることから、今後、信頼性確認試験を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認することとしている。

以上

SRV用電磁弁の耐環境性能向上について

(1) 目的

SRVの機能向上させるための対策として、SRV電磁弁内のシール材を事故時環境下の耐性に優れた改良型EPDMを使用したSRV電磁弁への交換を行う。改良型EPDMへの変更箇所は、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系により窒素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。

(2) 概要

SRV用電磁弁の改良EPDM材の採用箇所を図1に示す。また、取替対象範囲を図2に示す。

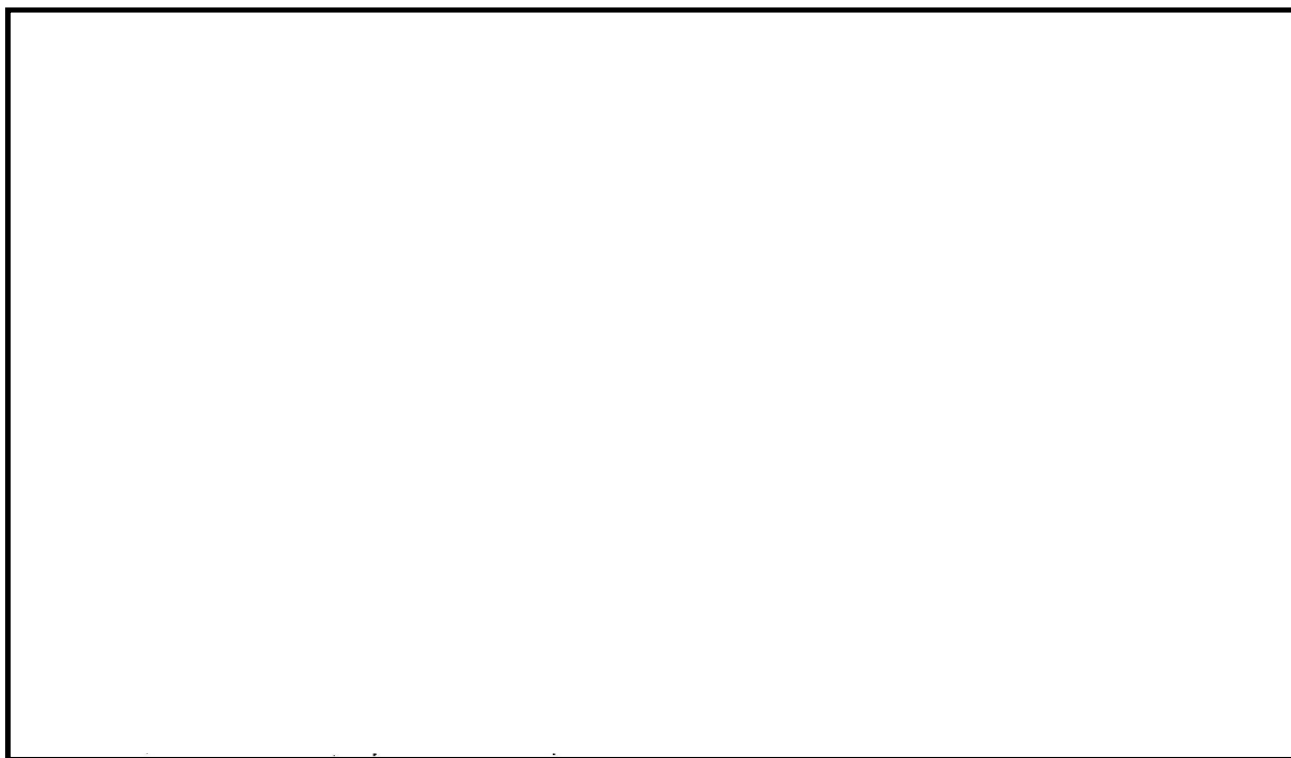
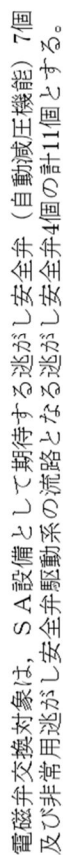


図1 改良EPDM材を採用したSRV用電磁弁概要図



31

補足-40-12 【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，環境湿度及び環境放射線量）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，必要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-1-1-6 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	・ 0.31 MPa[gage]	・ 設計基準事故の中で P C V 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 P C V 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	・ 260 kGy/6 ヶ月	・ 設計基準事故の中で P C V 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	原子炉格納容器外の建屋内 (原子炉建屋原子炉棟内)	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 65.6 ℃ (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棟内温度が最も高くなる「主蒸気管破断」の温度を包絡するよう設定
		放射線	・ 原則 1.7 kGy/6 ヶ月	・ 保守的に P C V 圧力 0.31 MPa[gage] での P C V 漏えい率 (0.5 %/d) 一定として、P C V 内から漏えいする F P 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。)
3	原子炉格納容器外の建屋内 (原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内) の設備	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 1 mGy/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

表 2-1 安全施設の環境条件及び考慮事項 (2/2)

No	安全施設の設置エリア	環境条件		考慮事項
4	屋外	圧力	・ 大気圧	・ 圧力上昇要因がないエリア
		温度・湿度	・ 40 ℃ ・ 100 %	・ 温度は既往最大値を包絡する値を設定 ・ 湿度は考えられる最大値
		放射線	・ 1 mGy/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 安全施設の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

原子炉建屋原子炉棟内は、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、通常運転中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 2-3 に示す。

(2) 温度

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 65.6 ℃（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、通常運転中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 2-3 に示す。

(3) 湿度

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 90 %（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、通常運転中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 2-3 に示す。

(4) 放射線

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律 1.7 kGy 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、通常運転中における線量を環境放射線として設定する。該当する対象設備を表 2-2、該当する対象設備を表 2-3 に示す。

表 2-2 評価に用いた環境条件

	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-1-1-6 の 2.3 節記載 の一律の環境条件	大気圧相当	65.6℃ (事象初期 : 100 ℃)	90 % (事象初期 : 100 % (蒸気))	1.7kGy/6 ヶ月

表 2-3 対象設備

系統施設	設備	設置エリア
核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール温度	原子炉建屋原子炉棟
核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール水位	原子炉建屋原子炉棟
核燃料物質の取扱施設及び 貯蔵施設	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	原子炉建屋原子炉棟
その他発電用原子炉の附属施設 (火災防護設備)	ハロンボンベ	原子炉建屋原子炉棟

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-1-1-6 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 (1/2)

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 0.62 MPa[gage]	・PCV 限界圧力を設定
		温度・湿度	・原則 200 °C (最高 235 °C) ・原則 100 % (蒸気)	・200°Cは、PCV バウンダリ許容温度を設定 ・235°Cは、有効性評価における原子炉格納容器気相部の最高温度を設定
		放射線	・原則 640 kGy/7 日間	・PCV 内の空間線量への寄与が大きい希ガス、よう素、セシウムについては、RPV から PCV に全量放出されている状態を保守的に想定する等し、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 D/W 最大 540 kGy/7 日間 S/C 最大 640 kGy/7 日間 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
2	原子炉格納容器外の建屋内 (原子炉建屋原子炉棟内)	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 65.6 °C ・原則 100 %	・PCV 内を 0.62 MPa[gage], 200 °C と仮定し、PCV 圧力 0.62 MPa[gage] での PCV 漏えい率 (1.3 %/d) を上回る漏えい率 (1.5 %/d) で漏えいするガスによる上昇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 1.7 kGy/7 日間	・PCV 圧力 0.62MPa[gage] での PCV 漏えい率 (1.3%/d) を上回る漏えい率 (1.5%/d) で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉棟内の線量 (1.5 kGy/7 日間) の包絡値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
3	原子炉格納容器外の建屋内 (原子炉建屋原子炉棟内) 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	・65.6 °C ・100%	・機能を期待される区分は、耐火壁による区分分離により、No. 2 の環境条件に包絡 (耐火壁の溢水防止機能については、添付資料 2 に示す。)
		放射線	・原則 1.7 kGy/7 日間	・PCV 圧力 0.62 MPa[gage] での PCV 漏えい率 (1.3 %/d) を上回る漏えい率 (1.5 %/d) で漏えいした FP による原子炉建屋原子炉棟内の線量 (1.5 kGy/7 日間) の包絡値を保守的に設定 (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 (2/2)

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
4	原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）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がある事故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	・100 ℃ ・100 %（蒸気）	・使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故を考慮
		放射線	・原則 1.7 kGy/7 日間	・P C V 圧力 0.62MPa [gage] での P C V 漏えい率 (1.3%/d) を上回る漏えい率 (1.5%/d) で漏えいした F P による原子炉建屋原子炉棟内の線量 (1.5 kGy/7 日間) の包絡値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
5	原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）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	・65.6 ℃ (事象初期 100 ℃) ・100 % (事象初期 100 % (蒸気))	・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 3 に示す。)
		放射線	・原則 1.7 kGy/7 日間	・P C V 圧力 0.62MPa [gage] での P C V 漏えい率 (1.3%/d) を上回る漏えい率 (1.5%/d) で漏えいした F P による原子炉建屋原子炉棟内の線量 (1.5kGy/168 時間) の包絡値を保守的に設定 (設定の考え方については、添付資料 1 に示す。)
6	原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内）の設備	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 (原子炉建屋以外の建屋及び地中の配管トレンチの環境条件及び考慮事項については、添付資料 4 に示す。)
		放射線	・原則 3 Gy/7 日間	・原子炉格納容器のベント時における屋外被ばく線量を包絡する値
7	屋外	圧力	・大気圧	・圧力上昇要因がないエリア
		温度・湿度	・40 ℃ ・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 ・温度は既往最大値を包絡する値を設定 ・湿度は考えられる最大値
		放射線	・3 Gy/7 日間	・原子炉格納容器のベント時における屋外被ばく線量を包絡する値

3.2 重大事故等対処設備の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0.62 MPa[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（0.31 MPa[gage]）を環境圧力として設定する。

(2) 温度

パターン1～7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℃（最高235℃）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℃（最高235℃）を設定するが、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要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、補足-40-11「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

原子炉建屋原子炉棟内は、原則として一律65.6℃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65.6℃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-5）。

パターン4

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟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

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 6）。

パターン 5

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備について、当該設備を設置する原子炉建屋原子炉棟内のエリアは、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。

パターン 6

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」時に使用する重大事故等対処設備について、原子炉建屋原子炉棟内は耐火壁により区画分離されており、機能が期待される区分の当該設備に対しては、別区分に位置する破断箇所からの高温水及び蒸気による影響が小さいことから原則 65.6℃を設定するが、破断箇所と同区画にあることから高温水及び蒸気による影響を受けるものは、その影響を考慮して環境温度を設定する。

パターン 7

「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備について、原則として 65.6℃（事象初期 100℃）を設定するが、当該重大事故等対処設備を断熱材により囲うことにより耐性の向上を図るものは、個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する（添付資料 7，添付資料 8）。

(3) 湿度

パターン 1～4 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

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟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

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟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、90 %を超える湿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湿度を確認した値を環境湿度として設定する。

パターン 3

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」時に使用する重大事故等対

処設備について、原子炉建屋原子炉棟内は耐火壁により区画分離されており、機能が期待される区分の当該設備に対しては、別区分に位置する破断箇所からの蒸気による影響が小さいことから原則 100 %を設定するが、破断箇所と同区画にあることから蒸気による影響を受けるものは、その影響を考慮して環境湿度を設定する。

パターン 4

「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備について、原則として 100 %（事象初期 100 %（蒸気））を設定するが、当該設備を気密構造の断熱材により囲うことから蒸気による影響を受けないものは、個別に環境湿度を設定する。

(4) 放射線

パターン 1 ～ 6 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 640 kGy 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（260 kGy）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 640 kGy を設定するが、原子炉格納容器（ドライウエル）内に設置する逃がし安全弁については、原子炉格納容器（ドライウエル）内での最大放射線量を包絡する値を環境放射線として設定する。

パターン 3

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律 1.7 kGy 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 1.7 kGy を超える恐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 9，添付資料 10）。

パターン 4

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内）は、原則として一律 3 Gy 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重大事故時に 3 Gy を超える恐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 11）。

パターン 5

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律 1.7kGy 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 1 2）。

パターン 6

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律 1.7kGy を設定するが、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する設備であり、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 1 3）。

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-1-1-6 の 2.3 節記載の一律の 環境圧力	パターン	設置エリア
起動領域計装	0.31MPa [gage]	0.62MPa [gage]	パターン 1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	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

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-6 の 2.3 節 記載の一律の環境 温度	パターン	設置エリア
逃がし安全弁（安全弁機能）	最大 171℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 2	原子炉格納容器内
逃がし安全弁〔操作対象弁〕	最大 171℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 2	原子炉格納容器内
自動減圧機能用アキュムレータ	最大 171℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 2	原子炉格納容器内
非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	40℃	65.6℃ (事象初期： 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉棟
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ	40℃	65.6℃ (事象初期： 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉棟
高圧炉心スプレイ系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 A 系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 B 系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 C 系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65.6℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
常設低圧代替注水系ポンプ	66℃	40℃	パターン 4	常設低圧代替注水系 ポンプ室
代替淡水貯槽水位	66℃	40℃	パターン 4	常設低圧代替注水系 ポンプ室
緊急用海水ポンプ	66℃	40℃	パターン 4	緊急用海水ポンプ ピット
緊急用海水系ストレーナ	66℃	40℃	パターン 4	緊急用海水ポンプ ピット
フィルタ装置	66℃	40℃	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
第二弁操作室遮蔽	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	66℃	40℃	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
格納容器内水素濃度（S A）	65.6℃	65.6℃ (事象初期： 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内酸素濃度（S A）	65.6℃	65.6℃ (事象初期： 100℃)	パターン 7	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
使用済燃料プール監視カメラ	50℃	100℃	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
緊急用 125V 系蓄電池	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
125V 系蓄電池 A 系	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
125V 系蓄電池 B 系	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-6 の 2.3 節 記載の一律の環境 温度	パターン	設置エリア
125V 系蓄電池H P C S 系	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池 A 系	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池 B 系	50℃	40℃	パターン 4	原子炉建屋付属棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	200℃	65.6℃ (事象初期 : 100℃)	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	148℃	65.6℃ (事象初期 : 100℃)	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
起動領域計装	171℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	171℃	200℃ (最高 235℃)	パターン 1	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	66℃	40℃	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置圧力	66℃	40℃	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	66℃	40℃	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
酸素濃度計	26℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所
二酸化炭素濃度計	26℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所
緊急時対策所エリアモニタ	26℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所
総合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備 (テレビ会議システム, I P 電話, I P - F A X)	26℃	40℃	パターン 4	緊急時対策所
衛星電話設備 (固定型)	26℃	40℃	パターン 4	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

設備	評価に用いた 環境湿度	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境湿度	パターン	設置エリア
A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手 動スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリ ップ機能）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
自動減圧系の起動阻止スイッチ	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
過渡時自動減圧機能	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
非常用窒素供給系高圧窒素ポンプ	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンプ	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
高圧炉心スプレイ系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 A 系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 B 系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系 C 系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
常設低圧代替注水系ポンプ	100%	90%	パターン 2	常設低圧代替注水系 ポンプ室
代替淡水貯槽水位	100%	90%	パターン 2	常設低圧代替注水系 ポンプ室
フィルタ装置	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
第二弁操作室差圧計	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋附属棟
移送ポンプ	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
格納容器内水素濃度（S A）	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟

設備	評価に用いた 環境湿度	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境湿度	パターン	設置エリア
格納容器内酸素濃度（S A）	100%	100% （短期 100% （蒸気））	パターン 4	原子炉建屋原子炉棟
常設代替高圧電源装置	100%	90%	パターン 2	常設代替高圧電源 装置置場（地上階）
フィルタ装置水位	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置圧力	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	100%	90%	パターン 2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格 納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水 量）計測用）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格 納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計 測用）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室遮蔽	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室差圧計	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備（可搬型）（待避室）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
データ表示装置（待避室）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
可搬型照明（S A）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
酸素濃度計	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
二酸化炭素濃度計	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
安全パラメータ表示システム（S P D S）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
緊急用電源切替盤	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備（固定型）	60%	90%	パターン 1	原子炉建屋付属棟

表 3-5 重大事故等対処設備の環境放射線量設定

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境放射線	パターン	設置エリア
ほう酸水注入ポンプ	100Gy	1.7kGy	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
ほう酸水貯蔵タンク	100Gy	1.7kGy	パターン 5	原子炉建屋原子炉棟
常設高圧代替注水系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
逃がし安全弁（安全弁機能）	550kGy	640kGy	パターン 2	原子炉格納容器内
逃がし安全弁〔操作対象弁〕	550kGy	640kGy	パターン 2	原子炉格納容器内
自動減圧機能用アキュムレータ	550kGy	640kGy	パターン 2	原子炉格納容器内
代替循環冷却系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
第一弁（S／C側）	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
第一弁（D／W側）	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置	98kGy	3Gy	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
第二弁	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
第二弁バイパス弁	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
第二弁操作室遮蔽	32kGy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）	32kGy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	98kGy	3Gy	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	32kGy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
フィルタ装置入口水素濃度	32kGy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
非常用ガス処理系排風機	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス処理系フィルタトレイン	1.2MGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス再循環系排風機	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス再循環系フィルタトレイン	1.2MGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
使用済燃料プール監視カメラ	1.7Gy	1.7kGy	パターン 6	原子炉建屋原子炉棟
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	100Gy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
緊急用電源切替盤	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	640kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	640kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内水素濃度（S A）	20kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内酸素濃度（S A）	20kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉圧力	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉圧力（S A）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-6 の 2.3 節記載の一律 の環境放射線	パターン	設置エリア
原子炉水位（広帯域）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉水位（燃料域）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉水位（S A 広帯域）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉水位（S A 燃料域）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
高压代替注水系系統流量	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
代替循環冷却系原子炉注水流量	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系系統流量	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 （常設ライン用）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 （可搬ライン用）	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
低压代替注水系格納容器下部注水流量	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
ドライウェル圧力	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
サブプレッション・チェンバ圧力	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
サブプレッション・プール水位	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	12kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
起動領域計装	260kGy	640kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	260kGy	640kGy	パターン 1	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	1.7kGy	3Gy	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置圧力	1.7kGy	3Gy	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	98kGy	3Gy	パターン 4	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
代替循環冷却系ポンプ入口温度	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器入口温度	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器出口温度	100kGy	1.7kGy	パターン 3	原子炉建屋原子炉棟
中央制御室換気系空気調和器ファン	100Gy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系フィルタ系ファン	200Gy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系フィルタユニット	200Gy	3Gy	パターン 4	原子炉建屋付属棟

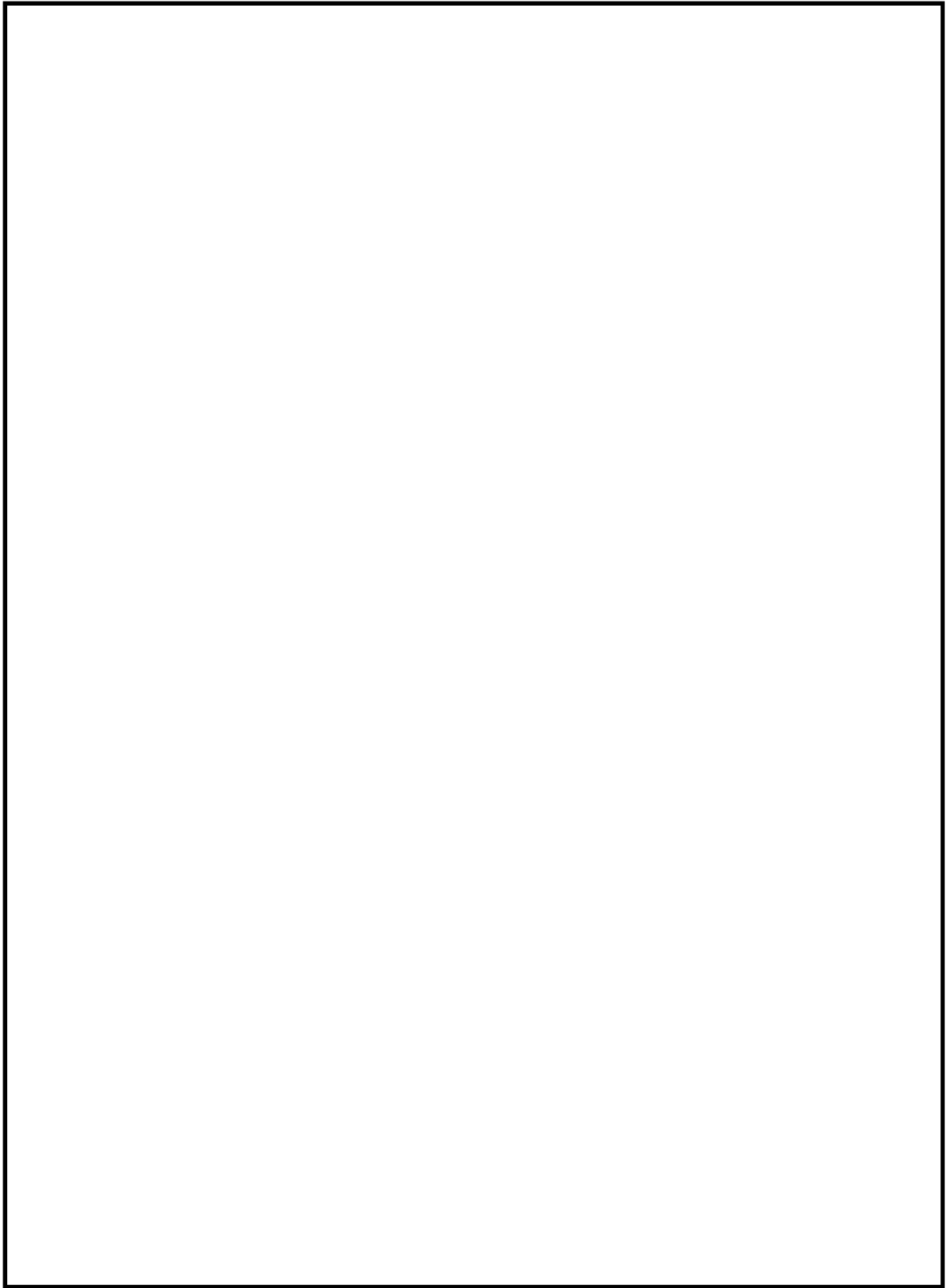


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (1/6)

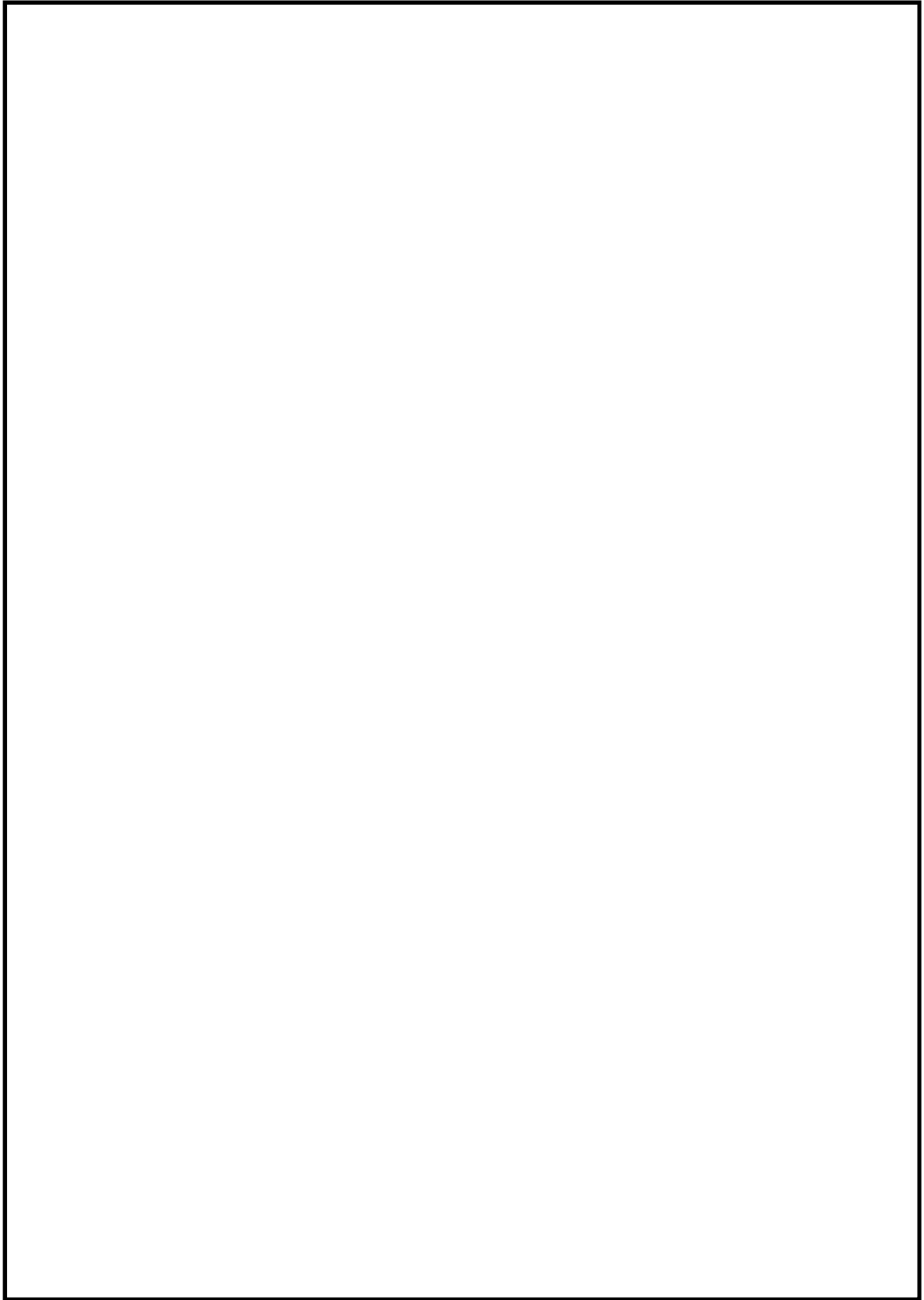


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (2/6)

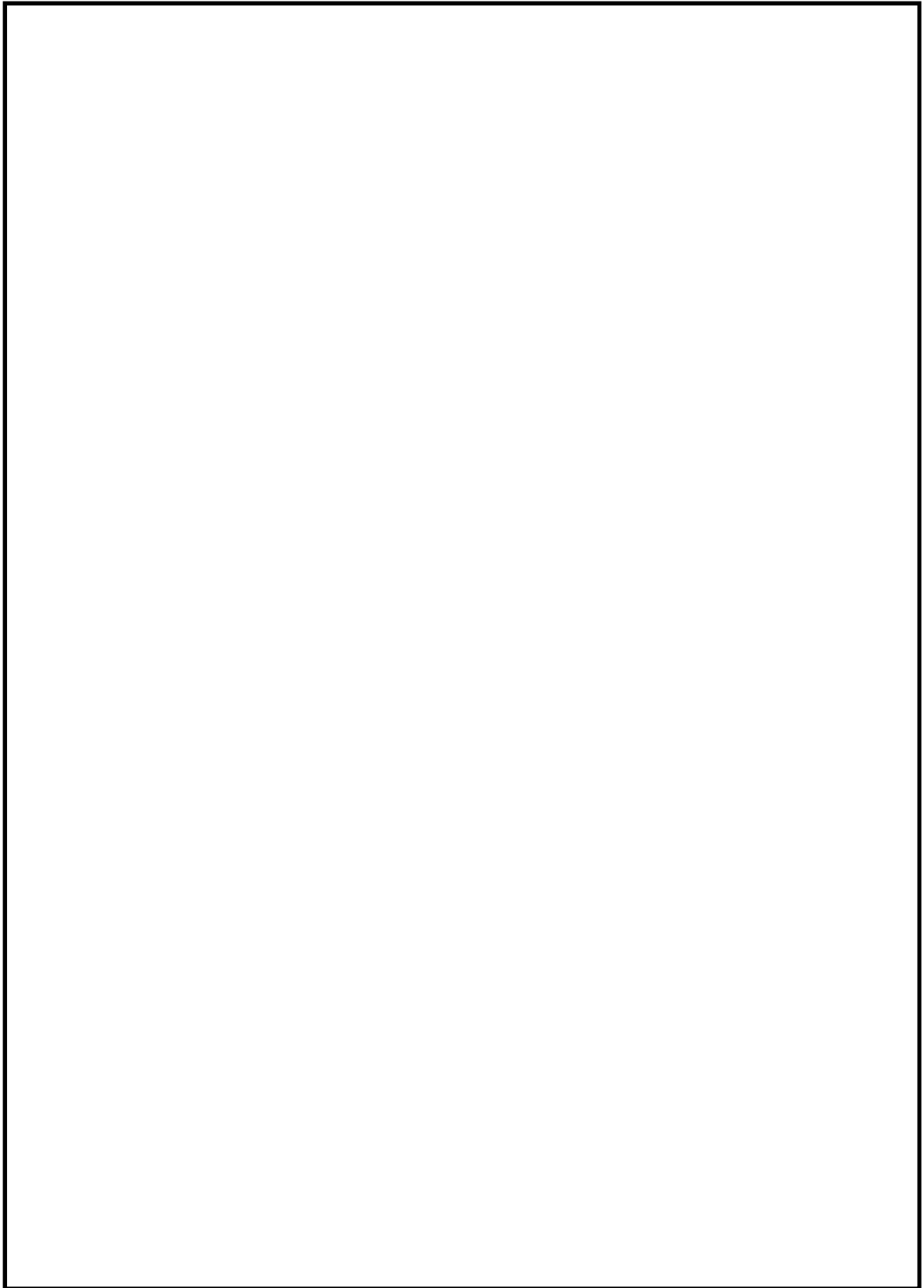


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/6)

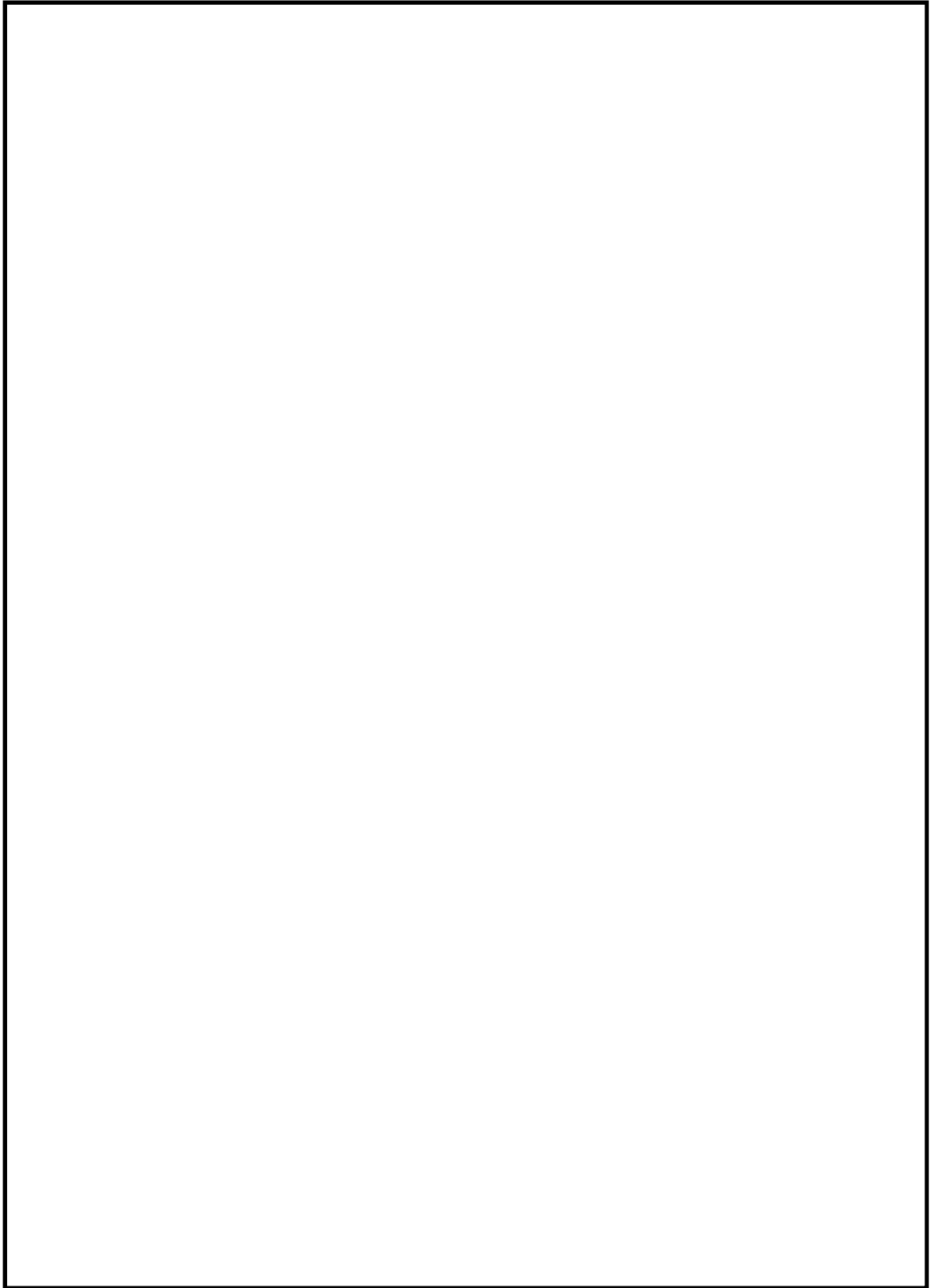


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (4/6)

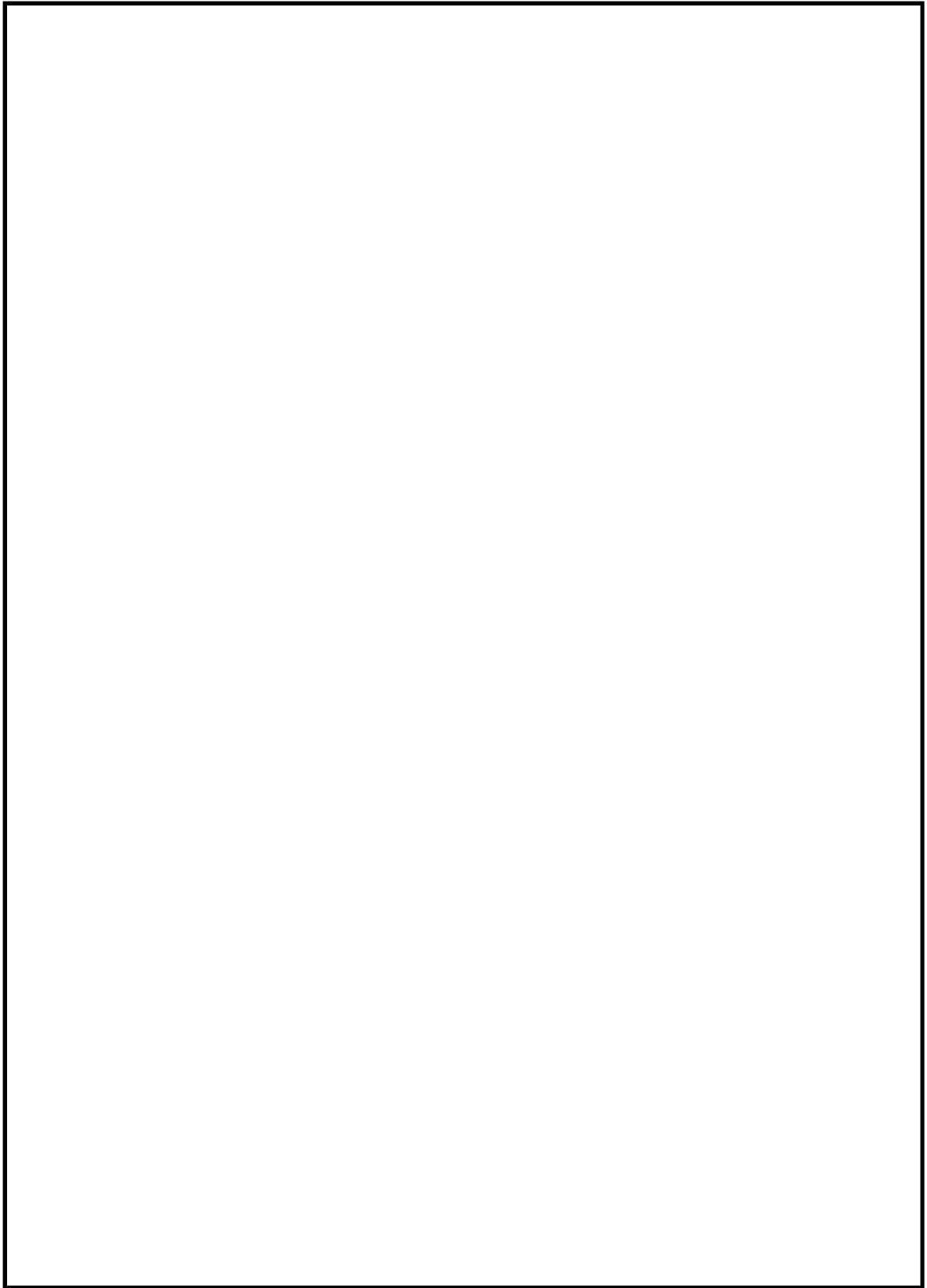


図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (5/6)

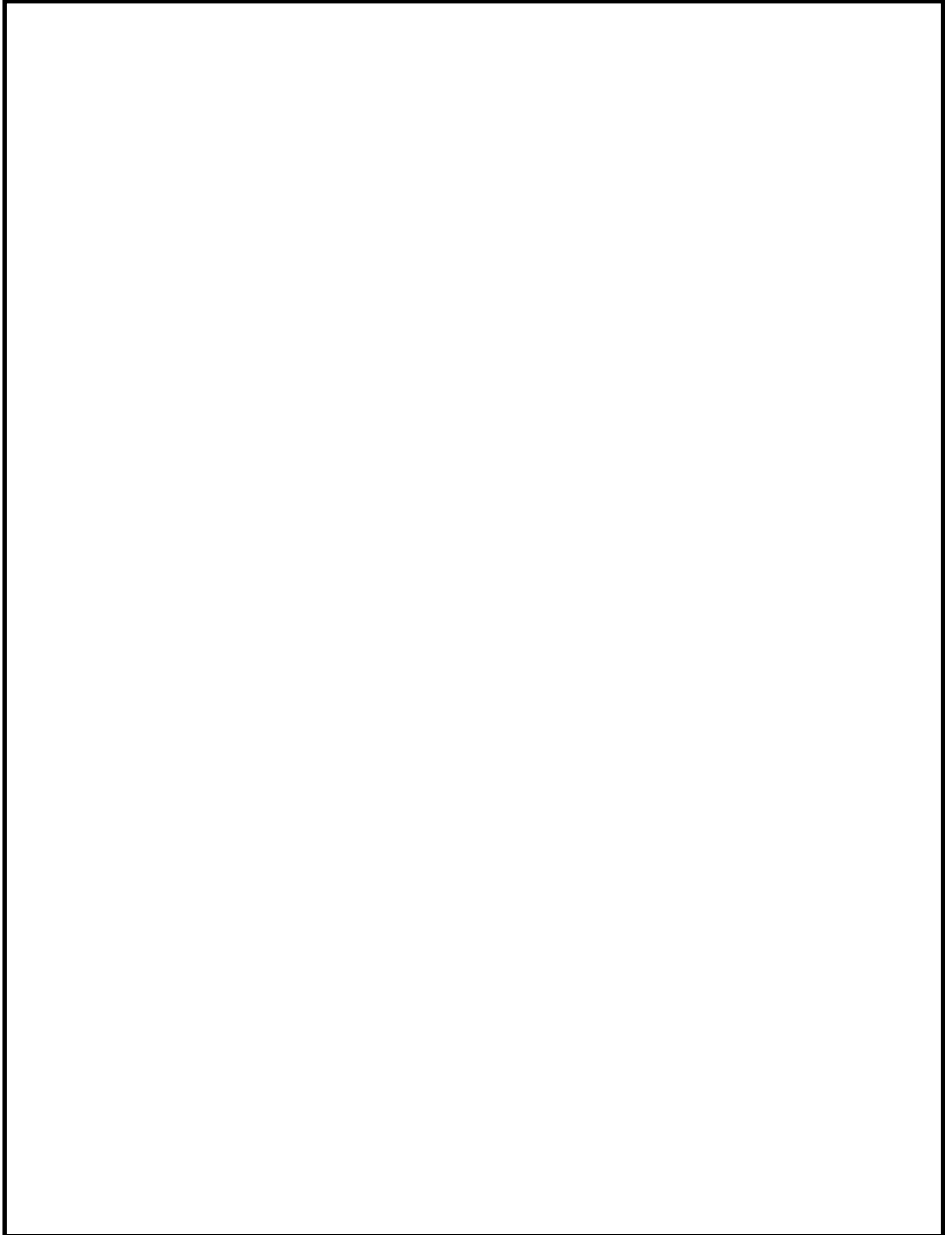


図 1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (6/6)

4. 添付資料

- 1 環境放射線の設定方法について
- 2 耐火壁の溢水防止機能について
- 3 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
- 4 その他建屋の環境条件について
- 5 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定方法について
- 6 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
- 7 主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に期待する設備への対応について
- 8 格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置，非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常
用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの空調について
- 9 原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）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
- 10 原子炉建屋原子炉棟内の計装設備（伝送器）の遮蔽設計及び環境放射線について
- 11 原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟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
- 12 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定
- 13 使用済燃料プール監視カメラの放射線環境条件設定

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。

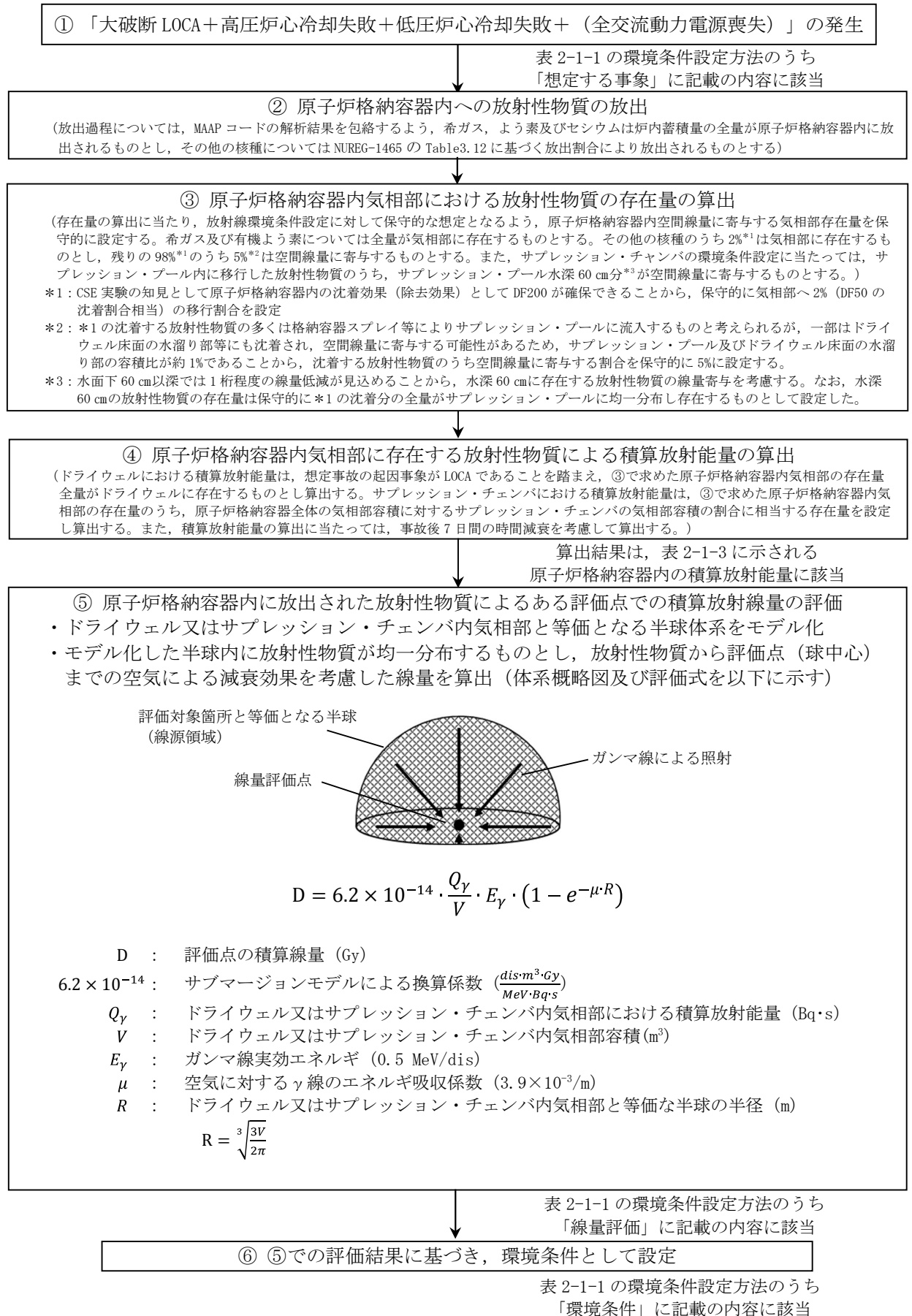


図1 重大事故時における原子炉格納容器内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

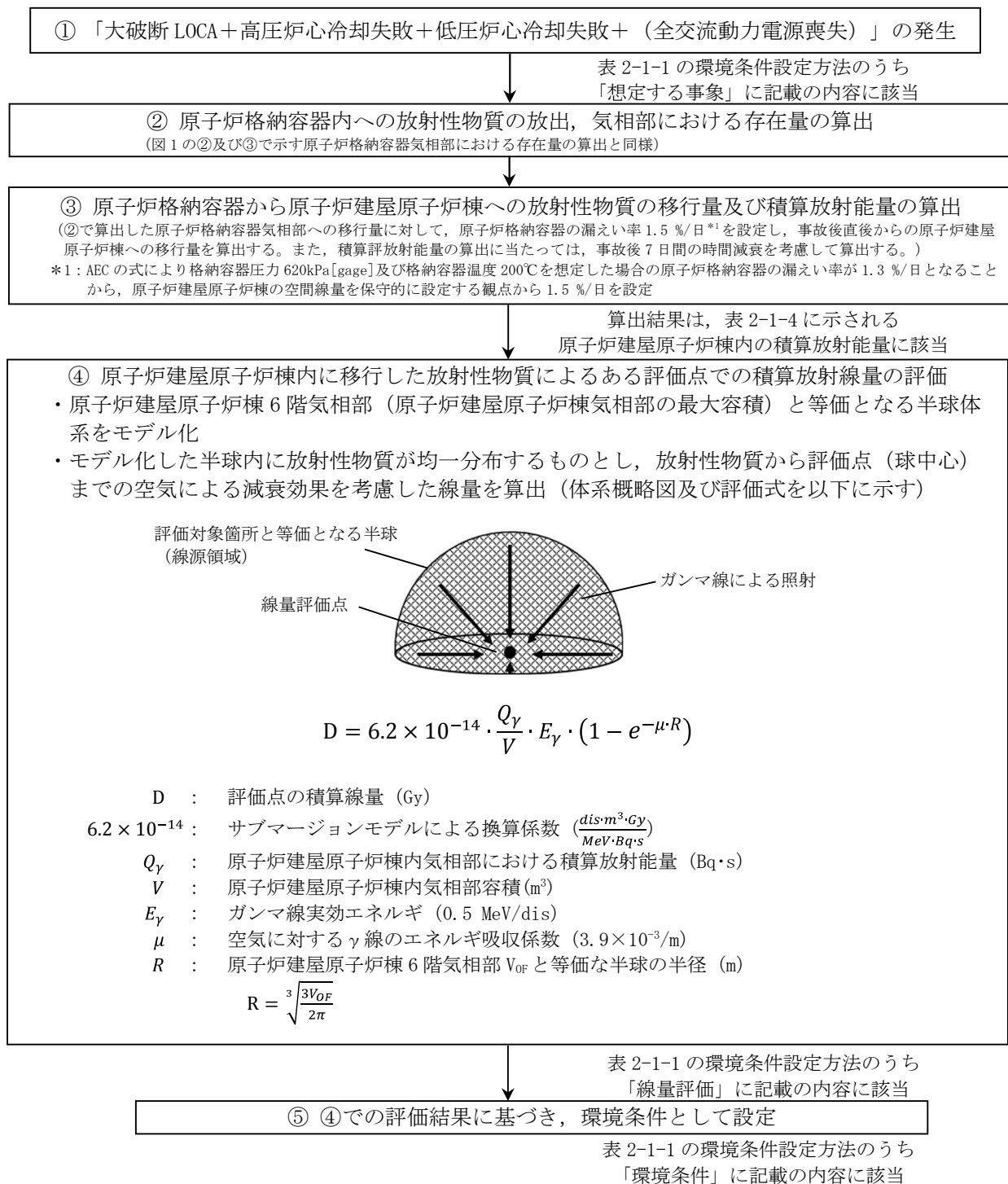


図2 重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

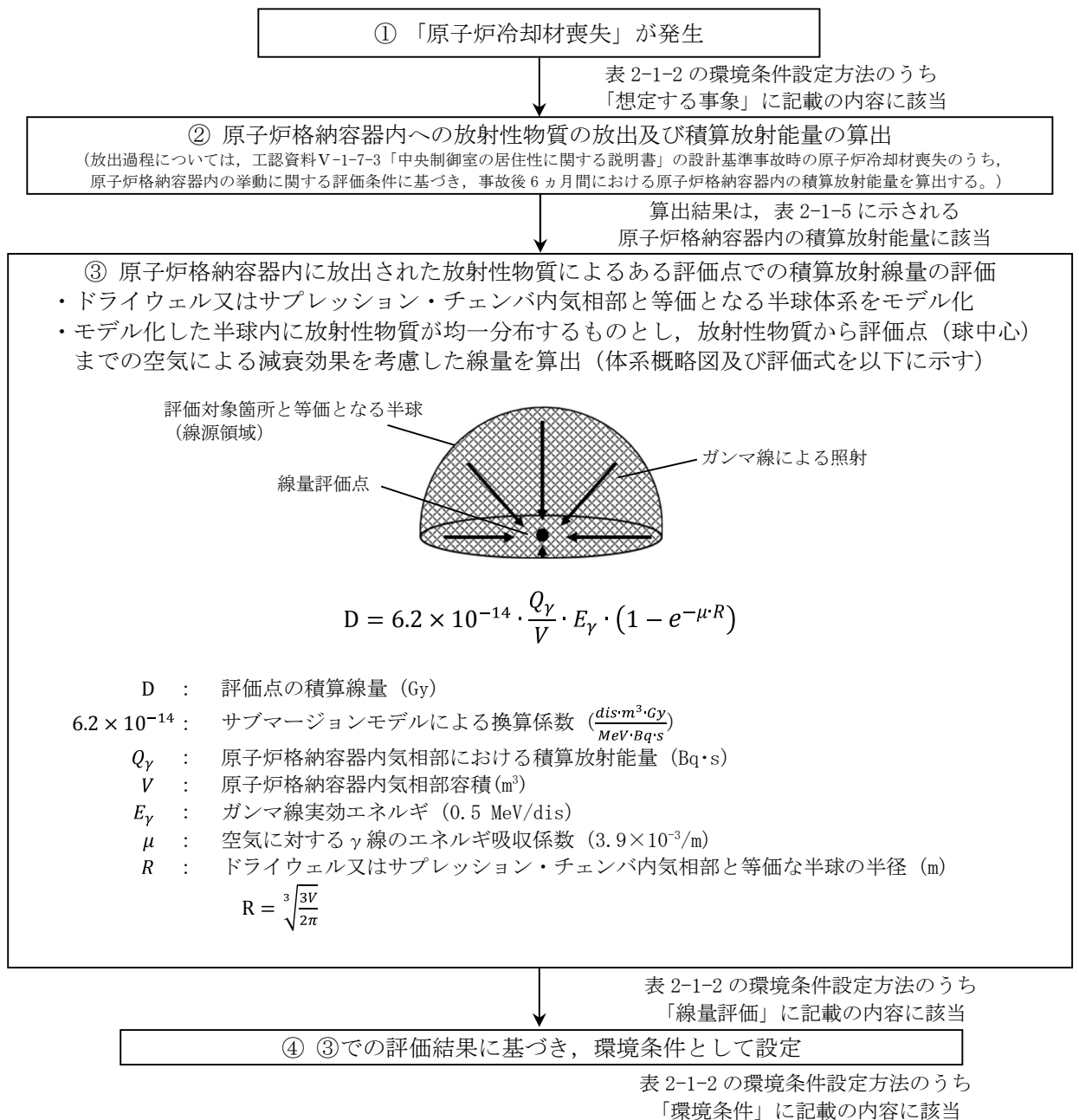


図3 設計基準事故時における原子炉格納容器内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

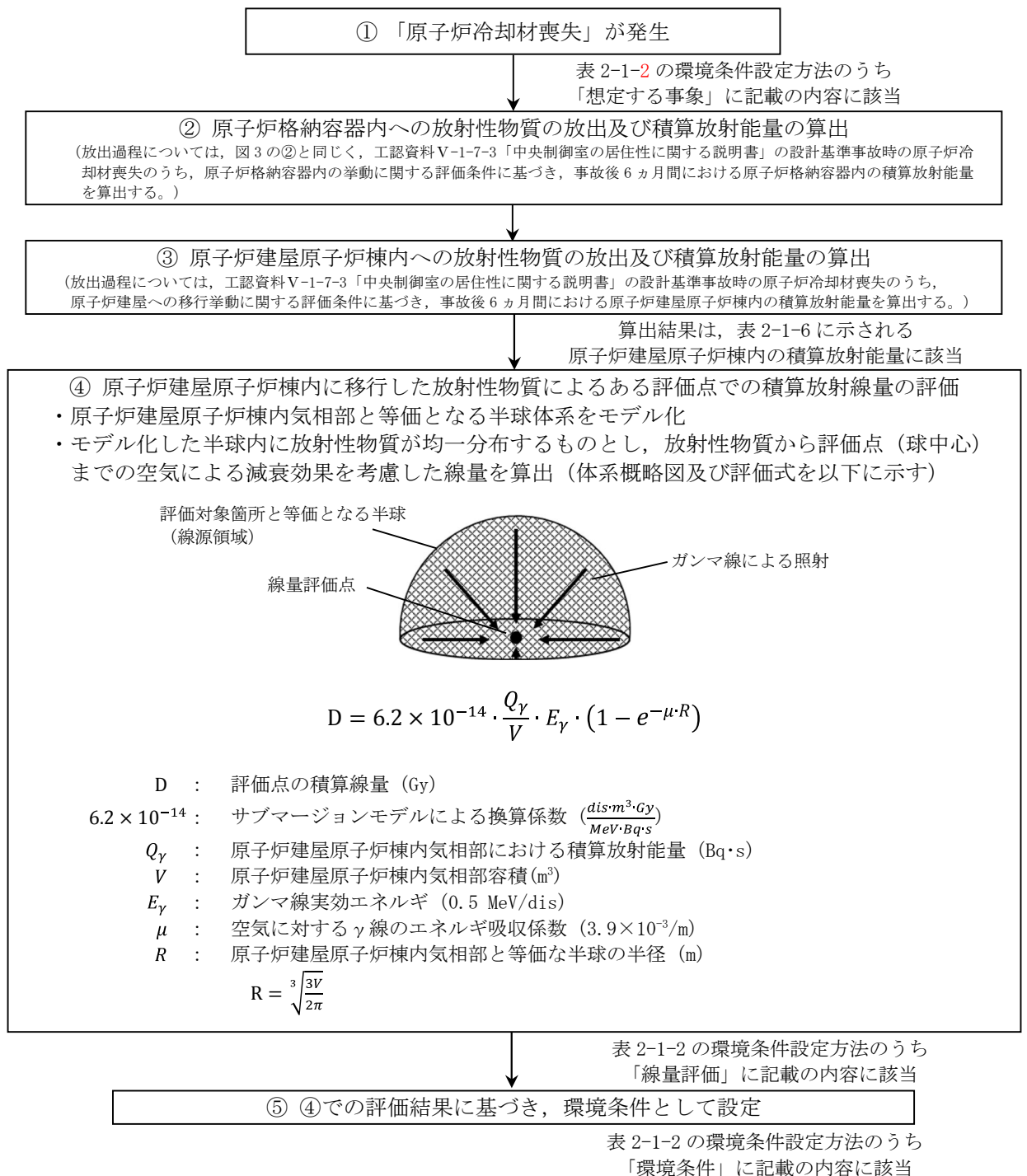


図4 設計基準事故時における原子炉建屋原子炉棟内の安全施設に対する環境条件設定のフロー図

(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棟内（以下「R/B」という。）の重大事故等対処設備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550 kGy/7日間（主蒸気逃がし安全弁）、640 kGy/7日間（その他の設備）を設定し、R/B内に対しては1.7 kGy/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

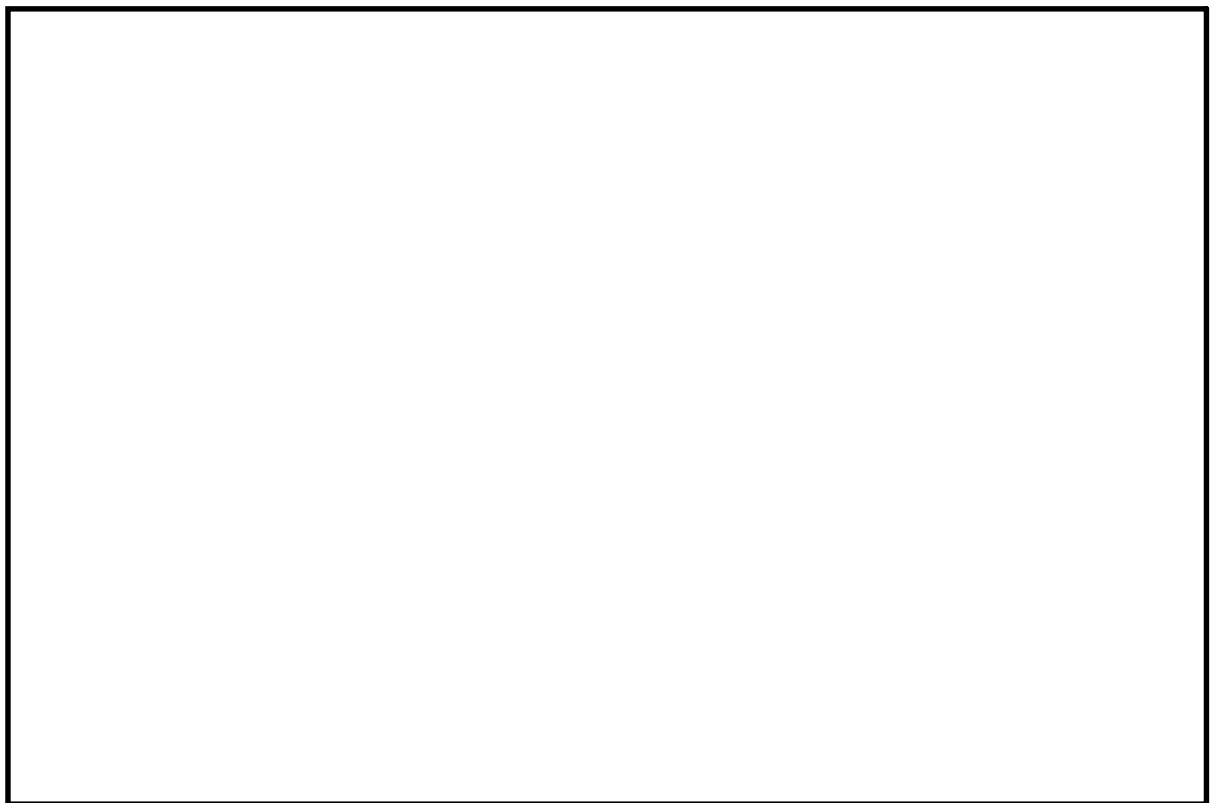
評価項目	評価条件の保守性
炉内からPCV内へのFP放出量の設定	・希ガス、よう素及びセシウムについて全量放出を設定
PCV内気相部のFP存在量の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッション・プールのpH調整効果（有機よう素の低減効果）を考慮しない ・無機よう素及び粒子状物質はCSE実験の知見では数百分の1以上の沈着効果が得られるが、50分の1の沈着効果を設定 ・PCV内で沈着するFPのほとんどはS/Pに移行すると考えられるが、5%は空間線量に寄与するものとして気相部存在量に加算して設定
PCV内の積算放射線量の算出	<ul style="list-style-type: none"> ・サブマージョンモデルにおける評価は、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバと等価な体系をモデル化し評価しているが、原子炉圧力容器等構造物による遮蔽効果は考慮していない ・ドライウエルの線量評価の保守性 PCV内気相部に存在するFPが全てドライウエルに存在するものとして評価 ・サブプレッション・チェンバの線量評価の保守性 PCV内で沈着するFP全量がサブプレッション・プールに移行するものとして、サブプレッション・プールに内包する放射性物質からの線量寄与を考慮*
PCVからR/BへのFP放出量の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・R/Bへ漏えいするFPは、PCV内の放射線環境条件で保守的に想定したPCV内気相部に存在するFPを想定 ・格納容器圧力620kPa[gage]及び格納容器温度200℃を想定した場合の原子炉格納容器の漏えい率1.3%/日を包絡する値として1.5%/日一定の漏えい率を設定

＊：サブプレッション・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気相部全域に様に存在しているものとして積算放射線量を評価する。

耐火壁の溢水防止機能について

原子炉建屋原子炉棟に設置されている耐火壁は、全てが溢水防止機能を有しているわけではなく、原子炉建屋原子炉棟地下 1 階，地上 1 階，地上 2 階，地上 3 階及び地上 4 階に設ける東西を区画分離する耐火壁（下図参照）のみ溢水防止機能を有する。

これらの耐火壁は、火災耐久試験により確認した 3 時間以上の耐火能力だけでなく、IS-LOCA や内部溢水の蒸気漏えいに対しても、バウンダリとしての機能を確保している。



EL. 2.0 m

図 区画分離壁の配置図

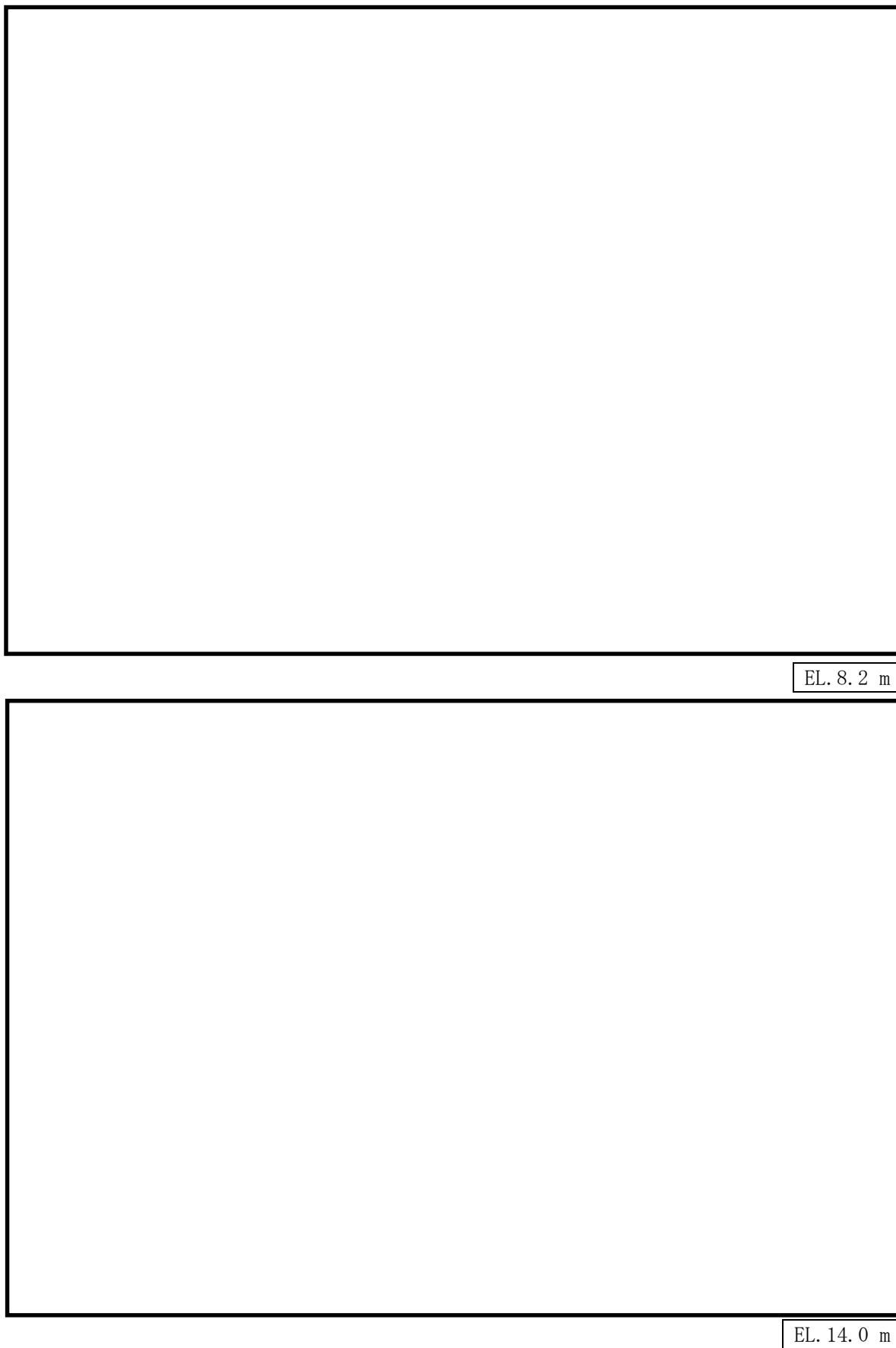
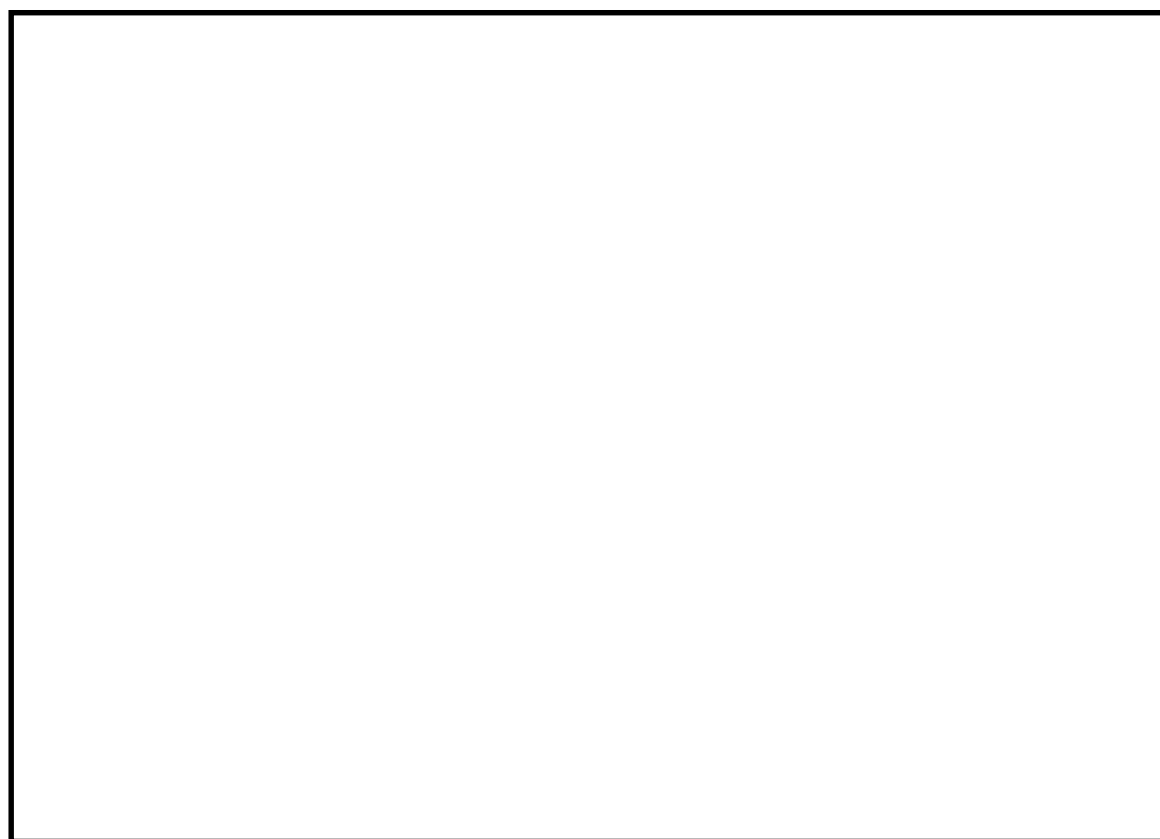
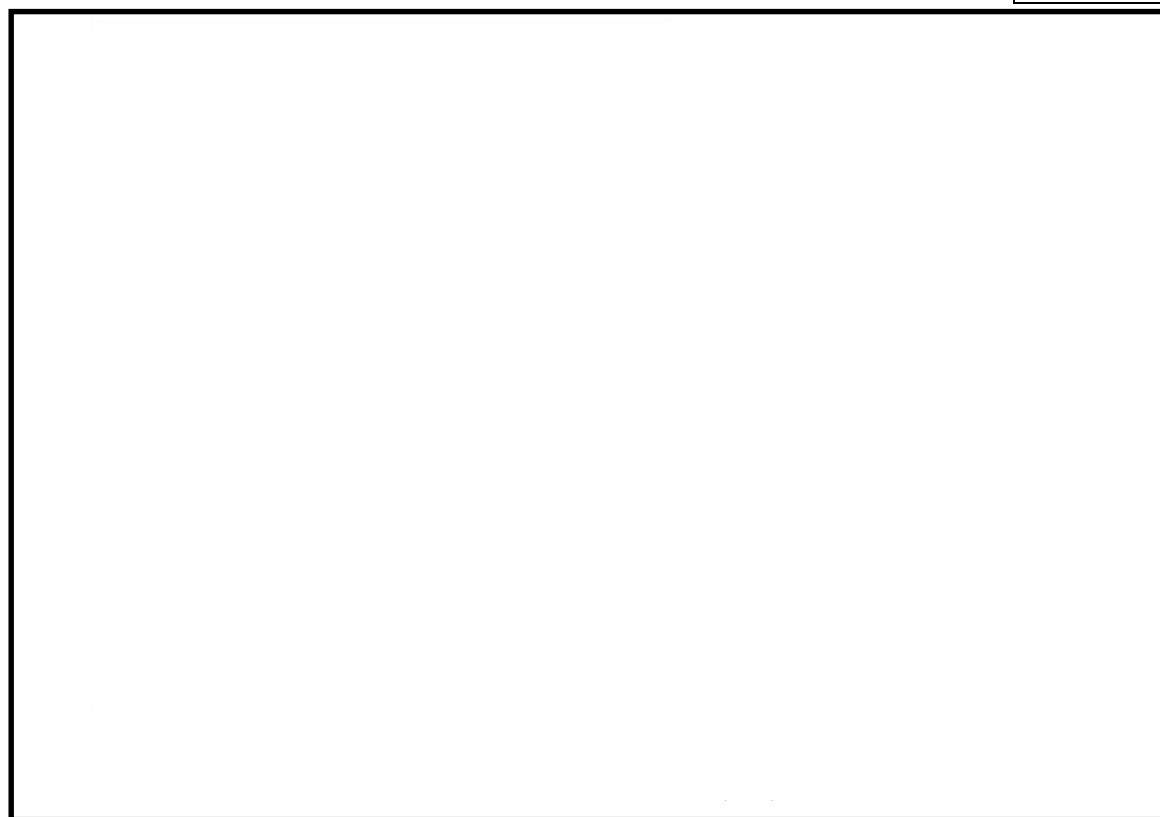


図 区画分離壁の配置図



EL. 20.3 m



EL. 29.0 m

図 区画分離壁の配置図

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度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ため、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、発生頻度の観点から、PRA において考慮する必要がない事象として整理している。

(2) 有効性評価上の扱い

- ・ 有効性評価においては、MSLBA が発生し MSIV 閉止による原子炉隔離に成功した場合については、炉心損傷防止の観点からより厳しい、原子炉スクラム前に原子炉冷却材インベントリが減少する給水喪失を起因とする事象を選定している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、PRA 上の扱いと同様に考慮する必要がない事象として整理している。

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。

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。

また、重大事故等対処施設に適用する環境条件についても、考慮する事象に応じて適切に環境条件を設定し、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、原子炉建屋原子炉棟内の圧力条件（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棟内に設置する機器（例：格納容器圧力逃がし装置に向かう配管）が存在する。

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	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 ⇒逃がし安全弁(自動減圧機能)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)による格 納容器(以下「PCV」という。)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 PCV 除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系(低圧注 水機能含む) ・低圧炉心スプレイ系
MSLBA 起因の重大 事故	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 ⇒逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 (DCH 防止) ⇒代替循環冷却系による PCV 除熱 ⇒代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による PCV 冷却 ⇒格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL (ドライウエル部)注水 ⇒可搬型窒素供給装置による PCV 内への窒素注入 ⇒格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガス排出 その他、被ばく低減のための原子炉建屋ガス処理 系の起動、静的触媒式水素再結合装置による原子 炉建屋原子炉棟内の水素処理を実施	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系(低圧注 水機能含む) ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系(常 設)(原子炉注水機能)

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	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・逃がし安全弁(安全弁機能)←圧力制御 ・逃がし安全弁(自動減圧機能)←急速減圧(手動) ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置(又は耐圧強化ベント系) ・必要な電源、計装設備
MSLBA 起因の重大 事故	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・逃がし安全弁(安全弁機能)←圧力制御 ・逃がし安全弁(自動減圧機能)←急速減圧(手動) ・代替循環冷却系 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器下部注水系(常設) ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置 ・原子炉建屋ガス処理系 ・静的触媒式水素再結合装置 ・必要な電源、計装設備

4. MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件について

1. に記載のとおり，MSLBA 発生時は原子炉建屋原子炉棟内全域に原子炉压力容器（以下「RPV」という。）内の大量の蒸気が流出するため，原子炉建屋原子炉棟内全域の環境条件（温度及び湿度）が最も厳しくなる事象である。したがって，MSLBA 起因の重大事故等時を考慮することにより，原子炉建屋原子炉棟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 原子炉建屋原子炉棟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 65.6℃	<p>主蒸気管トンネル室 (図 1) 事象発生～1 時間：171℃ 1 時間～2 時間：100℃ 2 時間～7 日間：65.6℃</p> <p>主蒸気管トンネル室外 事象発生～2 時間：100℃ 2 時間～7 日間：65.6℃</p>	<p>➤ 171℃ RPV 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。</p> <p>➤ 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の放出に伴い，建屋内温度は下記室温（65.6℃）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 2 時間まで 100℃の温度状態が継続するものとして設定。</p> <p>➤ 65.6℃ 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）</p>
湿度	原則として 湿度 100%	<p>主蒸気管トンネル室 (図 1) 約 171℃～100℃の場合 (事象発生～2 時間)： 100% (蒸気) 65.6℃の場合 (2 時間～7 日間)： 100%</p> <p>主蒸気管トンネル室外 100℃の場合 (事象発生～2 時間)： 100% (蒸気) 65.6℃の場合 (2 時間～7 日間)： 100%</p>	<p>➤ 蒸気条件 100℃以上の場合は，過熱又は飽和状態のため蒸気条件として設定</p> <p>➤ 湿度条件 変更前と同じ</p>

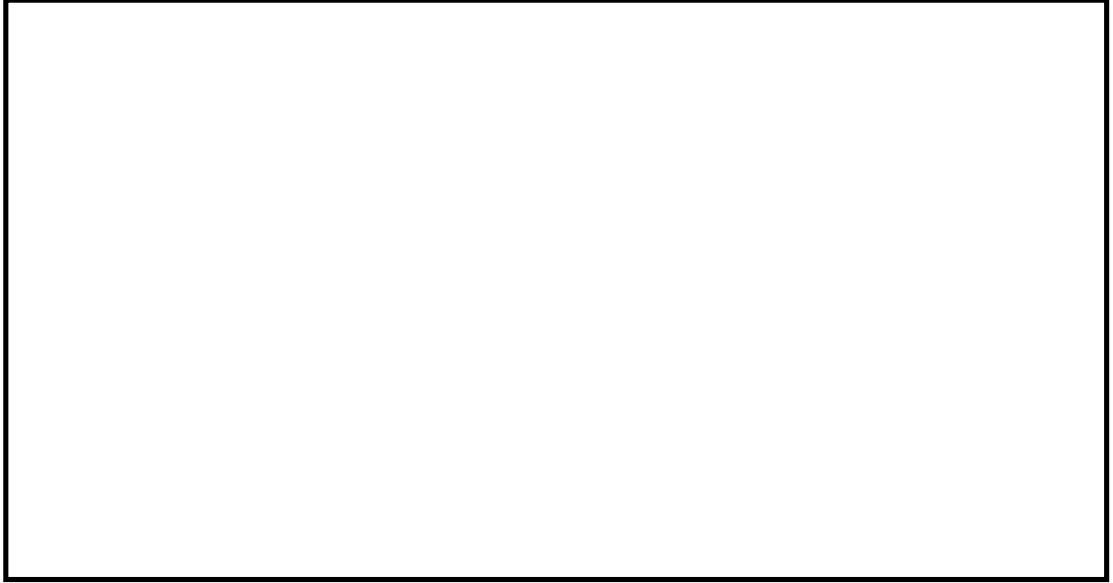


図1 主蒸気管トンネル室の位置

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。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2，評価条件を表4，評価結果を図3に示す。

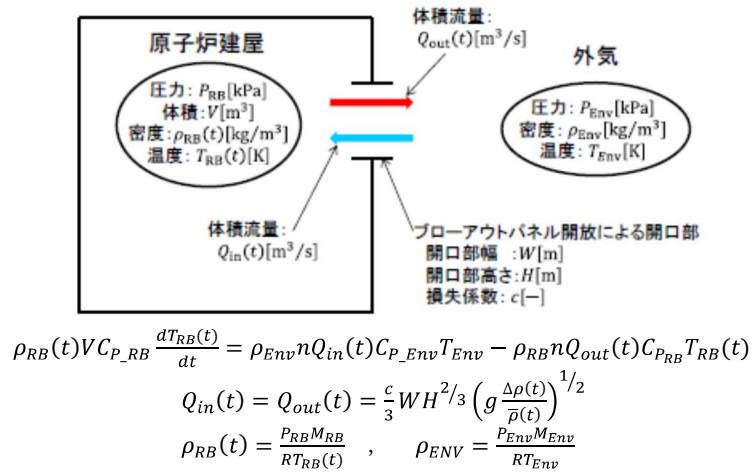


図2 温度評価モデルのイメージ

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	0.6	-	Brown ^[1] の試験より得られたオリフィス形状の場合の流出係数の値（0.6 から 0.98 の範囲）の下限値を設定
ブローアウトパネルの幅	W	3.965	m	
ブローアウトパネルの高さ	H	3.966	m	
重力加速度	g	9.8	m/s ²	
原子炉建屋内の体積	V	81000	m ³	原子炉建屋の容積に余裕をみた値
ブローアウトパネル枚数	n	3	枚	
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

[1] Brown, W.G., and K.R. Solvason, Natural Convection Through Rectangular Openings in Partitions - 1:Vertical Partitions, Int. J. Heat mass Transfer, Vol. 5, p859-868, 1962

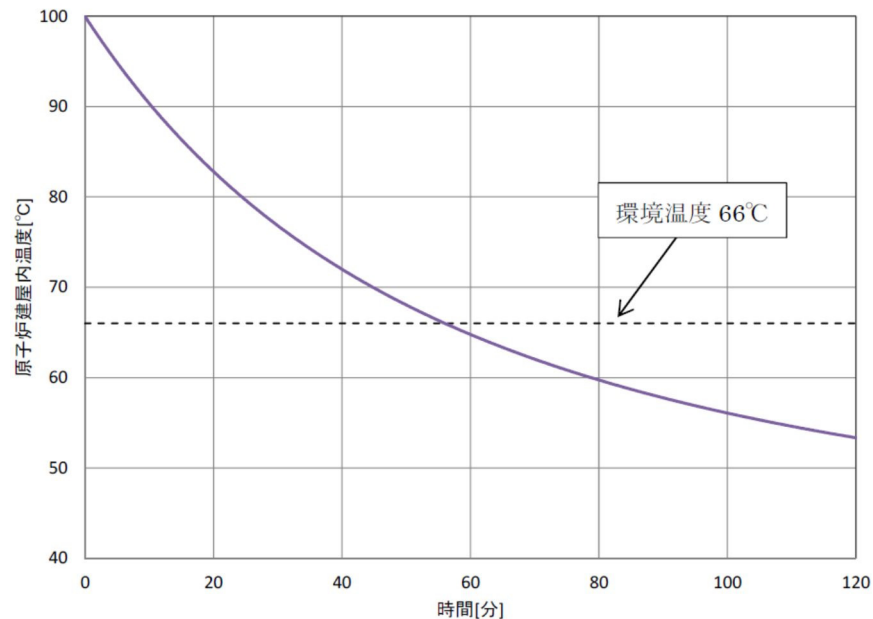


図 3 簡易モデルによる主蒸気管破断事故時の原子炉建屋温度評価

図 3 に示すとおり，簡易モデルによる評価では主蒸気管破断事故発生時点から 1 時間経過した時点で，原子炉建屋の温度は 65.6℃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。

なお，原子炉建屋原子炉棟内の圧力条件（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。

また，原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件（原則として 1.7kGy）については，炉心が損傷し放射性物質が PCV 気相部に充満している PCV 内の状態において，0.62 MPa[gage]以上の圧力での PCV 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棟内の積算線量（約 1.5kGy）

を評価した上で、この結果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り、MSLBA 起因の重大事故等を考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件は変更とはならない。

その他建屋の環境条件について

原子炉建屋以外の建屋等及び地中の配管トレンチについて、環境条件及び考慮内容を示す。

設置場所	環境条件(重大事故等対応設備)				設定上の考慮
	圧力	温度	湿度	放射線	
原子炉棟以外の建屋等					
緊急時対策所建屋	大気圧	40℃	90%	3 Gy/7日	空調設計より設定
常設代替高压電源装置置場(地上階)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
常設代替高压電源装置置場(地下階)	大気圧	40℃	90%	3 Gy/7日	空調設計より設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽	大気圧	66℃	100%	98 kGy/7日	温度：格納容器圧力逃がし装置からの発熱を考慮して設定
					放射線：格納容器圧力逃がし装置からの線量を考慮して設定
常設低圧代替注水系ポンプ室	大気圧	66℃	100%	3 Gy/7日	空調設計より設定
緊急用海水ポンプピット	大気圧	66℃	90%	3 Gy/7日	温度：ポンプからの発熱を考慮して設定
常設代替高压電源装置用カルバート(立坑部)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
地中の配管トレンチ					
常設代替高压電源装置用カルバート(トンネル部)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
常設代替高压電源装置用カルバート(カルバート部)	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート	大気圧	66℃	100%	98 kGy/7日	格納容器圧力逃がし装置格納槽と同じ環境条件を設定
常設低圧代替注水系配管カルバート	大気圧	40℃	100%	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定

格納容器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ェ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棟内であることから、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件である大気圧相当及び 100 % とする。また、環境放射線量については、格納容器内からの直接線の影響を考慮し、格納容器内の環境条件である 640 kGy を保守的に設定する。

以下では、格納容器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想定した場合の格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度について

(i) 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル側）について

格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル側）（以下「CAMS (D/W)」という。）の環境温度は、設置場所の関係から、D/W 壁面温度に近接することが考えられる。このため、CAMS (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 D/W の温度が上昇する事象である、大破断 LOCA 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等の実施により、原子炉格納容器を冷却することから、D/W 壁面温度は原子炉格納容器の限界温度である 200 °C 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 CAMS (D/W) の環境温度は、200°C を設定する。

表 1 CAMS (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 の発生により炉心損傷に至る事故	設置場所の関係から、D/W 壁面温度を設定	200 °C

(ii) 格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ側）について

格納容器雰囲気放射線モニタ（サブプレッション・チェンバ側）（以下「CAMS (S/C)」という。）の環境温度は、設置場所の関係から、S/C 壁面温度に近接することが考えられる。このため、CAMS (S/C) の環境温度が厳しくなる事象としては、以下に示す①原子炉停止機能喪失の発生により炉心損傷に至るおそれがある事故、若しくは②大破断 LOCA 又は過渡事象の発生により炉心損傷に至る事故が考えられる。

①原子炉停止機能喪失の発生により炉心損傷に至るおそれがある事故では、原子炉スクラムの失敗により、原子炉出力が高く維持された状態での原子炉压力容器内の高温・高圧の蒸気が、逃がし安全弁（安全弁機能）を通して、直接S/Cプール水に排出されることで、S/Cプール水温度が上昇する。

②大破断LOCA又は過渡事象の発生により炉心損傷に至る事故では、LOCA破断口からD/Wに流出した蒸気がベント管を通じて、又は原子炉压力容器内の蒸気が逃がし安全弁を通じてS/Cへ排出されることにより、S/Cプール水温度が、①に比べて緩慢に上昇する。

これらの事象のうち、②については、当該重大事故発生時においても、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の温度上昇の抑制を図ることから、S/P水温度が①の事故に比べて上昇することはない。

一方、①については、原子炉スクラム失敗後に原子炉出力が高く維持された状態が仮に継続した場合、残留熱除去系による除熱の容量を超える熱量が供給されるため、S/P水温度の上昇の観点で厳しい事象となる。

以上を踏まえ、様々なシーケンスを想定した場合のCAMS（S/C）の環境温度については、「原子炉停止機能喪失」の重大事故等時において、より原子炉出力が高く維持されることとなる、電動駆動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の感度解析*を想定し、このときのS/Cプール水温度の最高温度 148℃を保守的にS/C壁面温度として扱い、環境温度として設定する（図2参照）。

なお、CAMS（D/W）の環境温度が最も高くなる事象において、CAMS（S/C）の環境温度は 148℃を下回ることを、解析結果より確認している。

表2 CAMS（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
「原子炉停止機能喪失」のうち、電動駆動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の感度解析*	設置場所の関係から、S/Cプール水温度を設定	148℃

注記 *：原子炉停止機能喪失の有効性評価では、電動駆動給水ポンプのトリップ時刻がサブプレッション・プール水温度等の評価結果に与える影響を確認する目的で、保守的に復水器ホットウェル水位の低下で電動駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウェルが枯渇するまで運転を継続するとした場合の感度解析を実施している。

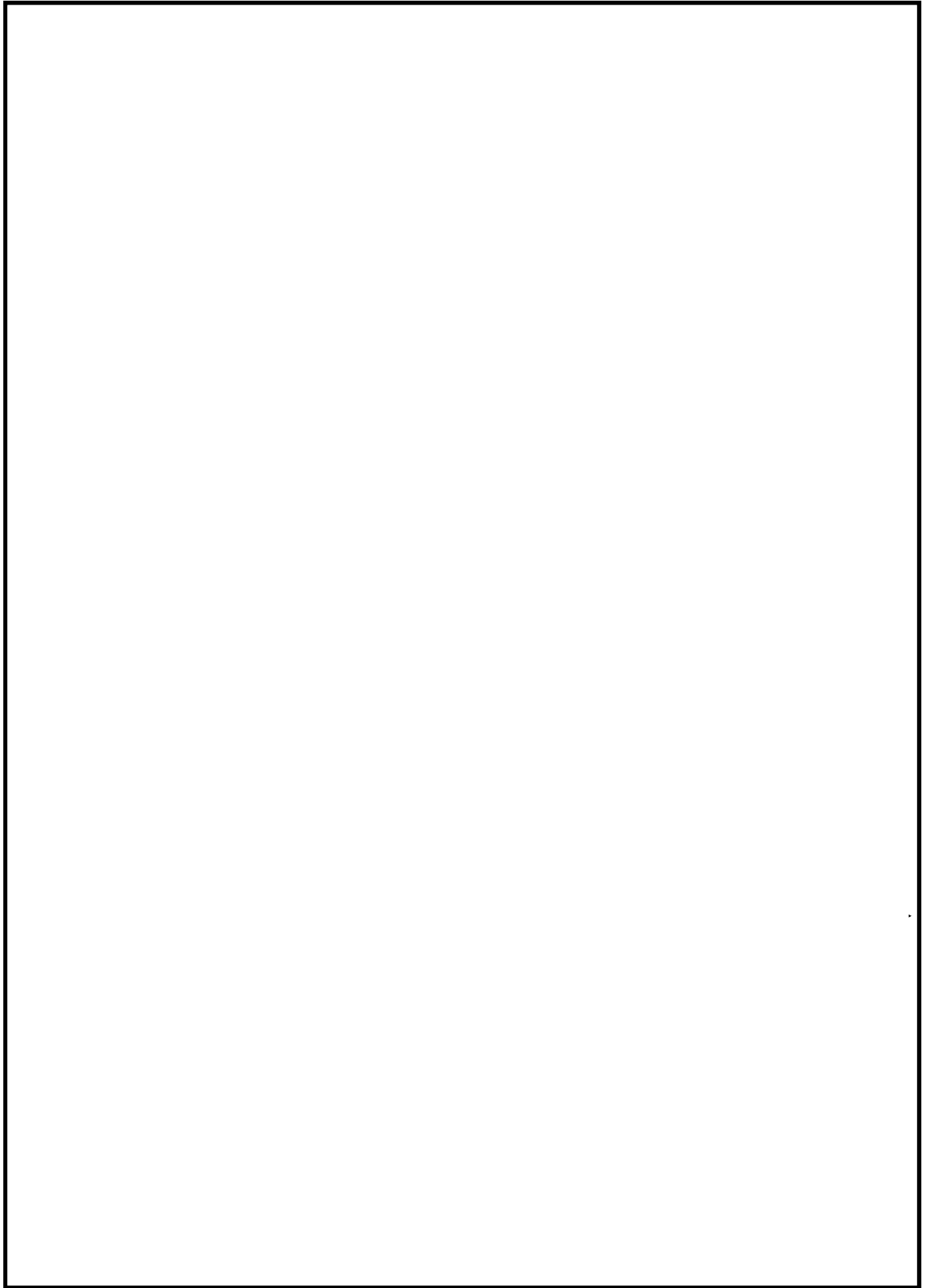


図1 格納容器雰囲気放射線モニタ配置図 (1/2)

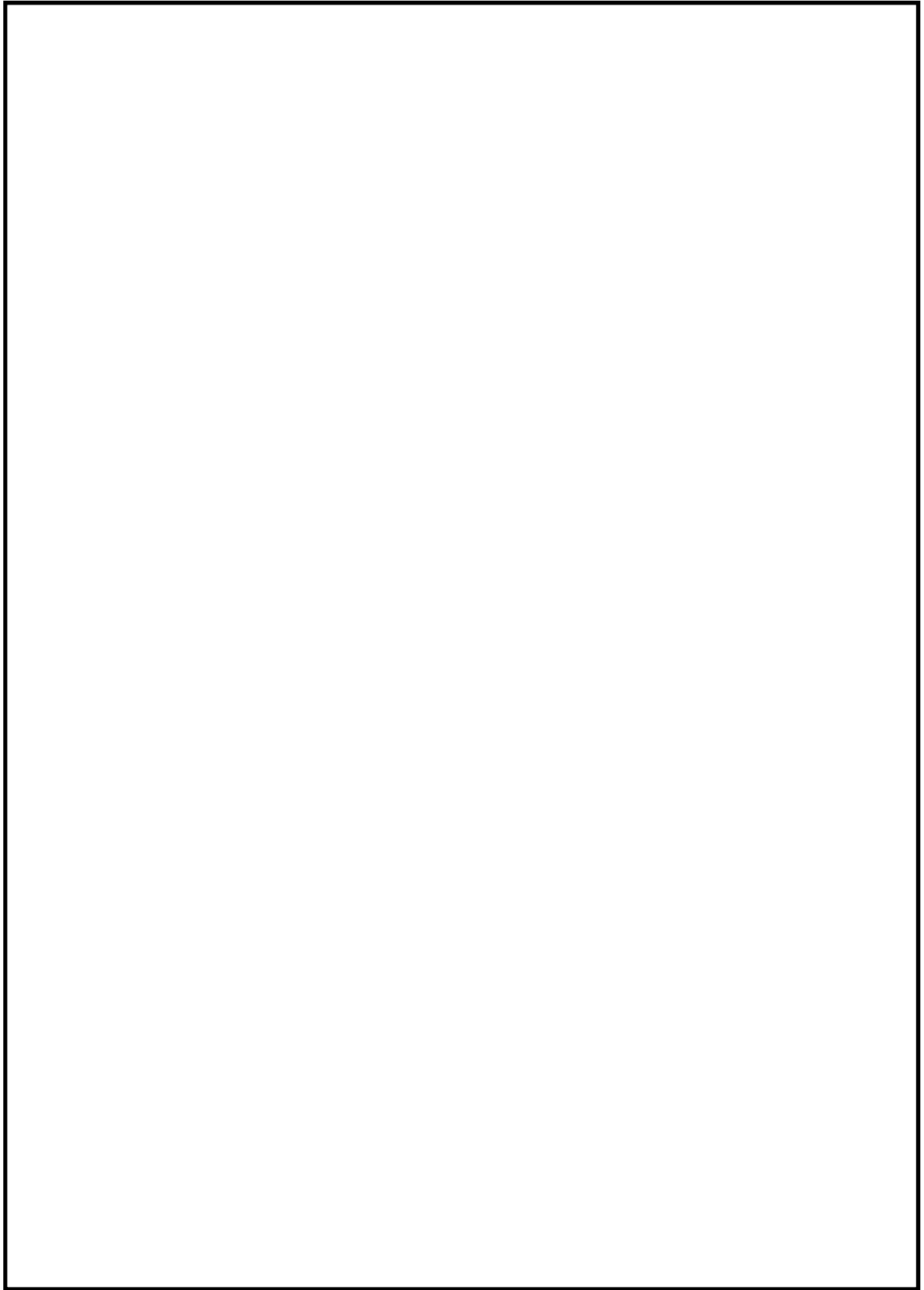


図1 格納容器雰囲気放射線モニタ配置図 (2/2)

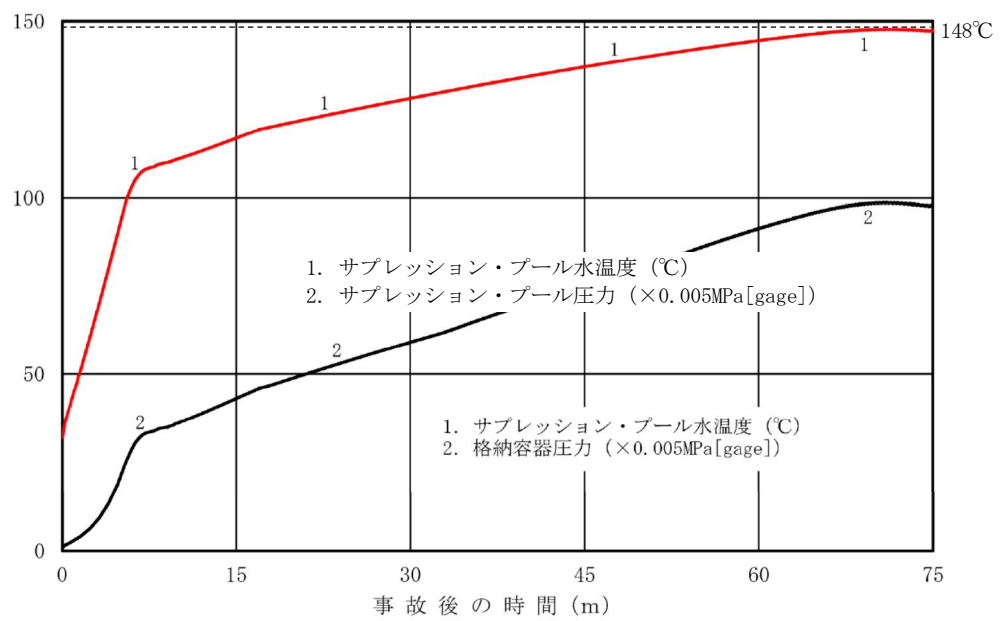


図2 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移（長期）

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、原子炉建屋原子炉棟については、原子炉格納容器外壁との熱収支を、原子炉建屋付属棟（電気室等）については、原子炉建屋原子炉棟外壁との熱収支を、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。

例：（格納容器圧力逃がし装置格納槽）

重大事故等時における温度を包絡する環境条件として、保守的に原子炉格納容器圧力が限界圧力である 0.62 MPa [gage] 時にベントを実施することを仮定し、各部位（入口配管、フィルタ装置及び出口配管）の系統内部流体温度をその場合における飽和温度と想定し熱源として考慮（参考 1）。

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、当該設備又は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重大事故等対処設備は、格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置、非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベとなる。また、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棟の一部エリア（高圧炉心スプレイ系ポンプ室及び残留熱除去系ポンプ A 室）、原子炉建屋付属棟内の一部エリア（中央制御室等を含む）、原子炉建屋廃棄物処理棟の一部エリア、常設代替高圧電源装置置場（地下階）、常設低圧代替注水系ポンプ室、緊急用海水ポンプピット及び緊急時対策所建屋となる。

環境温度維持のために使用する空調設備（チラーを含む。）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（チラーを含む。）は、非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は緊急時対策所用発電機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（チラーを含む。）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（チラーを含む。）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（チラーを含む。）は、空調の機能に期待する設備又は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。除熱に用いる冷媒は、チラー設備から供給する設計とする。
- ・各空調設備（チラーを含む。）は、火山の影響を考慮して必要によりフィルタの取替又は清掃の措置を講じることで火山事象により機能が損なわれない設計とするとともに、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（チラーを含む。）は、常時運転することで操作が不要な設計又は非常用炉心冷却系のポンプ等、当該設備又は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。
- ・各空調設備（チラーを含む。）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設備及びエリアを図 1、空調設備（チラー含む）の配置概要図を図 2 に示す。

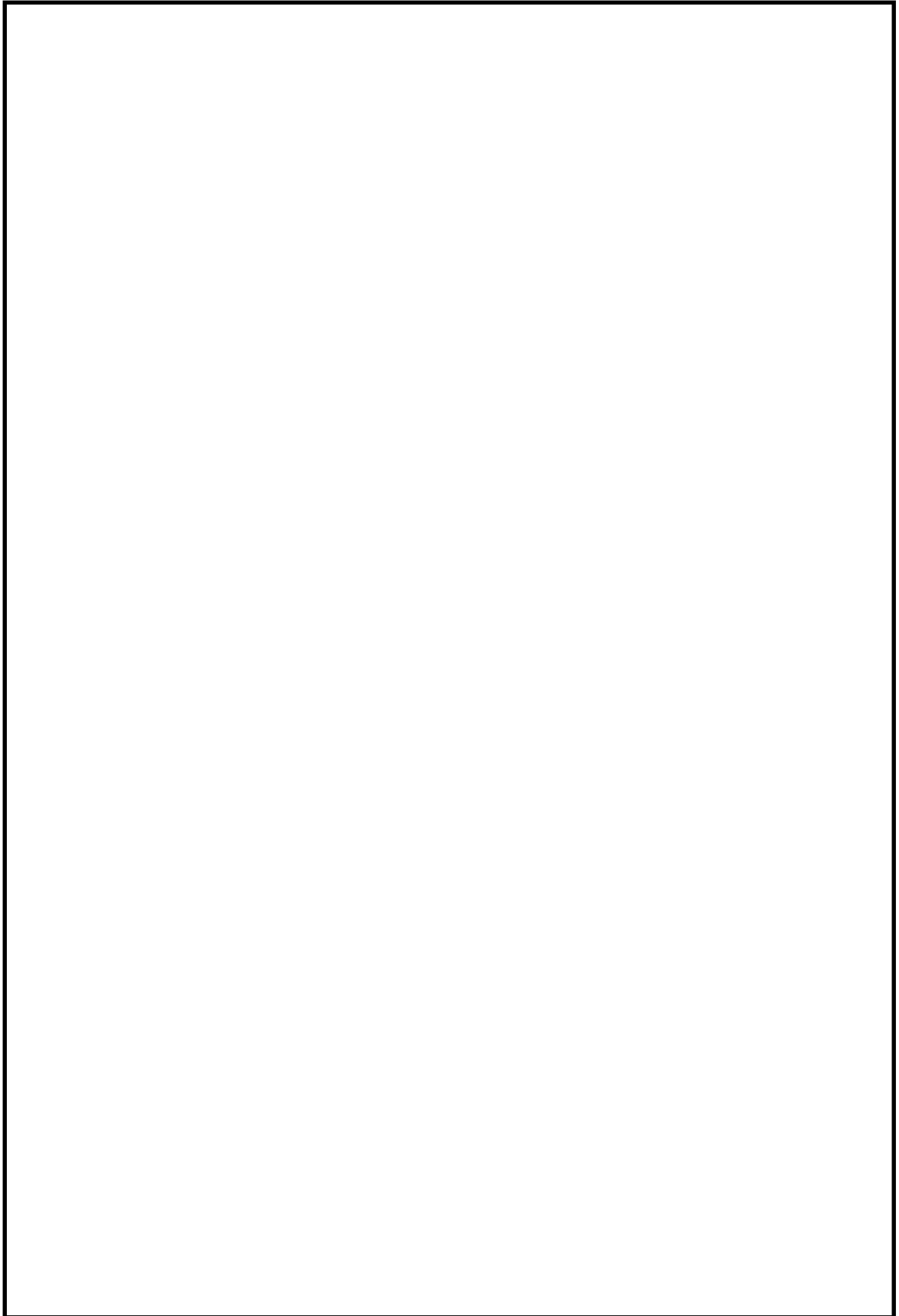


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (1/7)

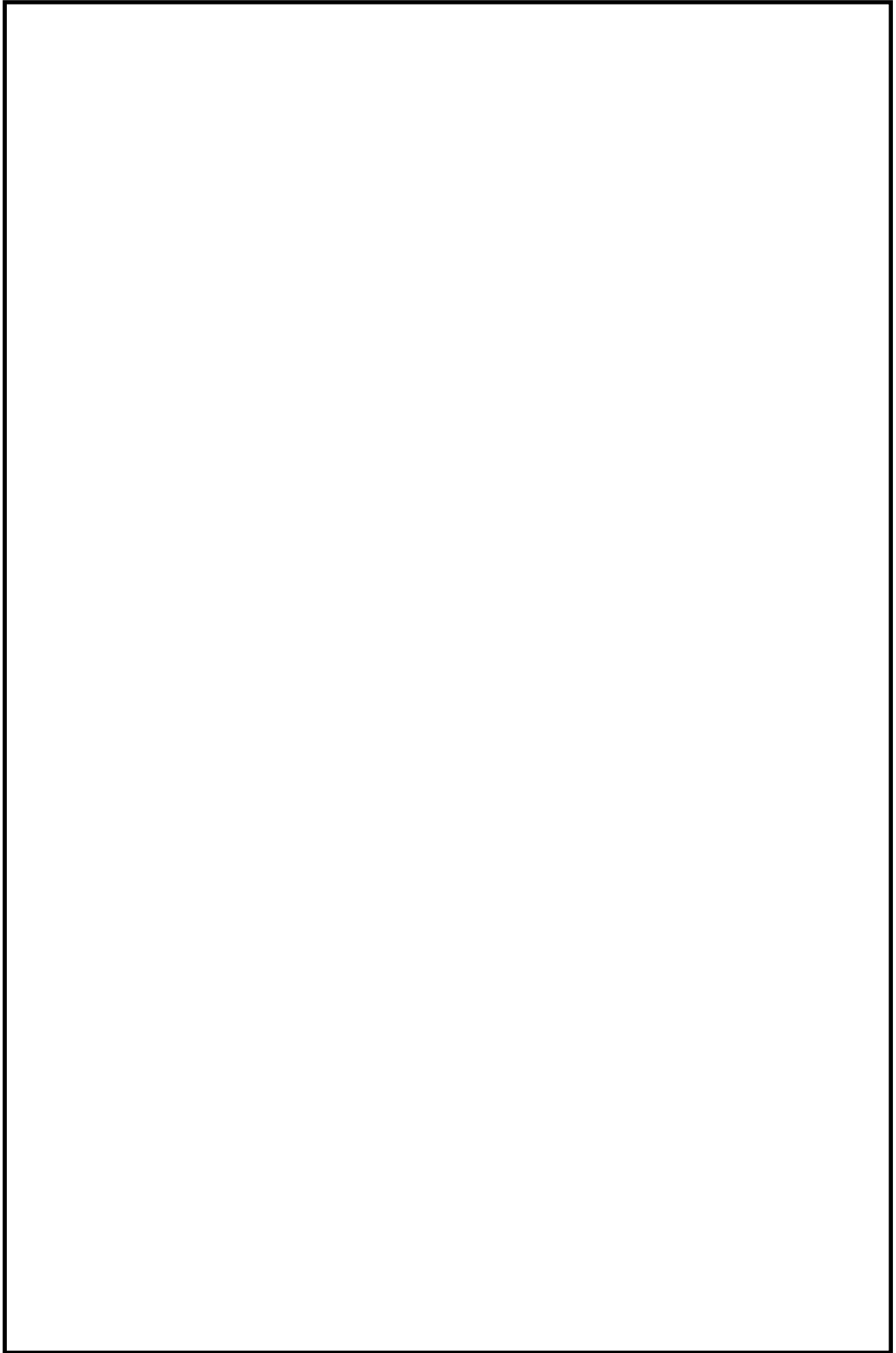


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (2/7)

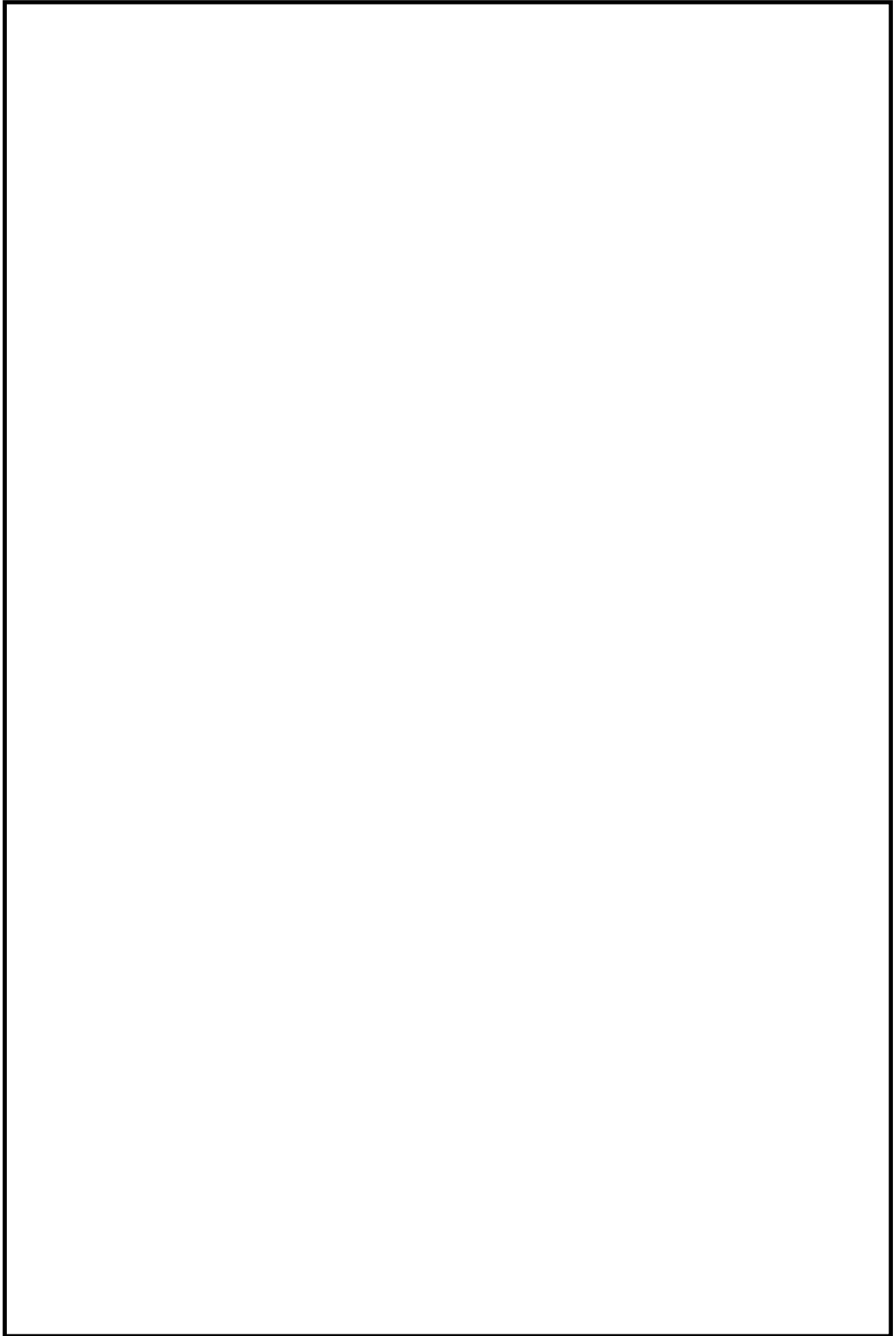


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (3/7)

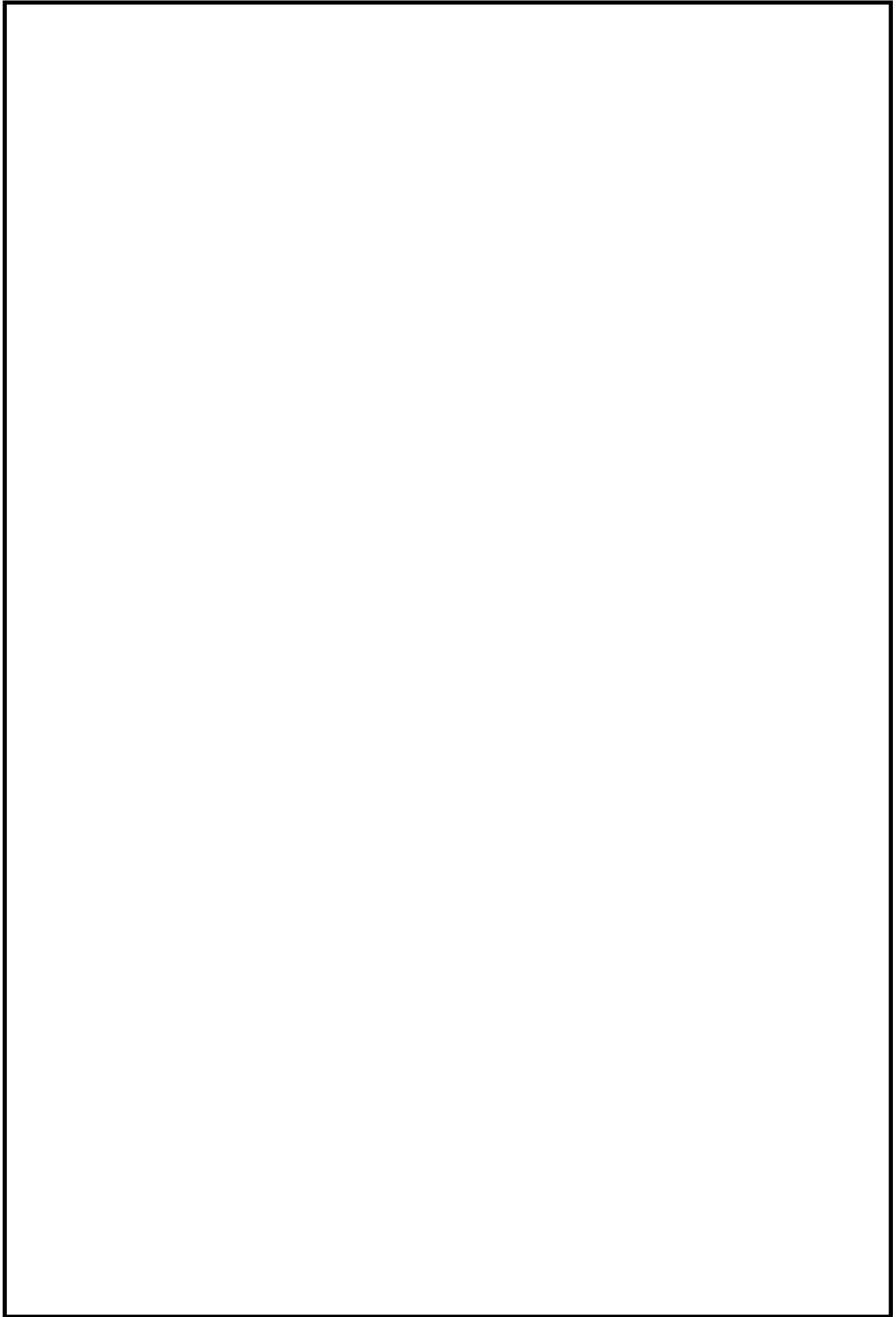


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (4/7)

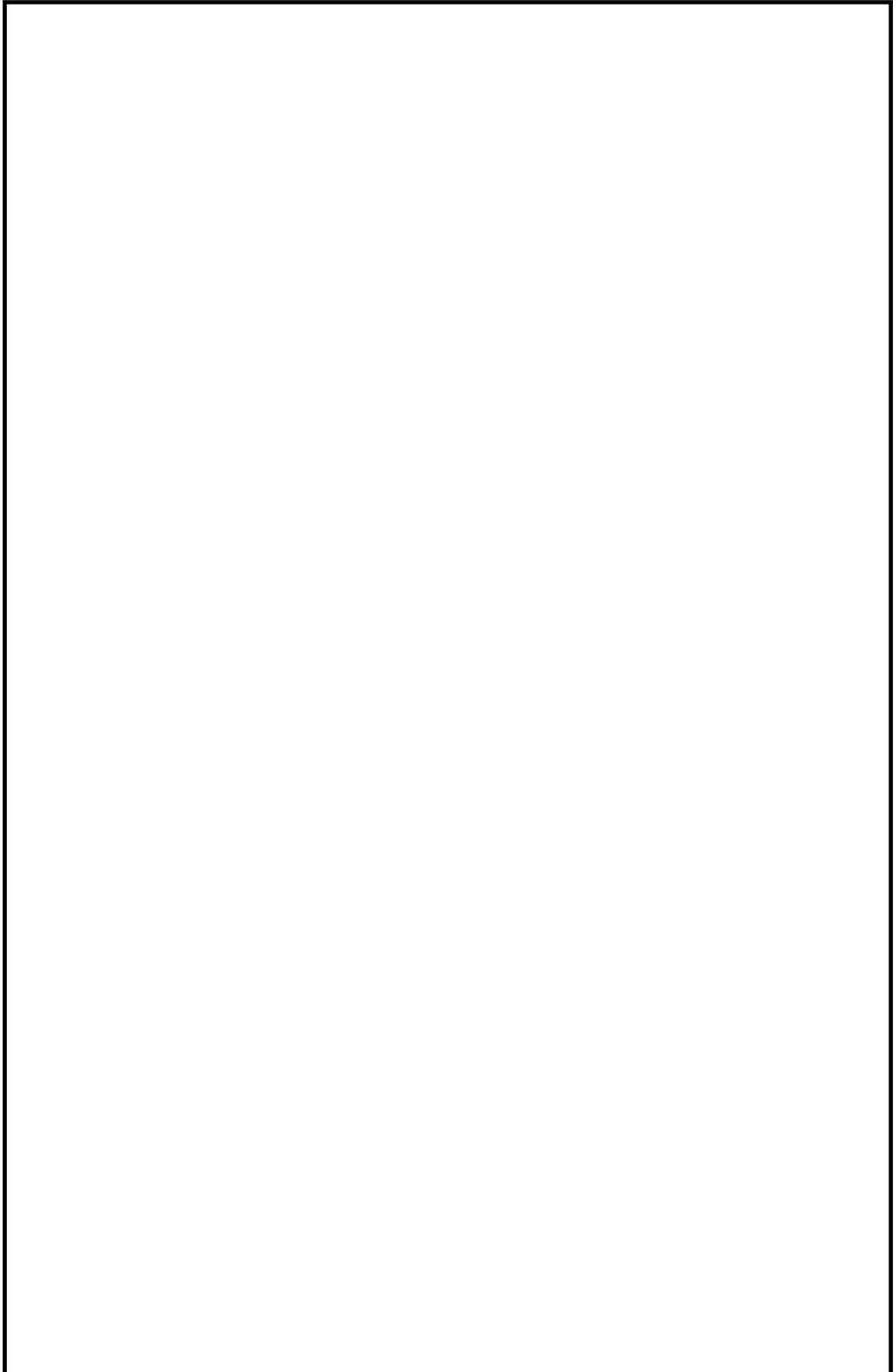


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (5/7)

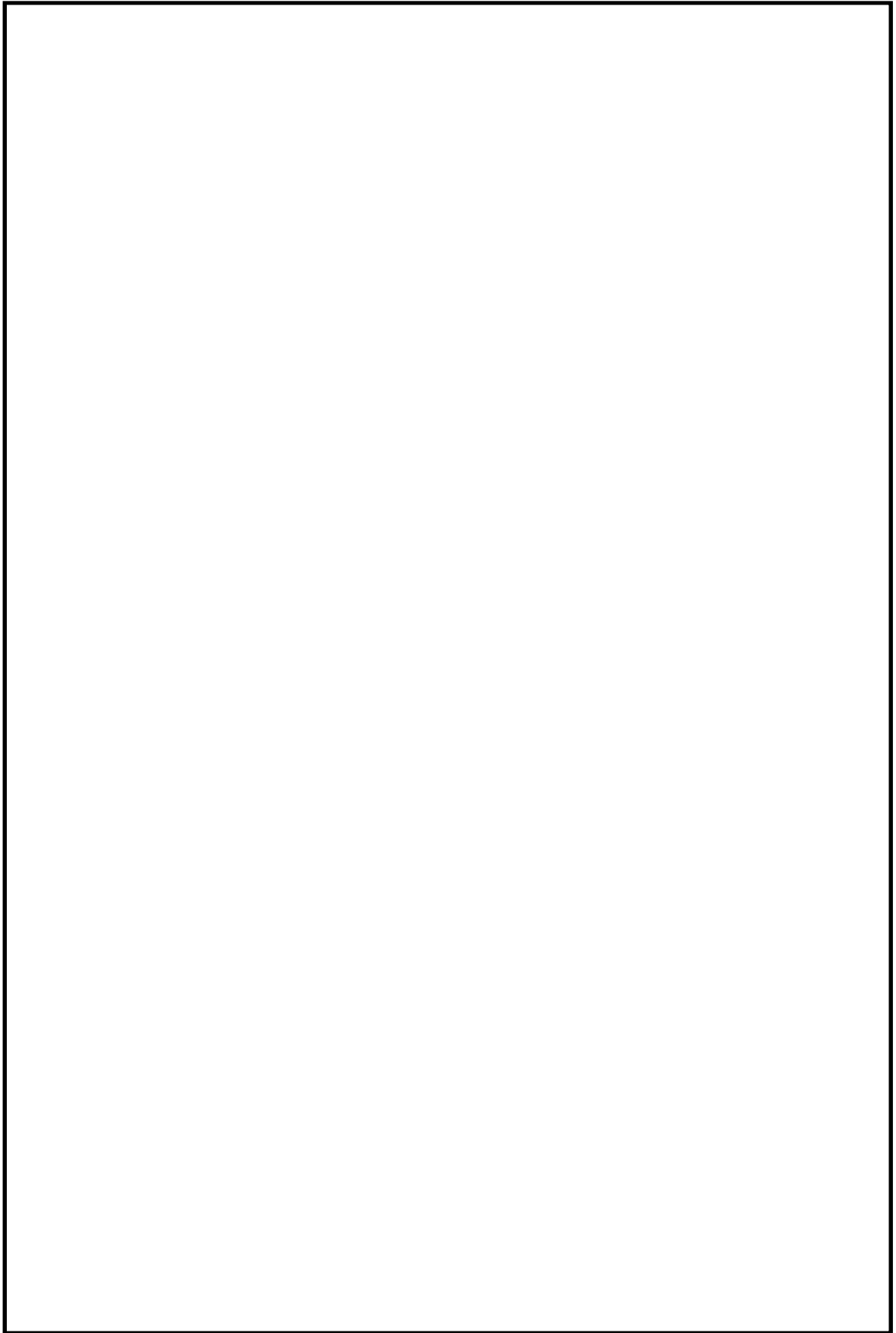


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (6/7)

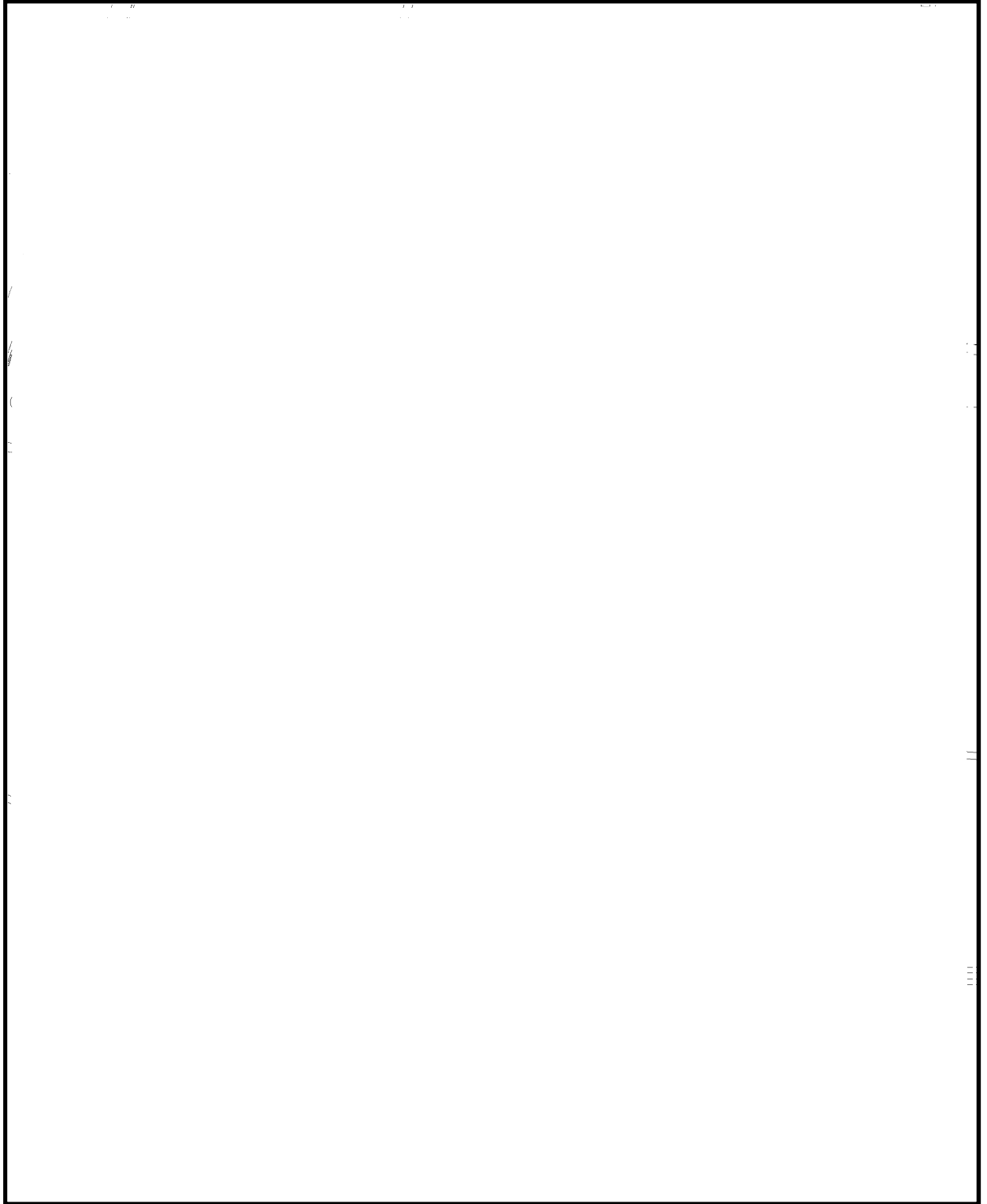


図 1 空調設備に期待する設備及びエリア (7/7)

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）	設備又はエリア
1	残留熱除去系ポンプ（A）			
2	高圧炉心スプレイ系ポンプ			
3	125V 系蓄電池A系			
4	125V 系蓄電池B系			
5	中性子モニタ用蓄電池A系			
6	中性子モニタ用蓄電池B系			
7	125V 系蓄電池H P C S系			
8	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧			
9	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧			
10	直流 125V 主母線盤H P C S 電圧			
11	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧			
12	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧			
13	M / C 2 D 電圧			
14	P / C 2 D 電圧			
15	M / C 2 C 電圧			
16	P / C 2 C 電圧			
17	M / C H P C S 電圧			
18	使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置			
19	中央制御室換気系空気調和機ファン			
20	中央制御室換気系フィルタ系ファン			
21	中央制御室換気系フィルタユニット			
22	緊急用 125V 系蓄電池			
23	フィルタ装置入口水素濃度			
24	緊急用M C C			
25	緊急用直流 125V 主母線盤			
26	緊急用直流 125V 主母線盤電圧			
27	第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）			
28	格納容器内水素濃度（S A）			
29	格納容器内酸素濃度（S A）			

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）	設備又はエリア
30	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ			
31	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ			
32	中央制御室待避室空気ポンベユニット （空気ポンベ）			
33	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機			
34	2 D 非常用ディーゼル発電機			
35	2 C 非常用ディーゼル発電機			
36	2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デ イタンク			
37	2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デ イタンク			
38	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料油デイタンク			
39	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）			
40	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 手動スイッチ			
41	A T W S 緩和設備（代替再循環系ポン プトリップ機能）			
42	再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ			
43	低速度用電源装置遮断器手動スイッチ			
44	自動減圧系の起動阻止スイッチ			
45	過渡時自動減圧機能			
46	逃がし安全弁用可搬型蓄電池			
47	衛星電話設備（固定型）			
48	緊急用電源切替盤			
49	安全パラメータ表示システム（S P D S）			
50	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子 炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量 （注水量）計測用）			
51	可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子 炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水 量）計測用）			
52	中央制御室待避室差圧計			
53	衛星電話設備（可搬型）（待避室）			
54	データ表示装置（待避室）			
55	可搬型照明（S A）			
56	酸素濃度計			
57	二酸化炭素濃度計			

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）	設備又はエリア
58	常設低圧代替注水系ポンプ			
59	代替淡水貯槽水位			
60	緊急用海水ポンプ			
61	緊急用海水系ストレーナ			
62	酸素濃度計			
63	二酸化炭素濃度計			
64	緊急時対策所エリアモニタ			
65	統合原子力防災ネットワークに接続する 通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話、I P－F A X）			
66	衛星電話設備（固定型）			
67	安全パラメータ表示システム（S P D S）			
68	緊急時対策所非常用送風機			
69	緊急時対策所非常用フィルタ装置			
70	緊急時対策所加圧設備			
71	緊急時対策所用差圧計			
72	緊急時対策所用M／C電圧計			
73	データ伝送設備			
74	緊急時対策所用発電機			
75	緊急時対策所用発電機給油ポンプ			
76	軽油貯蔵タンク			
77	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ			
78	緊急用M／C			
79	緊急用P／C			
80	緊急用MC C			
81	緊急用M／C電圧			
82	緊急用P／C電圧			
83	2 C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポ ンプ			
84	2 D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポ ンプ			
85	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃 料移送ポンプ			
86	西側淡水貯水設備水位			

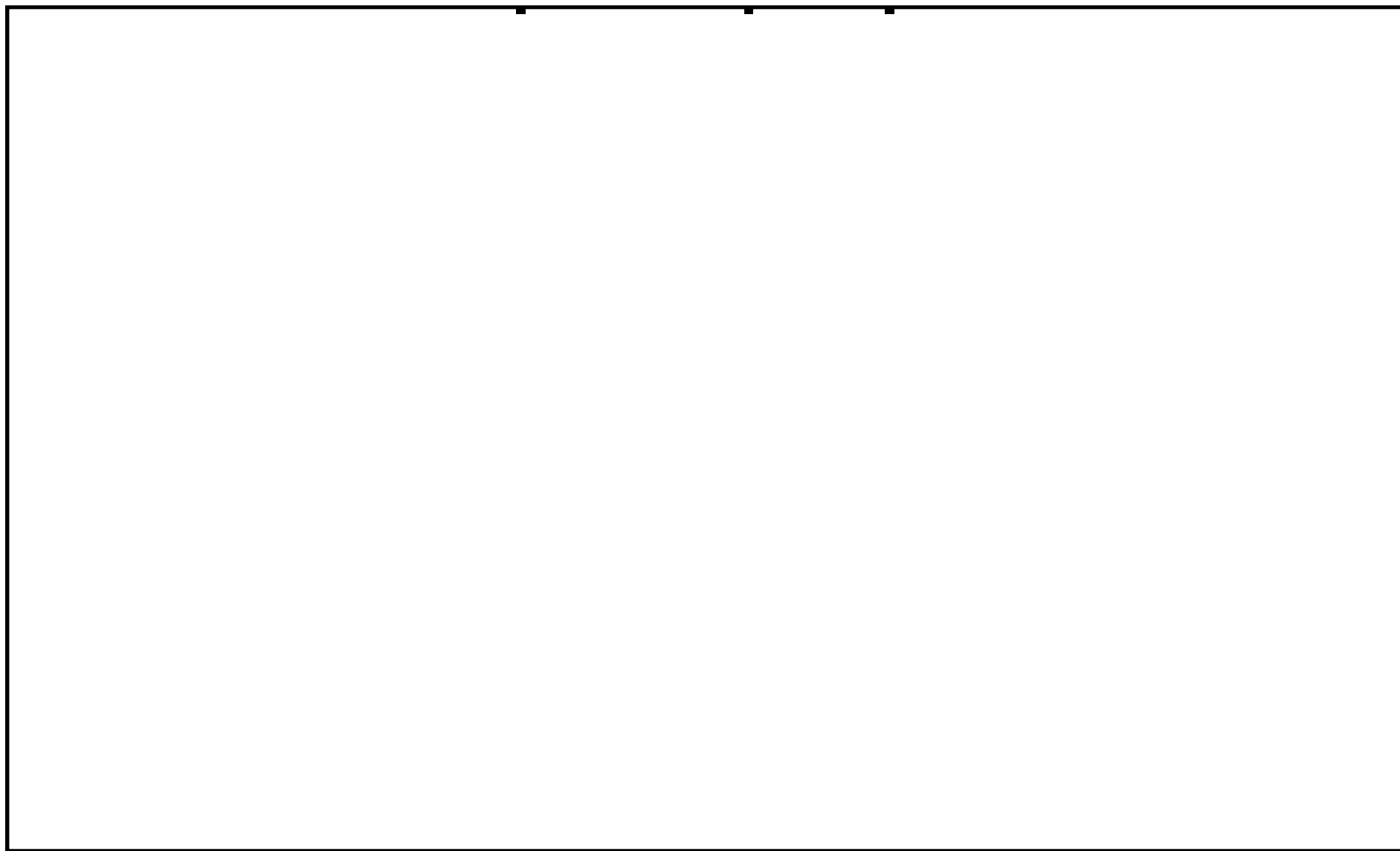


図 2 空調設備に期待するエリア（建屋断面図 1/2）

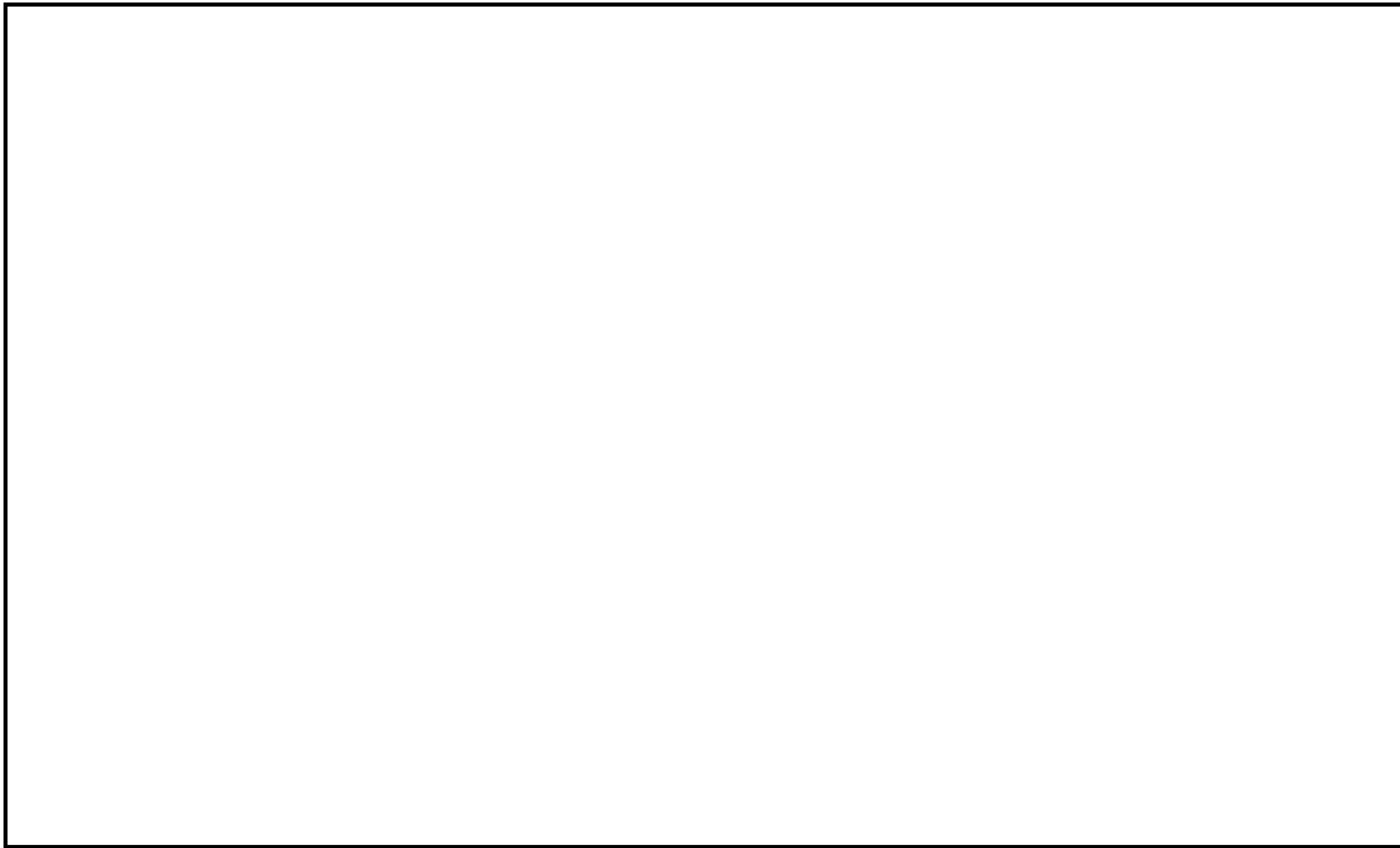


図 2 空調設備に期待するエリア（建屋断面図 2/2）

格納容器圧力逃がし装置格納槽の室温評価について

1. 評価の考え方

格納容器圧力逃がし装置格納槽は、図 1 の通りフィルタ装置設置エリアと移送ポンプ設置エリアで構成されており、これらのエリアについて室温評価を行った。評価においては、室内の熱負荷と室外（地中）への放熱を考慮し、評価を行っており、室外（地中）への放熱は、室内空間とコンクリートの間の熱伝達、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 2 に示す。

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。

$$\Delta T_{in} = (Q_1 - Q_2) / C$$

ここで、

ΔT_{in} : 室内の温度上昇 ($^{\circ}\text{C}/\text{s}$)

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 ($\text{J}/^{\circ}\text{C}$)

室内の熱負荷 Q_1 は、保温した配管等からの一般的な放散熱量の式より求められる。

$$Q_1 = K(T_n - T_{in})L$$

ここで、

Q_1 : 室内の熱負荷 (W)

K : 熱通過率 ($\text{kcal}/(\text{m} \cdot \text{h} \cdot ^{\circ}\text{C})$)

T_n : 配管等の内部温度 ($^{\circ}\text{C}$)

T_{in} : 室内空間の環境温度 ($^{\circ}\text{C}$)

L : 配管長さ (m)

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。

$$Q_2 = h(T_{in} - T_1)A$$

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)

h : 熱伝達係数 ($\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$)

T_1 : コンクリート内側の表面温度 ($^{\circ}\text{C}$)

T_{in} : 室内空間の環境温度 ($^{\circ}\text{C}$)

A : 伝熱面積 (m^2)

② コンクリート内部の熱伝導

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

$$\frac{dT}{dt} = \alpha \frac{d^2T}{dx^2}$$

ここで、

T : 温度 (°C)

t : 時間 (s)

α : 断熱材の熱拡散率 (m²/s)

x : コンクリート内部の位置 (m)

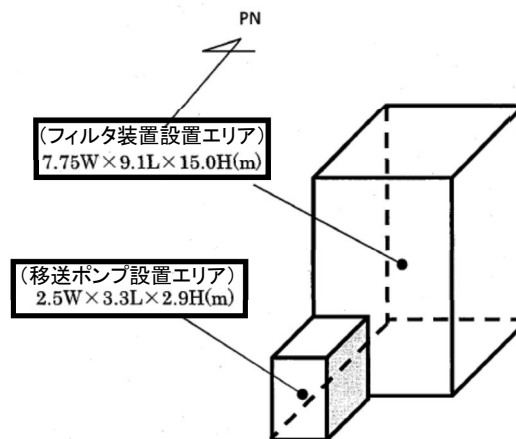
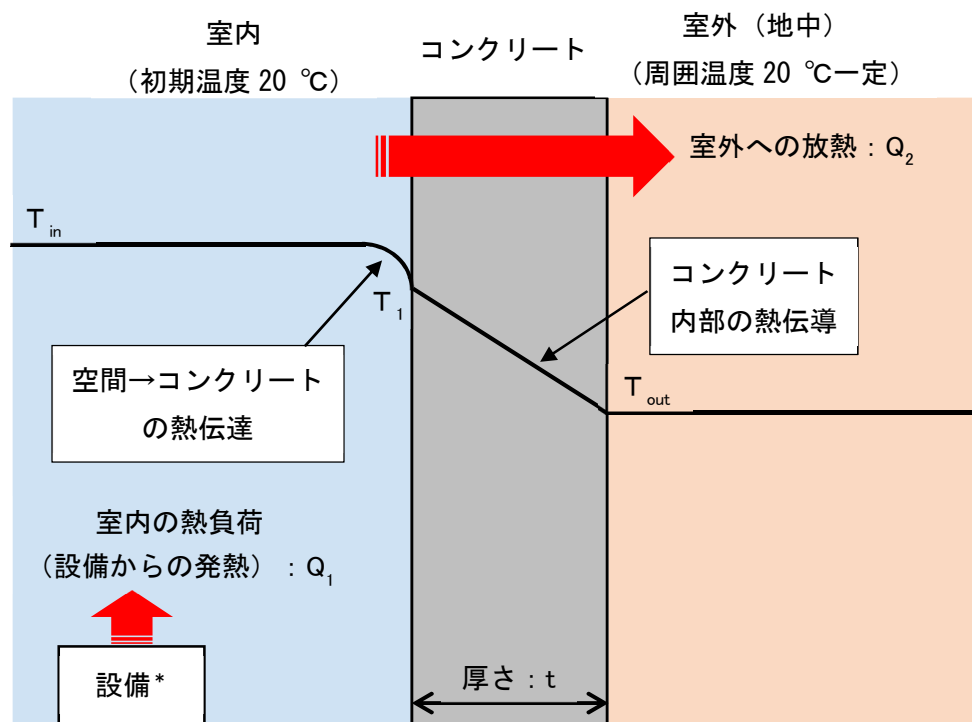


図1 格納容器圧力逃がし装置格納槽の概要図



* 入口配管，フィルタ装置及び出口配管を室温評価条件（表 1）における「室内の熱負荷」として考慮。

図 2 室温評価の評価モデルの概念図

2. 評価条件

評価条件を表 1 にまとめる。

表 1 格納容器圧力逃がし装置格納槽の室温評価における評価条件

項目		記号	値	単位	備考
室外の環境温度		T_{out}	20	℃	水戸市の地中温度に余裕を見た値を設定。（「地中温度等に関する資料(農業気象資料第 3 号, 1982)」）
室内の初期温度		T_{in}	20	℃	通常運転時には, 室内に熱負荷がないため, 室外の環境温度の値を初期温度として設定。
室内の熱負荷		Q_i	—	—	ベント実施時における入口配管, フィルタ装置及び出口配管を熱負荷として考慮。 評価条件を表 2 に, 熱負荷の算出結果を図 3 に示す。
室内の空間の熱容量		C	1294. 2	$\text{kJ}/^{\circ}\text{C}$	保守的に室内の設備の熱容量を考慮せず, 空間内を全て空気と仮定して設定。 空間容積は, 格納容器圧力逃がし装置格納槽の形状を基に, 約 1080 m^3 と設定。
コンクリートの熱伝導率		λ	1. 6	$\text{W}/(\text{m} \cdot ^{\circ}\text{C})$	「空気調和・衛生工学便覧第 14 版」のコンクリートの値を設定。
コンクリートの熱拡散率		α	$7. 0 \times 10^{-7}$	m^2/s	「空気設計衛生工学便覧第 1 2 版」のコンクリートの値を設定。
熱伝達係数	鉛直壁面	h	3. 1	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$	「伝熱工学資料第 5 版」の値を設定。
	水平壁面 (上向き)		3. 6		
	水平壁面 (下向き)		0. 4		
コンクリートの厚さ	天井壁	t	<div style="border: 2px solid black; width: 40px; height: 40px; display: flex; align-items: center; justify-content: center;"> </div>	m	格納容器圧力逃がし装置格納槽のコンクリート厚さを設定。
	床				
コンクリートの伝熱面積	天井壁	A	420. 3	m^2	格納容器圧力逃がし装置格納槽の地中と接する面積を基に設定。
	床		78. 8		

表2 評価において考慮する熱負荷

項目	記号	入口配管 (450A)	フィルタ 装置	出口配管① (350A)	出口配管② (350A)	出口配管③ (600A)
熱通過率* ¹	K	2.692 kcal/mh℃	0.286 kcal/m ² h℃	2.057 kcal/mh℃	2.057 kcal/mh℃	3.400 kcal/mh℃
配管長さ, 表面積	L					
内部温度 (ベント実施～ 3 時間後まで)	T _n	167℃* ²	160℃* ²	120℃* ²		
内部温度 (3 時間後～ 7 日後まで)		167℃から 145℃へ線形 に推移* ³	160℃から 140℃へ線形 に推移* ³	120℃から 110℃へ線形に推移* ³		

注記 *1：配管径，保温材外径，保温材質等により各部位の熱通過率を算出

*2：格納容器圧力 2Pd 時における各部位の飽和温度

*3：格納容器圧力 2Pd 時における各部位の飽和温度から格納容器圧力 1Pd 時における各部位の飽和温度へ線形に推移

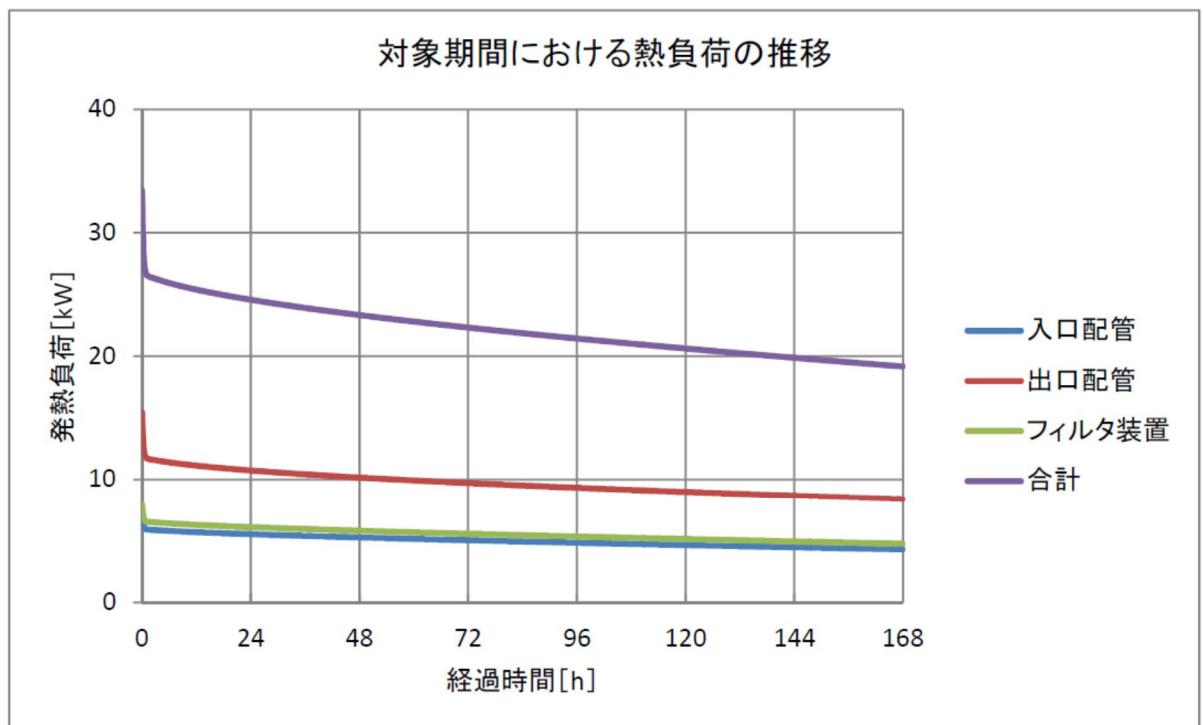


図3 格納容器圧力逃がし装置格納槽内の熱負荷

3. 評価結果

2. の評価条件に基づき格納容器圧力逃がし装置格納槽の室温を評価した結果を図4に示す。

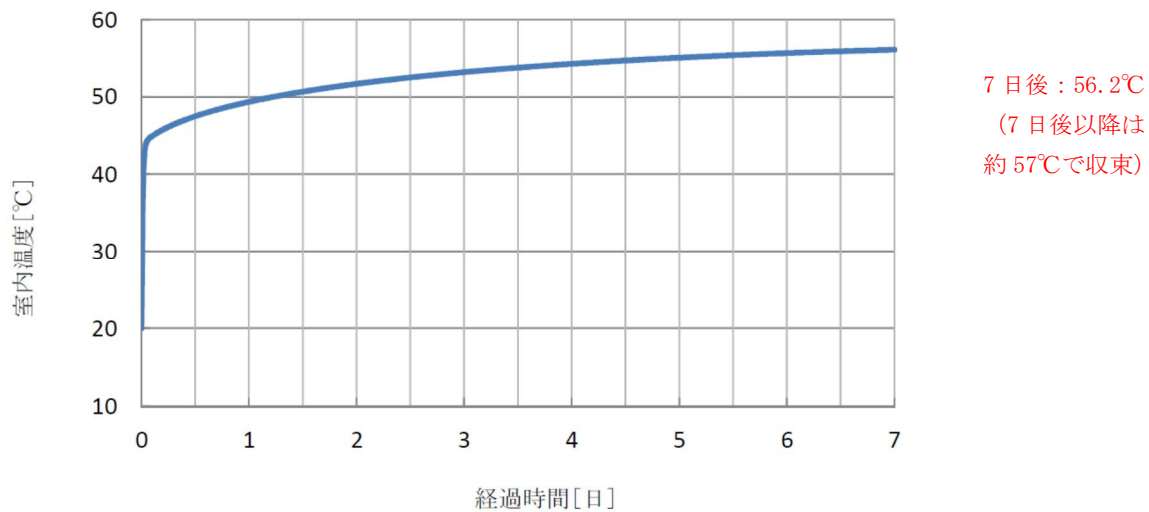


図4 格納容器圧力逃がし装置格納槽の室温評価結果

図4の室温評価結果を上回る温度として、格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置する設備の環境温度として66°Cを設定する。

主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に期待する設備への対応について

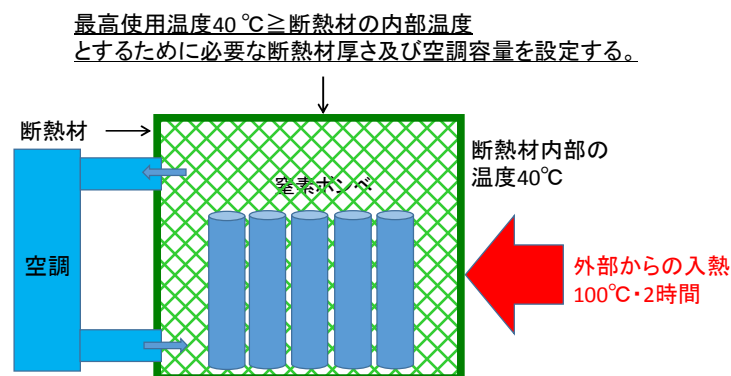
MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備のうち、環境条件が変更となる原子炉建屋原子炉棟内の設備に対して、MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件における健全性評価を行い、対策が必要な設備の抽出を行った。

抽出の結果、第 1 表に示す設備に対して環境条件の変更に伴う対策を実施する。なお、対策については、当該設備の主要な仕様、性能、強度及び耐震性に係る変更を伴うものではない。

第 1 表 環境条件変更に伴い対策が必要な設備及び対応方針

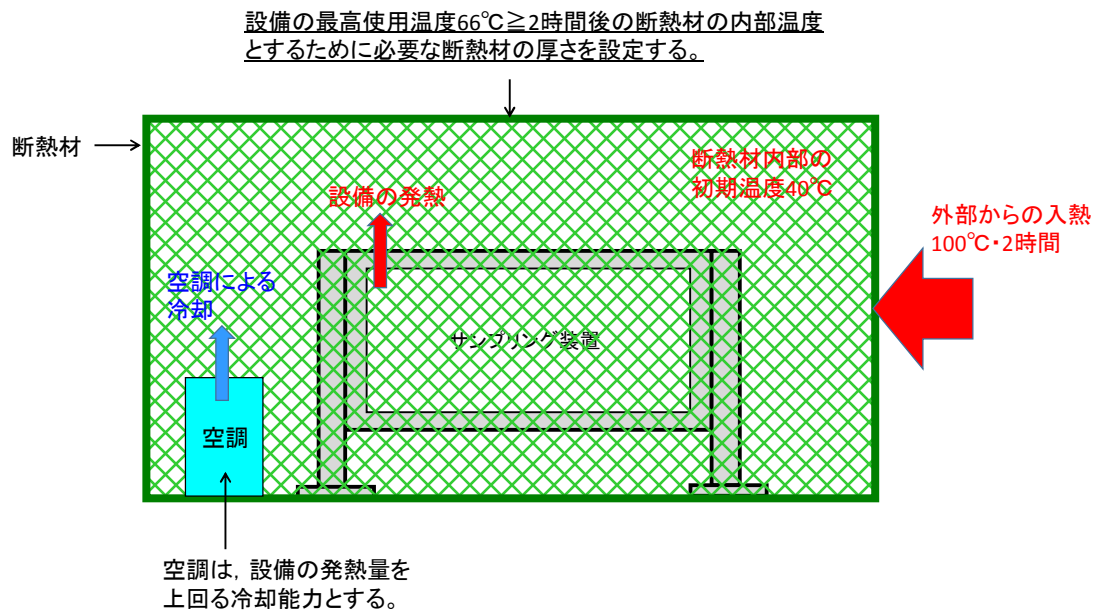
設備名	評価結果	対応方針
非常用窒素供給系高压窒素ポンベ	100℃での内部ガスの膨張を考慮した結果、ポンベ本体は耐圧試験圧力以下であることから健全であると考えられるが、ポンベ付属の容器用弁の安全装置の作動圧力を超過するため、安全装置が動作しポンベ内のガスが流出してしまう可能性がある。	ポンベを厚さ <input type="text"/> mm の断熱材(けい酸カルシウム)で覆い、空調を設置することにより、MSLBA 発生後の温度環境(100℃(事象発生～2 時間))においても、断熱材内側が 40℃以下に抑えられ、機能維持が可能な設計とする(添付資料 8)。対策の概念図を第 1 図に示す。
非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベ		
格納容器内水素濃度 (SA)	サンプリング装置は、100℃環境下で機能を担保することが難しく、環境試験を実施したとしても所定の機能を満足できない可能性がある。	サンプリング装置全体を厚さ 70mm 以上の断熱材(けい酸カルシウム)で覆うことにより、MSLBA 発生後の温度環境(100℃(事象発生～2 時間))においても、断熱材内側が 65.6℃以下に抑えられ、機能維持が可能な設計とする。また、サンプリング装置は発熱をするため、断熱材で覆うと内部に熱が溜まることから、断熱材内部に空調を設置する(添付資料 8)。対策の概念図を第 2 図に示す。
格納容器内酸素濃度 (SA)		

1. 非常用窒素供給系高压窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベの対策について



第 1 図 断熱材による対策概念図 (窒素ポンベ)

2. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の対策について



第2図 断熱材の対策概念図（格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A））

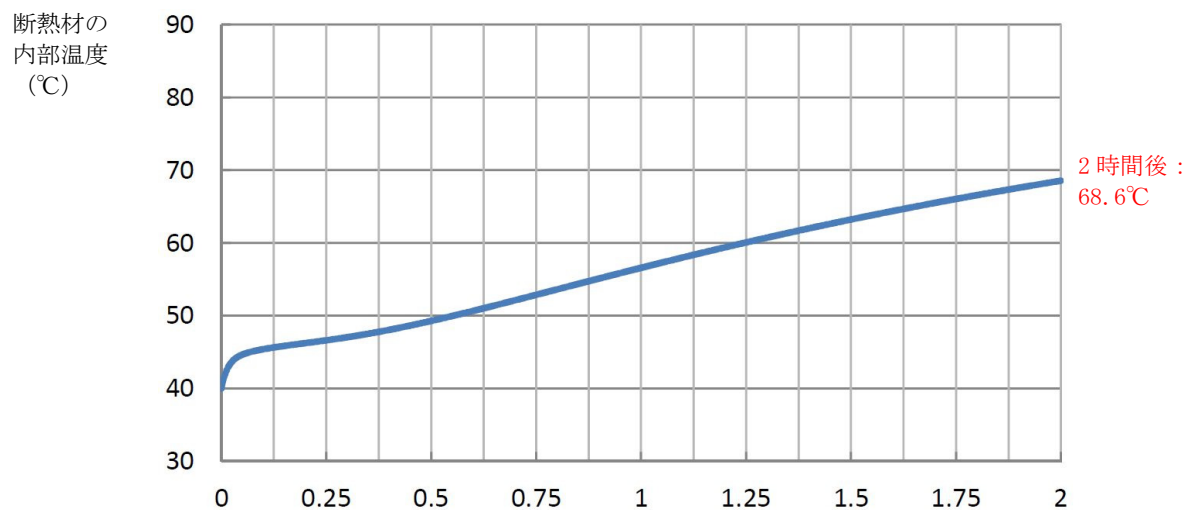
<断熱材の厚さの考え方>

断熱材の厚さの考え方は、断熱材内部の初期温度 40°C に対して断熱材外部からの入熱 $100^{\circ}\text{C} \cdot 2$ 時間が与えられた時に、断熱材の内部温度が設備の最高使用温度 66°C 以下となるために必要な厚さとする。

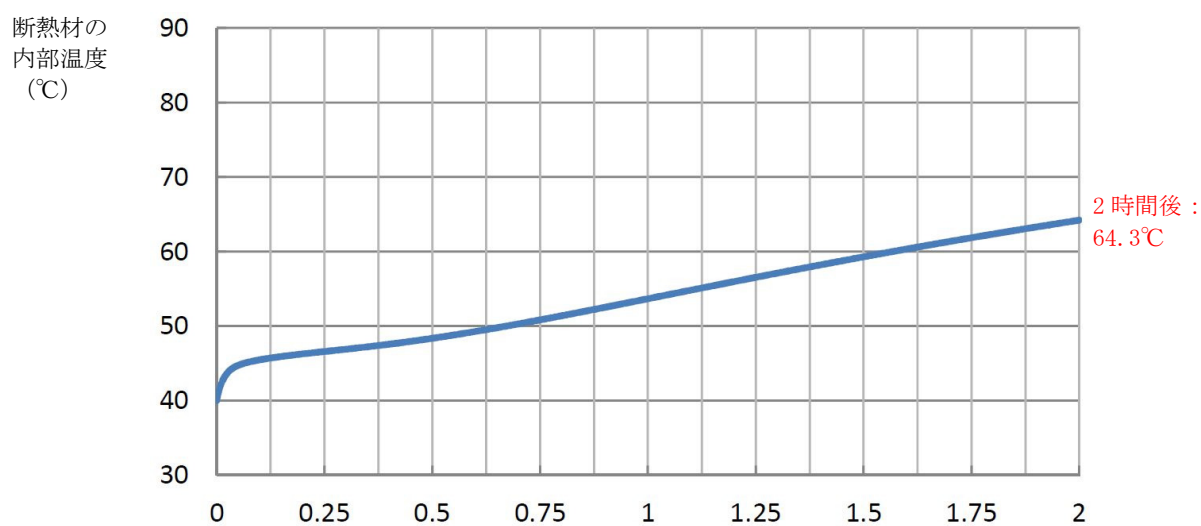
項目	値	備考
断熱材内部の初期温度	40°C	—
断熱材外部の環境温度	100°C	MSLBA 時の原子炉建屋原子炉棟の温度
設備耐性が確認された温度	66°C	—

<評価結果>

上記の温度条件をもとに、2通りの断熱材の厚さ（60mm，70mm）で評価した結果を、第3図及び第4図に示す。評価の結果、断熱材の厚さ 70mm 以上あれば、断熱材の内部温度を 66°C 以下にすることが出来る。



第 3 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の断熱材厚さの評価結果 (断熱材外側 : 100°C ・ 2 時間, 断熱材厚さ 60mm の場合)



第 4 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の断熱材厚さの評価結果 (断熱材外側 : 100°C ・ 2 時間, 断熱材厚さ 70mm の場合)

断熱材厚さの評価の考え方及び評価条件

1. 断熱材厚さの評価の考え方

断熱材厚さの評価モデルの概念図を図 1 に示す。評価においては、断熱材内の熱負荷と断熱材外からの入熱を考慮し、評価を行っており、断熱材外からの入熱は、外部の空間と断熱材との熱伝達、断熱材内部の熱伝導、断熱材と断熱材内部の空間との熱伝達を考慮している。

断熱材内部の空間の温度上昇は、熱収支のバランスにより、以下の式で求められる。

$$\Delta T_{in} = (Q_1 + Q_2)/C$$

ここで、

ΔT_{in} : 断熱材内部の空間の温度上昇 (°C / s)

Q_1 : 断熱材内の熱負荷 (W)

Q_2 : 断熱材外からの入熱 (W)

C : 断熱材内部の空間の熱容量 (J / °C)

断熱材外からの入熱 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 外部の空間と断熱材の間の熱伝達及び断熱材と断熱材内部の空間との熱伝達

外部の空間と断熱材の間の熱伝達及び断熱材と断熱材内部の空間との熱伝達は、以下の熱伝達の式より算出している。

$$\text{外部の空間と断熱材の間の熱伝達 : } Q'_2 = h(T_{out} - T_1)A$$

$$\text{断熱材と断熱材内部の空間との熱伝達 : } Q_2 = h(T_2 - T_{in})A$$

ここで、

Q'_2 : 外部空間と断熱材との熱伝達による入熱 (W)

Q_2 : 断熱材と断熱材内部の空間との熱伝達による入熱 (W)

h : 熱伝達係数 (W / (m² · °C))

T_{out} : 断熱材外部の空間の環境温度 (°C)

T_1 : 断熱材外側の表面温度 (°C)

T_2 : 断熱材内側の表面温度 (°C)

T_{in} : 断熱材内部の空間の環境温度 (°C)

A : 伝熱面積 (m²)

② 断熱材内部の熱伝導

断熱材内部の温度分布は、以下の一次元の非定常熱伝導方程式より算出している。

$$\frac{dT}{dt} = \alpha \frac{d^2T}{dx^2}$$

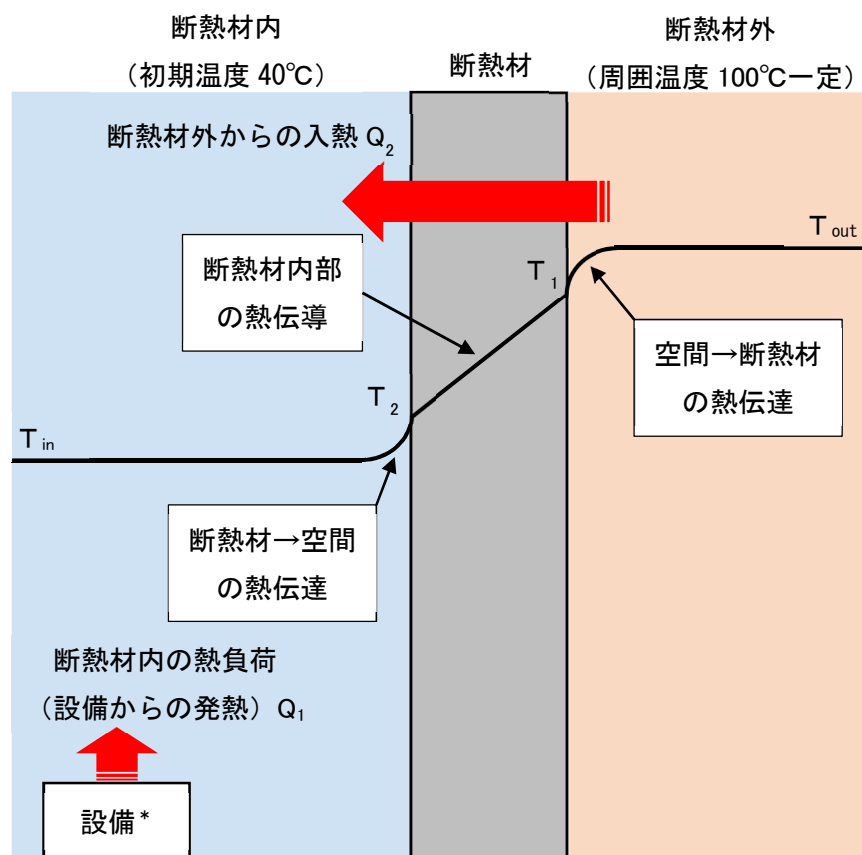
ここで、

T : 温度 (°C)

t : 時間 (s)

α : 断熱材の熱拡散率 (m²/s)

x : 断熱材内部の位置 (m)



* 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の評価においてはサンプリング装置を室温評価条件 (表 1 及び表 2) における「断熱材内の熱負荷」として考慮。

図 1 断熱材厚さの評価モデルの概念図

2. 評価条件

評価条件を表 1 にまとめる。

表 1 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）

項目	記号	値	単位	備考
断熱材内部の初期温度	T_{in}	40	℃	通常運転時における原子炉建屋 原子炉棟の最高温度
断熱材外部の環境温度	T_{out}	100	℃	MSLBA 時の原子炉建屋原子炉棟の 温度
断熱材内の熱負荷	Q_1		W	サンプリング装置の計測モード 時における発熱量を設定
断熱材内の空間の熱容量	C	12.5	$\text{kJ}/^{\circ}\text{C}$	保守的に断熱材内の設備の熱容量を考慮せず、空間内を全て空気と仮定して設定 空間容積はサンプリング装置の形状を基に、約 12 m^3 と設定
断熱材の伝熱面積	A	28.1	m^2	サンプリング装置の形状を基に設定
断熱材の熱伝導率	λ	0.13	$\text{W}/(\text{m} \cdot ^{\circ}\text{C})$	「伝熱工学資料第 5 版」のけい酸カルシウムの値を設定
断熱材の熱拡散率	α	2.2×10^{-7}	m^2/s	「伝熱工学資料第 5 版」のけい酸カルシウムの値を設定
熱伝達係数	h	9.0	$\text{W}/(\text{m}^2 \cdot ^{\circ}\text{C})$	「空気調和・衛生工学便覧第 14 版」の値を設定

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置，非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの空調について

1. 概要

格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置の空調（以下「サンプリング装置の空調」という。）は，図 1 のとおり断熱材内部に空調機を設置し，格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置（以下「サンプリング装置」という。）に空気を供給する。サンプリング装置の空調の冷水は，屋外に新設する冷凍機及び冷水ポンプから供給し空調機内にて空気との熱交換を行う。

また，非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの空調（以下「ポンベの空調」という。）は，図 1 のとおり原子炉建屋原子炉棟内の断熱材外部に空調機を設置し，断熱材内に空気を供給する。ポンベの空調の冷水は，サンプリング装置の空調と同様に屋外に新設する冷凍機及び冷水ポンプから供給し空調機内にて空気との熱交換を行う。

サンプリング装置の空調及びポンベの空調の設置数及び必要容量について，表 1 に示す。

サンプリング装置の空調及びポンベの空調は常設設備とすることに加え，駆動源である電源及び冷却水も常設設備とすることにより常時運転可能な設計とする。なお，冷水は熱交換に必要な規定流量が常時流れる設計とするため，重大事故等時に流量調整操作が不要である。

サンプリング装置は通常時から暖気をしながら待機状態とすることから，サンプリング装置の空調も通常時から運転をする。なお，サンプリング装置及びサンプリング装置の空調は，通常時は外部電源から受電し，外部電源喪失時は常設代替交流電源設備から受電した後，自動的に暖気及び空調による冷却が開始される設計とするため，重大事故等時に操作が不要である。

また，ポンベの空調は，重大事故等時に自動的に空調による冷却が開始される設計とするため，重大事故等時に操作が不要である。

表 1 空調の設置数及び必要容量

	設置数	必要容量
サンプリング装置の空調	2 個	<input type="text"/> kW/個
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの空調	2 個	<input type="text"/> kW/個
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの空調	2 個	<input type="text"/> kW/個

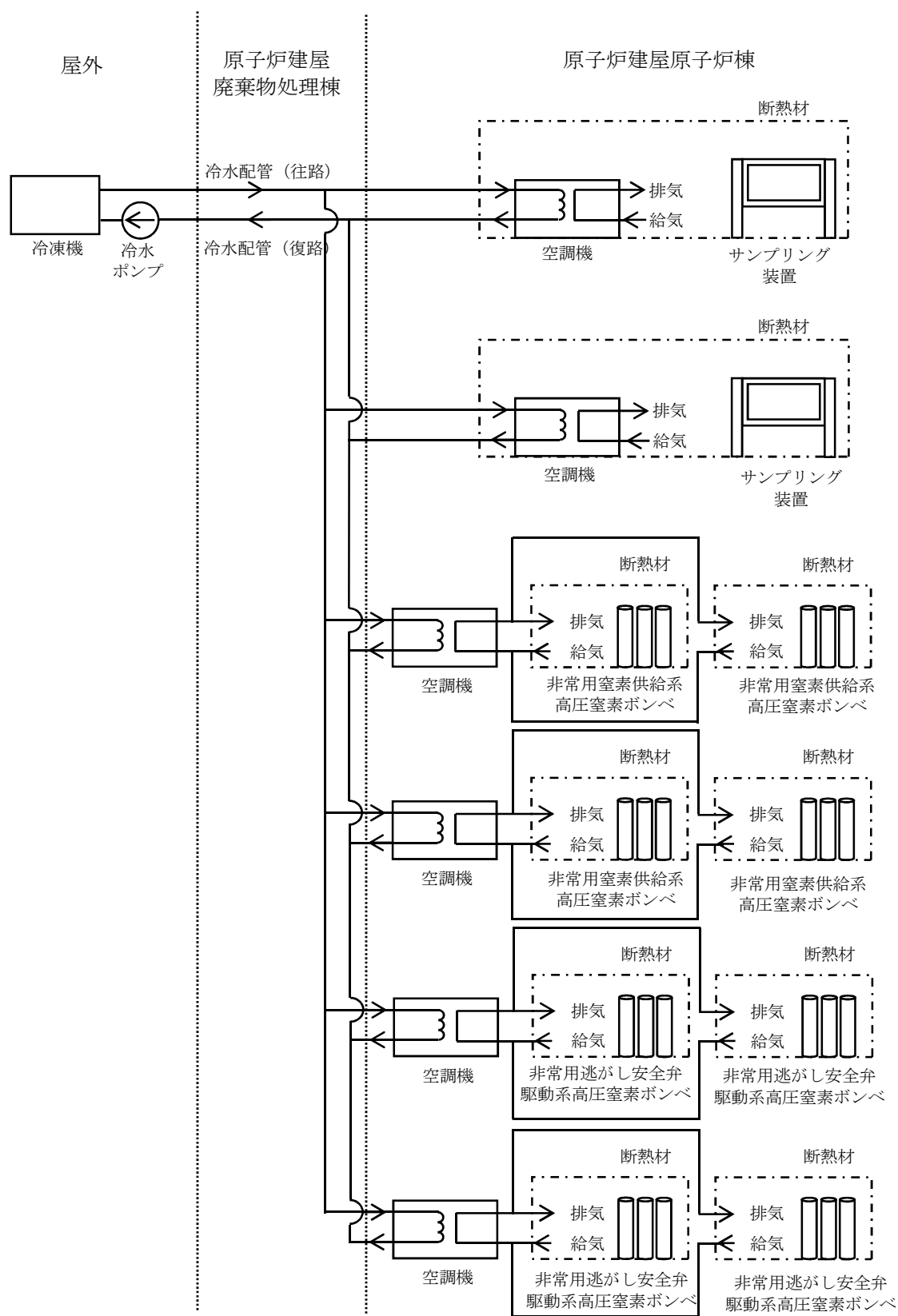


図 1 サンプルング装置の空調及びポンプの空調の概略構成図

2.1 サンプルング装置の空調の必要容量

(1) サンプルング装置空調の設置目的

サンプルング装置の空調は、サンプルング装置に設置する断熱材*1の内部機器からの発熱を除熱*2することで、断熱材内部の雰囲気温度をサンプルング装置の最高使用温度である66℃以下に維持するために設置する。

*1：断熱材は、主蒸気管破断事故の対策として設置する。主蒸気管破断事故により原子炉建屋原子炉棟の雰囲気温度が事象発生～2時間まで100℃、2時間～7日間まで65.6℃となり、事象発生～2時間の期間はサンプルング装置の最高使用温度66℃を超えるため、サンプルング装置を断熱材で覆いサンプルング装置の機能維持を図る。断熱材については、添付資料7「主蒸気管破断事故起因の重大事故等時に期待する設備への対応について」に示す。

*2：事象発生～2時間の期間は断熱材によりサンプルング装置の機能維持を図るが、サンプルング装置を断熱材で覆うとサンプルング装置からの発熱により断熱材内部に熱が溜まる。これにより、2時間～7日間の期間において断熱材内部の雰囲気温度がサンプルング装置の最高使用温度66℃を超える可能性があるため、断熱材の内部機器からの発熱を除熱する必要がある。

(2) サンプルング装置の空調の必要容量

サンプルング装置の発熱量が□kWであり、サンプルング装置の空調の発熱量が0.75kWであることから、サンプルング装置の空調の必要容量（冷却容量）は□kW以上とする。なお、サンプルング装置の空調の公称値は、必要容量を上回る5.1kWとする。

なお、サンプルング装置の空調の冷却容量は、空調機に通水する冷却水量によって性能が担保される。5.1kWの冷却容量の性能を発揮するために必要な冷却水量は、以下の式のとおり0.9m³/hである。

$$V = \frac{Q \times 3600}{(T2 - T1) \times c \times \rho}$$
$$= \frac{5.1 \times 3600}{(12 - 7) \times 4.18 \times 1000} = 0.88 \text{ m}^3/\text{h}$$

ここで、

V：冷却水量（m³/h）

Q：冷却容量（kW）

T1：冷却水入口温度（℃）

T2：冷却水出口温度（℃）

C：水の比熱（kJ/kg℃）

ρ：水の密度（kg/m³）

2.2 ポンベの空調の必要容量

(1) ポンベの空調の設置目的

ポンベの空調は、主蒸気管破断事故の対策として設置する断熱材の内部を冷却することで、断熱材内部の雰囲気温度を非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの最高使用温度である 40 ℃以下に維持するために設置する。

(2) ポンベの空調の必要容量

主蒸気管破断事故起因の重大事故等時の周囲温度（事象初期 100℃）における断熱材外部からの入熱量が kW であるため、1 個当たり 2 箇所のポンベを冷却するポンベの空調の必要容量（冷却容量）は、 kW 以上とする。なお、ポンベの空調の公称値は、必要容量を上回る 8.5 kW とする。

なお、ポンベの空調の冷却容量は、空調機に通水する冷却水量によって性能が担保される。8.5 kW の冷却容量の性能を発揮するために必要な冷却水量は、以下の式のとおり 1.5 m³/h である。

$$V = \frac{Q \times 3600}{(T2 - T1) \times c \times \rho}$$
$$= \frac{8.5 \times 3600}{(12 - 7) \times 4.18 \times 1000} = 1.5 \text{ m}^3/\text{h}$$

ここで、

V : 冷却水量 (m³/h)

Q : 冷却容量 (kW)

T1 : 冷却水入口温度 (℃)

T2 : 冷却水出口温度 (℃)

C : 水の比熱 (kJ/kg℃)

ρ : 水の密度 (kg/m³)

2.3 サンプル装置の空調及びポンベの空調の冷却水について

サンプル装置の空調及びポンベの空調の冷却水は，屋外に新設する冷凍機及び冷水ポンプから供給する。冷凍機及び冷水ポンプは，サンプル装置の空調及びポンベの空調に加えて原子炉建屋廃棄物処理棟の空調機，原子炉建付属棟の空調機へ冷水を供給しており，表 2 のとおり負荷容量に対して余裕のある設計とする。

表 2 冷凍機及び冷水ポンプの設備仕様及び負荷容量

設備	設備仕様	負荷容量		備考
冷凍機	160.0 kW	約 130 kW	5.1 kW×2 台 で 10.2 kW	サンプル装置の空調
			8.5 kW×4 台 で 34 kW	ポンベの空調
			約 78 kW	原子炉建屋廃棄物処理棟の空調
			約 7 kW	原子炉建屋付属棟の空調
冷水 ポンプ	27.6 m ³ /h	約 23 m ³ /h	0.9 m ³ /h×2 台で 1.8 m ³ /h	サンプル装置の空調
			1.5 m ³ /h×4 台で 6 m ³ /h	ポンベの空調
			約 13 m ³ /h	原子炉建屋廃棄物処理棟の空調
			約 2 m ³ /h	原子炉建屋付属棟の空調

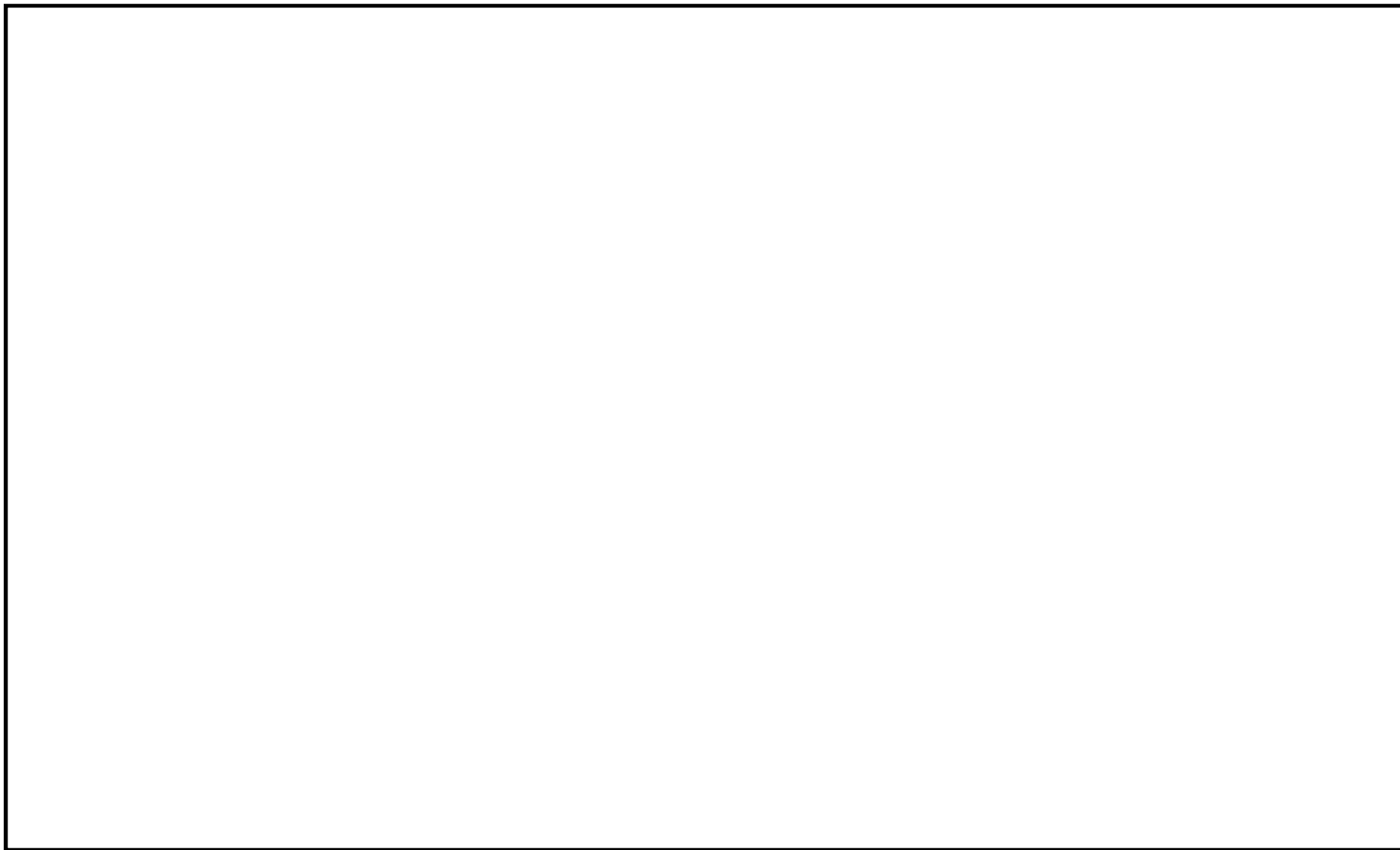


図 2 空調の冷却水の系統概要図

主蒸気管破断事故起因の重大事故等時におけるポンベの外部からの入熱量

ポンベの外部からの入熱量は、以下の式で求められる。評価モデルの概要図を図 1 に示す。

$$Q = K(T_{out} - T_{in})A$$

$$\frac{1}{K} = \frac{1}{\alpha_{in}} + \frac{d}{\lambda} + \frac{1}{\alpha_{out}}$$

ここで、

Q ：外部からの入熱(W)

K ：熱通過率(W/(m²・℃))

T_{out} ：断熱材外部の空間の環境温度(℃)

T_{in} ：断熱材内部の空間の環境温度(℃)

A ：伝熱面積(m²)

α_{out} ：断熱材外表面の熱伝達率(W/(m²・℃))

α_{in} ：断熱材内表面の熱伝達率(W/(m²・℃))

d ：断熱材又はコンクリート(床面)の壁厚(m)

λ ：断熱材又はコンクリート(床面)の熱伝導率(W/(m・℃))

上記の式に対して、表 1 の評価条件を適用することにより、外部からの入熱量は W と求められる。

表 1 ポンベの外部からの入熱量評価の評価条件

項目	記号	値	単位	備考
断熱材内部の初期温度	T_{in}	40	℃	通常運転時における原子炉建屋原子炉棟の最高温度
断熱材外部の環境温度	T_{out}	100	℃	MSLBA 時の原子炉建屋原子炉棟の温度
熱伝達率	α_{in} α_{out}	9.0	W/ (m ² ・℃)	「空気調和・衛生工学便覧第 14 版」の値を設定
断熱材の厚さ	d_1	<input type="text"/>	m	—
断熱材の熱伝導率	λ_1	0.13	W/ (m・℃)	「伝熱工学資料第 5 版」のけい酸カルシウムの値を設定
断熱材の伝熱面積	A_1	19.4	m ²	ポンベ及びポンベラックの形状を基に設定
コンクリート(床面)の厚さ	d_2	<input type="text"/>	m	—
コンクリート(床面)の熱伝導率	λ_2	1.6	W/ (m・℃)	—
コンクリート(床面)の伝熱面積	A_2	3.0	m ²	ポンベ及びポンベラックの形状を基に設定

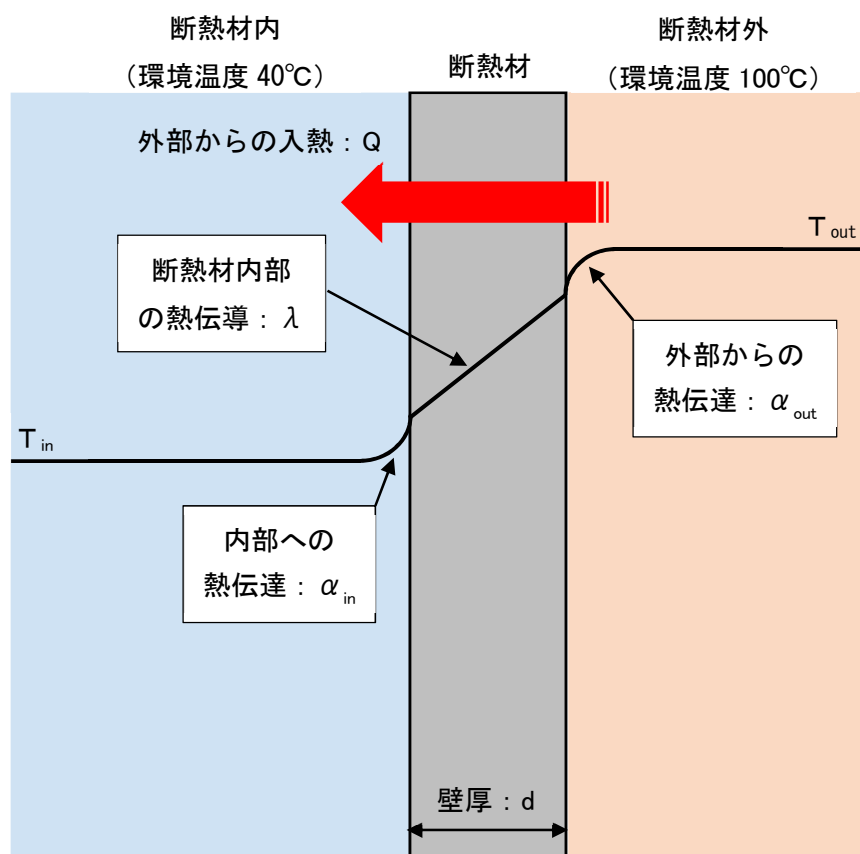


図 1 外部からの入熱量の評価モデルの概念図

原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋原子炉棟内）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

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律 1.7kGy 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 1.7kGy 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、原子炉建屋原子炉棟内における放射線源（代替循環冷却系配管、原子炉建屋ガス処理系フィルタ等）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（原子炉建屋原子炉棟）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 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 3 に示す。

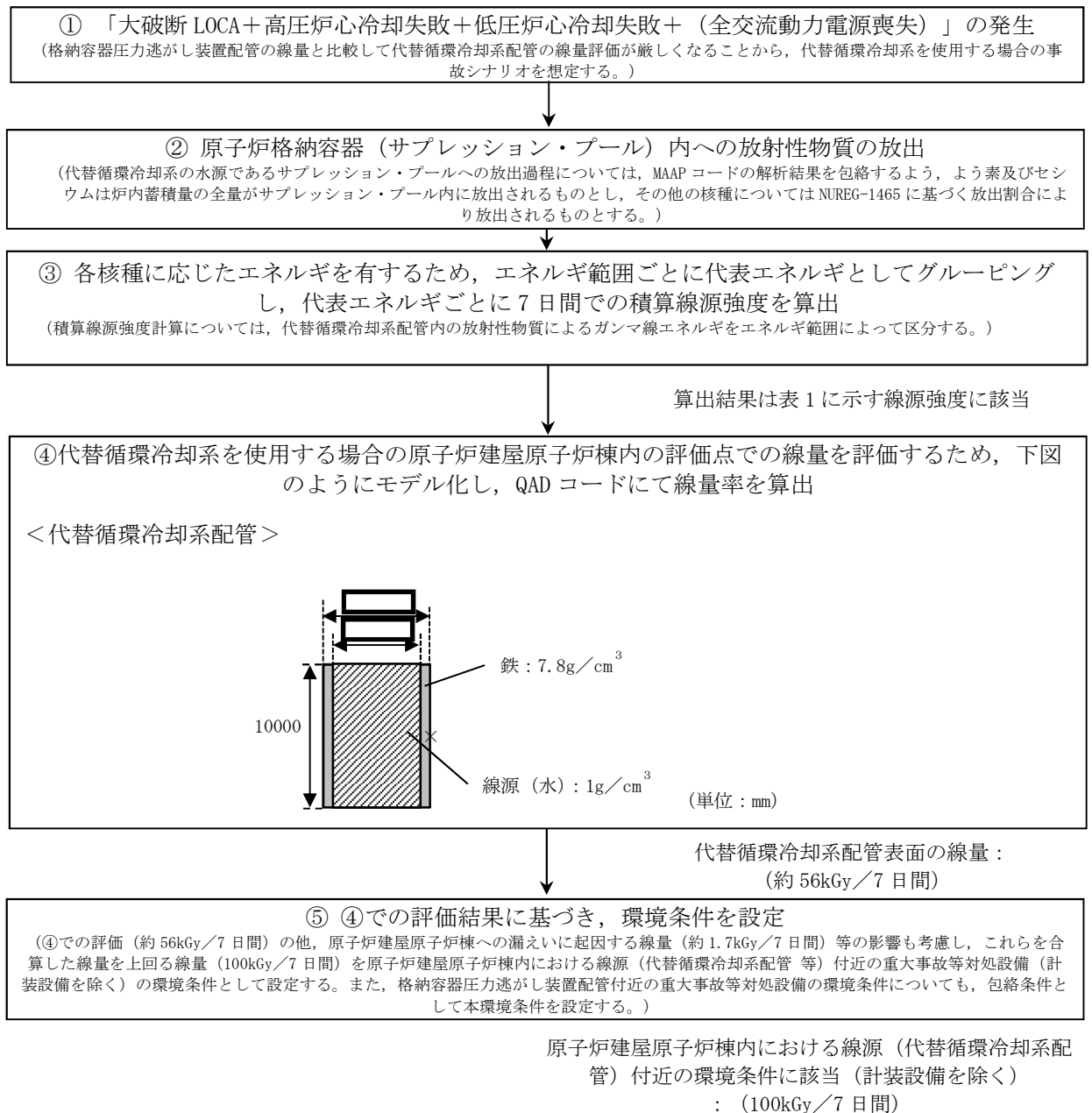


図1 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源（代替循環冷却系配管等）付近の重大事故等対処設備（計装設備を除く）に対する環境条件設定のフロー図

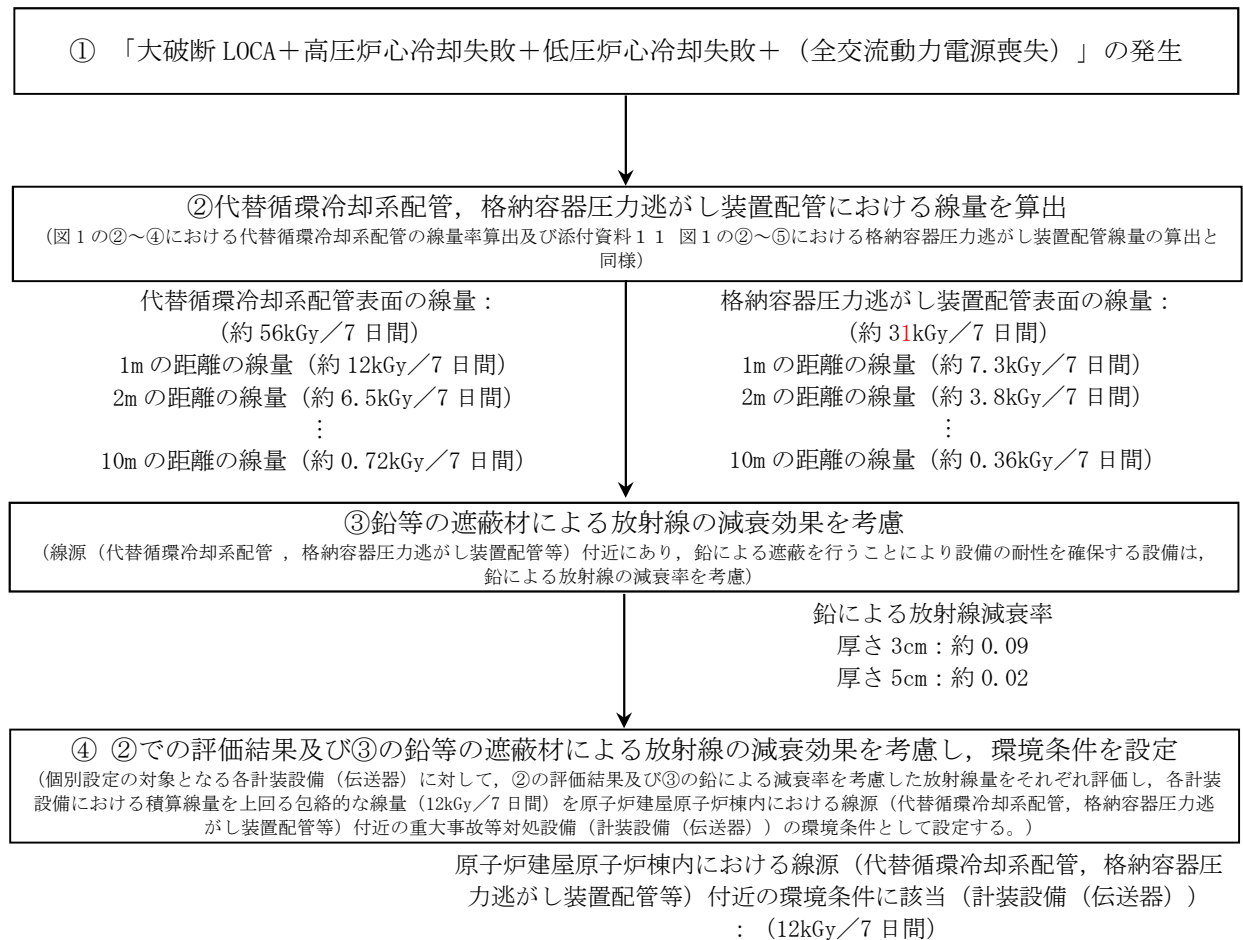


図 2 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源 (代替循環冷却系配管，格納容器圧力逃がし装置配管等) 付近の重大事故等対処設備 (計装設備 (伝送器)) に対する環境条件設定のフロー図

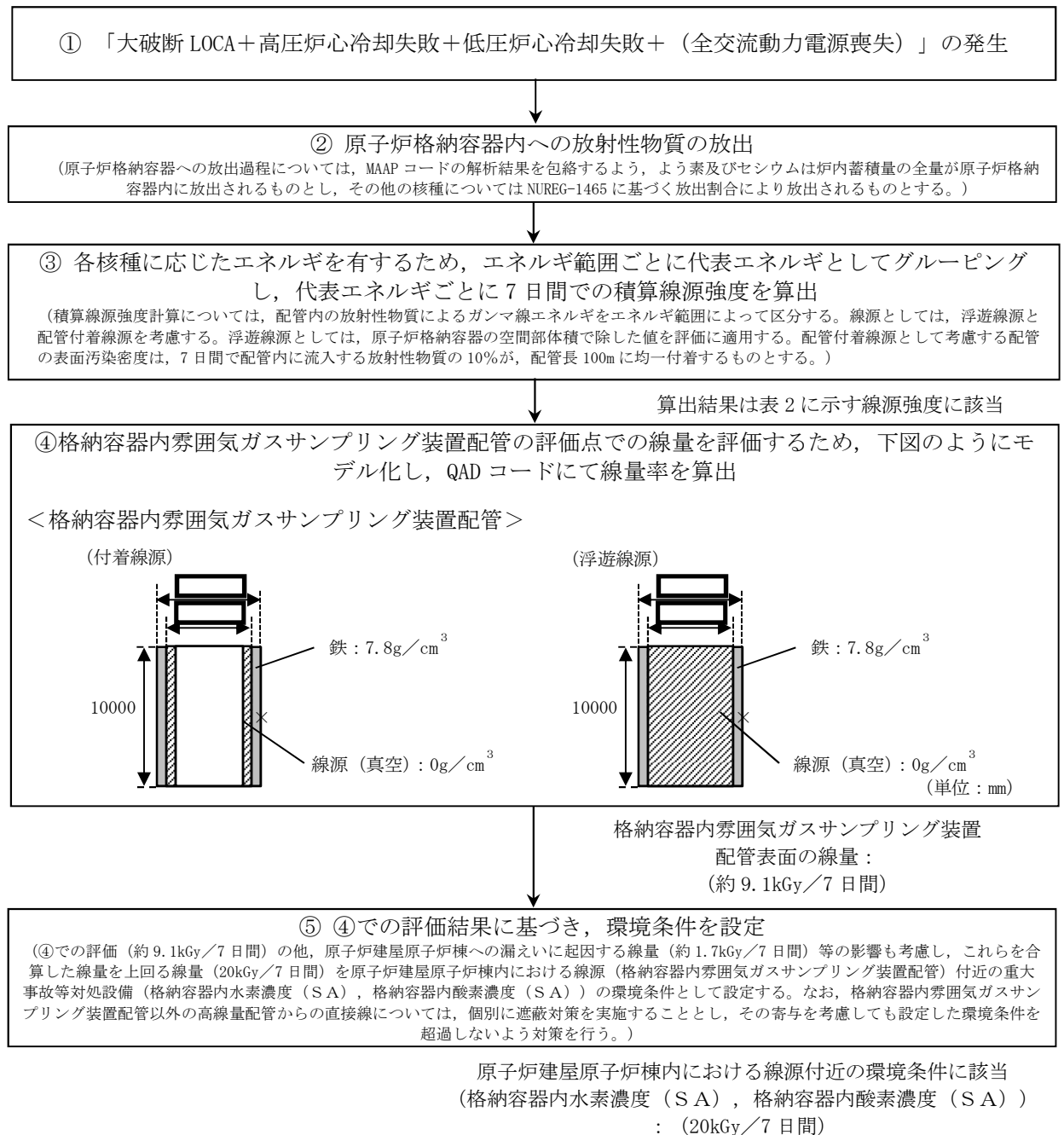
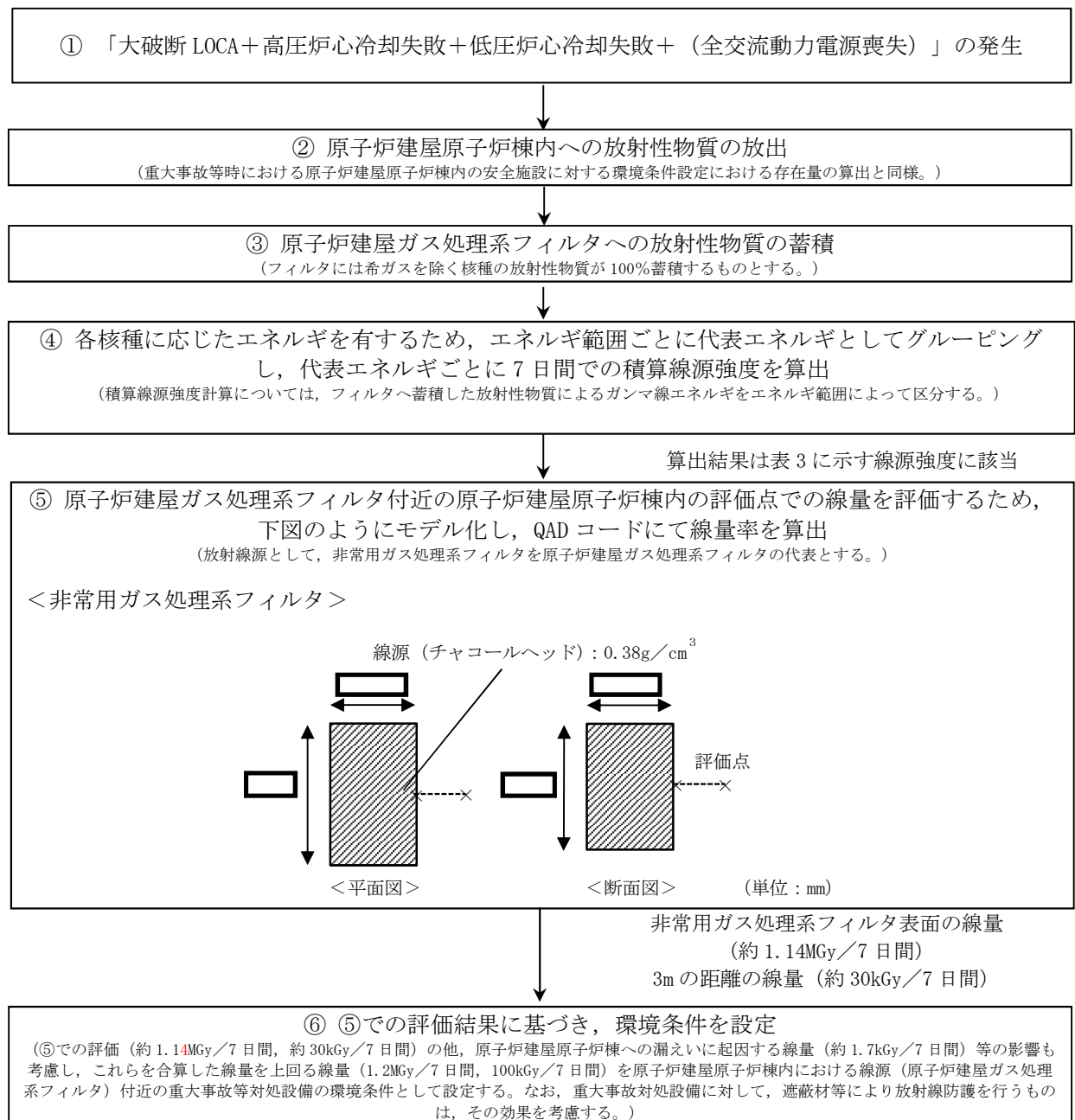


図3 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源 (格納容器内雰囲気ガスサンプリング装置配管) 付近の重大事故等対処設備 (格納容器内水素濃度 (SA), 格納容器内酸素濃度 (SA)) に対する環境条件設定のフロー図



原子炉建屋原子炉棟内における線源 (原子炉建屋ガス処理系フィルタ) 付近の環境条件に該当
(線源に近接した設備*1 : $1.2\text{MGy}/7\text{日間}$)
(線源から 3m 以上距離のある設備*2 : $100\text{kGy}/7\text{日間}$)
*1 : 非常用ガス処理系フィルタトレイン, 非常用ガス再循環系フィルタトレイン
*2 : 非常用ガス処理系排風機, 非常用ガス再循環系排風機

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

表1 重大事故時における代替循環冷却系配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 4.5E+13
0.025	約 1.0E+14
0.0375	約 2.8E+13
0.0575	約 1.9E+13
0.085	約 1.7E+13
0.125	約 1.9E+13
0.225	約 1.5E+14
0.375	約 3.9E+14
0.575	約 1.2E+15
0.85	約 6.4E+14
1.25	約 1.9E+14
1.75	約 2.7E+13
2.25	約 9.4E+12
2.75	約 2.4E+11
3.5	約 9.7E+08
5	約 4.5E+02
7	約 5.2E+01
9.5	約 6.0E+00

表2 重大事故時における格納容器内水素濃度（S A），格納容器内酸素濃度（S A）配管の線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})	
	浮遊線源	付着線源
0.01	約 2.3E+13	約 1.1E+16
0.025	約 1.6E+13	約 2.3E+16
0.0375	約 2.1E+14	約 6.0E+15
0.0575	約 1.6E+12	約 4.1E+15
0.085	約 1.9E+14	約 3.3E+15
0.125	約 1.4E+12	約 4.6E+15
0.225	約 7.9E+13	約 3.2E+16
0.375	約 2.7E+13	約 6.3E+16
0.575	約 7.7E+13	約 1.9E+17
0.85	約 4.0E+13	約 1.1E+17
1.25	約 1.2E+13	約 3.1E+16
1.75	約 3.0E+12	約 5.1E+15
2.25	約 4.7E+12	約 1.5E+15
2.75	約 3.1E+11	約 6.3E+13
3.5	約 9.9E+09	約 1.1E+12
5	約 1.2E+02	約 4.8E+05
7	約 1.4E+01	約 5.6E+04
9.5	約 1.6E+00	約 6.4E+03

表3 重大事故時における非常用ガス処理系フィルタの線源強度

代表エネルギー (MeV)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 $1.9\text{E}+14$
0.025	約 $4.1\text{E}+14$
0.0375	約 $1.1\text{E}+14$
0.0575	約 $6.5\text{E}+13$
0.085	約 $9.4\text{E}+13$
0.125	約 $6.5\text{E}+13$
0.225	約 $6.1\text{E}+14$
0.375	約 $2.3\text{E}+15$
0.575	約 $4.9\text{E}+15$
0.85	約 $2.8\text{E}+15$
1.25	約 $6.2\text{E}+14$
1.75	約 $6.5\text{E}+13$
2.25	約 $3.8\text{E}+13$
2.75	約 $1.4\text{E}+12$
3.5	約 $3.9\text{E}+09$
5	約 $9.0\text{E}+03$
7	約 $1.0\text{E}+03$
9.5	約 $1.2\text{E}+02$

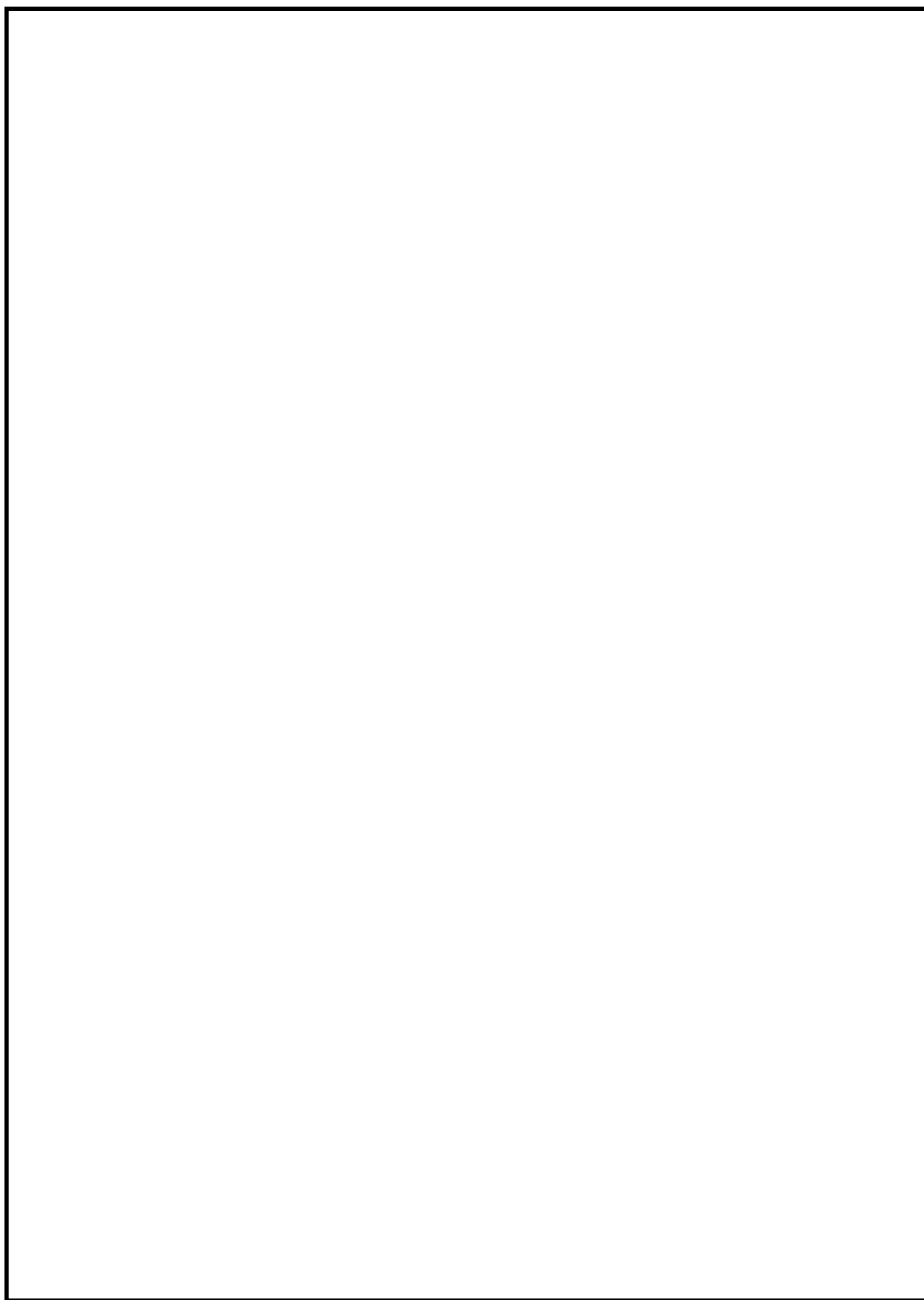


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (1/7)

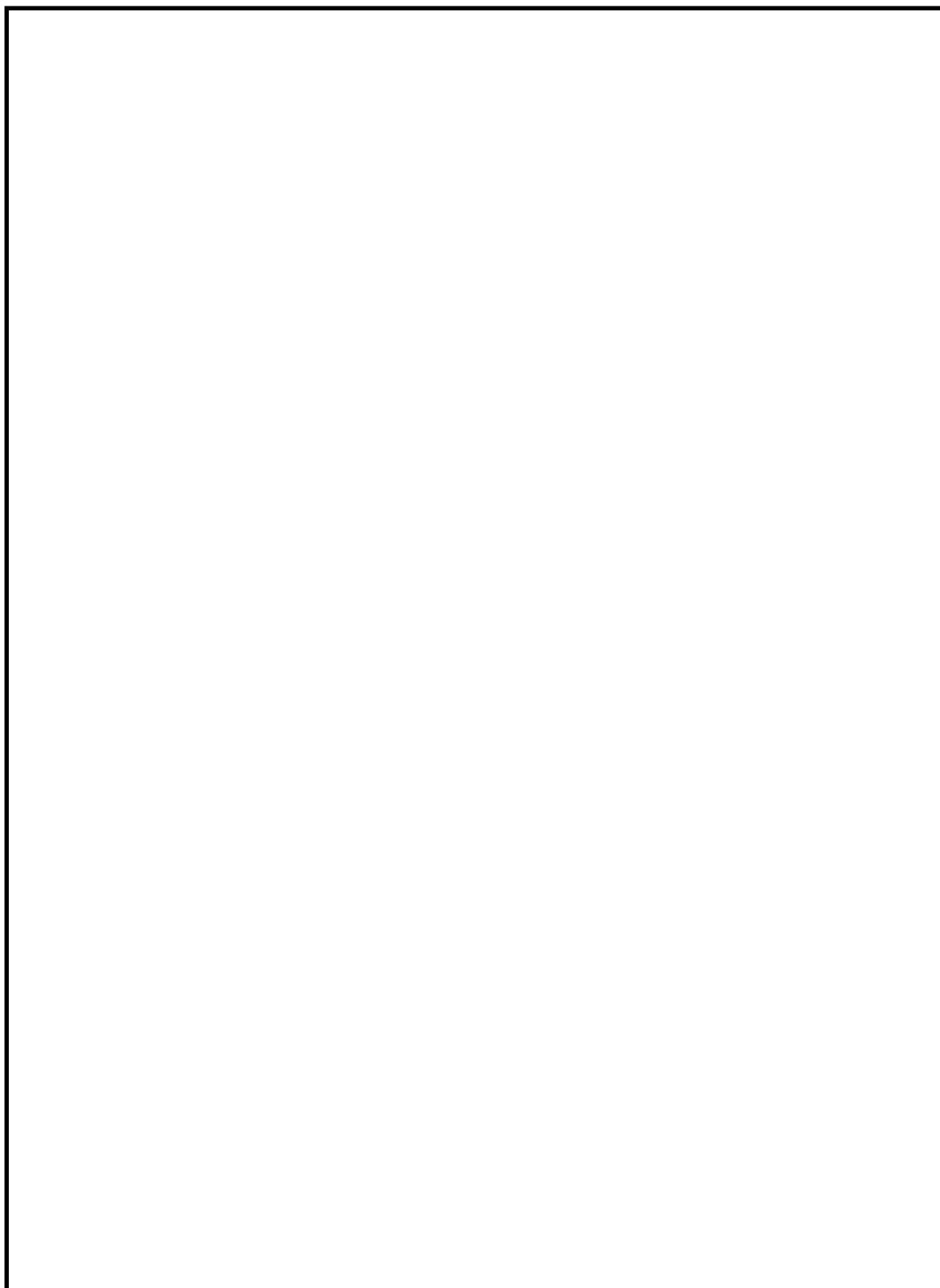


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (2/7)

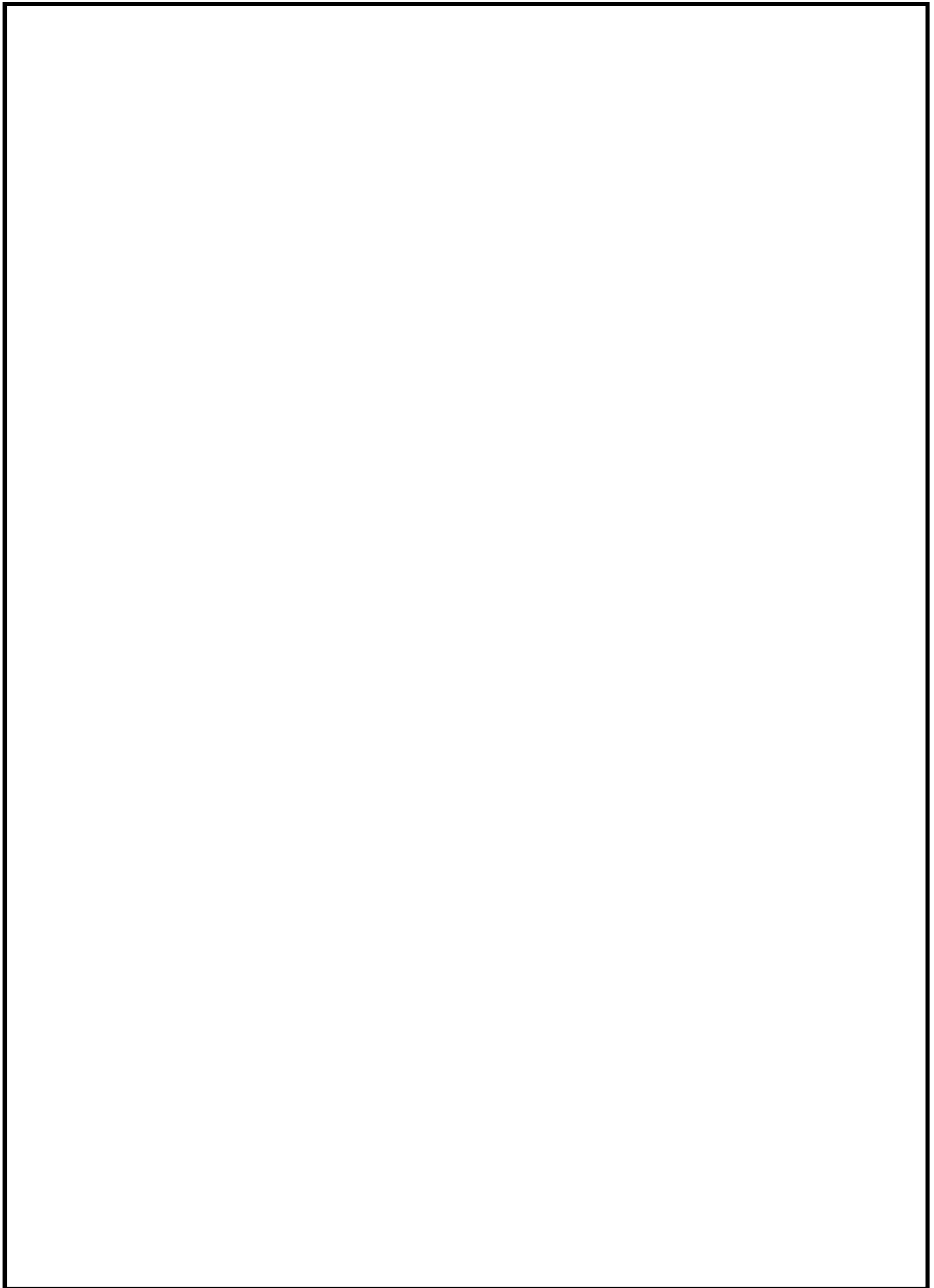


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (3/7)

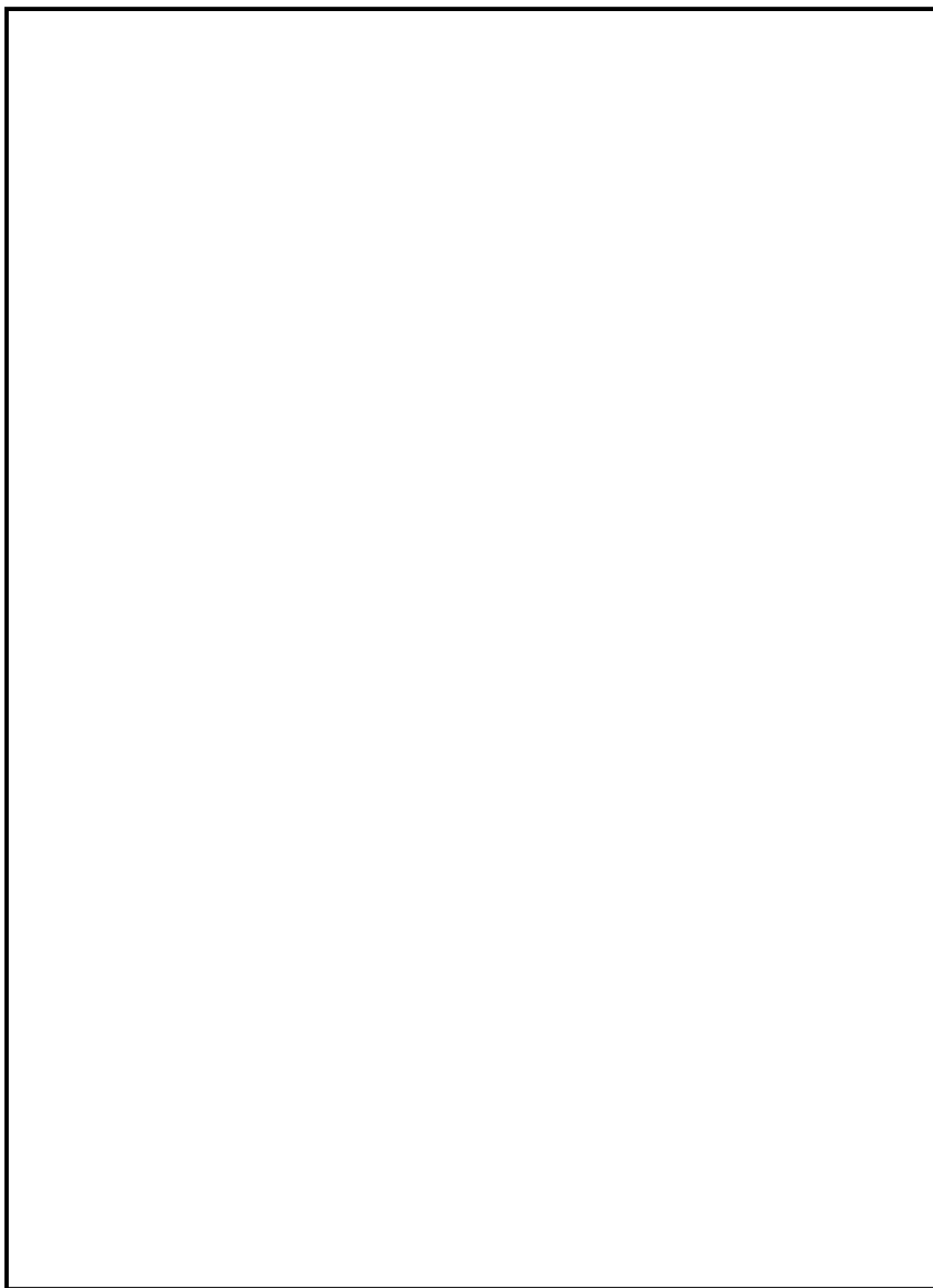


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (4/7)

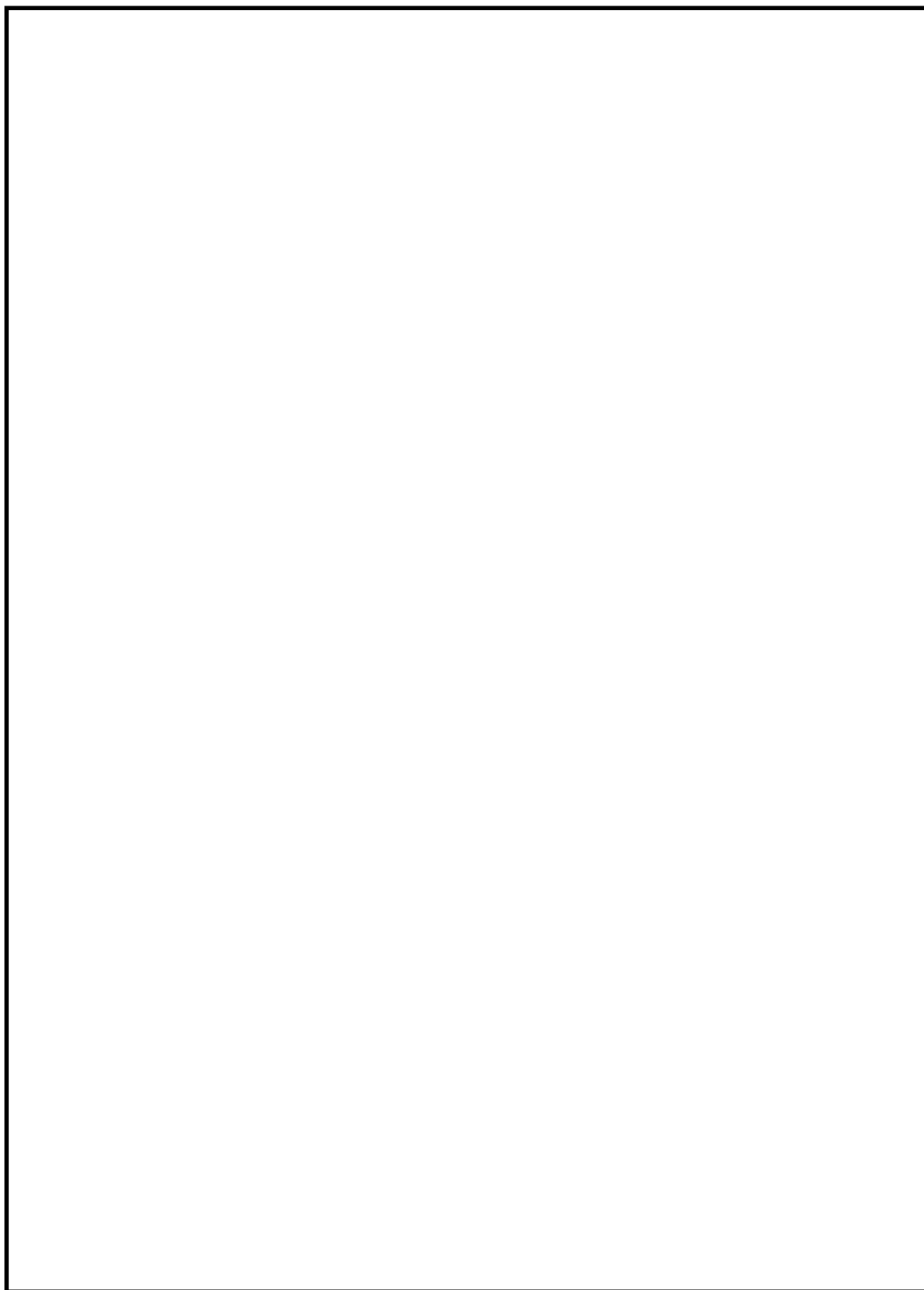


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (5/7)

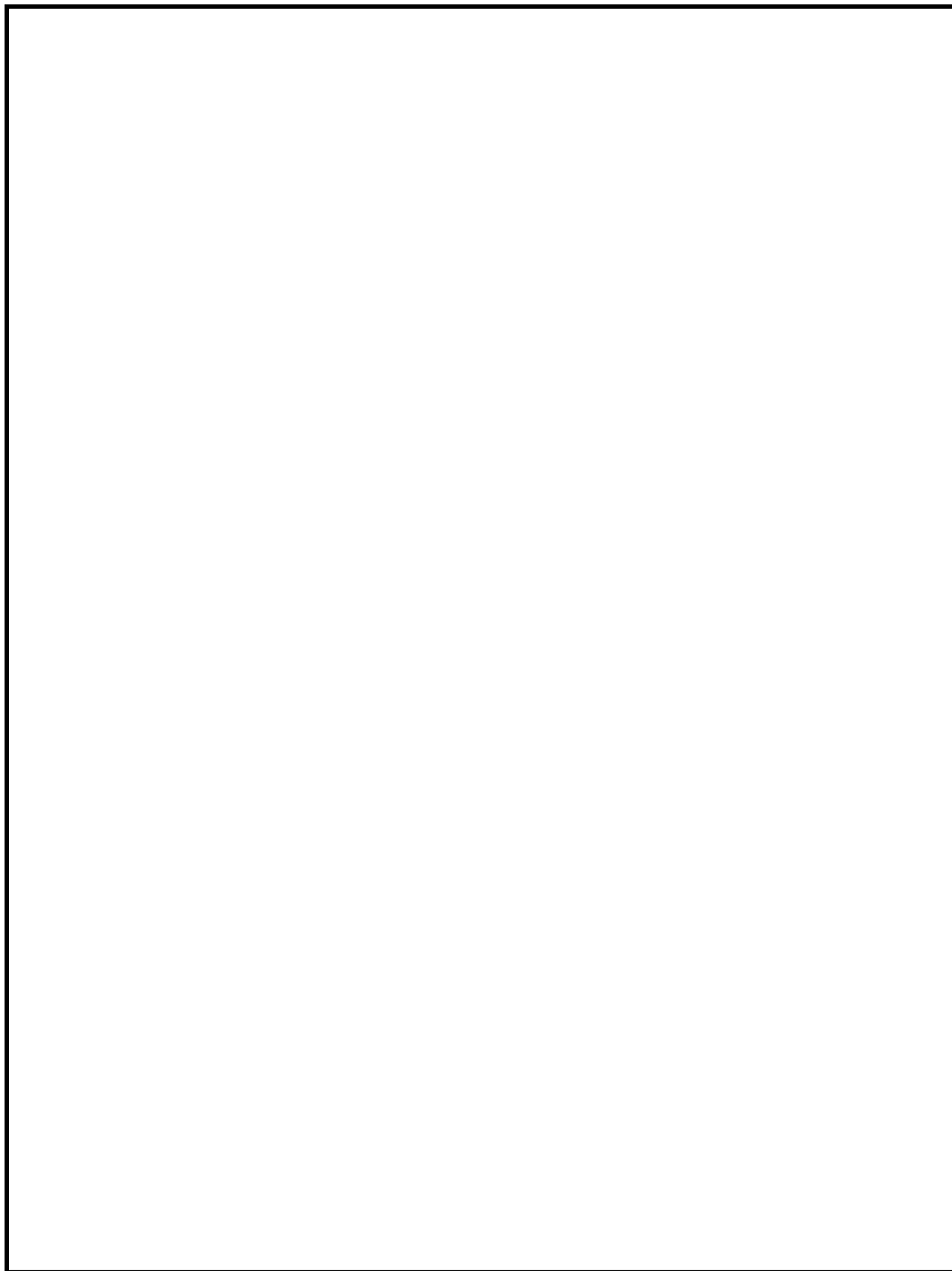


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (6/7)

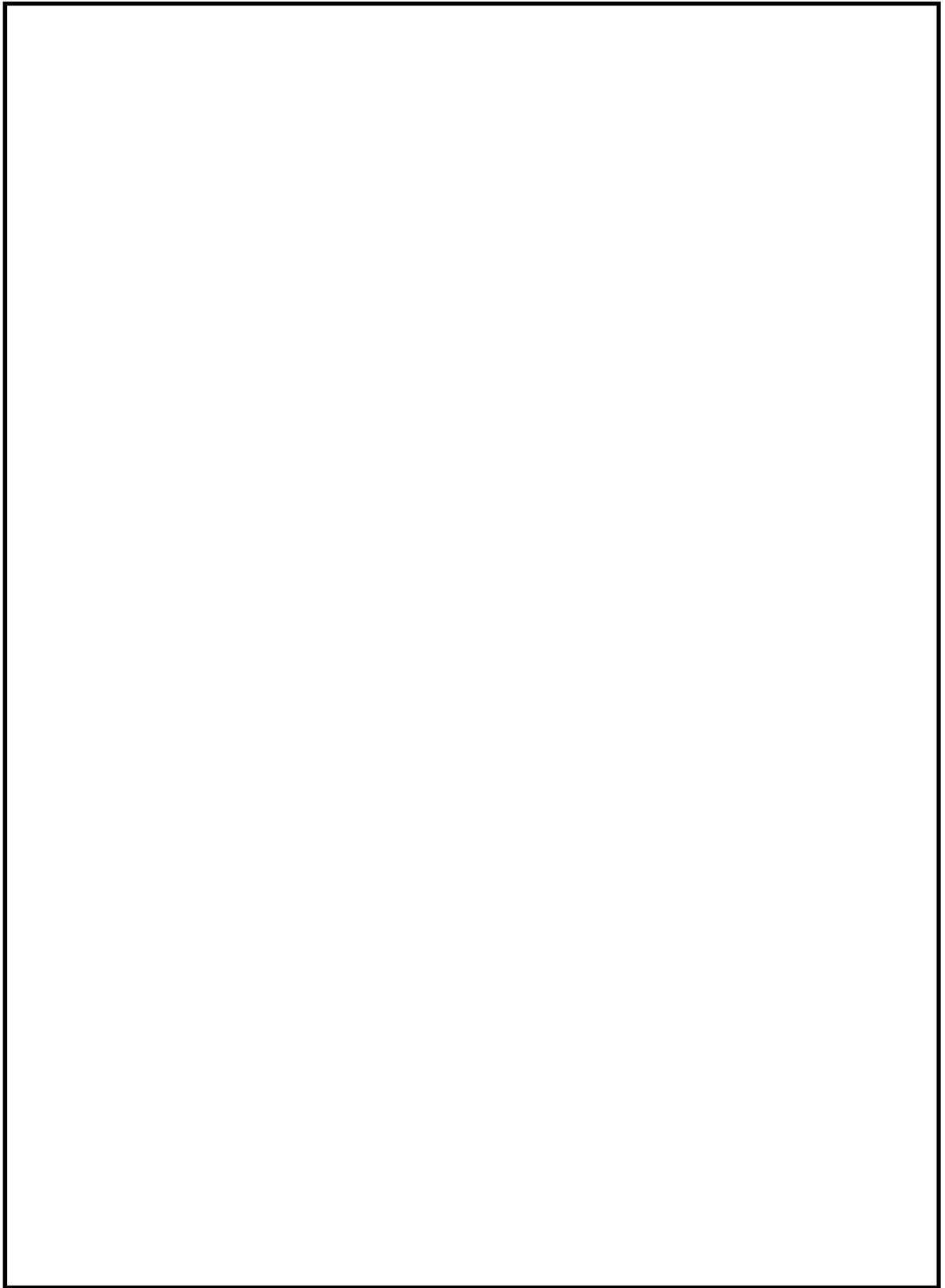


図 5 個別に環境放射線を設定するエリア (7/7)

原子炉建屋原子炉棟内の計装設備（伝送器）の遮蔽設計及び環境放射線について

1. 計装設備（伝送器）の遮蔽方式について

高線量配管からの直接線の影響を考慮する必要がある一部の伝送器については、伝送器を囲むように鉛の遮蔽材を取り付け、直接線を遮蔽する方式とする。また、伝送器の環境放射線については、遮蔽による放射線の減衰を考慮した値を設定する。伝送器の遮蔽方式、設定する環境放射線について表 1 に示す。

表 1 伝送器の遮蔽方式，環境放射線

遮蔽方式	伝送器囲い込み
伝送器の放射線耐性値	
伝送器の環境放射線	12kGy（遮蔽及び線源からの距離を考慮，重大事故緩和設備の場合）
遮蔽設計による耐震評価への影響	遮蔽材は計器の一部として取り扱い，計器の耐震計算書で評価する。

2. 遮蔽が必要となる伝送器選定の考え方について

遮蔽が必要となる伝送器選定の考え方を図 1 に示す。また，選定結果を表 2 に示す。

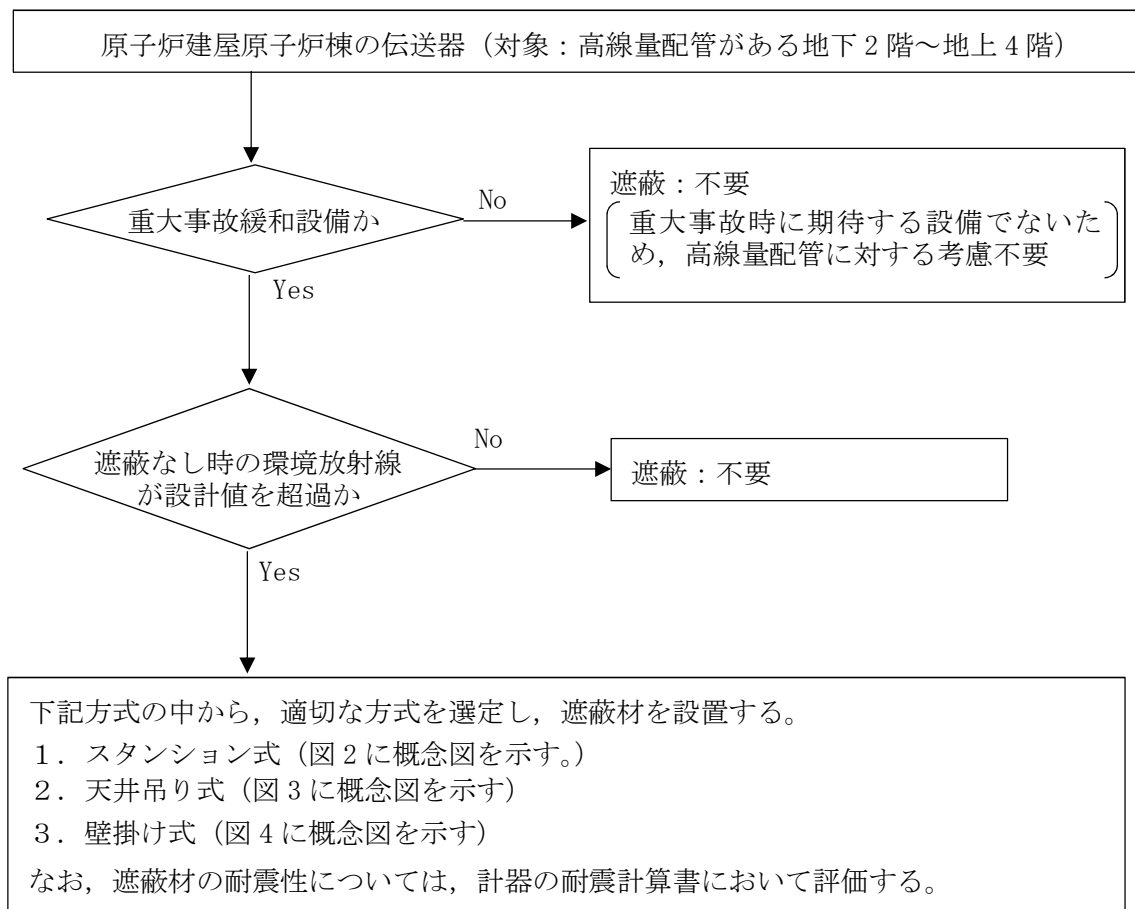
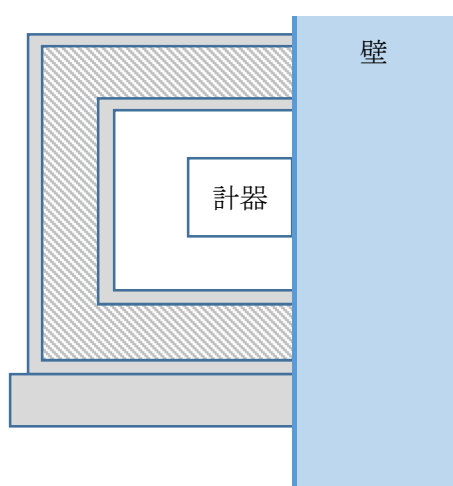
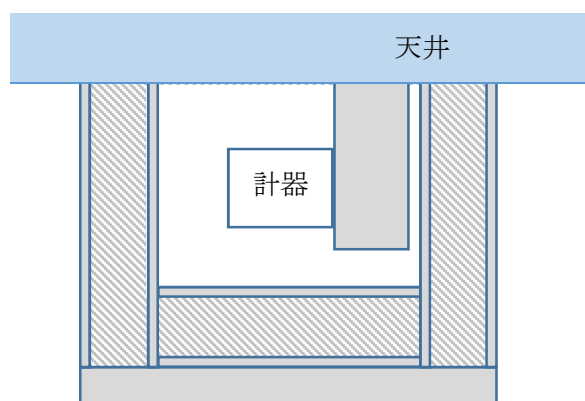
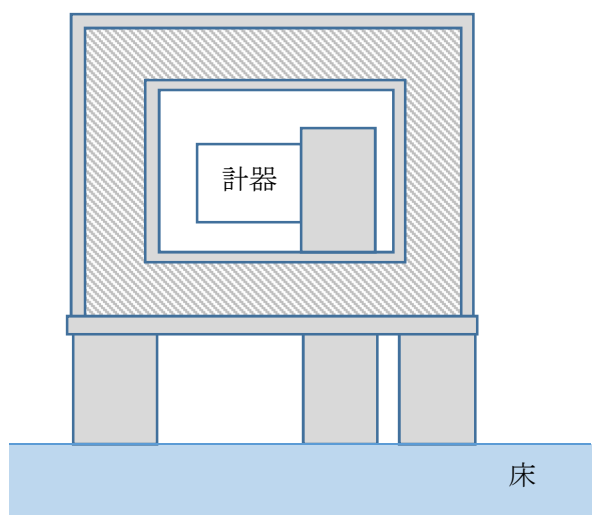


図 1 遮蔽設置対象の伝送器選定フロー

表2 遮蔽設置対象の伝送器選定結果

原子炉建屋原子炉棟の伝送器 (対象：高線量配管がある地下2階～地上4階)	重大事故 緩和設備	遮蔽を 設置する もの	遮蔽方式
原子炉圧力	○	—	—
原子炉圧力 (S A)	○	—	—
原子炉水位 (広帯域)	○	—	—
原子炉水位 (燃料域)	○	—	—
原子炉水位 (S A広帯域)	○	○	スタンション式
原子炉水位 (S A燃料域)	○	—	—
高圧代替注水系系統流量	○	—	—
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	○	壁掛け式
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭 帯域用)	○	○	壁掛け式
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	○	○	壁掛け式
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭 帯域用)	○	○	壁掛け式
代替循環冷却系原子炉注水流量	○	○ (A系*)	壁掛け式
原子炉隔離時冷却系系統流量	—	—	—
高圧炉心スプレイ系系統流量	—	—	—
残留熱除去系系統流量	○	—	—
低圧炉心スプレイ系系統流量	—	—	—
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ラ イン用)	○	—	—
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ラ イン用)	○	○	壁掛け式
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○	○	壁掛け式
ドライウェル圧力	○	○	天井吊り式
サプレッション・チェンバ圧力	○	○	天井吊り式
サプレッション・プール水位	○	○	壁掛け式
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○	○ (A系*)	壁掛け式
非常用窒素供給系供給圧力	—	—	—
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力	—	—	—
非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	—	—	—
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力	—	—	—
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	—	—	—
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	—	—	—
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	—	—
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	—	—	—

* B系については、配置が異なるため、高線量配管からの直接線の影響を受けず、遮蔽は不要と評価。



原子炉格納容器外の建屋内（原子炉建屋の原子炉棟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

原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内は，原則として一律 3Gy 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 3Gy 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，原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内における放射線源（格納容器圧力逃がし装置配管，中央制御室換気空調系フィルタ等）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（原子炉建屋の原子炉棟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 3 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 4 に示す。

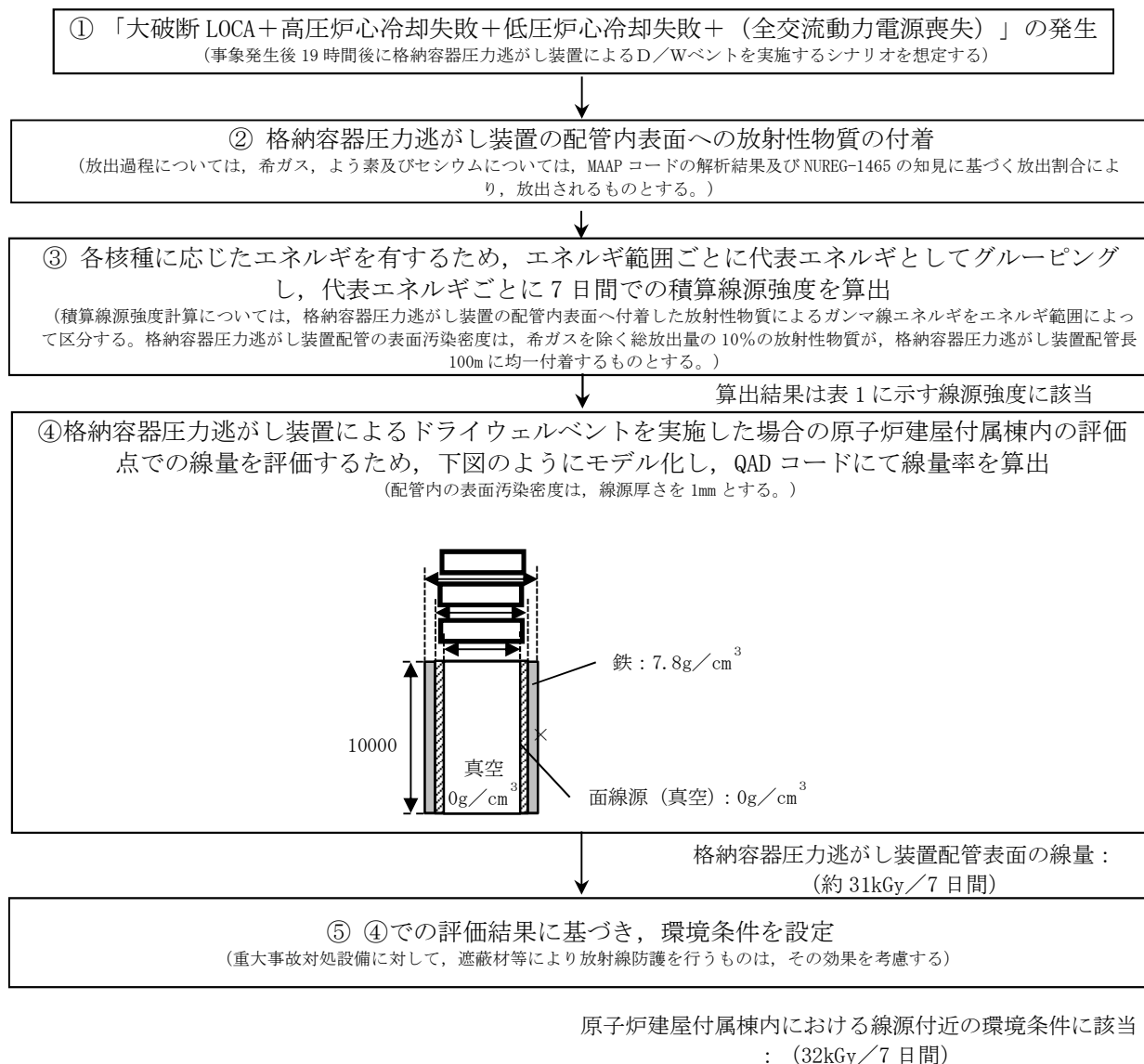


図1 重大事故時における原子炉建屋付属棟内の線源（格納容器圧力逃がし装置配管）付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

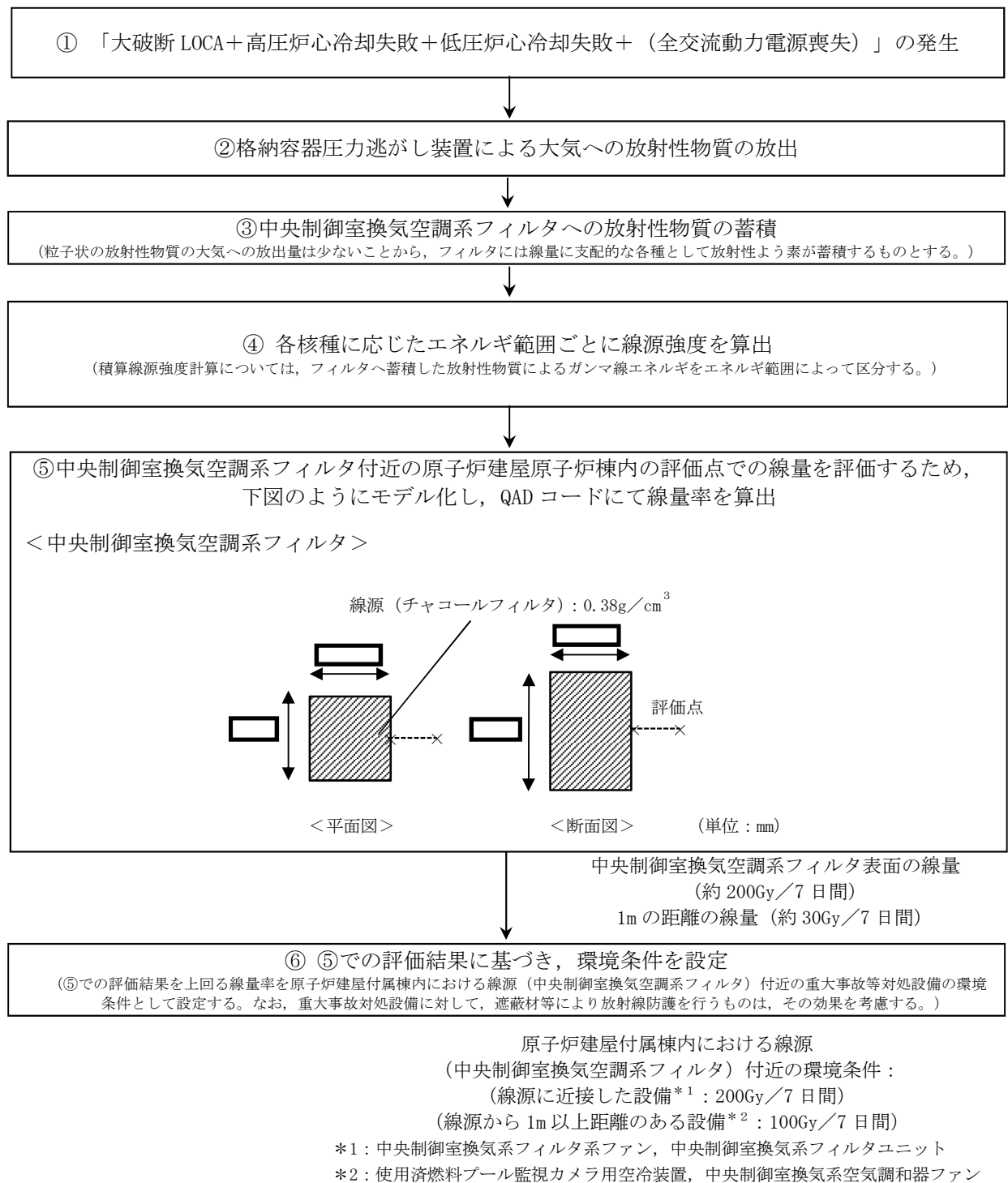


図2 重大事故時における原子炉建屋附属棟内の線源 (中央制御室換気空調系フィルタ) 付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

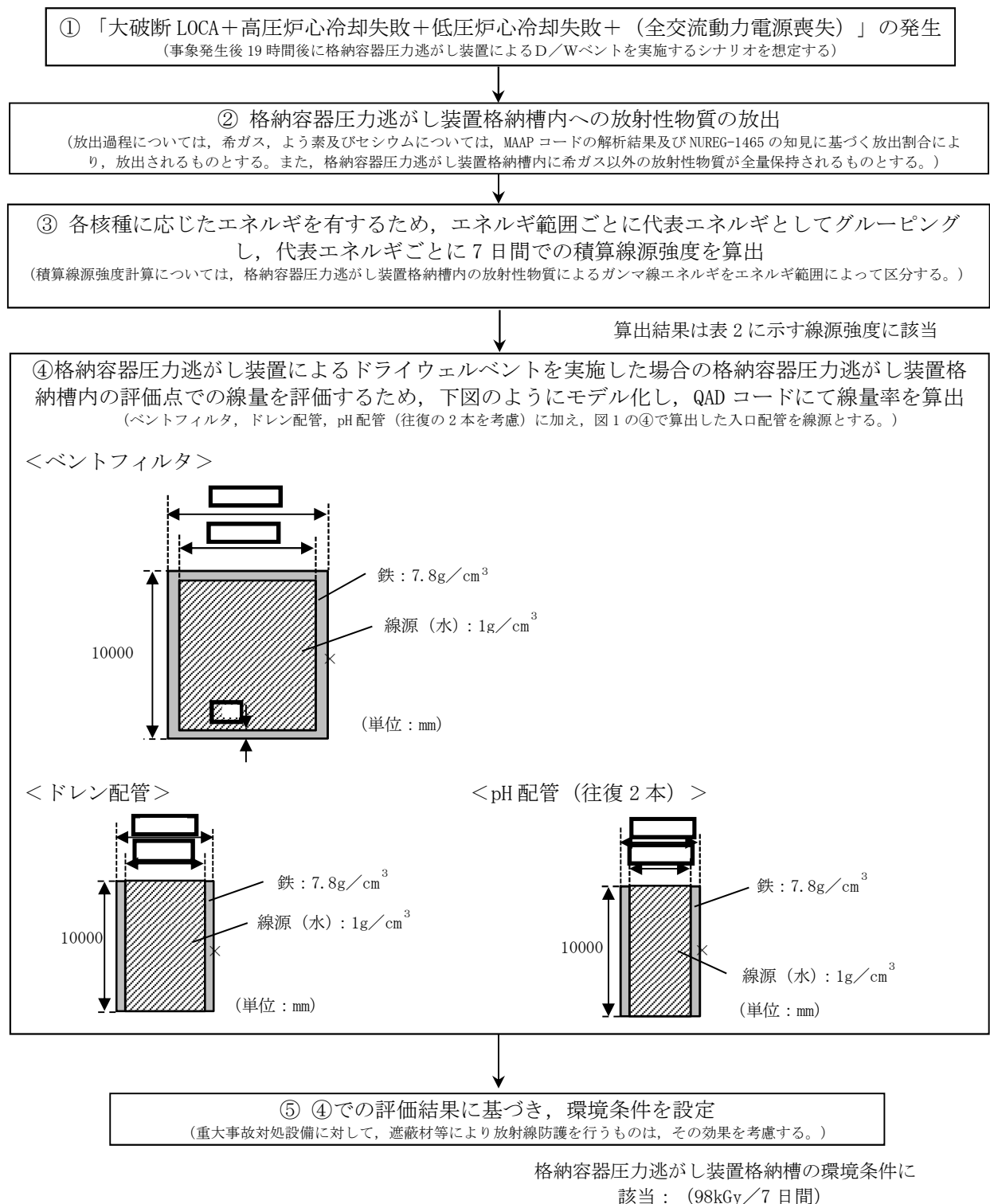


図3 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の線源付近の重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

表1 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置配管の線源強度

代表エネルギー (Mev)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 $1.1\text{E}+15$
0.025	約 $1.8\text{E}+15$
0.0375	約 $4.3\text{E}+14$
0.0575	約 $2.2\text{E}+14$
0.085	約 $7.4\text{E}+14$
0.125	約 $1.9\text{E}+14$
0.225	約 $3.1\text{E}+15$
0.375	約 $2.1\text{E}+16$
0.575	約 $4.7\text{E}+16$
0.85	約 $2.6\text{E}+16$
1.25	約 $6.2\text{E}+15$
1.75	約 $6.3\text{E}+14$
2.25	約 $4.1\text{E}+14$
2.75	約 $9.7\text{E}+12$
3.5	約 $8.3\text{E}+08$
5	約 $1.8\text{E}+03$
7	約 $2.1\text{E}+02$
9.5	約 $2.4\text{E}+01$

表2 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の線源の線源強度

代表エネルギー (Mev)	7日間積算線源強度 (cm^{-3})
0.01	約 $5.8\text{E}+13$
0.025	約 $9.5\text{E}+13$
0.0375	約 $2.3\text{E}+13$
0.0575	約 $1.2\text{E}+13$
0.085	約 $3.9\text{E}+13$
0.125	約 $1.0\text{E}+13$
0.225	約 $1.7\text{E}+14$
0.375	約 $1.1\text{E}+15$
0.575	約 $2.5\text{E}+15$
0.85	約 $1.4\text{E}+15$
1.25	約 $3.3\text{E}+14$
1.75	約 $3.4\text{E}+13$
2.25	約 $2.2\text{E}+13$
2.75	約 $5.1\text{E}+11$
3.5	約 $4.4\text{E}+07$
5	約 $9.8\text{E}+01$
7	約 $1.1\text{E}+01$
9.5	約 $1.3\text{E}+00$

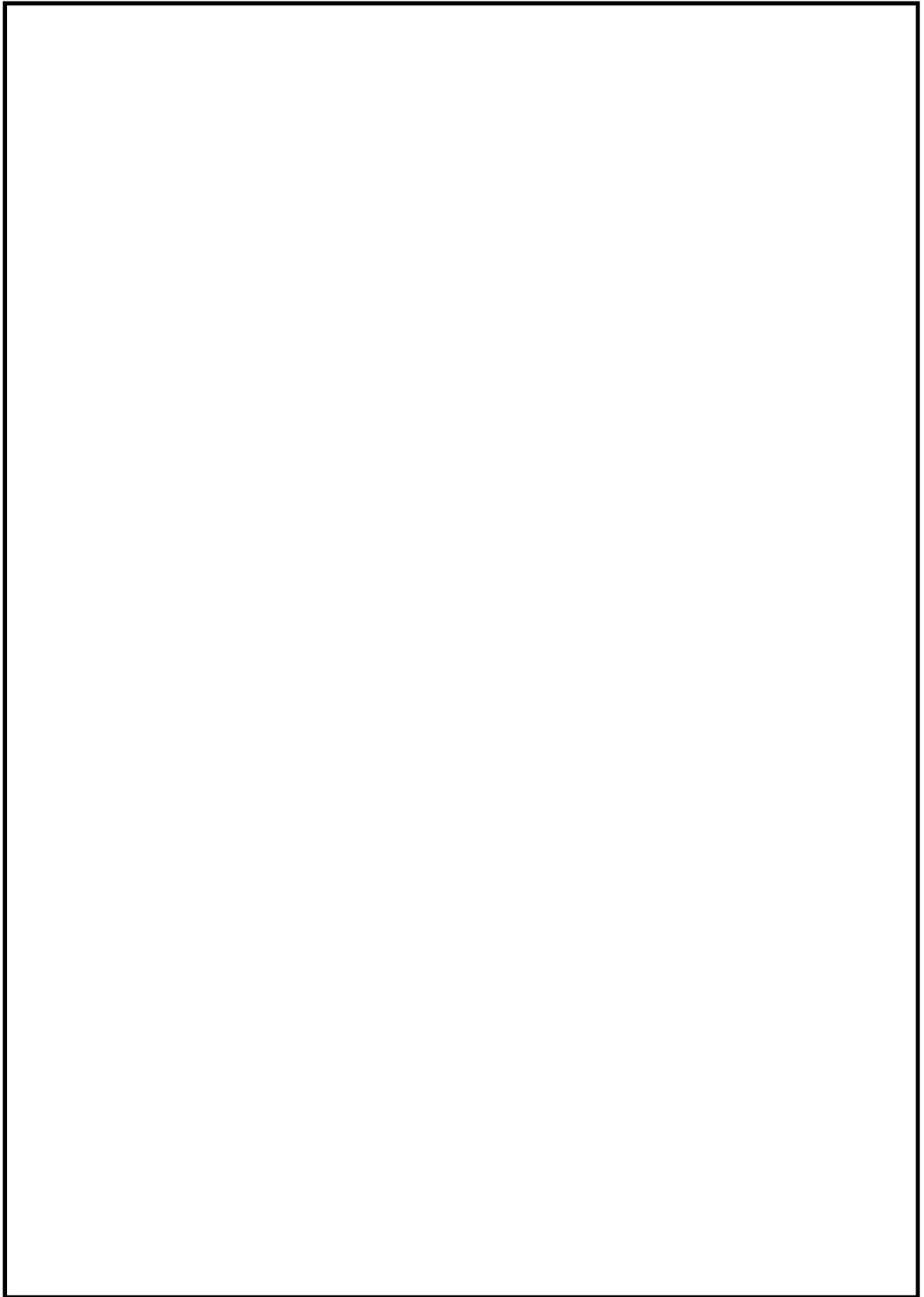


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (1/5)

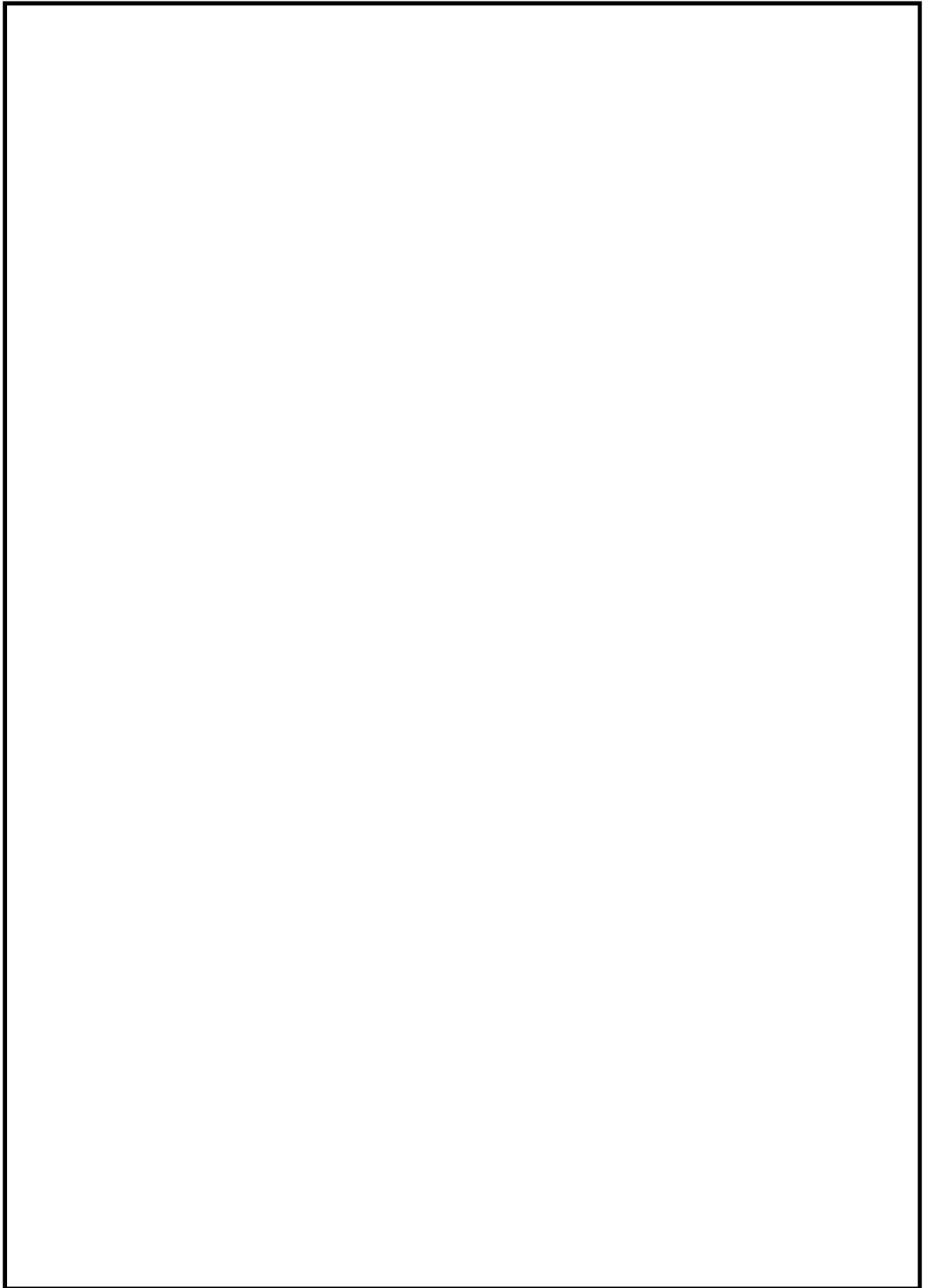


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (2/5)

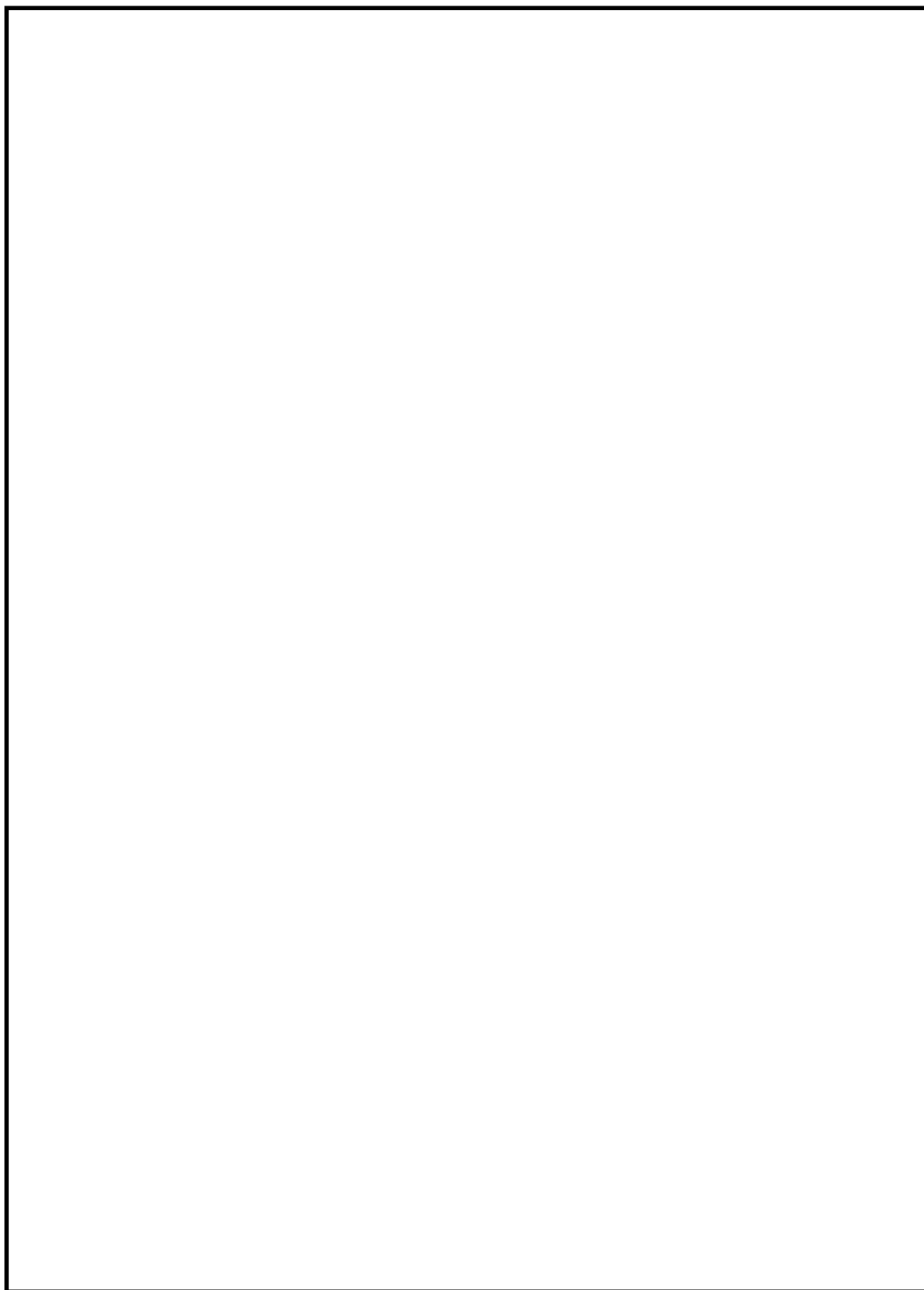


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (3/5)

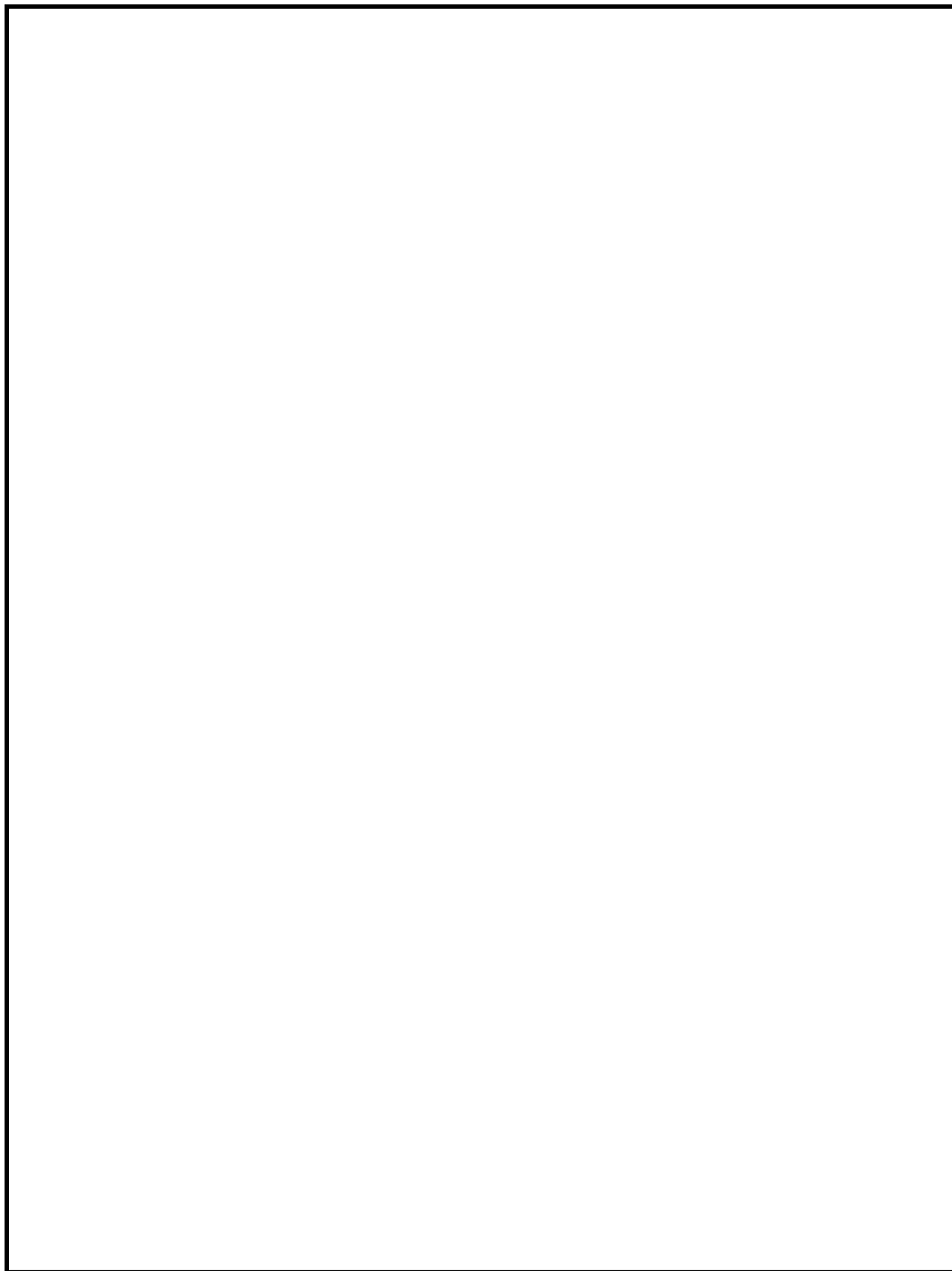


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (4/5)

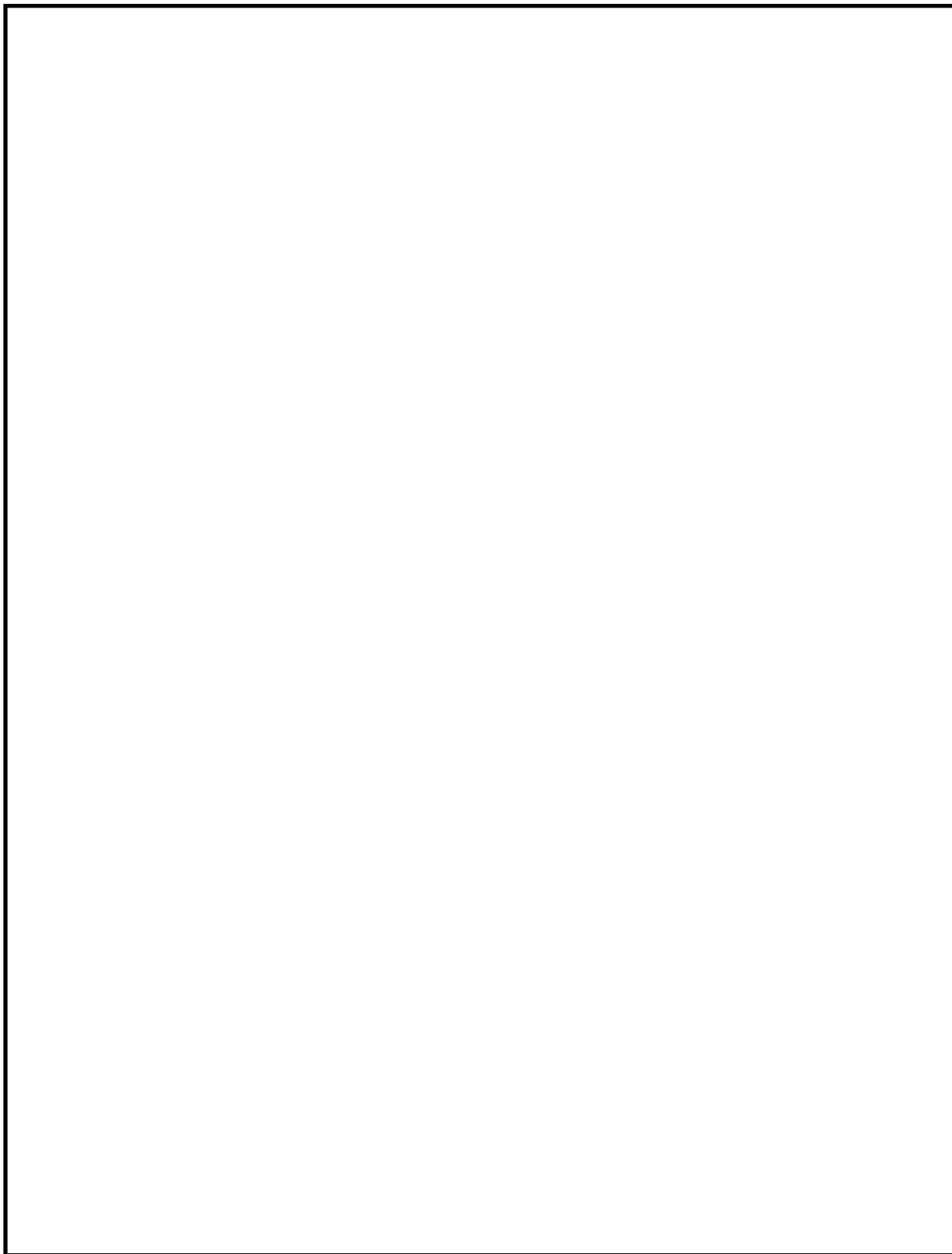


図 4 個別に環境放射線を設定するエリア (5/5)

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、原子炉建屋原子炉棟内における環境放射線量については、原則として 1.7 kGy 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、100 Gy を設定する。環境放射線量の設定根拠を以下に示す。

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

注記 *：重大事故時における原子炉建屋原子炉棟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。

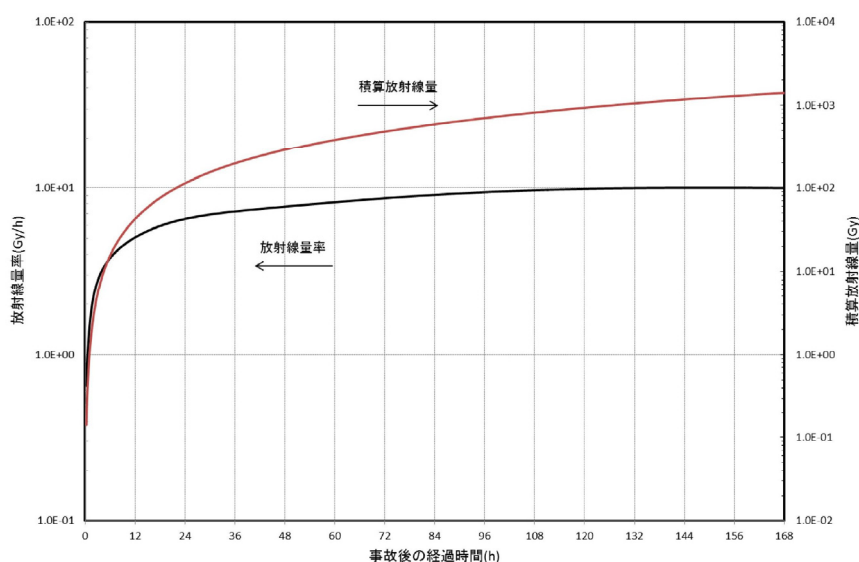


図 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の放射線量率及び積算放射量の経時変化

使用済燃料プール監視カメラ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、原子炉建屋原子炉棟内における環境放射線量については、原則として 1.7 kGy の環境条件を設定しているが、「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」時に使用する設備のうち、使用済燃料プール監視カメラについては、本設備の使用状況を踏まえ、1.7 Gy 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。

- ・ 「許可申請書十号」ハ．にて評価した重大事故等において、使用済燃料プール監視カメラによる監視に期待する「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」では、事故時に使用済燃料プールへの注水等の対応を行うことにより、使用済燃料プールの水位は必要な遮蔽（10mSv/h）を確保できる水位より高く維持可能であることを確認している。
- ・ 上記を踏まえ、使用済燃料プール監視カメラの環境放射線については、使用済燃料プール水の遮蔽を期待して 1.7Gy を設定する。

$$10 \text{ (mSv/h)} \times 168 \text{ (h/7 日間)} \div 1.7 \text{ (Sv/7 日間)} = 1.7 \text{ (Gy/7 日間)}$$
- ・ 環境放射線の設定値（1.7Gy/7 日間）に対して、使用済燃料プール監視カメラの設計値（350Gy/7 日間）が上回ることから、設備の健全性は確保される。

なお、大量の水の漏えいその他要因により使用済燃料貯蔵プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。

これらの想定に基づいた使用済燃料プールの監視装置の設計については、V-1-3-1「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に係る補足説明資料に示す。

補足-40-13 【自主対策設備の悪影響防止について】

1. はじめに

自主対策設備（自主対策として実施するバックアップシール材の塗布を含む。）（以下「自主対策設備」という。）として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配置・配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水等による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下に示す2種類の影響について考慮する必要がある。

- ・ 自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・ 自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないよう、自主対策設備の設計及び運用において、以下のとおり考慮する。

(1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電氣的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

(2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保することや、溢水経路における溢水水位を算出し、溢水経路に設置された他の設備が機能喪失しないことを溢水影響評価にて確認すること、必要な強度を有していることを確認すること等により、他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等、自主対策設備の使用により他の設備の周辺環境が悪化する場合には、環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また、自主対策設備の内部を高放射線量の流体が流れることにより、当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や、通路にホース等を敷設して使用する場合等、現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については、基本的には予め通路を確保するよう配置することとし、仮に使用中に他の設備へのアクセス性を阻害する場合は通路を確保するように移動することにより、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

(3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合、駆動源の燃料として軽油を使用する場合、操作に人員を要する場合等、発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

3. 自主対策設備の悪影響防止

3.1 自主対策設備の悪影響防止に対する基本的方針

自主対策設備を使用することによる他の設備に対する悪影響防止に対する方針については、大まかには以下の5つの方針に分類される。

- A：設計基準対象施設と同じ系統構成で使用することで、使用による悪影響を防止するもの
- B：設計条件下（既設設備については設計基準対象施設としての設計条件下）で使用する
ことで、使用による悪影響を防止するもの
- C：他の設備と独立して使用する設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの
- D：保護継電器等により電氣的波及影響を防止可能な設計とすることで、使用による悪影響
を防止するもの
- E：A～Dに分類されず、他の設備への影響が多岐に渡るもので、詳細な影響評価を実施し
たもの

自主対策設備の悪影響防止の方針について分類結果を表1、各自主対策設備に関する悪影響の検討結果を表2に示す。Eに分類される以下の設備については、他の設備への影響が多岐に渡ることから、他の設備への影響について評価した結果を次項に示す。

- ・サブプレッション・プール水pH制御設備
- ・格納容器頂部注水系
- ・バックアップシール材

3.2 サプレッション・プール水pH制御設備

(1) 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サブプレッション・プール水の酸性化を防止すること及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るために、サブプレッション・プール水pH制御設備を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサブプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サブプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・プー

ル水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見があることから、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH制御として薬液（水酸化ナトリウム）をサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量とpHの関係については、米国の論文*にまとめられており、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する隔離弁（2弁）を中央制御室からのスイッチ操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サプレッション・チェンバスプレイ配管）を使用してサプレッション・チェンバに薬液（水酸化ナトリウム）を注入する構成とする。

注記*：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国Oak Ridge National Laboratoryによる論文（NUREG/CR-5950）によると、pHが酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するためのpH制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950では、酸性物質の発生量とpHが酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。

(2) 他の設備への悪影響について

サプレッション・プール水pH制御設備を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。このため、サプレッション・プール水pH制御設備を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

・直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による燃焼リスク

・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、原子炉格納容器バウンダリの腐食については、pH制御したサブプレッション・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素の発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

原子炉格納容器バウンダリの腐食及び水素の発生について影響を確認した結果を添付資料1に示す。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、電源を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

また、本設備は薬液タンクを窒素により加圧し、サブプレッション・チェンバ側のスプレイヘッダを使用してサブプレッション・チェンバに薬液を注入する構成であるが、残留熱除去系A系が停止し、かつA系ドライウェルスプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。

3.3 格納容器頂部注水系

(1) 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止するため、格納容器頂部注水系を設ける。

格納容器頂部注水系は、原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統であり、常設及び可搬型がある。

格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプで構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

格納容器頂部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水し、原子炉格納容器頂部を冷却することで、原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプを接続する接続口は、位置的分散を図った複数箇所に設置する。

なお、事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり、その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込んだ注水量とする。また、格納容器頂部注水系は、必要注水量を注水開始から速やかに達成できる設計とする。

(2) 他の設備への悪影響について

格納容器頂部注水系を使用することで、原子炉ウェルに水が注水される。このため、格納容器頂部注水系を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水するため、原子炉格納容器頂部が急冷され、鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響
- ・間接的影響：原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを抑制するため、原子炉建屋原子炉棟 6 階への

漏えいが減少する一方で、原子炉建屋原子炉棟下層階（2 階及び地下 1 階）への漏えい量が増加することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
原子炉ウェルに注水した水が蒸発し、原子炉建屋原子炉棟 6 階に水蒸気が滞留することで、静的触媒式水素再結合器を設置する原子炉建屋原子炉棟 6 階への下層階から漏えいした水素の流入が阻害されることによる原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能への影響
原子炉格納容器頂部が急冷され、原子炉格納容器が除熱されることによる格納容器負圧破損の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、原子炉格納容器頂部急冷することによる原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、水素の漏えい箇所を原子炉建屋原子炉棟下層階（2 階及び地下 1 階）のみとして原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、下層階で水素が滞留しないこと及び可燃限界に至ることがないことを確認した。このため、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については、原子炉建屋ガス処理系による混合効果が大きいため、原子炉建屋原子炉棟 6 階に水蒸気が滞留することはない。このため、原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の急冷による原子炉格納容器負圧破損に対する影響については、原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器の除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

原子炉格納容器閉じ込め機能及び原子炉建屋水素爆発防止機能について影響を確認した結果を、補足-270-5「原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書に係る補足説明資料の補足 4 格納容器頂部注水系について」に示す。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、淡水及び電源を必要とするが、淡水の使用量は、水源である代替淡水貯槽が保有

する水量に比べて十分小さく、悪影響はない。電源については、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

3.4 バックアップシール材

(1) 設備概要

バックアップシール材は、原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び機器搬入用ハッチ類のフランジにおいて、改良EPDM製シール材のバックアップとしてフランジ面に塗布することにより、高温環境下においてもシール性能を維持し、原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいの発生を防止するために設けるものである。バックアップシール材は、耐高温性、耐蒸気性、耐放射線性が確認され、重大事故環境下においてもシール機能を発揮できるものを用いる。

(2) 他の設備への悪影響について

バックアップシール材は、原子炉格納容器トップヘッドフランジ、機器搬入用ハッチフランジ及びサブプレッション・チェンバアクセスハッチフランジのフランジ面に塗布される。このため、バックアップシール材を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

- ・直接的影響：フランジ面における開口を考慮したシール材の押込み量

- 内圧及びシール材反力に対するフランジ強度

- シール材との化学的作用による反応や劣化等の影響

これらの影響について、以下のとおり確認した。

フランジ面において、開口を考慮した適切な押込み量を確保できることを確認するため、試験体を用いてバックアップシール材の有無によるフランジ締め付け時の開口量を確認した。その結果、バックアップシール材適用による押込み深さの変化量やフランジ開口量への影響は無視できる程度であり、悪影響はない。

また、バックアップシール材を用いた際、フランジに加わる荷重には、原子炉格納容器内圧による荷重、ガスケット反力による荷重及びバックアップシール材による荷重があるが、バックアップシール材反力による荷重は内圧による荷重と比較して極めて小さくなる。このため、フランジ部へ発生する応力の影響は原子炉圧力容器内圧が支配的であり、バックアップシール材の有無によりフランジ部へ加わる発生応力はほとんど変化しないことから、フランジ強度への悪影響はない。

バックアップシール材の塗布により、本来のシール材である改良EPDMに対する化

学的影響がないことについては、長期熱劣化影響確認試験で改良E P D Mとバックアップシール材を組み合わせたフランジで高温暴露後の気密性を確認していることから、悪影響はない。

バックアップシール材の塗布による影響を確認した結果を、補足-270-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書に係る補足説明資料(原子炉格納容器の重大事故等時の閉じ込め機能健全性について)の別紙9 バックアップシール材塗布による設計影響について」に示す。

以 上

表1 自主対策設備の分類(1/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
59	手動スクラム・スイッチ	A
	原子炉モード・スイッチ「停止」	A
	選択制御棒挿入機構	A
	タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系	A
	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒手動操作系	A
60	ほう酸水注入系による原子炉注水 (継続注水) (純水系)	A
	制御棒駆動水压系による原子炉注水	A
61	逃がし安全弁による減圧 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能))	A
	原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転減圧	A
	タービン・バイパス弁による減圧	A
	可搬型窒素供給装置 (小型) による窒素確保	B
	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の 防止 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能))	A
	インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応 (逃がし安全弁 (逃がし弁機能))	A
	インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応 (タービン・バイ パス弁, タービン制御系)	A
62	消火系による原子炉注水 (電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消 火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系による原子炉注水 (復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による残存溶融炉心の冷却 (電動駆動消火ポンプ, ディーゼ ル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系による残存溶融炉心の冷却 (復水移送ポンプ, 復水貯蔵タ ンク)	B
	原子炉冷却材浄化系による進展抑制 (原子炉冷却材浄化系ポンプ, 原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器)	B

表1 自主対策設備の分類(2/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
63	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（第一弁（S/C側）バイパス弁，第一弁（D/W側）バイパス弁）	B
	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（第一弁（S/C側）バイパス弁，第一弁（D/W側）バイパス弁）	B
	代替残留熱除去系海水系による除熱（可搬型代替注水大型ポンプ）	B
64	消火系による原子炉格納容器内の冷却（電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）	B
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却（復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク）	B
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	A
65	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（第一弁（S/C側）バイパス弁，第一弁（D/W側）バイパス弁）	B
	サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入	E
66	消火系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水（ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）	B
	補給水系によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水（復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク）	B
	消火系による原子炉圧力容器への注水（ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）	B
	補給水系による原子炉圧力容器への注水（復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク）	B
	安全弁によるペDESTAL排水系及び液体廃棄物処理系配管内の減圧	B
67	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及び酸素の排出（第一弁（S/C側）バイパス弁，第一弁（D/W側）バイパス弁）	B
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	A
	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	A
68	格納容器頂部注水系（可搬型）	E
	格納容器頂部注水系（常設）	E
69	補給水系による使用済燃料プール注水（復水移送ポンプ，復水貯蔵タンク）	B
	消火系による使用済燃料プール注水（電動駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）	B
70	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認（ガンマカメラ，サーモカメラ）	C
	海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材）	C
	初期対応における延焼防止処置（化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），消火栓（原水タンク））	C
	初期対応における延焼防止処置（化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），防火水槽）	C

表 1 自主対策設備の分類(3/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
71	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	C
	復水貯蔵タンク	C
72	メタルクラッド開閉装置 2 E	D
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電	D
	可搬型代替低圧電源車〈水処理建屋常用 MCC 経由〉による給電	D
	可搬型代替低圧電源車〈屋内開閉所常用 MCC 経由〉による給電	D
	可搬型代替注水大型ポンプ	C
	直流 125V 予備充電器	C
73	常用計器	C
	常用代替計器	C
	プロセス計算機	C
	放射線管理計算機	C
	記録計	C
74	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保（ブローアウトパネル強制開放装置）	C
75	モニタリング・ポスト	C
	放射能観測車	C
	G e γ 線多重波高分析装置	C
	ガスフロー式カウンタ	C
	排気筒モニタ	C
	液体廃棄物処理系出口モニタ	C
	気象観測設備	C
	無停電電源装置	C

表 1 自主対策設備の分類(4/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
76	通信連絡設備 （無線連絡設備（固定型），送受話器（ページング）， 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）， テレビ会議システム（社内）， 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）， 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）））	C
	緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車	D
77	通信連絡設備 （無線連絡設備（固定型），送受話器（ページング）， 電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末及びFAX）， 加入電話設備（加入電話及び加入FAX）， テレビ会議システム（社内）， 専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向）））	C
その他	長期安定冷却設備（可搬型ポンプ，可搬型熱交換器，可搬型代替注 水大型ポンプ）	B
	バックアップシール材（トップヘッドフランジへの塗布）	E

表2 自主対策設備を使用することによる悪影響検討結果

注：「○」 影響が懸念されるため,対応(設計・運用)を検討する項目
「－」 影響が無く,対応(設計・運用)を検討する必要が無い項目

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
59	手動スクラム・スイッチ	－	・手動スクラム・スイッチは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・手動スクラム・スイッチは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・手動スクラム・スイッチの操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。
	原子炉モード・スイッチ「停止」	－	・原子炉モード・スイッチ「停止」は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・原子炉モード・スイッチ「停止」は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・原子炉モード・スイッチ「停止」の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。
	選択制御棒挿入機構	－	・選択制御棒挿入機構は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・選択制御棒挿入機構は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・選択制御棒挿入機構の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため,悪影響なし。 ・選択制御棒挿入機構は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ 給水制御系	－	・給水制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ，電動駆動給水ポンプ）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・給水制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ，電動駆動給水ポンプ）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・給水制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ，電動駆動給水ポンプ）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・給水制御系，給水系（タービン駆動給水ポンプ，電動駆動給水ポンプ）は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒手動操作系	－	・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ，スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁，スクラム個別スイッチ及び制御棒手動操作系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ，スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁，スクラム個別スイッチ及び制御棒手動操作系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ，スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁，スクラム個別スイッチ及び制御棒手動操作系の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・制御棒手動操作系は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
60	ほう酸水注入系による原子炉注水（継続注水）（純水系）	－	・ほう酸水注入系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・ほう酸水注入系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・ほう酸水注入系の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・ほう酸水注入系は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	－	・制御棒駆動水圧系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・制御棒駆動水圧系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。 ・水源である復水貯蔵タンクの破損により，溢水が生じる可能性があるが，溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから，悪影響なし。	○	・制御棒駆動水圧系の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・制御棒駆動水圧系は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
61	逃がし安全弁による減圧（逃がし安全弁（逃がし弁機能））	－	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	原子炉隔離時冷却系の復水貯蔵タンク循環運転減圧	－	・原子炉隔離時冷却系及び復水貯蔵タンクは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により，溢水が生じる可能性があるが，溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから，悪影響なし。	○	・原子炉隔離時冷却系の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・原子炉隔離時冷却系は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	タービン・バイパス弁による減圧	－	・タービン・バイパス弁及びタービン制御系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・タービン・バイパス弁及びタービン制御系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・タービン・バイパス弁及びタービン制御系の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・タービン・バイパス弁及びタービン制御系は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保	－	・可搬型窒素供給装置（小型）は，非常用窒素供給系に接続するが，非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベの枯渇後に使用するため，使用による悪影響なし。 ・可搬型格納容器窒素供給設備は，設備の健全性を確認した条件下で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・可搬型窒素供給装置（小型）は，非常用窒素供給系に接続するが，非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベの枯渇後に使用するため，使用による悪影響なし。 ・可搬型格納容器窒素供給設備は，設備の健全性を確認した条件下で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・可搬型窒素供給装置（小型）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・可搬型窒素供給装置（小型）は，燃料及び電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止（逃がし安全弁（逃がし弁機能））	－	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応（逃がし安全弁（逃がし弁機能））	－	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・逃がし安全弁（逃がし弁機能）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応（タービン・バイパス弁，タービン制御系）	－	・タービン・バイパス弁及びタービン制御系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	－	・タービン・バイパス弁及びタービン制御系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・タービン・バイパス弁及びタービン制御系の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・タービン・バイパス弁及びタービン制御系は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
62	消火系による原子炉注水（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系を用いた低圧注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による原子炉注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による原子炉注水（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	－	・補給水系による原子炉注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系による原子炉注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系による原子炉注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による残存溶融炉心の冷却（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系による残存溶融炉心の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による残存溶融炉心の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による残存溶融炉心の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による残存溶融炉心の冷却（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	－	・補給水系による残存溶融炉心の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系による残存溶融炉心の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系による残存溶融炉心の冷却は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	原子炉冷却材浄化系による進展抑制（原子炉冷却材浄化系ポンプ、原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器）	－	・原子炉冷却材浄化系による進展抑制での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	－	・原子炉冷却材浄化系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・原子炉冷却材浄化系による進展抑制の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・原子炉冷却材浄化系による進展抑制は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
63	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（第一弁（S／C側）バイパス弁、第一弁（D／W側）バイパス弁）	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	○	・第一弁バイパス弁を使用した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の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・第一弁バイパス弁を使用した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は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	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（第一弁（S／C側）バイパス弁、第一弁（D／W側）バイパス弁）	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	○	・第一弁バイパス弁を使用した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の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・第一弁バイパス弁を使用した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は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	代替残留熱除去系海水系による除熱（可搬型代替注水大型ポンプ）	○	・可搬型代替注水大型ポンプによる代替残留熱除去系海水系での流路は、海水仕様であり、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替注水大型ポンプは、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・可搬型代替注水大型ポンプによる代替残留熱除去系海水系の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型代替注水大型ポンプによる代替残留熱除去系海水系は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
64	消火系による原子炉格納容器内の冷却（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	－	・補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	－	・ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成ですることから、使用による悪影響なし。	－	・ドライウェル冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成ですることから、使用による悪影響なし。	○	・ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
65	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（第一弁（S／C側）バイパス弁、第一弁（D／W側）バイパス弁）	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	○	・第一弁バイパス弁を使用した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の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・第一弁バイパス弁を使用した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は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	サブプレッション・プール水pH制御設備による薬液注入	○	・サブプレッション・プール水pH制御設備は、アルカリ薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器へ注入するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バウンタリのシール性への影響が考えられるが、低濃度であり材料への腐食影響がないことを確認している。また、原子炉格納容器のシール材は耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから、シール性に対する悪影響はない。 ・原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等とアルカリ薬液との反応で水素ガスが発生するものの、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。 ・原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等とアルカリ薬液との反応では酸素ガスの発生はなく、水素ガスの燃焼リスクが増加しないことから、悪影響なし。	○	・薬液タンクの破損により、アルカリ薬液が漏えいする可能性があるが、薬液タンクは十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には堰を設ける設計としていることから、悪影響なし。	○	・サブプレッション・プール水pH制御設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・サブプレッション・プール水pH制御設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
66	消火系によるペDESTAL（ドライ ウエル部）への注水（ディーゼル駆 動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、 多目的タンク）	－	・消火系を用いたペDESTAL（ドライウエル部）への注 水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で 使用することから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合 のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、 溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に 影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いたペDESTAL（ドライウエル部）への注水の操作に 人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づ き対応するため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、 他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保 できる場合のみ使用する。
	補給水系によるペDESTAL（ドライ ウエル部）への注水（復水移送ポン プ、復水貯蔵タンク）	－	・補給水系を用いたペDESTAL（ドライウエル部）への 注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下 で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性 があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないこ とを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系を用いたペDESTAL（ドライウエル部）への注水の操作 に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づ き対応するため、悪影響なし。 ・補給水系を用いた格納容器下部注水は、電源を要するが、他の設 備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ 使用する。
	消火系による原子炉圧力容器への注 水（ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ 過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系を用いた原子炉圧力容器への注水での流路は、 設計基準対象施設としての設計条件下で使用することか ら、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合 のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、 溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に 影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系を用いた原子炉圧力容器への注水の操作に人員を要する が、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応する ため、悪影響なし。 ・消火系を用いた格納容器下部注水は、燃料及び電源を要するが、他 の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保で きる場合のみ使用する。
	補給水系による原子炉圧力容器への 注水（復水移送ポンプ、復水貯蔵タ ンク）	－	・補給水系を用いた原子炉圧力容器への注水での流路 は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用するこ とから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性 があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないこ とを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系を用いた原子炉圧力容器への注水の操作に人員を要する が、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応する ため、悪影響なし。 ・補給水系を用いた格納容器下部注水は、電源を要するが、他の設 備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ 使用する。
	安全弁によるペDESTAL排水系及び 液体廃棄物処理系配管内の減圧	○	・安全弁はペDESTAL排水系の上部から分岐したライン に設置するため設置高さの関係より排水経路の阻害を行 わないことから、使用による悪影響なし。 ・安全弁はペDESTAL排水系及び液体廃棄物処理系配管 と同等の設計（圧力・温度・耐震性等）としていること から、接続している主配管や周辺配管・機器に対して、 使用による悪影響なし。	○	・安全弁の作動圧力は通常作動しない値を設定しており、水頭圧 等による誤作動は無く、また安全弁が作動した後も配管内の圧力 を解放後すぐに閉じた状態にもどるため、R P V破損時の格納容 器床ドレンサンプの水位維持は可能であることから、使用による 悪影響なし。なお、安全弁が動作後に開固着した場合であって も、安全弁の動作時にはスリット内部はデブリにより閉塞してお りサンプ水は排水されないため、床ドレンサンプの水位は維持さ れる。	－	・安全弁は操作が不要なことから、リソースの消費なし。
67	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及び酸素の排出 （第一弁（S／C側）バイパス弁、 第一弁（D／W側）バイパス弁）	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した 設計条件としていることから、使用による悪影響なし。	－	・第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件 としていることから、使用による悪影響なし。	○	・第一弁バイパス弁を使用した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及び酸素の排出の操作に人員を要するが、必要 な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影 響なし。 ・第一弁バイパス弁を使用した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及び酸素の排出は、電源を要するが、他の設備 の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使 用する。
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉 格納容器内の水素濃度制御	－	・可燃性ガス濃度制御系は、設計基準対象施設として使 用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用に よる悪影響なし。	－	・可燃性ガス濃度制御系は、設計基準対象施設として使用する場 合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可燃性ガス濃度制御系の操作に人員を要するが、必要な人員を想 定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可燃性ガス濃度制御系は、電源を要するが、他の設備の使用に悪 影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	格納容器雰囲気モニタによる原子炉 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度 監視	－	・格納容器雰囲気モニタは、設計基準対象施設として使 用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用に よる悪影響なし。	－	・格納容器雰囲気モニタは、設計基準対象施設として使用する場 合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・格納容器雰囲気モニタの操作に人員を要するが、必要な人員を想 定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・格納容器雰囲気モニタは、電源を要するが、他の設備の使用に悪 影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
68	格納容器頂部注水系（可搬型）	○	・原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウエルに注水することから、原子炉格納容器頂部を急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響が懸念されるが、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。	○	・原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素再結合器が設置されている原子炉建屋原子炉棟6階に、原子炉格納容器内の水素が直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響が懸念されるが、水素の漏えい箇所を原子炉建屋原子炉棟下層階（2階及び地下1階）のみとして原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。 ・原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉ウエルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋原子炉棟に水蒸気が発生することによる、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能への影響が懸念されるが、原子炉建屋原子炉棟6階に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。 ・原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念されるが、原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。	○	・格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル部への注水操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため悪影響はない。 ・格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル部への注水操作は、淡水を要するが、淡水の使用量は、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備が保有する水量に比べて十分小さく悪影響はない。 ・格納容器頂部注水系（可搬型）による原子炉ウエル部への注水操作は、電源又は燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合のみ使用する。
	格納容器頂部注水系（常設）	○	・原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウエルに注水することから、原子炉格納容器頂部を急冷され、鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響が懸念されるが、原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果、ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。	○	・原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素漏えいを防ぐことから、静的触媒式水素再結合器が設置されている原子炉建屋原子炉棟6階に、原子炉格納容器内の水素が直接漏えいしない傾向になることによる、原子炉建屋水素爆発防止機能への影響が懸念されるが、水素の漏えい箇所を原子炉建屋原子炉棟下層階（2階及び地下1階）のみとして原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。 ・原子炉格納容器頂部を冷却することにより、原子炉ウエルに溜まった水が蒸発することから、原子炉建屋原子炉棟に水蒸気が発生することによる、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能への影響が懸念されるが、原子炉建屋原子炉棟6階に水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋原子炉棟内の水素挙動を評価し、可燃限界に至ることはないことが確認できているため、原子炉建屋原子炉棟水素爆発防止機能に悪影響を与えない。 ・原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却するため、原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響が懸念されるが、原子炉ウエルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため、原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。	○	・格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル部への注水操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため悪影響はない。 ・格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル部への注水操作は、淡水を要するが、淡水の使用量は、水源である代替淡水貯槽が保有する水量に比べて十分小さく悪影響はない。 ・格納容器頂部注水系（常設）による原子炉ウエル部への注水操作は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
69	補給水系による使用済燃料プール注水（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	－	・補給水系による使用済燃料プール注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用するすることから、使用による悪影響なし。	○	・水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・補給水系による使用済燃料プール注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・補給水系による使用済燃料プール注水は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	消火系による使用済燃料プール注水（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	－	・消火系による使用済燃料プール注水での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用するすることから、使用による悪影響なし。 ・消火系による消火が必要な火災が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。	○	・水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。	○	・消火系による使用済燃料プール注水の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・消火系による使用済燃料プール注水は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
70	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認（ガンマカメラ，サーモカメラ）	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	－	・ガンマカメラ及びサーモカメラは，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	○	・ガンマカメラ及びサーモカメラの使用に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。
	海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材）	－	・放射性物質吸着材は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	－	・放射性物質吸着材は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	○	・放射性物質吸着材の設置に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。
	初期対応における延焼防止処置（化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），消火栓（原水タンク））	－	・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），消火栓（原水タンク）は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	○	・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），消火栓（原水タンク）は，他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること，又は移動が可能であることから，悪影響なし。 ・原水タンクの破損により，溢水が生じる可能性があるが，溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから，悪影響なし。	○	・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は，水を要するが，使用可能な水源を選択して使用することから，悪影響なし。 ・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は，燃料を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	初期対応における延焼防止処置（化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），防火水槽）	－	・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），防火水槽は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	○	・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車，泡消火薬剤容器（消防車用），防火水槽は，他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること，又は移動が可能であることから，悪影響なし。	○	・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は，水を要するが，使用可能な水源を選択して使用することから，悪影響なし。 ・化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び泡消火薬剤容器（消防車用）は，燃料を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
71	多目的タンク ろ過水貯蔵タンク 原水タンク 純水貯蔵タンク	－	・多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクは，他の水源であるサプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備と独立した設備であることから，使用による悪影響なし。	○	・多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクの破損により，溢水が生じる可能性があるが，溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから，悪影響なし。	○	・多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，原水タンク及び純水貯蔵タンクを水源として使用する場合に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。
	復水貯蔵タンク	－	・復水貯蔵タンクは，他の水源であるサプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備と独立した設備であることから，使用による悪影響なし。	○	・復水貯蔵タンクの破損により，溢水が生じる可能性があるが，溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから，悪影響なし。	○	・復水貯蔵タンクを水源として使用する場合に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
72	メタルクラッド開閉装置 2 E	○	・メタルクラッド開閉装置 2 E は、保護継電器等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	○	・メタルクラッド開閉装置 2 E は、保護継電器等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	○	・メタルクラッド開閉装置 2 E の系統操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が使用可能かつ、高圧炉心スプレイ系ポンプを停止することが可能な場合にのみ使用する。
	緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電	○	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電は、給電先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・緊急時対策室建屋ガスタービン発電機による給電は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	可搬型代替低圧電源車〈水処理建屋常用MCC経由〉による給電	○	・可搬型代替低圧電源車〈水処理建屋常用MCC経由〉による給電先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・可搬型代替低圧電源車〈水処理建屋常用MCC経由〉による給電は、給電先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替低圧電源車〈水処理建屋常用MCC経由〉による給電操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型代替低圧電源車〈水処理建屋常用MCC経由〉による給電は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	可搬型代替低圧電源車〈屋内開閉所常用MCC経由〉による給電	○	・可搬型代替低圧電源車〈屋内開閉所常用MCC経由〉による給電先の電気設備は、保護継電装置等により電氣的波及を防止できるため、使用による悪影響なし。	－	・可搬型代替低圧電源車〈屋内開閉所常用MCC経由〉による給電は、給電先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替低圧電源車〈屋内開閉所常用MCC経由〉による給電操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型代替低圧電源車〈屋内開閉所常用MCC経由〉による給電は、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	可搬型代替注水大型ポンプ	－	・可搬型代替注水大型ポンプは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・可搬型代替注水大型ポンプは、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・可搬型代替注水大型ポンプは、操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・可搬型代替注水大型ポンプは、燃料を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料を確保できる場合のみ使用する。
	直流125V予備充電器	－	・直流125V予備充電器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	－	・予備充電器は、接続先の電気設備の設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・直流125V予備充電器を用いた非常用所内電気設備への給電に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・直流125V予備充電器を用いた非常用所内電気設備への給電は、メタルクラッド開閉装置 2 C ・ 2 D が使用不能であるが、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が使用可能な場合にのみ使用する。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
73	常用計器	—	・常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・常用計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・常用計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	常用代替計器	—	・常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・常用代替計器は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・常用代替計器の監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・常用代替計器は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	プロセス計算機	—	・プロセス計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・プロセス計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・プロセス計算機による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・プロセス計算機による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	放射線管理計算機	—	・放射線管理計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・放射線管理計算機による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・放射線管理計算機による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・放射線管理計算機による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	記録計	—	・記録計による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・記録計による記録は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・記録計による記録に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・記録計による記録は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
74	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保（ブローアウトパネル強制開放装置）	—	・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル強制開放は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・ブローアウトパネル強制開放装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが完全に開放していない状況で使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ブローアウトパネル強制開放装置による原子炉建屋外側ブローアウトパネル強制開放に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
75	モニタリング・ポスト	—	・モニタリング・ポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・モニタリング・ポストは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・モニタリング・ポストの運転には電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。 ・モニタリング・ポストによる監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	放射能観測車	—	・放射能観測車は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・放射能観測車は、他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること、又は移動が可能であることから、悪影響なし。	○	・放射能観測車の使用には燃料及び人員を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	G e γ 線多重波高分析装置	—	・G e γ 線多重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・G e γ 線多重波高分析装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・G e γ 線多重波高分析装置の使用には電源及び人員を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	ガスフロー式カウンタ	—	・ガスフロー式カウンタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・ガスフロー式カウンタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・ガスフロー測定装置の使用には電源及び人員を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。
	排気筒モニタ	—	・排気筒モニタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・排気筒モニタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・排気筒モニタによる監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・排気筒モニタによる監視は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	液体廃棄物処理系出口モニタ	—	・液体廃棄物処理系出口モニタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・液体廃棄物処理系出口モニタは、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・液体廃棄物処理系出口モニタによる監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・液体廃棄物処理系出口モニタによる監視は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	気象観測設備	—	・気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・気象観測設備は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・気象観測設備の使用には電源を要するが、他の設備に影響を及ぼさない範囲で使用するため、悪影響なし。 ・気象観測設備による監視に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。
	無停電電源装置	—	・無停電電源装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・無停電電源装置は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・無停電電源装置は操作が不要なことから、リソースの消費なし。
76	通信連絡設備 （無線連絡設備（固定型）、 送受信器（ページング）、 電力保安通信用電話設備（固定電話機、 P H S 端末及びF A X）、 テレビ会議システム（社内）、 加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、 専用電話設備（専用電話（ホットライン） （地方公共団体向））	—	・無線連絡設備（固定型）、送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（自治体向））は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	—	・無線連絡設備（固定型）、送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は、他の設備と独立して使用することから、使用による悪影響なし。	○	・無線連絡設備（固定型）、送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））の操作に人員を要するが、対応可能な範囲内で操作を行うため、悪影響なし。 ・無線連絡設備（固定型）、送受信器（ページング）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、P H S 端末及びF A X）、テレビ会議システム（社内）、加入電話設備（加入電話及び加入F A X）、専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
	緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車	—	・緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電先の電源設備は、保護継電装置等により電氣的波及影響を防止できるため、使用による悪影響なし。	—	・緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電は、給電先の電気設備の設計条件下で使用することから使用による悪影響なし。	○	・緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。 ・緊急時対策所用可搬型代替低圧電源車による給電は、燃料を要するが、緊急時対策所用代替電源設備である緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクの燃料を使用するため、他の設備に悪影響なし。

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
77	通信連絡設備 （無線連絡設備（固定型）， 送受信器（ページング）， 電力保安通信用電話設備（固定電話 機，PHS端末及びFAX）， 加入電話設備（加入電話及び加入F AX）， テレビ会議システム（社内）， 専用電話設備（専用電話（ホットラ イン）（地方公共団体向））	－	・無線連絡設備（固定型），送受信器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	－	・無線連絡設備（固定型），送受信器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	○	・無線連絡設備（固定型），送受信器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））の操作に人員を要するが，対応可能な範囲内で操作を行うため，悪影響なし。 ・無線連絡設備（固定型），送受信器（ページング），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS端末及びFAX），テレビ会議システム（社内），加入電話設備（加入電話及び加入FAX），専用電話設備（専用電話（ホットライン）（地方公共団体向））は，電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。
その他	長期安定冷却設備（可搬型ポンプ， 可搬型熱交換器，可搬型代替注水大 型ポンプ）	○	・長期安定冷却設備は，設備の健全性を確認した条件下で使用することから，使用による悪影響なし。	○	・内部に高濃度の放射性物質を含む流体が流れることにより，機器周囲の放射線量が上昇する場合は，必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講ずることから，悪影響なし。 ・長期安定冷却設備は，他の設備のアクセス性を阻害しないように設置すること，又は移動が可能であることから，悪影響なし。	○	・長期安定冷却設備の操作に人員を要するが，必要な人員を想定した手順が確立され，それに基づき対応するため，悪影響なし。 ・長期安定冷却設備は，燃料及び電源を要するが，他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な燃料及び電源を確保できる場合のみ使用する。
	バックアップシール材(トップヘッド フランジへの塗布)	○	・塗布するフランジ面に設置されたシール材の押込み量に影響を与える可能性があるが，試験体を用いた開口量確認の結果，影響が無視できる程度であると確認したため，使用による悪影響なし。 ・塗布するフランジ面に過大な応力を作用させる可能性があるが，バックアップシール材からの荷重の影響が無視できる程度であると確認したため，使用による悪影響なし。 ・塗布するフランジ面に設置されたシール材とバックアップシール材との化学反応が生じる可能性はあるが，フランジモデル試験による気密性確認において，気密性が確認できていることから，使用による悪影響なし。	－	・バックアップシール材は，他の設備と独立して使用することから，使用による悪影響なし。	－	・バックアップシール材は操作が不要なことから，リソースの消費なし。

原子炉格納容器 pH制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

設備概要を図 1 に示す。本系統は残留熱除去系配管に薬液を混入させ、サブプレッション・チェンバスプレイ配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム wt% 水溶液) m³ とする。

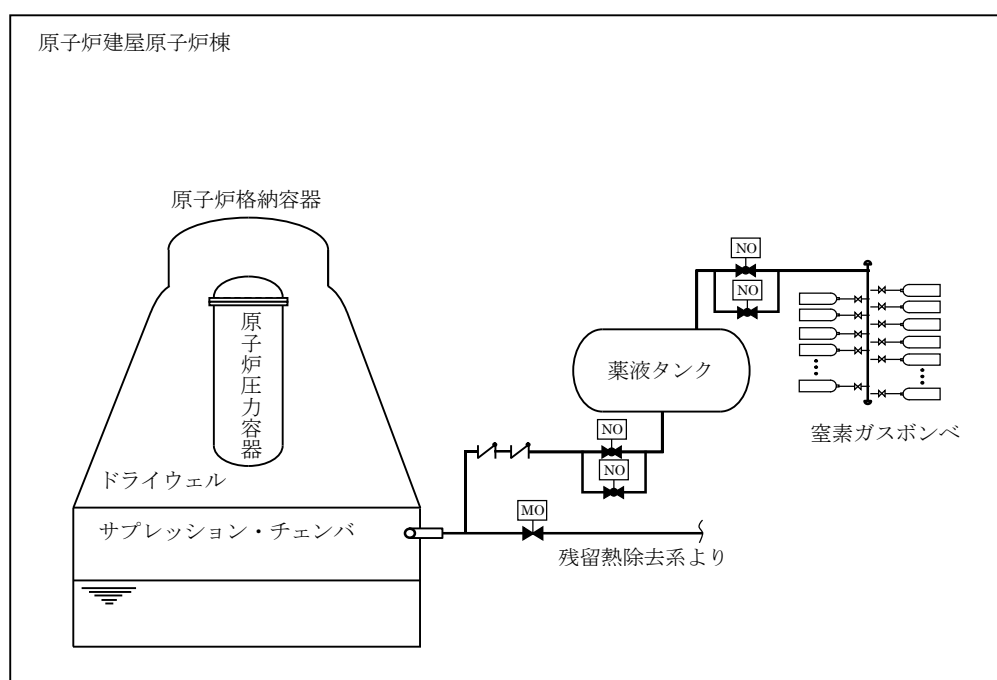


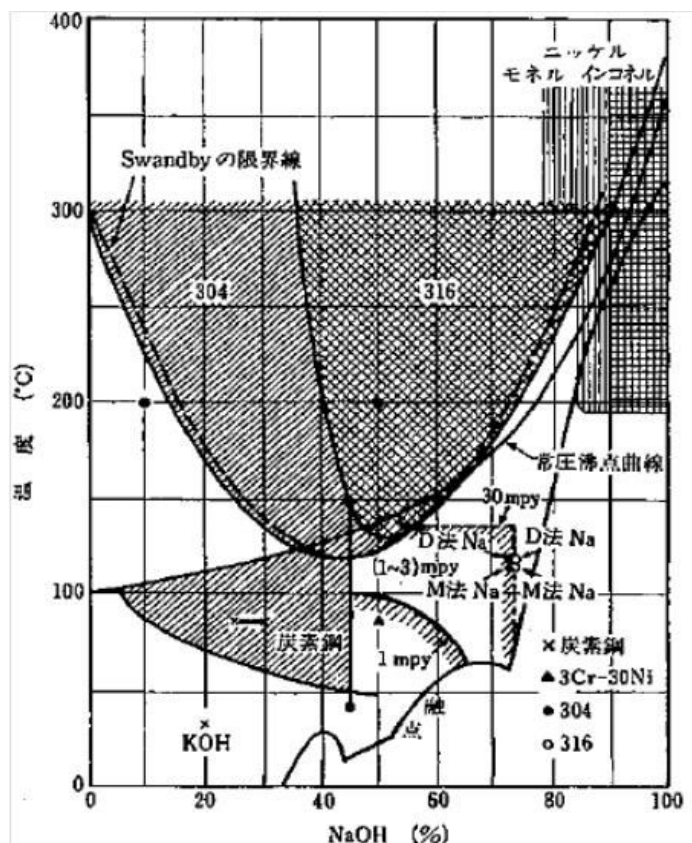
図 1 原子炉格納容器 pH制御のための設備 系統概要図

2. 原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響について

アルカリ溶液による原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響評価を行う。

薬液は原子炉格納容器内のサブプレッション・チェンバへ注入するが、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約 wt%, pHは約 となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後は、格納容器スプレイ等によって、サブプレッション・チェンバへの水の流入があるため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼、及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図 2、図 3 に示す。図 2 より、pH 制御操作時の条件は水酸化ナトリウム濃度が約 wt%，温度は保守的に考えても限界温度 200 ℃以下であり、アルカリ腐食割れの発生領域に入っていないことから、アルカリ腐食割れは発生しない。また、図 3 より、pH が高くなると腐食速度は低下する傾向になることから、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。



注：ハッチングされた領域は、アルカリ腐食割れの発生領域を示す

図 2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響

出典『小若，金属の腐食損傷と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

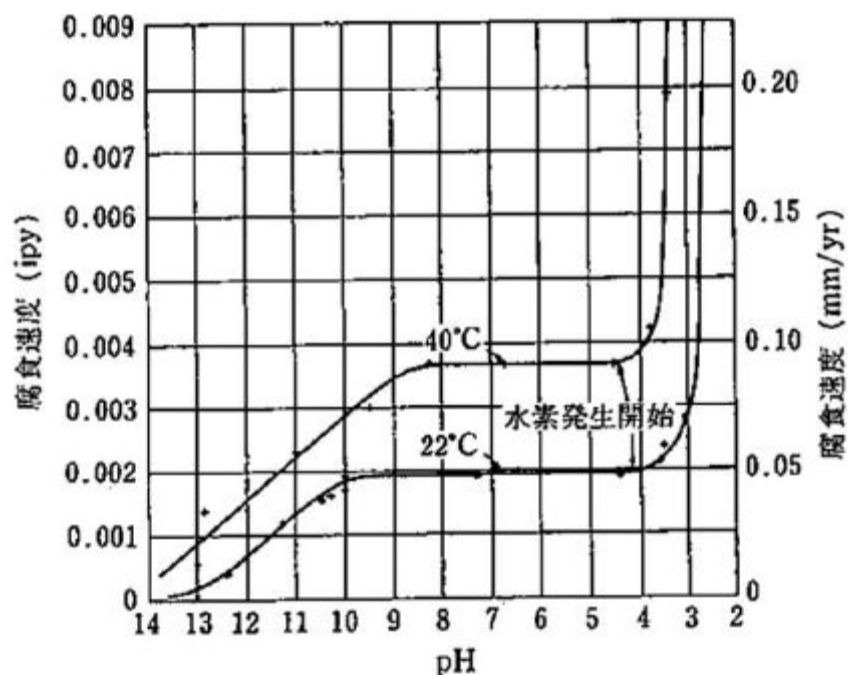


図3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響

出典『小若，金属の腐食損傷と防食技術，アグネ承風社，2000年』

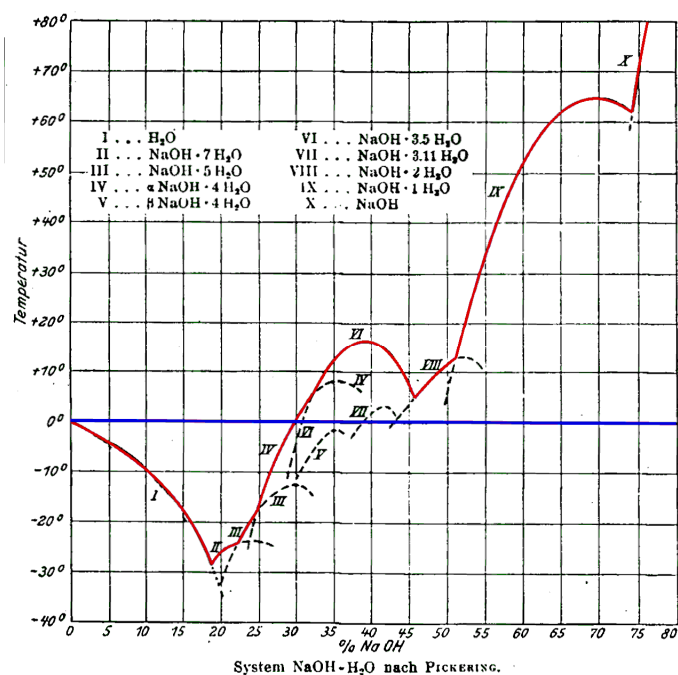
また，原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は，耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが，この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため，表 1 の条件で蒸気暴露後の圧縮永久ひずみ率を測定し，耐アルカリ性能を確認した。

表 1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

照射量	pH	蒸気温度	暴露時間	圧縮永久ひずみ率測定結果
		200℃	168 hr	

これらから，pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図 4 に示すが，本系統使用後の濃度である wt% では，水温が 0℃以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。



注：赤線より上の領域は液相のみの領域，
下の領域は析出物が生じる領域となる

図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

3. 水素の発生について

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇及び燃料リスクに対する影響評価を行う。

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレイにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチング等には、亜鉛によるメッキが施され、また、塗装にも亜鉛（ジンク系）が用いられている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。



3.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの主な使用用途は配管保温材の外装材であり、使用されるアルミニウム量を調査した。WCAP-16530*により、環境条件における溶解速度（温度、pH依存）を用いて溶解するアルミニウム量を算出し、全量溶解する結果となった。この溶解量より、生成する水素発生量を評価した。

注記*：「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP)

【算出条件】

- ・保温材等に含まれるアルミニウム体積：約 m³
- ・アルミニウム密度：2.7 g/cm³
- ・アルミニウム原子量：26.98

【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は kg となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約 kg となる。

注：アルミニウム量の算出については、補足-270-6「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料の補足2 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

3.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチング等の亜鉛メッキ及び構造材のジンク系塗料であり，亜鉛が使用される構造材の表面積を調査した。アルミニウムと同様に WCAP-16530 により，環境条件における溶解速度（温度，pH 依存）を用いて溶解する亜鉛量を算出し，生成する水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウエル（ペDESTAL 含む）亜鉛表面積：約 m²
溶解速度： mg/m²・min
- ・サプレッション・チェンバ 亜鉛表面積：約 m²
溶解速度： mg/m²・min
- ・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より，溶解する亜鉛量はドライウエルで kg，サプレッション・チェンバで kg となり，合計で kg となる。そして，式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると，水素の発生量は約 kg となる。

注：亜鉛量の算出については，補足-270-6「圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書に係る補足説明資料の補足 2 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

3.3 水素発生による影響について

3.3.1 水素発生による圧力上昇

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大 LOCA シナリオで kg であり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、表 2 に示すとおり、重大事故等時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。

表 2 原子炉格納容器の気相部のモル分率

アルミニウム/亜鉛の水素発生	窒素	水蒸気	水素
考慮しない場合	約 0.35	約 0.5	約 0.15
考慮する場合	約 0.31	約 0.45	約 0.24

注：圧力制御の観点で厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における、最も蒸気分圧が少ない格納容器ベント直前（1.5 Pd：約 19 時間後）の値

3.3.2 水素発生による燃焼リスク

ジルコニウム-水反応や本反応等により発生する水素によって、原子炉格納容器内の水素濃度は可燃限界である 4 vol% を超えることが考えられるが、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されていることから、酸素濃度を可燃限界未満に管理（酸素濃度 4.3 vol%（ドライ条件）到達により格納容器ベント実施）することで、原子炉格納容器内での水素爆発を防止することとしており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。なお、本反応により発生する水素によって酸素濃度は低下することから、酸素濃度を基準とした格納容器ベント開始時間は遅くなる。

これらのことから、pH 制御に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

補足-40-14 【重大事故等対処設備の事故後 8 日以降の
放射線に対する評価について】

1. 概要

重大事故等対処設備の放射線による影響は、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」にて記載しており、想定される重大事故等が発生した場合における放射線の条件下において、その機能が有効に発揮できるよう耐放射線性を有する設計とすることとしている。

本資料では、重大事故等対処設備について、事故後 8 日以降の放射線に対する評価について説明する。

2. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定方法

事故後 8 日以降に期待する機能及び当該機能に必要な重大事故等対処設備について、添付 14-1 のとおり整理を行った。添付 14-1 の表では、格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後 8 日以降においても使用が想定される対策を「格納容器破損防止対策」の欄に記載した。事故後 8 日以降に必要な機能は、熔融炉心の冷却機能、格納容器の除熱機能及び格納容器内の酸素濃度低減機能であり、熔融炉心の冷却については、代替循環冷却系（緊急用海水系含む）、低圧代替注水系（常設）又は格納容器下部注水系（常設）により実施し、格納容器の除熱については、代替循環冷却系（緊急用海水系含む）又は格納容器圧力逃がし装置により実施し、格納容器内の酸素濃度低減のための窒素注入については、窒素供給装置により実施する。

また、添付 14-1 に示した事故後 8 日以降で機能を期待する設備のうち、添付 14-2 に示す選定の考え方に基づき、事故後 8 日以降の放射線に対する評価を実施する原子炉格納容器内設備を選定する。なお、原子炉格納容器外の設備については、事故後 8 日以降の放射線による影響により機能喪失した際には、外部支援により取替え可能であることを確認する。

3. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備の選定結果

前項の重大事故等対処設備のうち事故後 8 日以降でその機能を期待する原子炉格納容器内設備の選定方法に基づき、設備の選定を行った。選定した結果を添付 14-3 に示す。選定された設備は以下のとおり。

- ① ドライウェル雰囲気温度
- ② 格納容器下部水位

4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価

事故後 8 日以降の放射線に対する評価を実施する重大事故等対処設備として前項で示した 2 設備について評価を実施する。

- ① ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度については、原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータの主要パラメータである。ドライウェル雰囲気温度の設置場所は、EL. m, EL. m, EL. m 及び EL. m であり、局所的に温度が上昇する場所ではないことから、検出器の健全性維持が可能*であるとともに、合計 8 個の検出器を分散配置していることから、

原子炉格納容器全体の雰囲気温度を計測することが可能である。(添付 14-4, 添付 14-5)

ドライウエル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。(添付 14-6, 添付 14-9)

ドライウエル雰囲気温度の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウエル雰囲気温度により監視を継続できる。

ドライウエル雰囲気温度が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータであるドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度／圧力の関係を利用して推定を行う。

なお、ドライウエル圧力等については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉棟内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上の健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋原子炉棟内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。

注記＊：これらの監視装置は、配置設計上輻射熱により直接加熱されることはなく、局所的に温度が上昇する場所ではない。重大事故等時の原子炉格納容器内の限界温度である 200 °C（短期最高 235 °C）にて健全性を確認していることから、耐熱性を有している。

② 格納容器下部水位

格納容器下部水位については、原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータの主要パラメータであり、格納容器下部水位計の設置場所は、ペDESTAL 底面から、0.50 m, 0.95 m, 1.05 m, 2.25 m 及び 2.75 m である。このうち、中長期にわたり機能維持が必要となるのは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下した場合の冠水維持のためのペDESTAL（ドライウエル部）水位監視に必要な格納容器下部水位計（ペDESTAL 床面高さ+0.50 m 検知用, +0.95 m 検知用, +2.25 m 満水管理用及び+2.75 m 満水管理用）である。

格納容器下部は、これら格納容器下部水位計により水位監視を行いながら注水が実施されることから、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下する溶融炉心は冠水した状態であると考えられる。このため、格納容器下部水位計（検出器）が設置されるペDESTAL（ドライウエル部）の水温は最高でも 2Pd 時の飽和温度である約 167 °C と考えられるところ、検出器は 200 °C（短期最高 235 °C）にて健全性を確認していることから、健全性維持が可能であると考えられる。

なお、ペDESTAL（ドライウエル部）の気相部に微小な溶融炉心が付着することを想定した場合においても、溶融炉心はプールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため、輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられることから、検出器の健全性維持が可能であると考えられる。(添付 14-4, 添付 14-7)

格納容器下部水位は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必

要があるが、中長期にわたり（少なくとも□日程度）耐放射線性を有している。（添付 14-8、添付 14-9）

格納容器下部水位の 1 個が機能喪失した場合でも、同じ高さの他の格納容器下部水位により監視を継続できる。

原子炉格納容器内に設置している水位計が期待できない状況を想定した場合の対応は、代替パラメータである低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。

なお、低圧代替注水系格納容器下部注水流量については、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉棟内であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても少なくとも事故後 100 日以上 の健全性維持が期待できる。事故後 100 日後の原子炉建屋原子炉棟内の線量率は十分低下しており、外部支援により伝送器の取替えが可能となるため、代替手段により監視機能を維持可能である。また、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位については、伝送器の設置場所がそれぞれ常設低圧代替注水系ポンプ室及び常設代替高圧電源装置置場であり、線量率は原子炉建屋原子炉棟内よりも低いことから、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の場合と同様に外部支援により伝送器の取替えが可能であり、代替手段により監視機能を維持可能である。

以上より、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても、原子炉格納容器内の計器は中長期にわたり耐放射線性を有しており、機能喪失したとしても原子炉棟等の原子炉格納容器外の計器による推定が可能である。原子炉格納容器外の計器については、少なくとも事故後 100 日以上の健全性維持が期待され、仮に機能喪失したとしても事故後 100 日時点では外部支援による設備の取替えが可能であることから、長期的な監視機能の維持は可能であると考えられる。図 1 に、長期的な監視機能維持の概念図を示す。

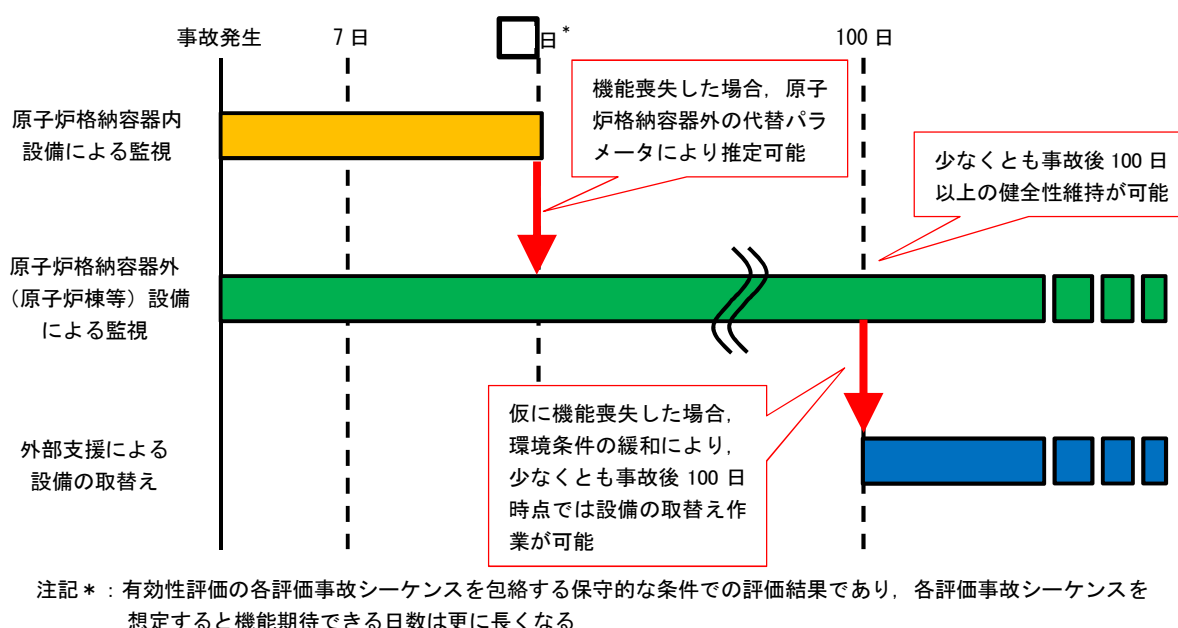


図 1 長期的な監視機能維持の概念図

事故後 8 日以降に期待する機能の整理

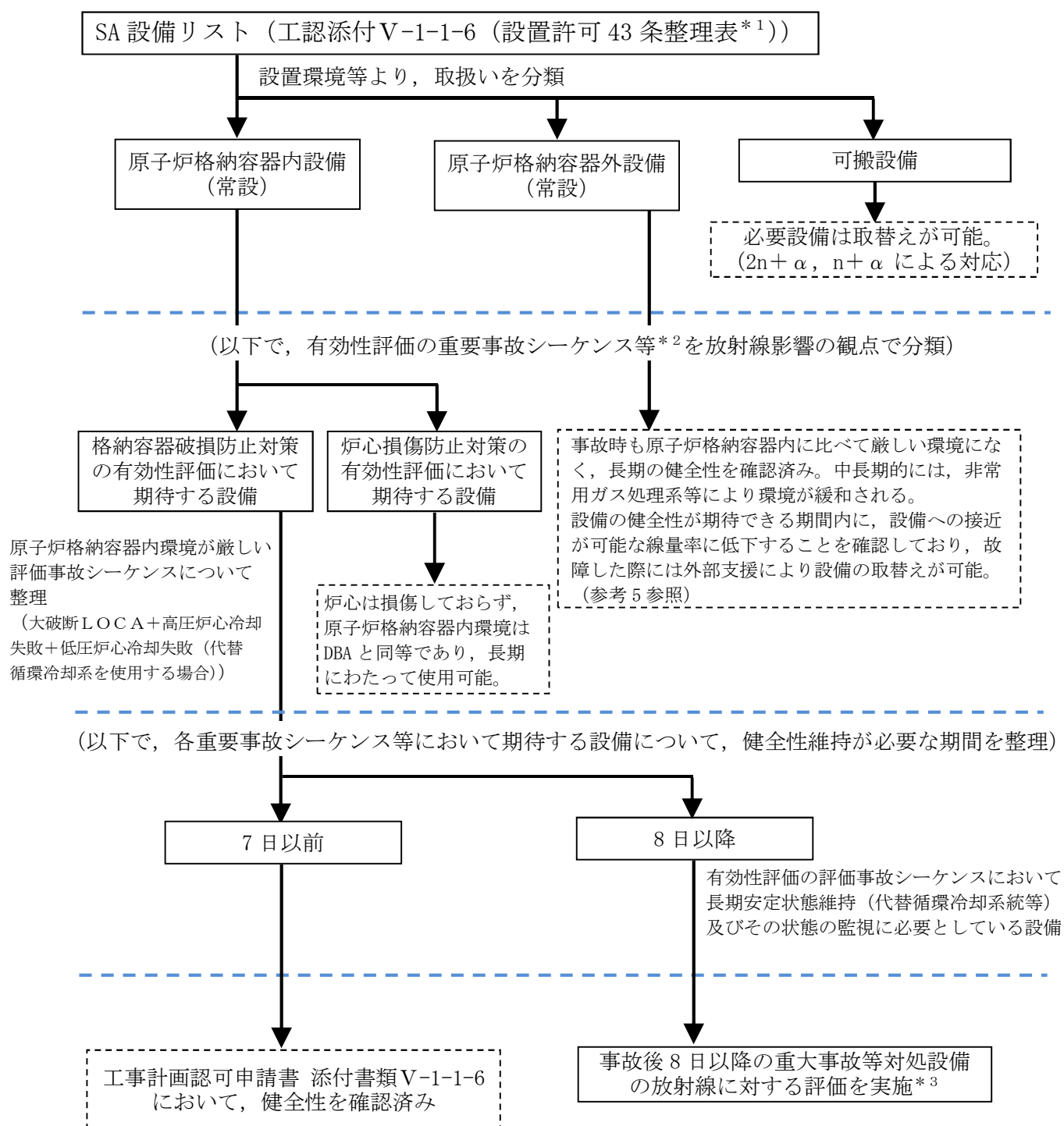
格納容器破損防止対策の有効性評価にて機能に期待している設備のうち、事故後 8 日以降においても使用が想定される設備を以下に整理する。

格納容器破損防止対策	対応操作	設備・計器	設置場所
代替循環冷却系による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への注水 格納容器（ドライウエル）へのスプレイ 	・代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟
		・サブプレッション・チェンバ	原子炉格納容器
		・代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟
		・代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	
		・原子炉水位（SA燃料域、SA広帯域）	
		・ドライウエル圧力	
		・サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉格納容器
		・ドライウエル雰囲気温度	
緊急用海水系による冷却水（海水）の確保	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系への冷却水（海水）の供給 	・緊急用海水ポンプ	緊急用海水ポンプピット
		・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	原子炉建屋附属棟
低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉への崩壊熱相当の注水（代替循環冷却系が使用できない場合） 	・常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ室
		・代替淡水貯槽	屋外
		・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）（常設ライン狭帯域用）	原子炉建屋原子炉棟
		・原子炉水位（SA燃料域、SA広帯域）	
格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウエル部）注水 ^{*1}	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部水位 2.25 m[*] 到達時のペデスタル（ドライウエル部）注水開始 格納容器下部水位 2.75 m[*] 到達時のペデスタル（ドライウエル部）注水停止 	・常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ室
		・代替淡水貯槽	屋外
		・コリウムシールド	原子炉格納容器
		・低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟
		・格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ+0.50 m 検知用，+0.95 m 検知用，+2.25 m 満水管理用及び +2.75 m 満水管理用）	原子炉格納容器
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度 4.3 vol% 到達時又はサブプレッション・プール通常運転水位+6.5 m 到達時の格納容器ベント開始 	・格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力逃がし装置格納槽
		・格納容器内酸素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟
		・サブプレッション・プール水位	
		・ドライウエル圧力	
		・サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋附属棟及び屋外
		・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内酸素濃度 4.0 vol% 到達時の窒素注入開始 格納容器圧力 310 kPa [gage] 到達時の窒素注入停止 	・窒素供給装置	屋外
		・格納容器内酸素濃度（SA）	原子炉建屋原子炉棟
		・ドライウエル圧力	
		・サブプレッション・チェンバ圧力	

注記*1：評価の前提として重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水を考慮していないことや原子炉圧力容器破損と地震動が重畳する頻度が十分小さいことから、事故後の荷重の組合せ評価においては原子炉圧力容器が破損する事故シナリオを考慮していないが、格納容器破損防止対策の有効性評価に対する成立性を確認する観点から、ここでは考慮対象とする。

*2：溶融炉心少量落下時は、0.50 m 到達で注水開始，0.95 m 到達で注水停止

評価対象設備の選定フロー



注記*1: 設置許可基準第 43 条から第 62 条及びその他の設備に整理する各設備。

*2: 炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス。なお, 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価の想定事故では, 原子炉格納容器内設備には期待しない。運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の重要事故シーケンスでは, 炉心は損傷しておらず, 原子炉格納容器内環境は DBA と同等であり, 原子炉格納容器内設備は長期にわたって使用可能である。

*3: 事故後 8 日以降に期待する原子炉格納容器内の重大事故等対処設備について, 放射線により機能喪失すると考えられるタイミング以降も代替手段により機能を維持可能なことを評価する。

43 条 重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
アクセスルート確保	ホイールローダ	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—

44 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
代替制御棒挿入機能 による制御棒緊急挿 入	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機 能)	原子炉緊急停止系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機 能) 手動スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	制御棒			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	制御棒駆動機構			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	制御棒駆動系水圧制 御ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
再循環系ポンプ停止 による原子炉出力抑 制	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポン プトリップ機能)	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユ ニット	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	再循環系ポンプ遮断 器手動スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	低速度用電源装置遮 断器手動スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A - 2	×	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A - 2	×	—	—		
	原子炉圧力容器〔注 入先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—* 1	—* 1	—* 1
自動減圧系の起動阻 止スイッチによる原子 炉出力急上昇防止	自動減圧系の起動阻 止スイッチ	46条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					×	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

45 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
高圧代替注水系による原子炉注水	常設高圧代替注水系ポンプ	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	—	—
	高圧代替注水系タービン止め弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	—	—
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*2	—*2	—*2
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水	原子炉隔離時冷却系ポンプ	(原子炉隔離時冷却系) 高圧炉心スプレイ系	(S) S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	—	—
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	—	—
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*2	—*2	—*2
高圧炉心スプレイ系による原子炉注水	高圧炉心スプレイ系ポンプ	(高圧炉心スプレイ系) 原子炉隔離時冷却系	(S) S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	—	—
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*2	—*2	—*2
ほう酸水注入系による原子炉注水(ほう酸水注入)	ほう酸水注入ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A－2	—	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	原子炉圧力容器〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—*1	—*1	—*1
原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制	逃がし安全弁（安全弁機能）	(逃がし安全弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	○	×	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56 条にてまとめて記載する。

46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
逃がし安全弁	逃がし安全弁〔操作 対象弁〕	(逃がし安全弁) －	(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A－2	○	○	×*1
	自動減圧機能用アキ ュムレータ	(アキュムレータ) －	(S) －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A－2	○	○	×*1
原子炉減圧の自動化	過渡時自動減圧機能	自動減圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
	自動減圧系の起動阻 止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－	×	－	－
可搬型代替直流電源 設備による逃がし安 全弁機能回復	可搬型代替直流電源 設備	57条に記載（可搬型重大事故防止設備）					－	－	－
逃がし安全弁可搬型 蓄電池による逃がし 安全弁機能回復	逃がし安全弁用可搬 型蓄電池	125V系蓄電池 A 系・B 系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	－	－	－	－
非常用室素供給系に よる室素確保	非常用室素供給系高 圧室素ポンペ	アキュムレータ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	S A－3	－	－	－
非常用逃がし安全弁 駆動系による原子炉 減圧	非常用逃がし安全弁 駆動系高圧室素ポン ペ	アキュムレータ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	S A－3	－	－	－
インターフェイスシ ステム L O C A 隔離 弁	高圧炉心スプレイ系 注入弁	(高圧炉心スプレイ系注 入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	－	－
	原子炉隔離時冷却系 原子炉注入弁	(原子炉隔離時冷却系原 子炉注入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	－	－
	低圧炉心スプレイ系 注入弁	(低圧炉心スプレイ系注 入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	－	－
	残留熱除去系 A 系注 入弁	(残留熱除去系 A 系注 入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	－	－
	残留熱除去系 B 系注 入弁	(残留熱除去系 B 系注 入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	－	－
	残留熱除去系 C 系注 入弁	(残留熱除去系 C 系注 入弁)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	－	－

注記*1：PCV 破損防止のために、原子炉圧力容器破損までに原子炉圧力を 2.0 MPa[gage]以下とするための機能が必要であるが、8 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損が生じることは考えにくい（8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能）ため、本設備は必須ではない。また、8 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

47 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：―	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
低圧代替注水系（常 設）による原子炉注水	常設低圧代替注水系 ポンプ	残留熱除去系（低圧注水 系） 低圧炉心スプレイ系	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	―	―
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
	代替淡水貯槽〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
低圧代替注水系（常 設）による残存溶融炉 心の冷却	低圧代替注水系（常 設）	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に記載（常設重大事故緩和設備）					―	―	―
低圧代替注水系（可搬 型）による原子炉注水	可搬型代替注水中型 ポンプ	残留熱除去系（低圧注水 系） 低圧炉心スプレイ系	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	S A－3	―	―	―
	可搬型代替注水大型 ポンプ		S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	S A－3	―	―	―
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
	西側淡水貯水設備 〔水源〕	56 条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備） ※ 水源としては海も使用可能					―	―	―
	代替淡水貯槽〔水源〕						―	―	―
低圧代替注水系（可搬 型）による残存溶融炉 心の冷却	低圧代替注水系（可 搬型）	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に記載（常設重大事故緩和設備，可搬型重大 事故緩和設備）					―	―	―
代替循環冷却系によ る残存溶融炉心の冷 却	代替循環冷却系ポン プ	50条に記載（常設重大事故緩和設備）					―	―	―
	残留熱除去系熱交換 器						―	―	―
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					―＊1	―＊1	―＊1
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）					―＊2	―＊2	―＊2
残留熱除去系（低圧注 水系）による原子炉注 水	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（低圧注 水系）） 低圧炉心スプレイ系	（S）	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	―	―
	残留熱除去系熱交換 器		S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	―	―
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊2	―＊2	―＊2
低圧炉心スプレイ系 による原子炉注水	低圧炉心スプレイ系 ポンプ	（低圧炉心スプレイ系） 残留熱除去系（低圧注水 系）	（S） S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	―	―
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊2	―＊2	―＊2
残留熱除去系（原子炉 停止時冷却系）による 原子炉除熱	残留熱除去系ポンプ	（残留熱除去系（原子炉 停止時冷却系））	（S）	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	―	―
	残留熱除去系熱交換 器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	S A－2	×	―	―
	原子炉圧力容器〔注 水先，水源〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
緊急用海水系	緊急用海水ポンプ	48条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
	緊急用海水系ストレ ーナ						―	―	―
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系 ポンプ	48条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
	残留熱除去系海水系 ストレーナ						―	―	―
非常用取水設備	貯留堰	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
	取水構造物	その他設備に記載（常設重大事故防止設備）					―	―	―
	S A用海水ピット取 水塔						―	―	―
	海水引込み管						―	―	―
	S A用海水ピット						―	―	―
	緊急用海水取水管						―	―	―
	緊急用海水ポンプピ ット						―	―	―

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56 条にてまとめて記載する。

48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(1／2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：―	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
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	50条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備） (代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）であり、耐震重要度分類はS）					―	―	―
	第一弁（S／C側）						―	―	―
	第一弁（D／W側）						―	―	―
	第二弁						―	―	―
	第二弁バイパス弁						―	―	―
	遠隔人力操作機構						―	―	―
	第二弁操作室遮蔽						―	―	―
	第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）	50条に記載（可搬型重大事故防止設備）					―	―	―
	第二弁操作室差圧計	50条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備） (代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）であり、耐震重要度分類はS）					―	―	―
	圧力開放板						―	―	―
	窒素供給装置	50条に記載（可搬型重大事故防止設備）					―	―	―
	窒素供給装置用電源車						―	―	―
	フィルタ装置遮蔽	50条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備） (代替する機能を有する設計基準対象施設は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）であり、耐震重要度分類はS）					―	―	―
	配管遮蔽						―	―	―
	移送ポンプ						―	―	―
	可搬型代替注水中型ポンプ	56条に記載（可搬型重大事故防止設備）					―	―	―
	可搬型代替注水大型ポンプ						―	―	―
	西側淡水貯水設備〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
	代替淡水貯槽〔水源〕						―	―	―
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	第一弁（S／C側）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系） 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA－2	×	―	―
	第一弁（D／W側）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA－2	×	―	―
	耐圧強化ベント系一次隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA－2	×	―	―
	耐圧強化ベント系二次隔離弁			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA－2	×	―	―
	遠隔人力操作機構			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	―	×	―	―
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱	残留熱除去系ポンプ	47条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―
残留熱除去系熱交換器		―						―	―
原子炉圧力容器〔注水先、水源〕		その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱	残留熱除去系ポンプ	49条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
	残留熱除去系熱交換器						―	―	―
	サブプレッション・チェンバ〔注水先、水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊2	―＊2	―＊2
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	49条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―	―	―
	残留熱除去系熱交換器						―	―	―
	原子炉格納容器〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊1	―＊1	―＊1
	サブプレッション・チェンバ〔水源〕	56条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					―＊2	―＊2	―＊2

注記＊1：その他設備にてまとめて記載する。

＊2：56条にてまとめて記載する。

48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
残留熱除去系海水系 による除熱	残留熱除去系海水系 ポンプ	(残留熱除去系海水系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	残留熱除去系海水系 ストレーナ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
緊急用海水系による 除熱	緊急用海水ポンプ	残留熱除去系海水系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	緊急用海水系ストレーナ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
非常用取水設備	貯留堰	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—	—	—
	取水構造物	その他設備に記載（常設重大事故防止設備）					—	—	—
	SA用海水ビット取水塔						—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	SA用海水ビット						—	—	—
	緊急用海水取水管						—	—	—
	緊急用海水ポンプビット						—	—	—

49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
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	常設低圧代替注水系ポンプ	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッ ション・プール冷却系) —	S S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	原子炉格納容器 [注 水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—*1	—*1	—*1
	代替淡水貯槽 [水源]	56 条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
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	可搬型代替注水中型ポンプ	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) —	S —	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	S A - 3	—	—	—
	可搬型代替注水大型ポンプ	残留熱除去系 (サブプレッ ション・プール冷却系) —	S —	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	S A - 3	—	—	—
	原子炉格納容器 [注 水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—*1	—*1	—*1
	西側淡水貯水設備 [水源]	56 条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備) ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—
	代替淡水貯槽 [水源]						—	—	—
残留熱除去系 (格納容 器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	残留熱除去系熱交換器		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	原子炉格納容器 [注 水先]	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—*1	—*1	—*1
	サブプレッション・チェンバ [水源]	56 条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—*2	—*2	—*2
残留熱除去系 (サブプレ ッション・プール冷却系) によるサブプレッ ション・プール水の除熱	残留熱除去系ポンプ	(残留熱除去系 (サブプレ ッション・プール冷却系)) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	残留熱除去系熱交換器		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	サブプレッション・チェンバ [注入先, 水源]	56 条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—*2	—*2	—*2
緊急用海水系	緊急用海水ポンプ	48 条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	緊急用海水系ストレーナ						—	—	—
残留熱除去系海水系	残留熱除去系海水系ポンプ	48 条に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	残留熱除去系海水系ストレーナ						—	—	—
非常用取水設備	貯留堰	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	取水構造物	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	S A 用海水ビット取水塔						—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	S A 用海水ビット						—	—	—
	緊急用海水取水管						—	—	—
	緊急用海水ポンプビット						—	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：56 条にてまとめて記載する。

50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
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	代替循環冷却系ポン プ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A－2	×	—	—
	残留熱除去系熱交換 器	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A－2	×	—	—
	サブプレッション・チ ェンバ〔注水先、水 源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）					—*1	—*1	—*1
	残留熱除去系海水系 ポンプ	48条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	残留熱除去系海水系 ストレーナ						—	—	—
	緊急用海水ポンプ	48条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	緊急用海水系ストレ ーナ						—	—	—
	貯留堰	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	取水構造物						—	—	—
	S A用海水ビット取 水塔						—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	S A用海水ビット						—	—	—
	緊急用海水取水管						—	—	—
	緊急用海水ポンプビ ット						—	—	—
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—*2	—*2	—*2
	原子炉格納容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—*2	—*2	—*2

注記*1：56 条にてまとめて記載する。
*2：その他設備にてまとめて記載する。

50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
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	常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	第一弁 (S/C 側)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	第一弁 (D/W 側)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	第二弁	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	第二弁バイパス弁	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	遠隔人力操作機構	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第二弁操作室遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	第二弁操作室空気ボ ンベユニット (空気 ボンベ)	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A - 3	—	—	—
	第二弁操作室差圧計	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	圧力開放板	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	窒素供給装置	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	窒素供給装置用電源 車	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	フィルタ装置遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	配管遮蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	移送ポンプ	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	可搬型代替注水中型 ポンプ	56 条に記載 (可搬型重大事故緩和設備)					—	—	—
	可搬型代替注水大型 ポンプ						—	—	—
	西側淡水貯水設備 [水源]	56 条に記載 (常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	代替淡水貯槽 [水源]						—	—	—

51 条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：―	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
格納容器下部注水系 (常設)によるベデス タル（ドライウエル 部）への注水	常設低圧代替注水系 ポンプ	―	―	常設	常設重大事故緩和設備	S A－2	×	―	―
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	―	○	○	○*1
	原子炉格納容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					―*2	―*2	―*2
	代替淡水貯槽〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）					―	―	―
格納容器下部注水系 (可搬型)によるベデ スタル（ドライウエル 部）への注水	可搬型代替注水中型 ポンプ	―	―	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	―	―	―
	可搬型代替注水大型 ポンプ			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	―	―	―
	コリウムシールド			常設	常設重大事故緩和設備	―	○	○	○*1
	原子炉格納容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					―*2	―*2	―*2
	西側淡水貯水設備 〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備） ※ 水源としては海も使用可能					―	―	―
	代替淡水貯槽〔水源〕						―	―	―
溶融炉心の落下遅延 及び防止	常設高圧代替注水系 ポンプ	45条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）				―*2	―*2	―*2	
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）				―*3	―*3	―*3	
	ほう酸水注入ポンプ	45条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	ほう酸水貯蔵タンク 〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）				―*2	―*2	―*2	
	常設低圧代替注水系 ポンプ	47条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）				―*2	―*2	―*2	
	代替淡水貯槽〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	可搬型代替注水中型 ポンプ	47条に記載（可搬型重大事故緩和設備）				―	―	―	
	可搬型代替注水大型 ポンプ					―	―	―	
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）				―*2	―*2	―*2	
	西側淡水貯水設備 〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備） ※ 水源としては海も使用可能				―	―	―	
	代替淡水貯槽〔水源〕					―	―	―	
	代替循環冷却系ポン プ	50条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	残留熱除去系熱交換 器					―	―	―	
	原子炉圧力容器〔注 水先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）				―*2	―*2	―*2	
	サブプレッション・チ ェンバ〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）				―*3	―*3	―*3	
	緊急用海水ポンプ	48条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	緊急用海水系ストレー ーナ					―	―	―	
	残留熱除去系海水系 ポンプ	48条に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	残留熱除去系海水系 ストレーナ					―	―	―	
	貯留堰	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）				―	―	―	
	取水構造物					―	―	―	
	S A用海水ビット取 水塔					―	―	―	
	海水引込み管					―	―	―	
	S A用海水ビット					―	―	―	
	緊急用海水取水管					―	―	―	
	緊急用海水ポンプビ ット					―	―	―	

注記*1：コリウムシールドは無機物であるジルコニア製であり耐放射線性を有するため、事故後長年にわたって健全性は維持されと考えられる。

*2：その他設備にてまとめて記載する。

*3：56 条にてまとめて記載する。

52 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
可搬型窒素供給装置 による原子炉格納容 器内の不活性化	窒素供給装置	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	窒素供給装置用電源 車	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	原子炉格納容器〔注 入先〕	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—*1	—*1	—*1
格納容器内水素濃度 (SA)及び格納容器 内酸素濃度(SA)に よる原子炉格納容 器内の水素濃度及び酸 素濃度監視	格納容器内水素濃度 (SA)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
	格納容器内酸素濃度 (SA)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
格納容器圧力逃がし 装置による原子炉格 納容器内の水素及び 酸素の排出	フィルタ装置	50条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	第一弁（S/C側）						—	—	—
	第一弁（D/W側）						—	—	—
	第二弁						—	—	—
	第二弁バイパス弁						—	—	—
	遠隔人力操作機構						—	—	—
	第二弁操作室遮蔽						—	—	—
	第二弁操作室 空気 ポンベユニット（空 気ポンベ）	50条に記載（可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
	第二弁操作室差圧計	50条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	圧力開放板	50条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	窒素供給装置	50条に記載（可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
	窒素供給装置用電源 車						—	—	—
	フィルタ装置遮蔽	50条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	配管遮蔽						—	—	—
	移送ポンプ						—	—	—
	可搬型代替注水中型 ポンプ	56条に記載（可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
	可搬型代替注水大型 ポンプ						—	—	—
	西側淡水貯水設備 〔水源〕	56条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕						—	—	—
	フィルタ装置出口放 射線モニタ（高レン ジ・低レンジ）	58条に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	フィルタ装置入口水 素濃度						—	—	—

注記*1：その他設備にてまとめて記載する。

*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

53 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉建屋ガス処理 系による水素排出	非常用ガス処理系排 風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス処理系フ ィルタトレイン			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス再循環系 排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス再循環系 フィルタトレイン			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
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	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	静的触媒式水素再結 合器動作監視装置			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉建屋原子炉棟	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
原子炉建屋内の水素 濃度監視	原子炉建屋水素濃度	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
可搬型代替注水中型 ポンプ又は可搬型代 替注水大型ポンプに よる代替燃料プール 注水系（注水ライン） を使用した使用済燃 料プール注水	可搬型代替注水中型 ポンプ	残留熱除去系（使用済燃 料プール水の冷却及び補 給）	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	可搬型代替注水大型 ポンプ	燃料プール冷却浄化系	B	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3	—	—	—
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—	—	—
	西側淡水貯水設備 〔水源〕	56 条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備） ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕						—	—	—
							—	—	—
常設低圧代替注水系 ポンプによる代替燃 料プール注水系（注水 ライン）を使用した使 用済燃料プール注水	常設低圧代替注水系 ポンプ	残留熱除去系（使用済燃 料プール水の冷却及び補 給）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
		燃料プール冷却浄化系	B						
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕	56 条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備） ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—
常設低圧代替注水系 ポンプによる代替燃 料プール注水系（常設 スプレイヘッド）を使 用した使用済燃料プ ール注水及びスプレ イ	常設低圧代替注水系 ポンプ	残留熱除去系（使用済燃 料プール水の冷却及び補 給）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	常設スプレイヘッド	燃料プール冷却浄化系	B	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕	56 条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備） ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—
							—	—	—
可搬型代替注水大型 ポンプによる代替燃 料プール注水系（常設 スプレイヘッド）を使 用した使用済燃料プ ール注水及びスプレ イ	可搬型代替注水大型 ポンプ	残留熱除去系（使用済燃 料プール水の冷却及び補 給）	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	常設スプレイヘッド	燃料プール冷却浄化系	B	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕	56 条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備） ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—
							—	—	—
可搬型代替注水大型 ポンプによる代替燃 料プール注水系（可搬 型スプレイノズル） を使用した使用済燃 料プール注水及びスプレ イ	可搬型代替注水大型 ポンプ	残留熱除去系（使用済燃 料プール水の冷却及び補 給）	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	可搬型スプレイノズル	燃料プール冷却浄化系	B	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	使用済燃料プール （サイフォン防止機 能含む）〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備）					—	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕	56 条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備） ※ 水源としては海も使用可能					—	—	—
大気への放射性物質 の拡散抑制 ※ 水源は海を使用	可搬型代替注水大型 ポンプ（放水用）	55条に記載（可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
	放水砲						—	—	—
代替燃料プール冷却 系による使用済燃料 プール冷却	代替燃料プール冷却 系ポンプ	残留熱除去系（使用済燃 料プール水の冷却）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	代替燃料プール冷却 系熱交換器	燃料プール冷却浄化系	B	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2	×	—	—
	使用済燃料プール 〔注水先〕	その他設備に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—	—	—
	緊急用海水ポンプ	48条に記載（常設耐震重要重大事故防止設備）					—	—	—
	緊急用海水系ストレーナ						—	—	—
	SA用海水ビット取水塔						—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	SA用海水ビット	その他設備に記載（常設重大事故防止設備）					—	—	—
	緊急用海水取水管						—	—	—
	緊急用海水ポンプビット						—	—	—

54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
使用済燃料プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）	（使用済燃料プール水位・温度（S A 広域））	(C)	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プール温度（S A）	使用済燃料プール水位	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		使用済燃料プール温度	C						
		燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ	C						
	使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）	原子炉建屋換気系燃料取替床排気ダクト放射線モニタ 原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	S S	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

55 条 工場等外への放射線物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：－	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
大気への放射性物質 の拡散抑制 ※ 水源は海を使用	可搬型代替注水大型 ポンプ（放水用）	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	－	－	－
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	－	－	－
	S A用海水ビット取 水塔	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					－	－	－
	海水引込み管						－	－	－
	S A用海水ビット						－	－	－
海洋への放射性物質 の拡散抑制	汚濁防止膜	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－
航空機燃料火災への 泡消火	可搬型代替注水大型 ポンプ（放水用）	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	－	－	－
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	－	－	－
	泡混合器			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－	－	－	－
	泡消火薬剤容器（大 型ポンプ用）			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	－	－	－
	S A用海水ビット取 水塔	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					－	－	－
	海水引込み管						－	－	－
	S A用海水ビット						－	－	－

56 条 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
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	西側淡水貯水設備 〔水源〕	(サブプレッション・チェ ンバ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	代替淡水貯槽〔水源〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
	サブプレッション・チェ ンバ〔水源〕			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2	○	○	○*1
	多目的タンク、原水 タンク、ろ過水貯蔵 タンク、純粋貯蔵タ ンク			常設	— (代替淡水源)	—	×	—	—
	ほう酸水貯蔵タンク 〔水源〕			常設	常設重大事故緩和設備	SA-2	×	—	—
水の供給	可搬型代替注水中型 ポンプ	サブプレッション・チェ ンバ	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	可搬型代替注水大型 ポンプ	—	—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
	SA用海水ビット取 水塔	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	海水引込み管						—	—	—
	SA用海水ビット						—	—	—
	貯留堰	その他設備に記載 (常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—
	取水構造物	その他設備に記載 (常設重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備)					—	—	—

注記*1: 8 日以降も水源として使用可能である。

57 条 電源設備(1/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器クラス			
常設代替交流電源設備による給電	常設代替高压電源装置	2C・2D非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 —	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	燃料給油設備（軽油貯蔵タンク）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	燃料給油設備（常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ）		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型代替交流電源設備による給電	可搬型代替低压電源車	2C・2D非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 —	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	燃料給油設備（可搬型設備用軽油タンク）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	燃料給油設備（タンクローリ）		—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
所内常設直流電源設備による給電	125V 系蓄電池 A 系	2C・2D非常用ディーゼル発電機 高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機 —	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	125V 系蓄電池 B 系		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
可搬型代替直流電源設備による給電	可搬型代替低压電源車	125V 系蓄電池 A 系・B 系・HPCS 系 —	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	可搬型整流器			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	燃料給油設備（可搬型設備用軽油タンク）		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	燃料給油設備（タンクローリ）		—	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3	—	—	—
代替所内電気設備による給電	緊急用 M/C	非常用所内電気設備 —	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用 P/C			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用 MCC			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用直流 125V 主母線盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用 125V 系蓄電池	125V 系蓄電池 A 系・B 系・HPCS 系 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

57 条 電源設備(2/2)

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
非常用交流電源設備	2 C 非常用ディーゼル発電機	(2 C 非常用ディーゼル発電機) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	2 D 非常用ディーゼル発電機	(2 D 非常用ディーゼル発電機) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機	(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	(2 C 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク	(2 D 非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク	(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料油デイトンク)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	(2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	(2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用海水ポンプ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	軽油貯蔵タンク	(軽油貯蔵タンク) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	(高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
非常用直流電源設備	125V 系蓄電池 A 系	(125V 系蓄電池 A 系) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	125V 系蓄電池 B 系	(125V 系蓄電池 B 系) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	125V 系蓄電池 H P C S 系	(125V 系蓄電池 H P C S 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	中性子モニタ用蓄電池 A 系	(中性子モニタ用蓄電池 A 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	中性子モニタ用蓄電池 B 系	(中性子モニタ用蓄電池 B 系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
燃料給油設備による給油	可搬型設備用軽油タンク	(軽油貯蔵タンク), 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ, 高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ —	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	S A-3	—	—	—
	軽油貯蔵タンク		—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

58 条 計装設備(1／10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
		原子炉圧力	S						
		原子炉圧力 (S A)	—						
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料域)	—						
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
		主要パラメータの他チャンネル	S						
		原子炉圧力 (S A)	—						
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料域)	—						
	原子炉圧力 (S A)	原子炉圧力容器温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*2	—	—
		主要パラメータの他チャンネル	—						
		原子炉圧力	S						
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料域)	—						
		原子炉圧力容器温度	—						

注記*1：原子炉圧力容器温度は原子炉圧力容器の破損兆候検知のための設備であるが、8 日までに原子炉注水に成功し原子炉圧力容器の破損を防止している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損兆候が発生することは考えにくい（8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能）ため、本設備は必須ではない。また、8 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損した状態であるため、本設備は必須ではない。

*2：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位（伝感器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58 条 計装設備 (2/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域) 高压代替注水系系統流量 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンパ圧力	S — — — — — — — — — S S S S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	× *1	—	—
	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	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 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) 代替循環冷却系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心スプレイ系系統流量 残留熱除去系系統流量 低压炉心スプレイ系系統流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (S A) サブプレッション・チェンパ圧力	S S — — — — — — — — S S S S S — — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	× *1	—	—

注記 *1 : 一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58 条 計装設備 (3/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内 : ○ PCV 外 : × 可搬 : —	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
原子炉圧力容器への 注水量	高圧代替注水系系統 流量	サブプレッション・プール 水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
		常設高圧代替注水系ポン プ吐出圧力	—						
	低圧代替注水系原子 炉注水流量 (常設ラ イン用) 低圧代替注水系原子 炉注水流量 (常設ラ イン狭帯域用) 低圧代替注水系原子 炉注水流量 (可搬ラ イン用) 低圧代替注水系原子 炉注水流量 (可搬ラ イン狭帯域用)	代替淡水貯槽水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		西側淡水貯水設備水位	—						
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
	代替循環冷却系原子 炉注水流量	サブプレッション・プール 水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
		代替循環冷却系ポンプ吐 出圧力	—						
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	サブプレッション・プール 水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
		原子炉隔離時冷却系ポン プ吐出圧力	C						
	高圧炉心スプレイ系 系統流量	サブプレッション・プール 水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
		高圧炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力	C						
	残留熱除去系系統流 量	サブプレッション・プール 水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
		残留熱除去系ポンプ吐出 圧力	C						
	低圧炉心スプレイ系 系統流量	サブプレッション・プール 水位	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯 域)	—						
		原子炉水位 (S A 燃料 域)	—						
		低圧炉心スプレイ系ポン プ吐出圧力	C						

58 条 計装設備(4/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 サブプレッション・プール 水位	— — —	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	— —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	代替淡水貯槽水位 西側淡水貯水設備水位 格納容器下部水位	— — —	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉格納容器内の温度	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 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	○
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	主要パラメータの他チャンネル サブプレッション・プール水温度 サブプレッション・チェンバ圧力	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
	サブプレッション・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・チェンバ雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*1
	格納容器下部水温	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*2
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエル雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*3	—	—
	サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	— —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*3	—	—

注記*1：代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウエル雰囲気温度及びドライウエル圧力により運転状態を確認可能。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱時は、サブプレッション・チェンバ圧力により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

*2：格納容器下部水温について、高さ 0m 位置の計器は原子炉圧力容器の破損検知のための設備、高さ 0.2m 位置の計器は溶融炉心の大量落下を検知し、ベDESTAL 滴水までの注水进行判断するための設備であり、溶融炉心が計器に接触した際に指示がダウンスケール等することでそれぞれ検知することとしている（長期的な水温監視には期待していない）。8 日までに原子炉注水が復旧し原子炉圧力容器の破損を防止している場合又は原子炉圧力容器は破損するものの溶融炉心の落下が少量の状態を維持している場合は、8 日以降に原子炉注水機能の喪失による原子炉圧力容器破損又は溶融炉心の大量落下への進展が生じることは考えにくい（8 日以降は外部支援により原子炉注水が可能）ため、本設備は必須ではない。また、8 日までに原子炉注水に失敗する場合は、既に原子炉圧力容器が破損し溶融炉心が大量に落下した状態であり、ベDESTAL 滴水まで注水を実施している状態であるため、本設備は必須ではない。

*3：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58 条 計装設備 (5/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・ブルル水位	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
		低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	—						
		低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	—						
		低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	—						
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	—						
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	—						
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	—						
		代替淡水貯槽水位	—						
		西側淡水貯水設備水位	—						
	格納容器下部水位	ドライウエル圧力	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	○*2
		サブプレッション・チェンバ圧力	—						
		主要パラメータの他チャンネル	—						
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	—						
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
	格納容器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	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
未臨界の維持又は監視	格納容器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	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	格納容器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	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
平均出力領域計装	起動領域計装	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—
	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	○	×	—

注記*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

*2：評価の前提として重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水を考慮していないことや原子炉圧力容器破損と地震動が重畳する頻度が十分小さいことから、事故後の荷重の組合せ評価においては原子炉圧力容器が破損する事故シナリオを考慮していないが、格納容器破損防止対策の有効性評価に対する成立性を確認する観点から、ここでは考慮対象とする。

58 条 計装設備 (6/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
最終ヒートシンク の確保 (代替循環 冷却系)	サブプレッション・ 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 ェンバ雰囲気温度	— —	常設	常設重大事故緩和設備	—	○	○	×*
	代替循環冷却系 ポンプ入口温度	残留熱除去系熱交換 器出口温度	C	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	代替循環冷却系 原子炉注水流量	サブプレッション・プ ール水位	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		原子炉水位 (広帯 域)	S						
		原子炉水位 (燃料 域)	S						
		原子炉水位 (SA 広 帯域)	—						
		原子炉水位 (SA 燃 料域)	—						
		代替循環冷却系格納 容器スプレイ流量	—						
		代替循環冷却系ポン プ吐出圧力	—						
		原子炉圧力容器温度	—						
	代替循環冷却系 格納容器スプレ イ流量	代替循環冷却系原子 炉注水流量	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		代替循環冷却系ポン プ吐出圧力	—						
		サブプレッション・プ ール水温度	—						
		ドライウェル雰囲気 温度	—						
		サブプレッション・チ ェンバ雰囲気温度	—						
最終ヒートシンク の確保 (格納容器 圧力逃がし装置)	フィルタ装置水位	主要パラメータの他 チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置圧 力	ドライウェル圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		サブプレッション・チ ェンバ圧力	—						
	フィルタ装置スクラ ピング水温度	フィルタ装置スクラ ピング水温度	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置スクラ ピング水温度	フィルタ装置圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レ ンジ)	主要パラメータ (フ ィルタ装置出口放射 線モニタ (高レン ジ)) の他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
最終ヒートシンク の確保 (耐圧強化 ベント系)	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	常設耐震重要重大事故防止設 備	—	×	—	—
	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	常設耐震重要重大事故防止設 備	—	×	—	—
最終ヒートシンク の確保 (残留熱除 去系)	残留熱除去系熱 交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブプレッション・プ ール水温度	—	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	残留熱除去系熱 交換器出口温度	残留熱除去系熱交換 器入口温度	C	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		残留熱除去系海水系 系統流量	C						
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交 換器)	—						
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系補 機)	—						
	残留熱除去系系 統流量	残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	C	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

注記＊：代替循環冷却系による格納容器の除熱時は、ドライウェル雰囲気温度及びドライウェル圧力により運転状態を確認可能。また、格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱時は、サブプレッション・チェンバ圧力により運転状態を確認可能であり、本設備は必須ではない。

58 条 計装設備(7/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損防止対策 (緩和設備)	8 日以降期待する設備
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
格納容器バイパスの監視(原子炉圧力容器内の状態)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル	S						
		原子炉水位 (S A 広帯域)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
		原子炉水位 (S A 燃料域)	—						
	原子炉水位 (S A 広帯域) 原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉水位 (広帯域)	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
		原子炉水位 (燃料域)	S						
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル	S						
		原子炉圧力 (S A)	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
		原子炉水位 (広帯域)	S						
		原子炉水位 (燃料域)	S						
		原子炉水位 (S A 広帯域)	—						
	原子炉圧力 (S A)	原子炉水位 (S A 燃料域)	—						
		原子炉圧力容器温度	—						
		主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
		原子炉圧力	S						
		原子炉水位 (広帯域)	S						
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	主要パラメータの他チャンネル	—	常設	常設重大事故防止設備	—	○	×	—
		ドライウエル圧力	—						
	ドライウエル圧力	サブプレッション・チェンバ圧力	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×*1	—	—
格納容器バイパスの監視(原子炉建屋内の状態)	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ドライウエル雰囲気温度	—						
		原子炉圧力	S	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—						
		原子炉圧力	S	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力 (S A)	—	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉圧力	S	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
		原子炉圧力 (S A)	—						

注記*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58 条 計装設備(8/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
水源の確保	サブプレッション・プール水位	高压代替注水系系統流量	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
		代替循環冷却系原子炉注水流量	—						
		原子炉隔離時冷却系系統流量	S						
		高压炉心スプレイ系系統流量	S						
		残留熱除去系系統流量	S						
		低压炉心スプレイ系系統流量	S						
		常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	—						
		代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	—						
		原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	C						
		高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	C						
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	C						
		低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	C						
	代替淡水貯槽水位	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	—						
		低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	—						
		低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	—						
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	—						
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	—						
		低压代替注水系格納容器下部注水流量	—						
		原子炉水位（広帯域）	S						
		原子炉水位（燃料域）	S						
		原子炉水位（S A 広帯域）	—						
		原子炉水位（S A 燃料域）	—						
		サブプレッション・プール水位	—						
		常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	—						
	西側淡水貯水設備水位	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	—	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
		低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	—						
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	—						
		低压代替注水系格納容器下部注水流量	—						
		原子炉水位（広帯域）	S						
		原子炉水位（燃料域）	S						
		原子炉水位（S A 広帯域）	—						
		原子炉水位（S A 燃料域）	—						
		サブプレッション・プール水位	—						

注記＊：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要がある部位（伝送器等）は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

58 条 計装設備(9/10)

系統機能	設備	主要設備の計測が困難になった場合の重要代替監視パラメータ		設備種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉格納容器内の 酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	主要パラメータの他チャ ンネル 格納容器雰囲気放射線モ ニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モ ニタ (S/C) ドライウェル圧力 サブプレッション・チェン バ圧力	— S S — —	常設	常設耐震重要重大事故緩和設備 常設重大事故緩和設備	—	×*1	—	—
使用済燃料プールの 監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レン ジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カ メラ	— — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA 広域) 使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レン ジ・低レンジ) 使用済燃料プール監視カ メラ	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プールエ リア放射線モニタ (高レンジ・低レン ジ)	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プール監視カ メラ	C — —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃 料プール監視カメラ 用空冷装置を含む)	使用済燃料プール水位・ 温度 (SA 広域) 使用済燃料プール温度 (SA) 使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レン ジ・低レンジ)	C — —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示 システム (SPDS)	(安全パラメータ表示シ ステム (SPDS)) * 2	(C)	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
温度、圧力、水位、注 水量の計測・監視	可搬型計測器 (原子 炉圧力容器及び原子 炉格納容器内の温 度、圧力、水位及び流 量 (注水量) 計測用)	各計器*2	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
圧力、水位、注水量の 計測・監視	可搬型計測器 (原子 炉圧力容器及び原子 炉格納容器内の圧 力、水位及び流量 (注 水量) 計測用)	各計器*2	S	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—

注記*1：一部の部位は原子炉格納容器内にあるが、放射線劣化を考慮する必要のある部位 (伝送器等) は原子炉格納容器外に設置されているため、原子炉格納容器外設備と整理した。

*2：代替する機能を有する設計基準対象施設

58 条 計装設備(10/10)

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
その他	M/C 2 C 電圧	(M/C 2 C 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	M/C 2 D 電圧	(M/C 2 D 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	M/C H P C S 電 圧	(M/C H P C S 電 圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	P/C 2 C 電圧	(P/C 2 C 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	P/C 2 D 電圧	(P/C 2 D 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用M/C 電圧	M/C 2 C 電圧 M/C 2 D 電圧 M/C H P C S 電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用P/C 電圧	P/C 2 C 電圧 P/C 2 D 電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V主母線盤 2 A 電圧	(直流125V主母線盤 2 A 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V主母線盤 2 B 電圧	(直流125V主母線盤 2 B 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	直流125V主母線盤H P C S 電圧	(直流125V主母線盤H P C S 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	直 流 ± 24V 中性子モ ニタ用分電盤 2 A 電 圧	(直 流 ± 24V 中性子モニ タ用分電盤 2 A 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	直 流 ± 24V 中性子モ ニタ用分電盤 2 B 電 圧	(直 流 ± 24V 中性子モニ タ用分電盤 2 B 電圧)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	—	×	—	—
	緊急用直流125V主母 線盤電圧	直流125V主母線盤 2 A 電 圧 直流125V主母線盤 2 B 電 圧 直流125V主母線盤H P C S 電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用窒素供給系供 給圧力	(非常用窒素供給系供給 圧力)	(C)	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用窒素供給系高 圧窒素ポンベ圧力	非常用窒素供給系供給圧 力	C	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用逃がし安全弁 駆動系供給圧力	非常用窒素供給系供給圧 力	C	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—
	非常用逃がし安全弁 駆動系高圧窒素ポン ベ圧力	非常用窒素供給系供給圧 力	C	常設	常設重大事故防止設備	—	×	—	—

59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
中央制御室換気系に よる居住性の確保	中央制御室	(中央制御室)	(S)	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	中央制御室遮蔽	(中央制御室遮蔽)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	中央制御室換気系空 気調和機ファン	(中央制御室換気系)	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	中央制御室換気系フ ィルタ系ファン			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	中央制御室換気系フ ィルタユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
原子炉建屋ガス処理 系による居住性の確 保	非常用ガス再循環系 排風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	非常用ガス処理系排 風機	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	原子炉建屋原子炉棟	その他設備に記載（常設重大事故緩和設備）					—	—	—
原子炉建屋外側ブロ ーアウトパネルの開 止による居住性の確 保	ブローアウトパネル 閉止装置	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ブローアウトパネル 閉止装置開閉状態表 示			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	ブローアウトパネル 開閉状態表示			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
中央制御室待避室に よる居住性の確保	中央制御室待避室	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	中央制御室待避室遮 蔽	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	中央制御室待避室空 気ポンベユニット (空気ポンベ)	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A - 3	—	—	—
	中央制御室待避室差 圧計	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備（可搬 型）（待避室）	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	データ表示装置（待 避室）	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
可搬型照明（S A）に よる居住性の確保	可搬型照明（S A）	中央制御室照明	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
酸素濃度計及び二酸 化炭素濃度計による 居住性の確保	酸素濃度計	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	二酸化炭素濃度計	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
チェンジングエリア の設置及び運用によ る汚染の持ち込みの 防止	可搬型照明（S A）	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—

60 条 監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
放射線量の代替測定	可搬型モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型モニタリング・ポスト端末			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射能観測車の代替 測定	可搬型ダスト・よう 素サンプラ	放射能観測車	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	N a I シンチレーシ ョンサーベイ・メー タ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	β線サーベイ・メー タ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	Z n S シンチレーシ ョンサーベイ・メー タ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
気象観測設備による 代替測定	可搬型気象観測設備	気象観測設備	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型気象観測設備 端末			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射線量の測定	可搬型モニタリング・ポスト	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	電離箱サーベイ・メ ータ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	可搬型モニタリング・ ポスト端末			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
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	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	N a I シンチレーシ ョンサーベイ・メー タ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	β線サーベイ・メー タ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	Z n S シンチレーシ ョンサーベイ・メー タ			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—

61 条 緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
緊急時対策所非常用 換気設備及び緊急時 対策所加圧設備によ る放射線防護	緊急時対策所	—	—	常設	(重大事故等対処施設)	—	×	—	—
	緊急時対策所遮蔽			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所非常用送 風機			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所非常用フ ィルタ装置			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所加圧設 備			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	S A－3	—	—	—
	緊急時対策所用差圧 計			常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
緊急時対策所内の酸 素濃度及び二酸化炭 素濃度の測定	酸素濃度計	—	—	可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
	二酸化炭素濃度計			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)	—	—	—	—
放射線量の測定	緊急時対策所エリア モニタ	—	—	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	可搬型モニタリン グ・ポスト	60条に記載（可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
必要な情報の把握	安全パラメータ表示 システム（S P D S）	62条に記載（常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備）					—	—	—
通信連絡	無線連絡設備（携帯 型）	62条に記載（可搬型重大事故防止設備，可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
	衛星電話設備（固定 型）	62条に記載（常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故等対処設備 (防止でも緩和でもない設備)）					—	—	—
	衛星電話設備（携帯 型）	62条に記載（可搬型重大事故防止設備，可搬型重大事故緩和設備，可搬型重大事故等対処 設備（防止でも緩和でもない設備)）					—	—	—
	携行型有線通話装置	62条に記載（可搬型重大事故防止設備，可搬型重大事故緩和設備）					—	—	—
	統合原子力防災ネッ トワークに接続する 通信連絡設備（テレ ビ会議システム，I P 電話，I P－F A X）	62条に記載（常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備)）					—	—	—
緊急時対策所用代替 電源設備による給電	緊急時対策所用発電 機	常用電源設備 —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所用発電 機燃料油貯蔵タンク			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所用発電 機給油ポンプ			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急時対策所用M/ C 電圧計			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

62 条 通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類	常設 可搬型	分類	機器 クラス			
発電所内の通信連絡	携帯型有線通話装置	送受話器（ページン グ），電力保安通信用電 話設備（固定電話機，P H S 端末及び F A X） —	C —	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	無線連絡設備（携帯 型）			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	衛星電話設備（固定 型）			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	衛星電話設備（携帯 型）			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	—	—	—	—
	安全パラメータ表示 システム（S P D S）	（安全パラメータ表示シ ステム（S P D S）） —	（C） —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
発電所外（社内外）の 通信連絡	衛星電話設備（固定 型）	—	—	常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	×	—	—
	衛星電話設備（携帯 型）			可搬型	可搬型重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	—	—	—
	統合原子力防災ネッ トワークに接続する 通信連絡設備（テレ ビ会議システム，I P 電話及び I P－F A X）			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	×	—	—
	データ伝送設備			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	—	×	—	—

その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する 設計基準対象施設		設備 種別 常設 可搬型	設備分類		PCV 内：○ PCV 外：× 可搬：—	PCV 破損 防止対策 (緩和設備)	8 日以降期 待する設備
		設備	耐震重要 度分類		分類	機器 クラス			
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	原子炉圧力容器	(原子炉圧力容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	○	○	○*1
	原子炉格納容器	(原子炉格納容器) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	○	○	○*2
	使用済燃料プール	(使用済燃料プール) —	(S) —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S A - 2	×	—	—
	原子炉建屋原子炉棟	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
非常用取水設備	貯留堰	(貯留堰) —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	取水構造物	(取水路, 取水ビット) —	(C) —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	S A 用海水ビット取水塔	取水路, 取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	海水引込み管	取水路, 取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	S A 用海水ビット	取水路, 取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用海水取水管	取水路, 取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—
	緊急用海水ポンプビット	取水路, 取水ビット —	C —	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—	×	—	—

注記*1：原子炉圧力容器は無機物である低合金鋼，炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため，事故後長期にわたって健全性は維持され则认为られる。

*2：原子炉格納容器は無機物である炭素鋼等が使用されており耐放射線性を有するため，事故後長期にわたって健全性は維持され则认为られる。また，トップヘッドフランジ等に用いられる改良 E P D M 製シール材についても，累積放射線照射量の増加に対して基礎特性の有意な変化がないことを試験により確認している。

「4. 事故後 8 日以降の放射線に対する評価」で抽出されたパラメータ

① ドライウェル雰囲気温度

- ・ドライウェル雰囲気温度は、「原子炉格納容器内の温度」を監視する主要パラメータ。
- ・ドライウェル雰囲気温度は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも 日程度の耐放射線性を有する。
- ・ドライウェル雰囲気温度の 1 個が機能喪失した場合でも、他のドライウェル雰囲気温度により監視を継続できる。
- ・ドライウェル雰囲気温度が期待できない状況を想定した場合は、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力による推定が可能である。推定方法としては、保守的に原子炉格納容器内が飽和蒸気環境であると仮定し、飽和温度／圧力の関係を利用して推定を行う。
- ・ドライウェル圧力等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。

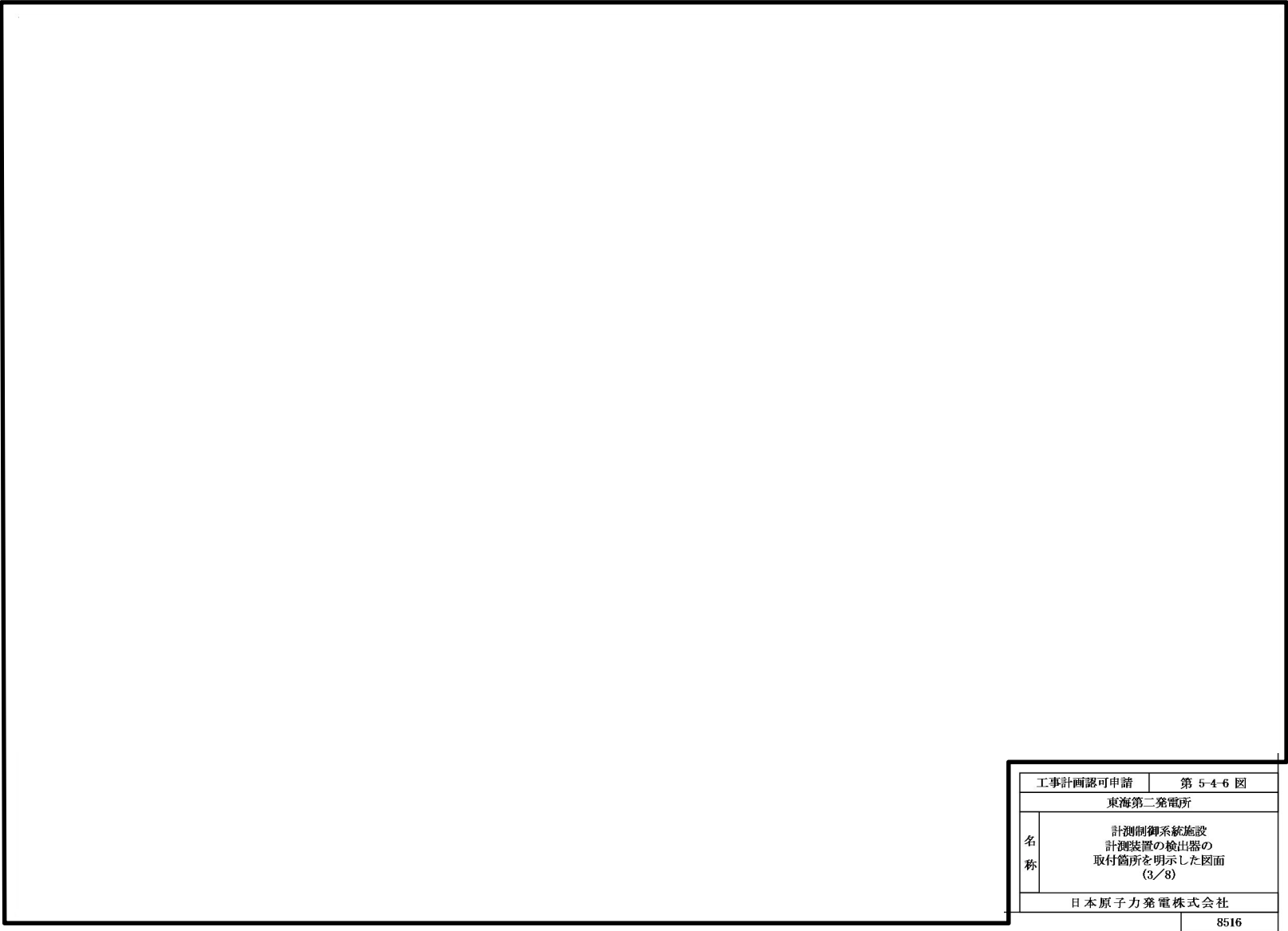
② 格納容器下部水位

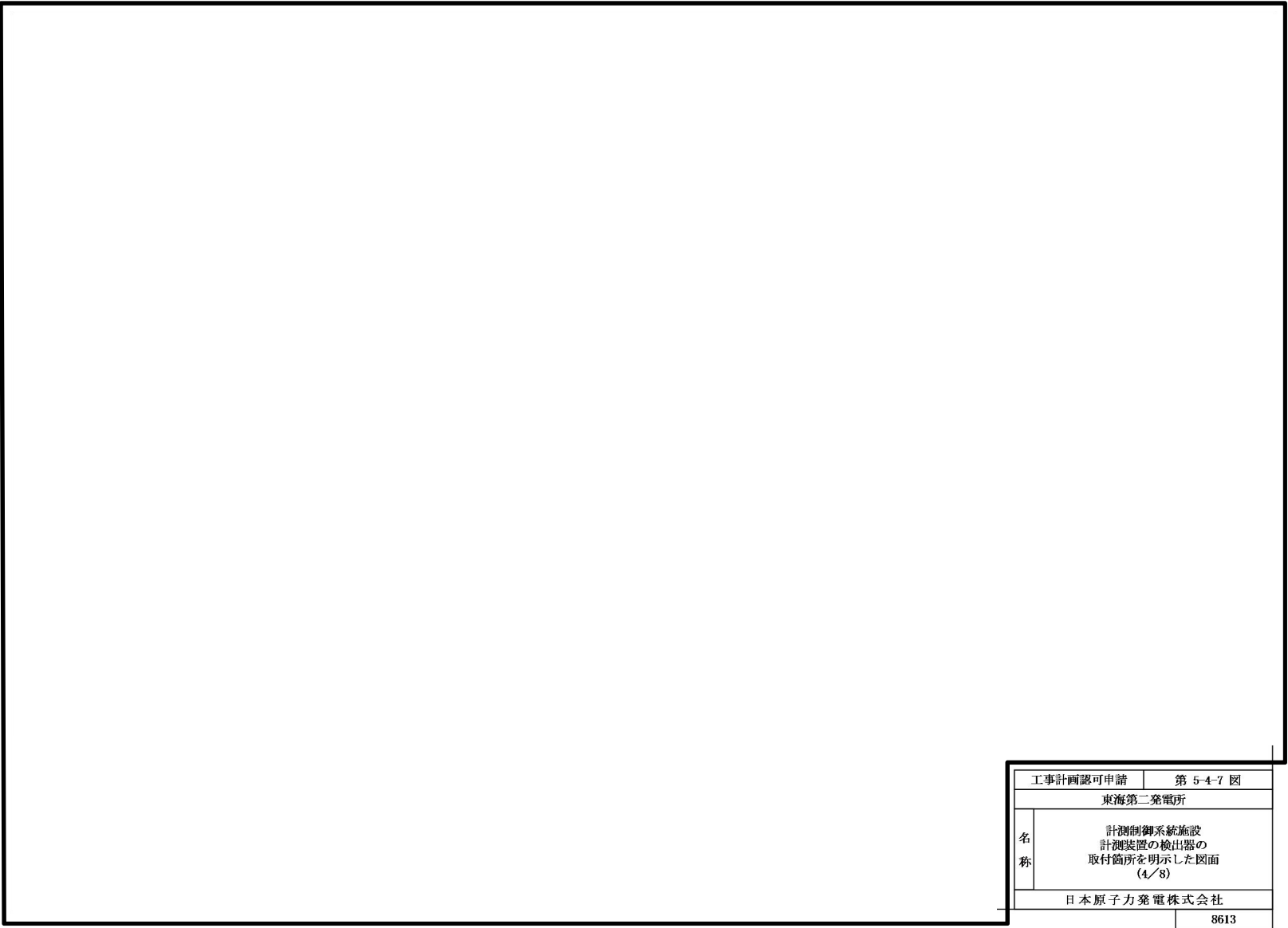
- ・格納容器下部水位は、「原子炉格納容器内の水位」を監視する主要パラメータ。
- ・格納容器下部水位は一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも 日程度の耐放射線性を有する。
- ・格納容器下部水位の 1 個が機能喪失した場合でも、同じ高さの他の格納容器下部水位により監視を継続できる。
- ・格納容器下部水位が期待できない状況を想定した場合は、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。
- ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量等については、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有しており、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	8 日以降の監視		
			抽出されたパラメータの健全性評価	外部支援手段等により監視を期待するパラメータ	外部支援手段（例）
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text" value="100"/> 日程度の耐放射線性は有している。 ドライウェル雰囲気温度が機能喪失した場合には、代替パラメータであるドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力による推定が可能である。ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。 なお、ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力の計装配管は原子炉格納容器内にあるが、計装配管は無機物であることから、事故後 8 日以降の耐放射線性は有している。	・ドライウェル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力	ドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉棟であり、少なくとも 100 日以上の耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては <input type="text" value="100"/> 以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。（参考 5 参照）
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ③代替淡水貯槽水位 ④西側淡水貯水設備水位 ④〔格納容器下部雰囲気温度〕*2	主要パラメータである格納容器下部水位は、一部に有機材料を使用しているため放射線による劣化を考慮する必要があるが、少なくとも <input type="text" value="100"/> 日程度の耐放射線性は有している。 格納容器下部水位が機能喪失した場合には、代替パラメータである低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位による推定が可能である。低圧代替注水系格納容器下部注水流量、代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位は、伝送器の設置場所が原子炉格納容器外であることから、事故後 8 日以降の放射線による影響を考慮しても中長期にわたり耐放射線性を有している。 なお、格納容器下部雰囲気温度は、常用代替監視パラメータであり、耐放射線性は期待していない。	・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯槽設備水位	低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、伝送器の設置場所が原子炉建屋原子炉棟であり、少なくとも 100 日以上の耐放射線性を有しており、事故後 100 日以降の作業環境としては <input type="text" value="100"/> 以下であることから、故障した際には外部支援により設備の取替えが可能である。 代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯槽設備水位は、伝送器の設置場所がそれぞれ常設低圧代替注水系格納槽及び常設代替高圧電源装置置場内であり、線量率は原子炉建屋原子炉棟内よりも低いことから、故障した際には低圧代替注水系格納容器下部注水流量の場合と同様に外部支援により設備の取替えが可能である。（参考 5 参照）

注記*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：〔 〕は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。



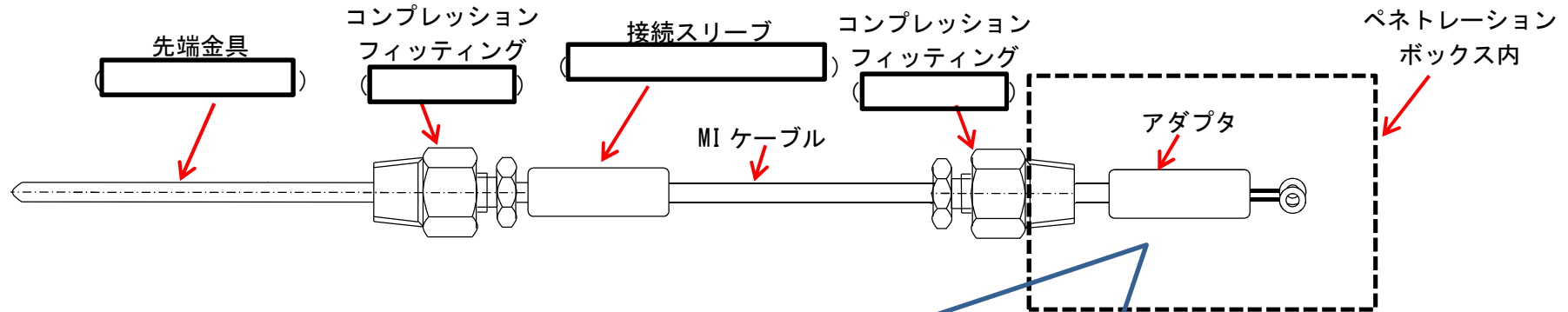


工事計画認可申請		第 5-4-7 図	
東海第二発電所			
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (4/8)		
	日本原子力発電株式会社		
		8613	

工事計画認可申請		第 5-4-8 図
東海第二発電所		
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (5/8)	
	日本原子力発電株式会社	
		8831

工事計画認可申請		第 5-4-9 図	
東海第二発電所			
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (6/8)		
	日本原子力発電株式会社		
			8516

ドライウェル雰囲気温度の構造イメージ図



アダプタ詳細イメージ

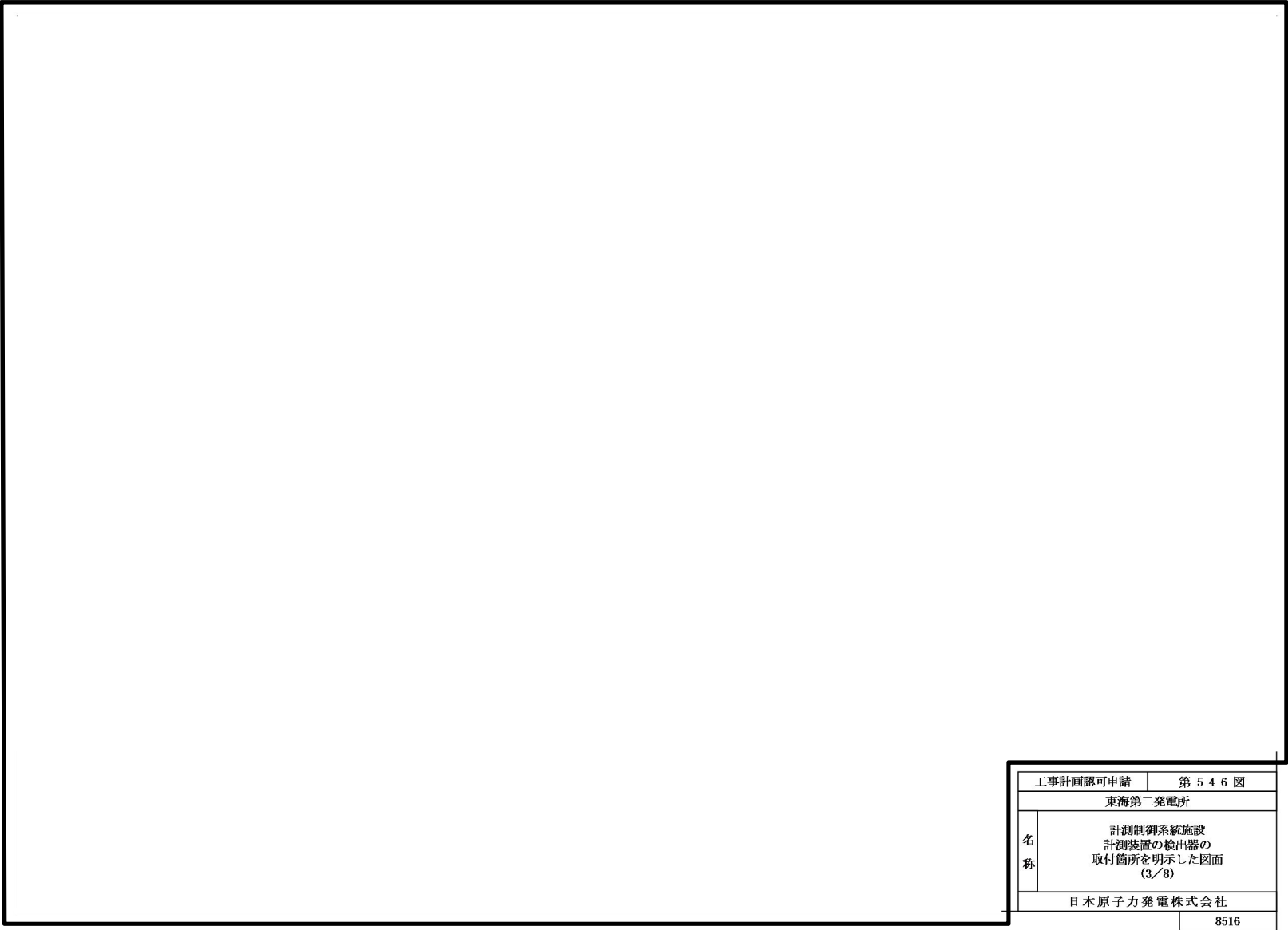


: 有機材料使用箇所

(材質: *)

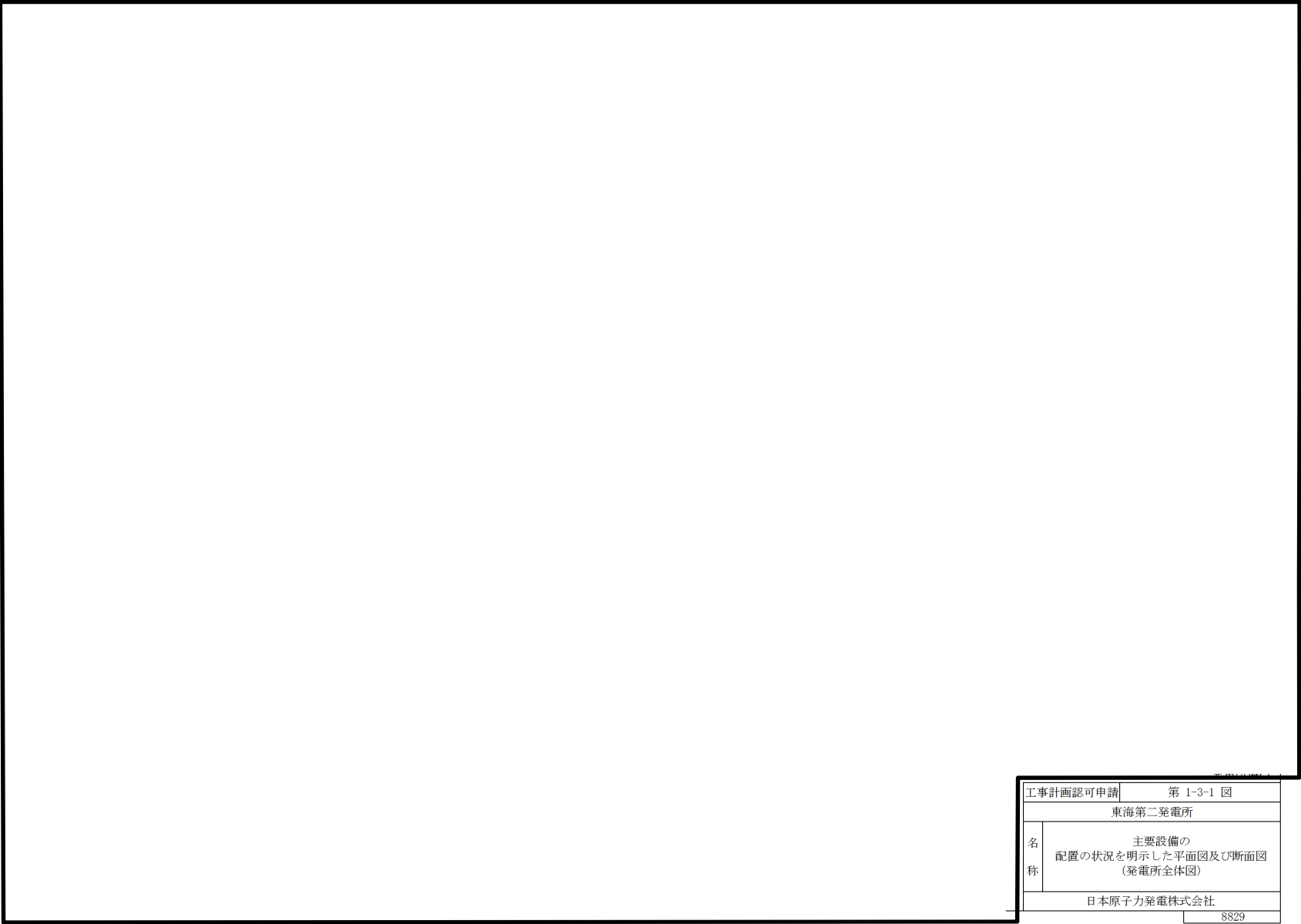
注記*: 電線保護を目的としている。

熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保たれていれば温度測定は可能



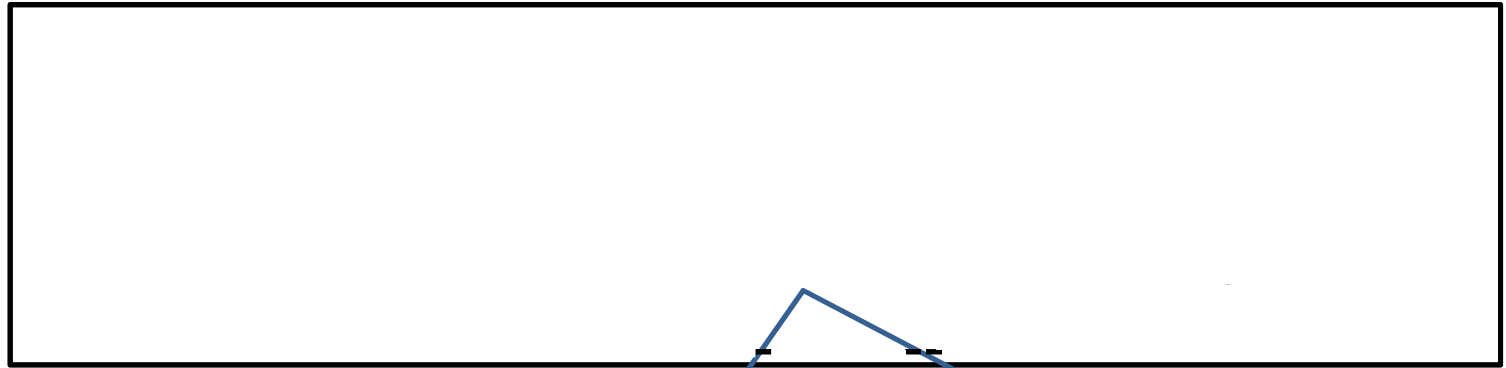
		工事計画認可申請	第 5-4-7 図
		東海第二発電所	
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (4/8)		
	日本原子力発電株式会社		
		8613	

工事計画認可申請		第 5-4-8 図	
東海第二発電所			
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (5/8)		
	日本原子力発電株式会社		
			8831



工事計画認可申請		第 1-3-1 図	
東海第二発電所			
名 称	主要設備の 配置の状況を明示した平面図及び断面図 (発電所全体図)		
	日本原子力発電株式会社		
		8829	

格納容器下部水位の構造イメージ図



アダプタ詳細イメージ



: 有機材料使用箇所

(材質: *)

注記*: 電線保護を目的としている。

熱や放射線による劣化としては、熱収縮チューブの硬化等
が考えられるが、熱収縮チューブが劣化しても絶縁性が保
たれていれば水位測定は可能

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の耐放射線性について

格納容器破損防止対策の有効性評価におけるドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の耐放射線性の日数については、以下に示すとおりである。なお、下記のとおり、③の積算線量及び④の1日当たりの線量率は有効性評価の各評価事故シーケンスを十分包絡する値となっており、有効性評価の各評価事故シーケンスを想定すると、機能を期待できる日数は□日程度よりも更に長くなる。

○ドライウェル雰囲気温度、格納容器下部水位

機能を期待できる日数としては、□日程度と算出している。

▼算出根拠

$$(\text{①}\square\text{ kGy} - \text{②}7\text{ kGy} - \text{③}640\text{ kGy}) \div \text{④}31.2\text{ kGy/日} + 7\text{ 日} = \square\text{ 日}$$

①環境認定試験により健全性を確認した積算線量：□ kGy

②通常運転中の20年間の積算線量：7 kGy^{*1}

③重大事故等発生から7日間の積算線量：640 kGy（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の積算線量）

④7日時点の線量率から算出した1日当たりの線量率（解析値）：31.2 kGy/日（格納容器破損防止対策の有効性評価の各評価事故シーケンスを包絡するよう、保守的な条件とした場合の1日当たりの線量率）^{*2}

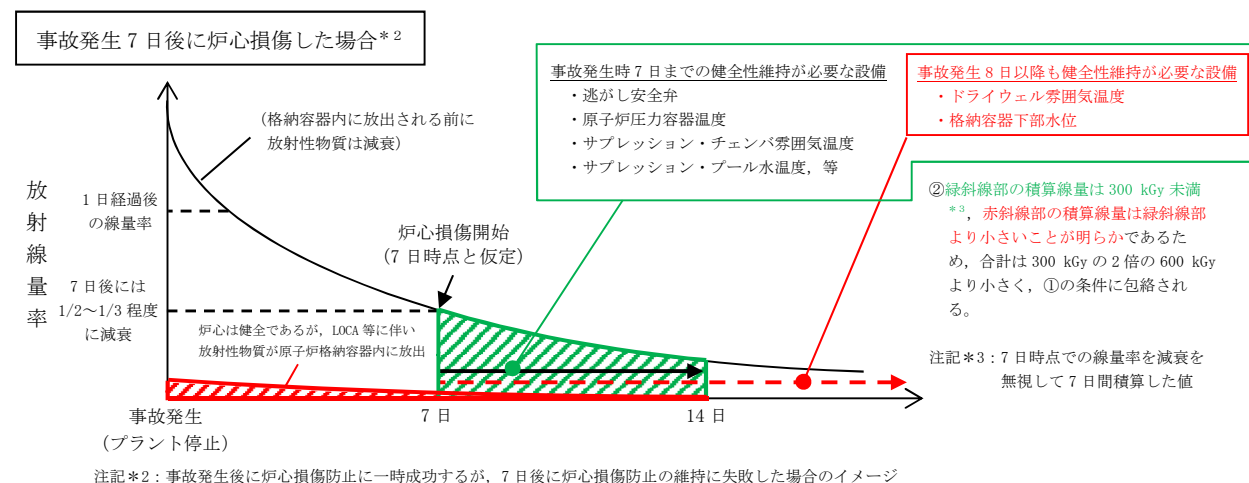
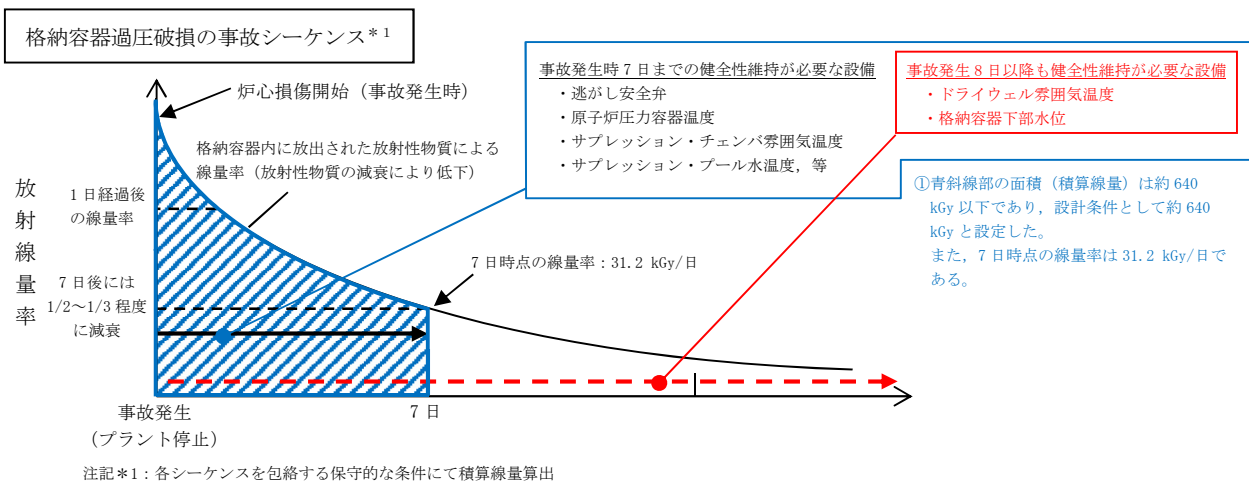
注記*1：放射線による劣化を考慮する必要のある有機材料はペネトレーションボックス内のアダプタ部のみに使用していることから、原子炉格納施設内のペネトレーションボックス設置エリアの通常運転中の環境条件の設計値を示している。

設計値については、建設時第22回工事計画認可申請書（51資庁第3467号 昭和51年6月2日認可）にて認可された工事計画の添付書類「Ⅲ-3-2 人が常時勤務し、またはひん繁に出入する原子力発電所内の場所における放射線量率に関する説明書」による。

線量の積算期間については、当該設備が新規制基準への対応として新たに設置する設備であることから想定される運転期間を考慮して20年間で設定している。

*2：8日以降は減衰しないものと保守的に仮定している。

重大事故等時の条件として考慮した原子炉格納容器内の積算線量の事故条件について



事象が緩やかに進展する場合は, プラント停止から炉心損傷までの時間が長くなり, 放射線量率は低減するため, 積算線量は, 設計条件 (640 kGy) に包絡される。

主パラメータである計器（ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位）の事故時の健全性や計測する上での代表性及び使っている有機材料及びその耐熱温度について

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位については基本的に金属材料で構成されているが、検出部の一部については有機材料である [] を使用している。

熱耐性としては、環境認定試験において、有機材料部である [] [] も含めて試験供試体を作成し、最高温度 200 °C（短期最高 235 °C）にて試験を実施し健全性を確認している。重大事故等時における最高温度は 200 °C（短期最高 235 °C）であることから、耐熱性に問題ないと考えている。

ドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の配置について

ドライウェル雰囲気温度については、格納容器内の上部 (EL. m)、中部 (EL. m)、下部 (EL. m) 及びペデスタル気相部 (EL. m) にそれぞれ 2 台ずつ分散配置して設置されており、原子炉格納容器全体の雰囲気温度を計測することが可能である。ドライウェル雰囲気温度の設置場所について、図 1 及び図 2 に示す。

格納容器下部水位については、ペデスタル（ドライウェル部）内と、ペデスタル（ドライウェル部）と貫通孔で接続されたドライウェルに設置するボックス内に分散して設置する。格納容器下部水位の設置位置及び設置個数について、図 3 及び表 1 に示す。

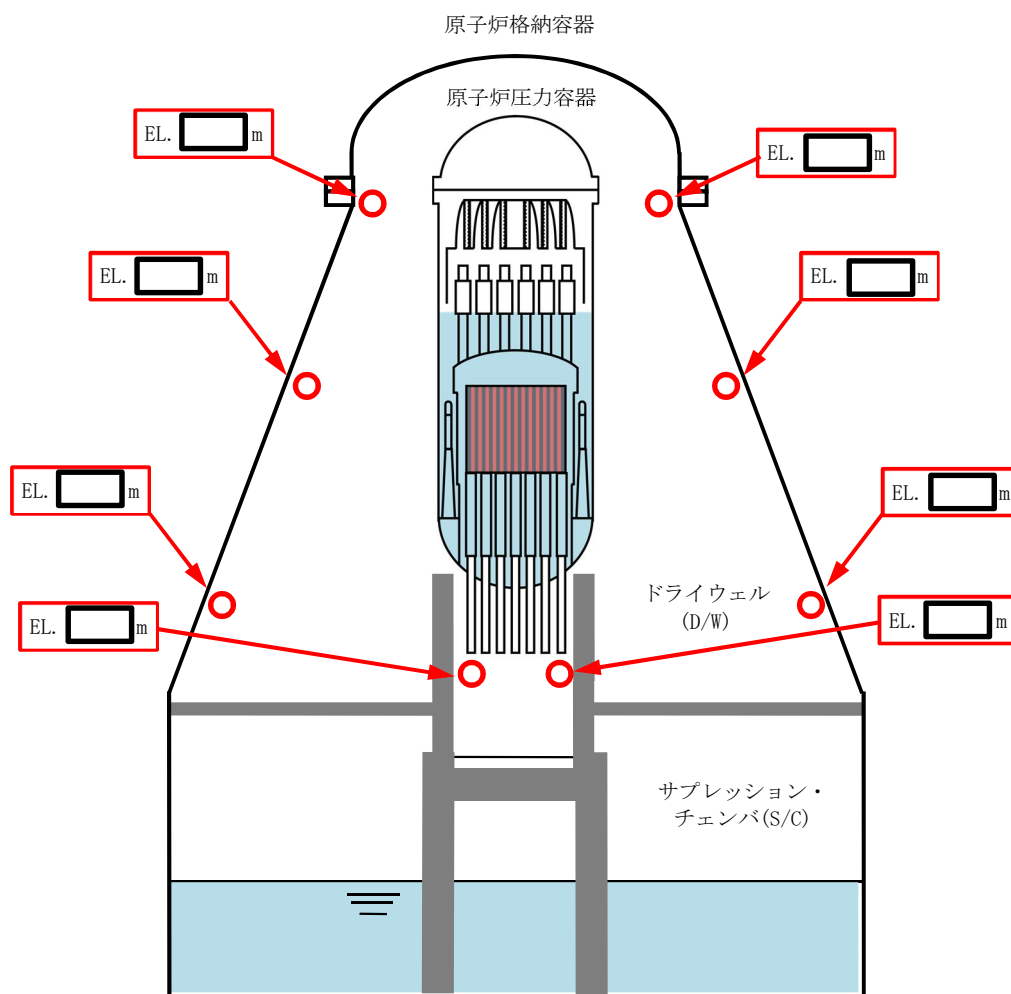


図 1 ドライウェル雰囲気温度の設置場所（概略断面図）

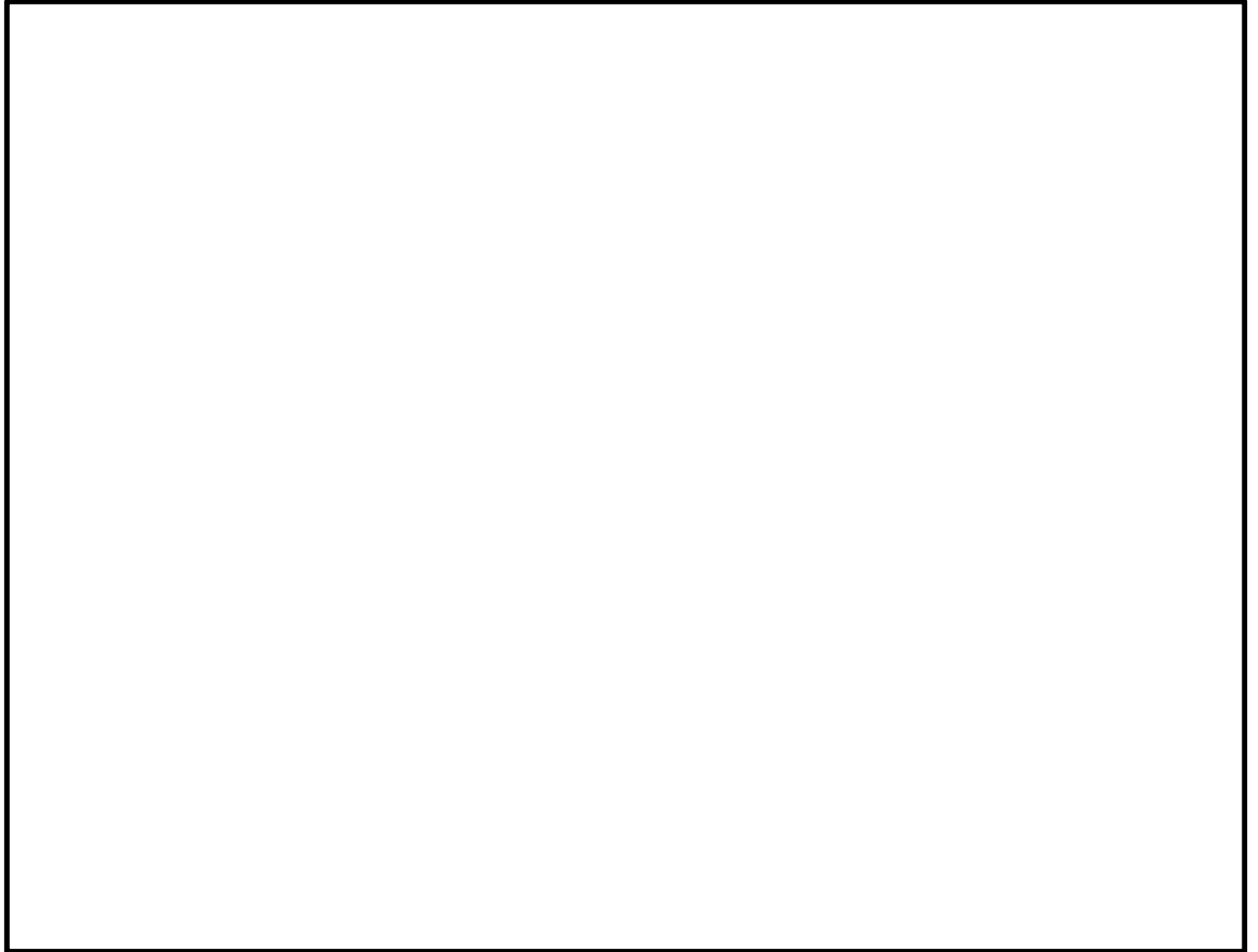


図 2 ドライウェル雰囲気温度の設置場所（概略平面図）

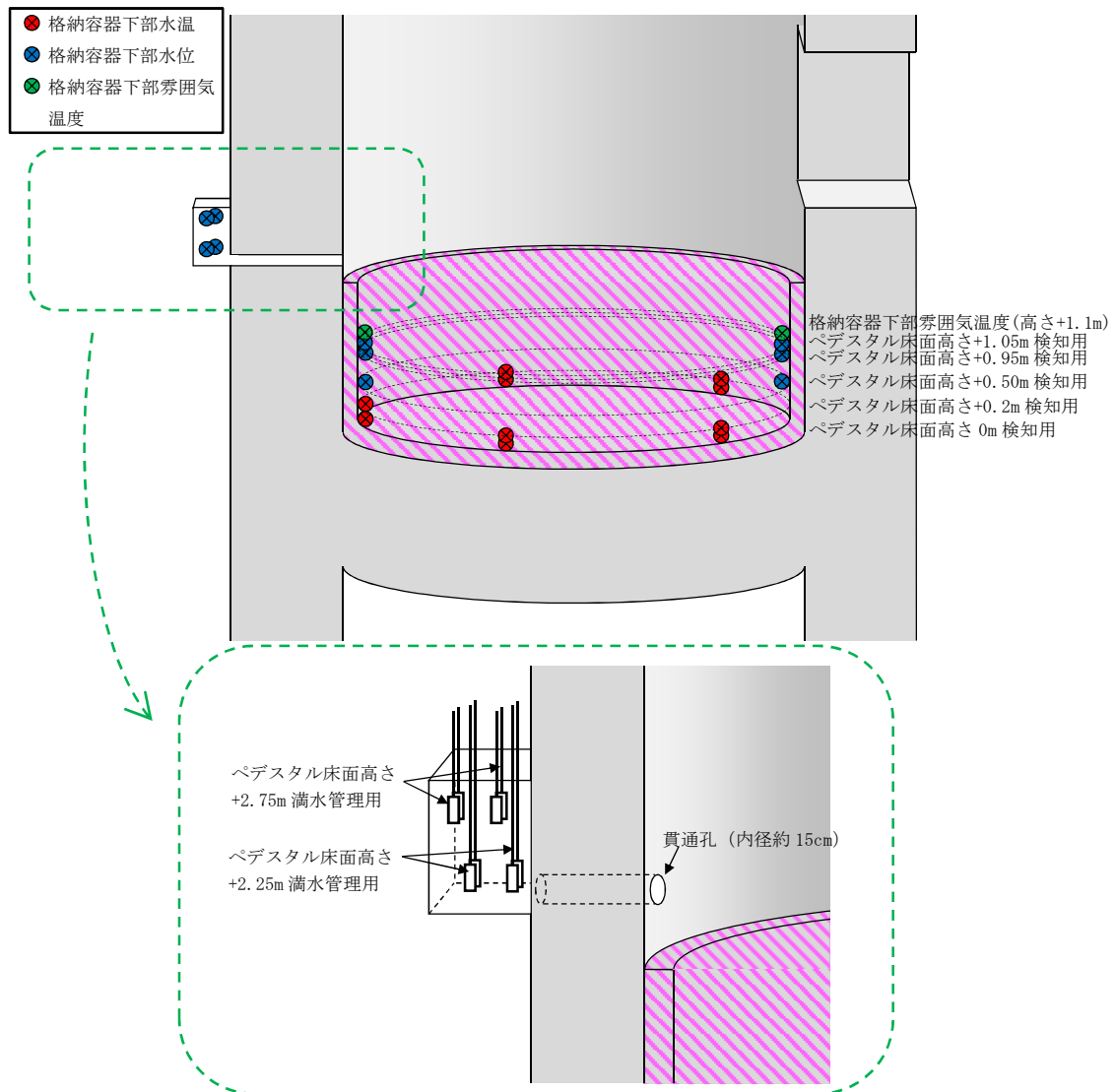


図3 格納容器下部水位の配置イメージ

表1 ペDESTAL内計器の概要

	設置高さ*1	設置数	計器種別
格納容器下部水温	0 m	各高さに5個	測温抵抗体式 温度計
	0.2 m		
格納容器下部水位	0.50 m	各高さに2個	電極式 水位計
	0.95 m		
	1.05 m		
	2.25 m		
	2.75 m		
格納容器下部雰囲気温度	1.1 m	2個	熱電対式温度計

注記*1：ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成，設置場所及び個数について

一部の部位が原子炉格納容器内にある計装設備の系統構成，設置場所及び個数について，以下に示す。

設備	設置場所	個数	系統構成
原子炉圧力	図 15 に示す	2	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており，凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の弾性圧力検出器に圧力を伝えている。凝縮槽及び計装配管は，無機物で構成されている。（構成図を図 1，2 に示す。）
原子炉圧力（S A）	図 15 に示す	2	
原子炉水位（広帯域）	図 15 に示す	2	原子炉格納容器内に凝縮槽及び計装配管が設置されており，凝縮槽及び計装配管を通じて原子炉格納容器外の差圧式水位検出器にて水位を検出している。凝縮槽及び計装配管は，無機物で構成されている。（構成図を図 3～6 に示す。）
原子炉水位（燃料域）	図 14 に示す	2	
原子炉水位（S A 広帯域）	図 15 に示す	1	
原子炉水位（S A 燃料域）	図 14 に示す	1	
ドライウエル圧力	図 16 に示す	1	原子炉格納容器内に計装配管が設置されており，計装配管を通じて原子炉格納容器外の検出器にて圧力，水位等を検出している。計装配管は，無機物で構成されている。（構成図を図 7～10 に示す。）
サプレッション・チェンバ 圧力	図 13 に示す	1	
サプレッション・プール水 位	図 12 に示す	1	
格納容器内水素濃度（S A）	図 14，15 に 示す	2	
格納容器内酸素濃度（S A）		2	

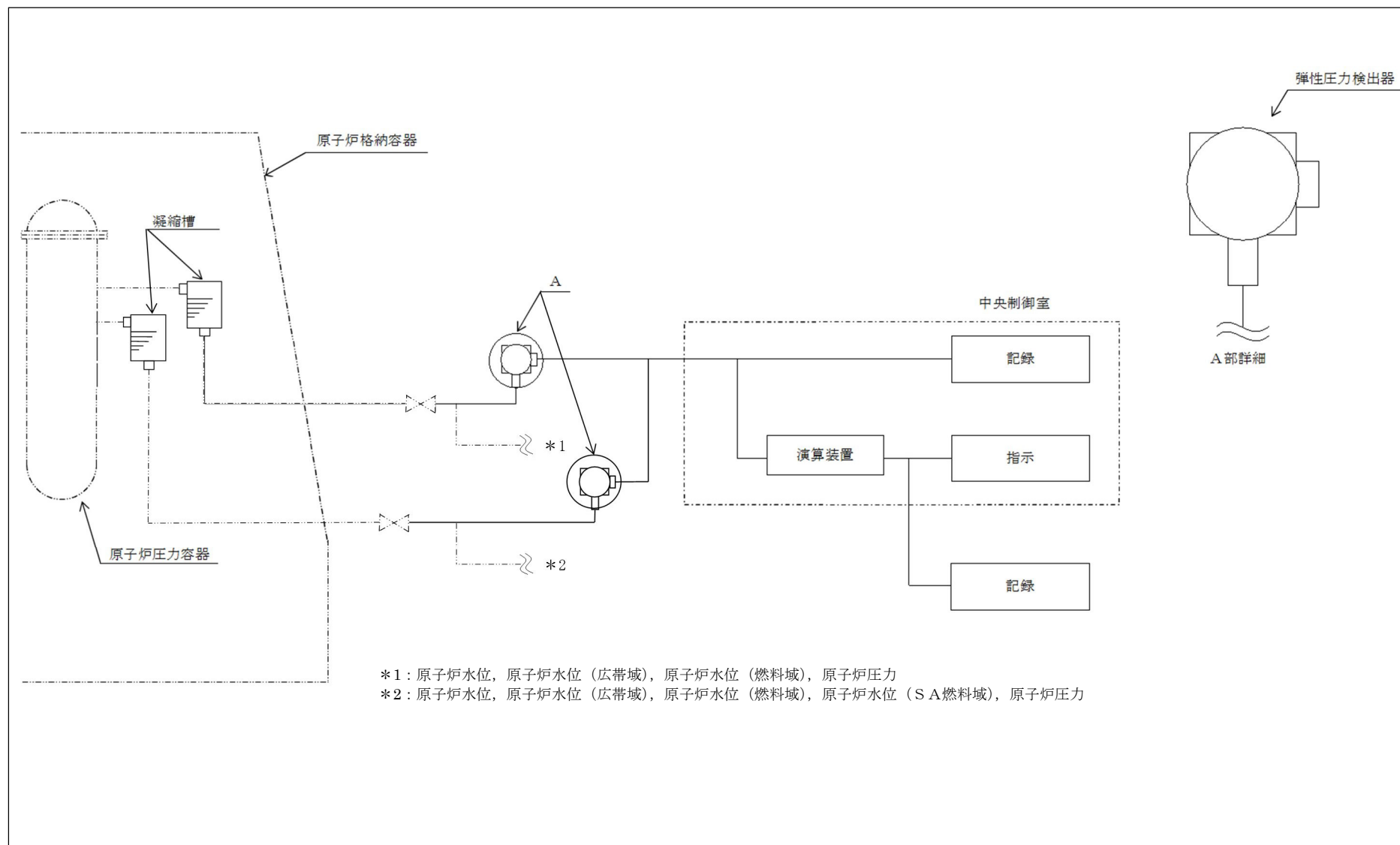


図1 検出器の構成図 (原子炉圧力)

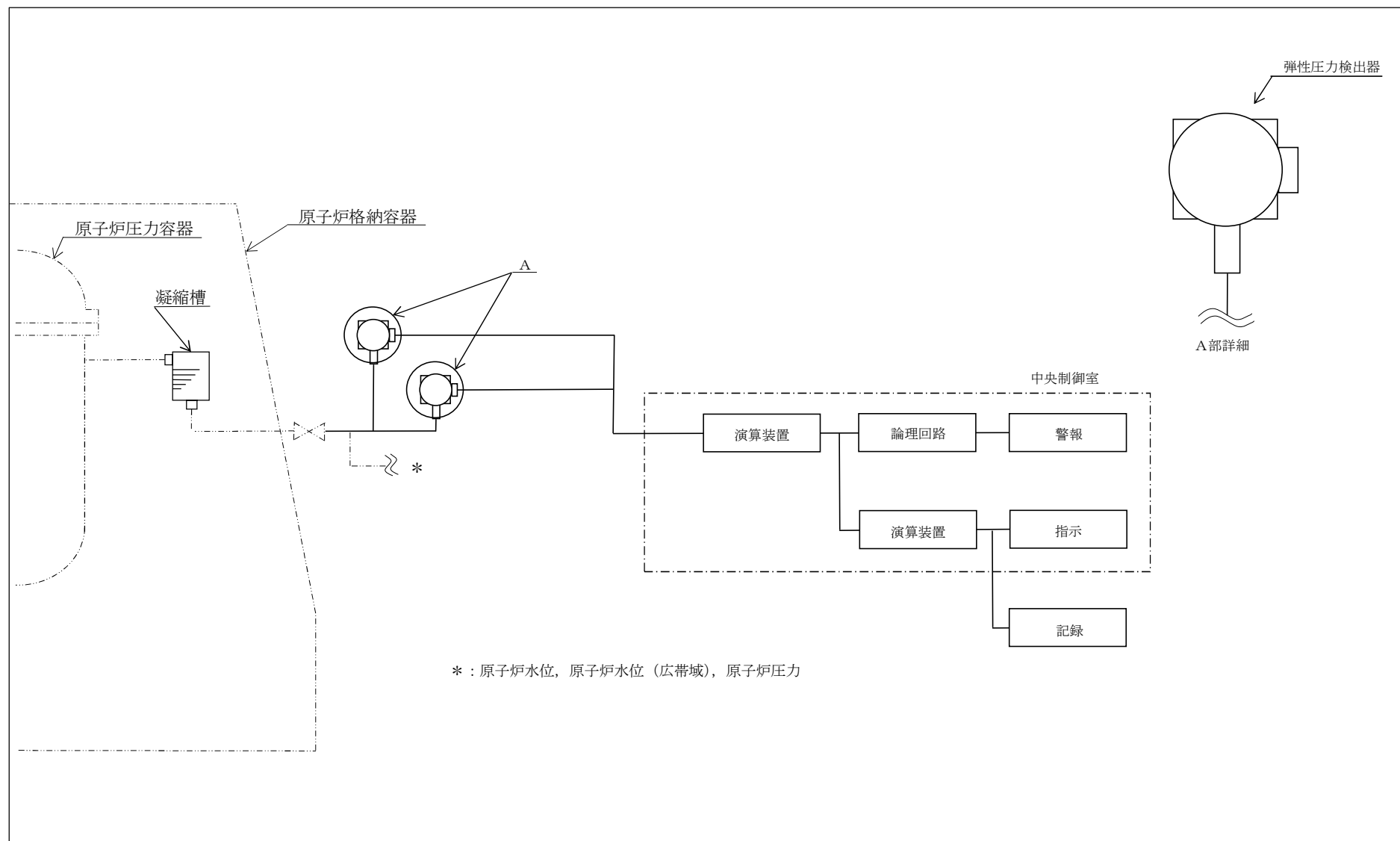


図2 検出器の構成図 (原子炉圧力 (SA))

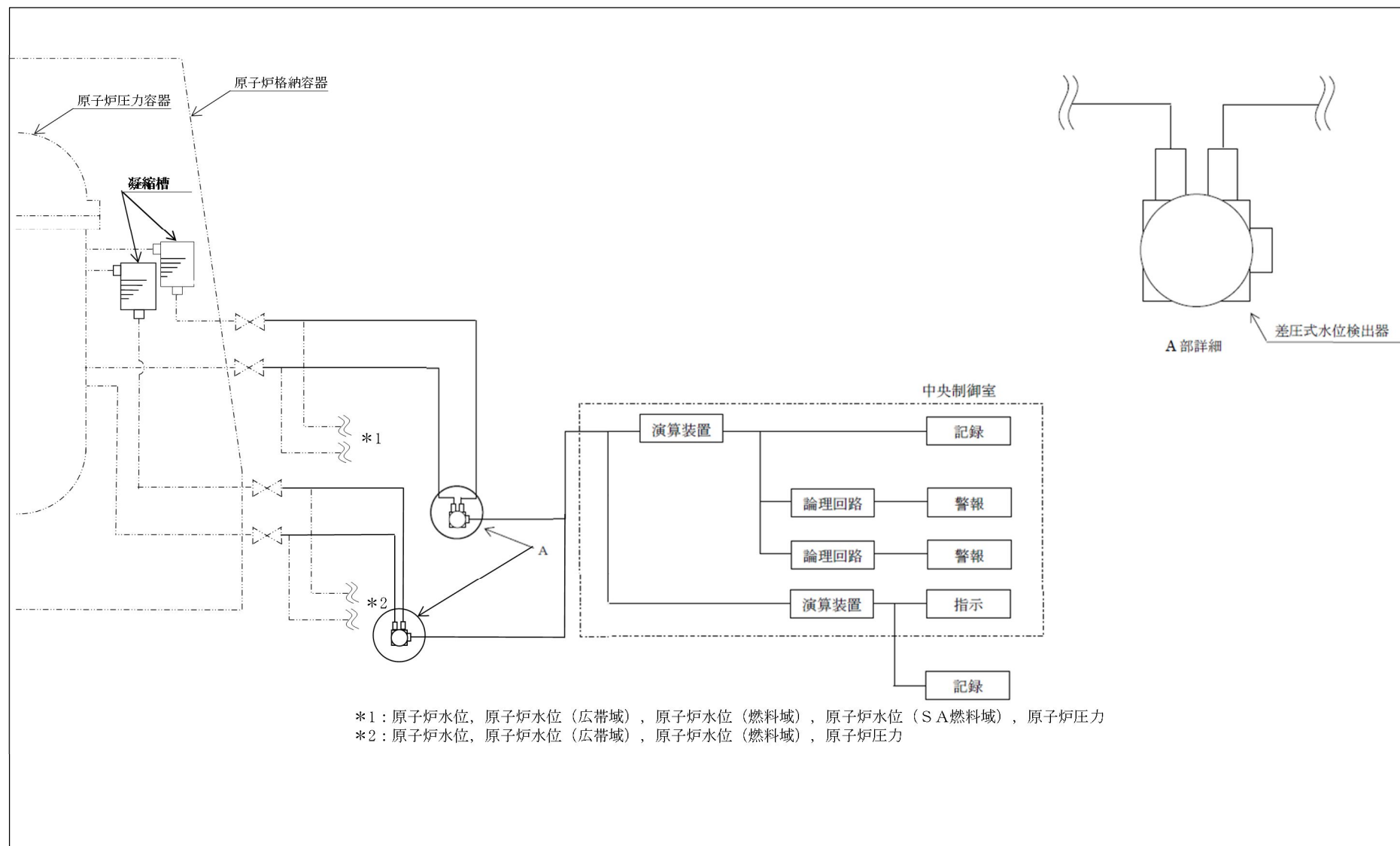


図3 検出器の構成図（原子炉水位（広帯域））

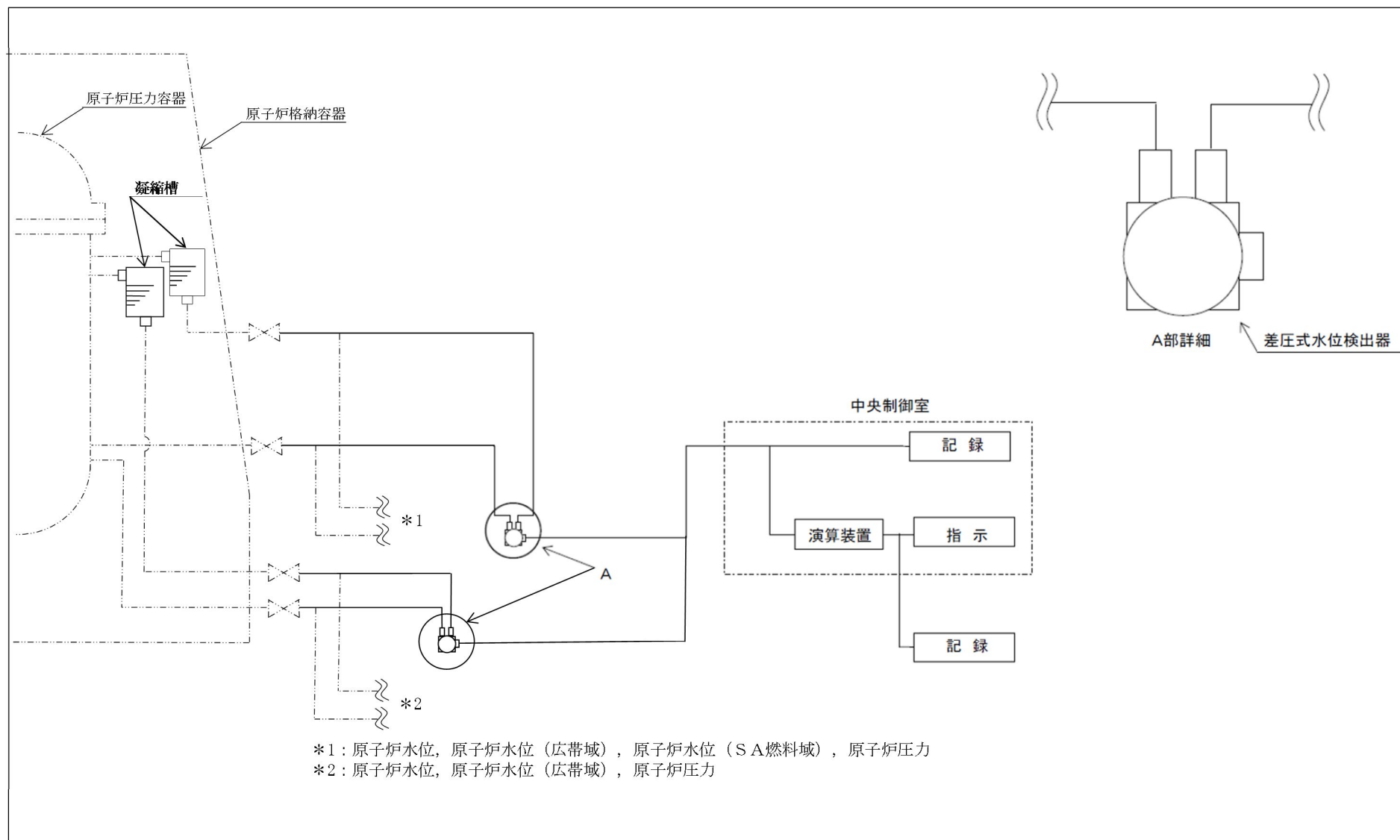


図4 検出器の構成図 (原子炉水位 (燃料域))

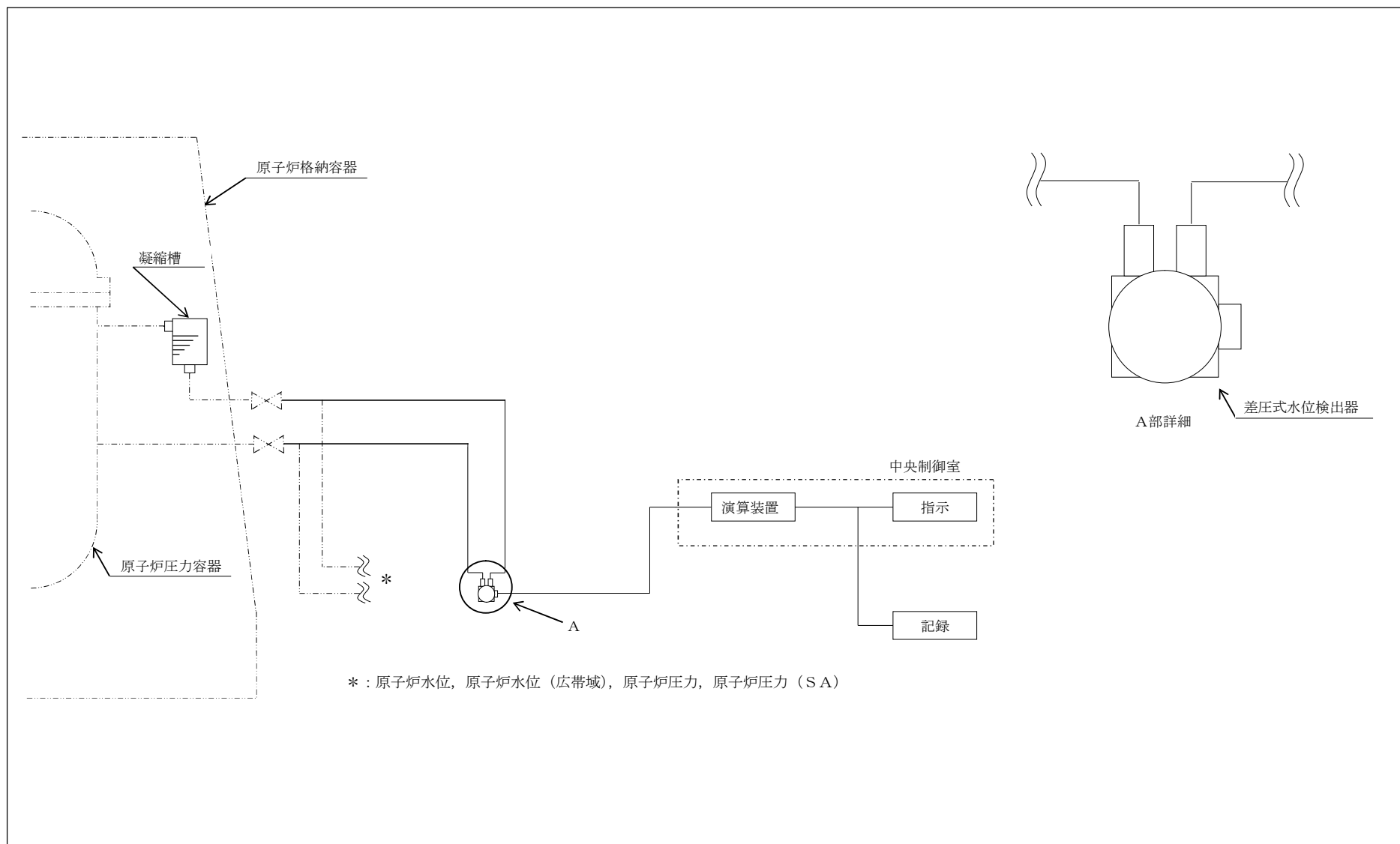


図5 検出器の構成図 (原子炉水位 (S A 広帯域))

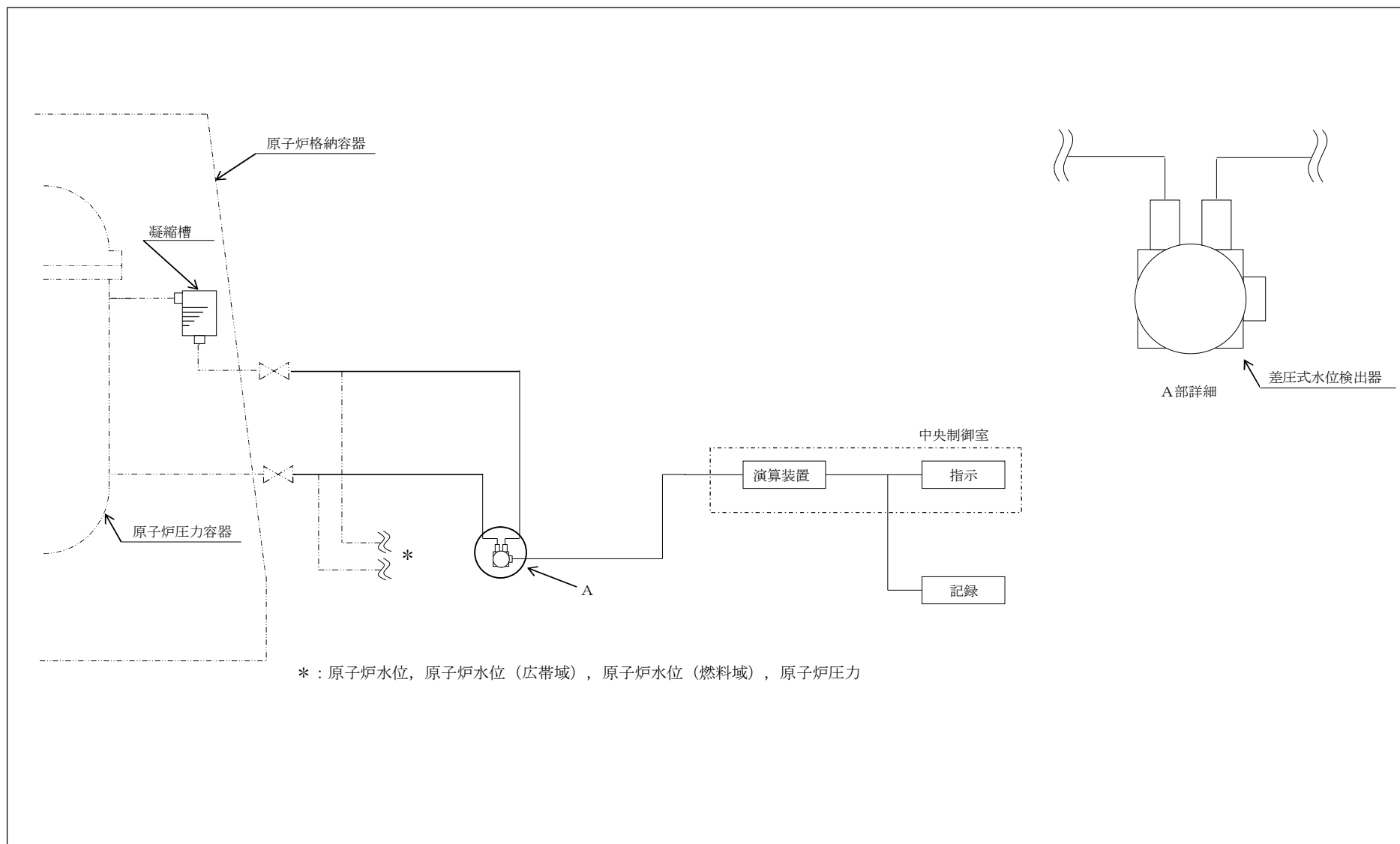


図6 検出器の構成図 (原子炉水位 (S A燃料域))

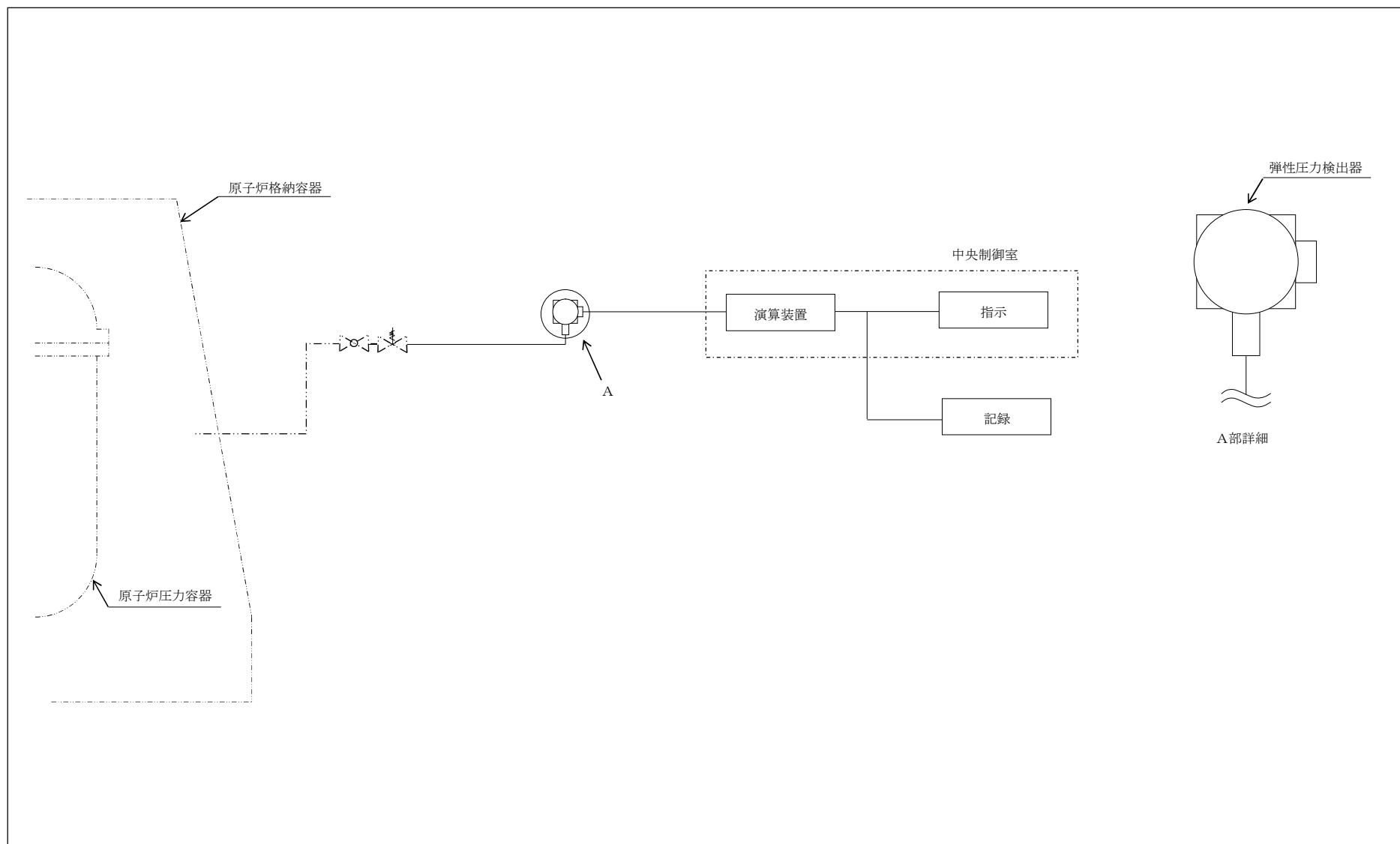


図7 検出器の構成図（ドライウェル圧力）

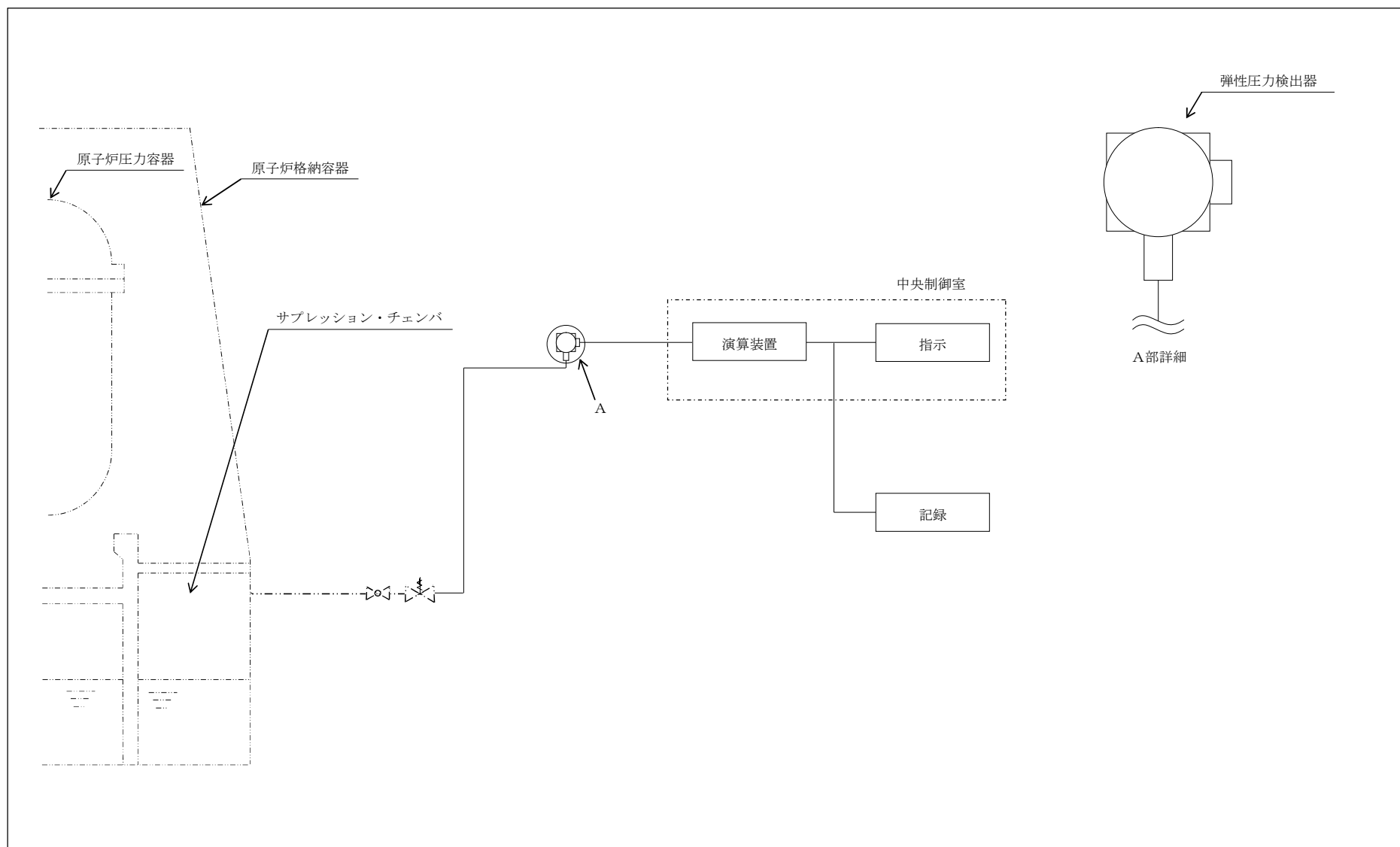


図8 検出器の構成図（サプレッション・チェンバ圧力）

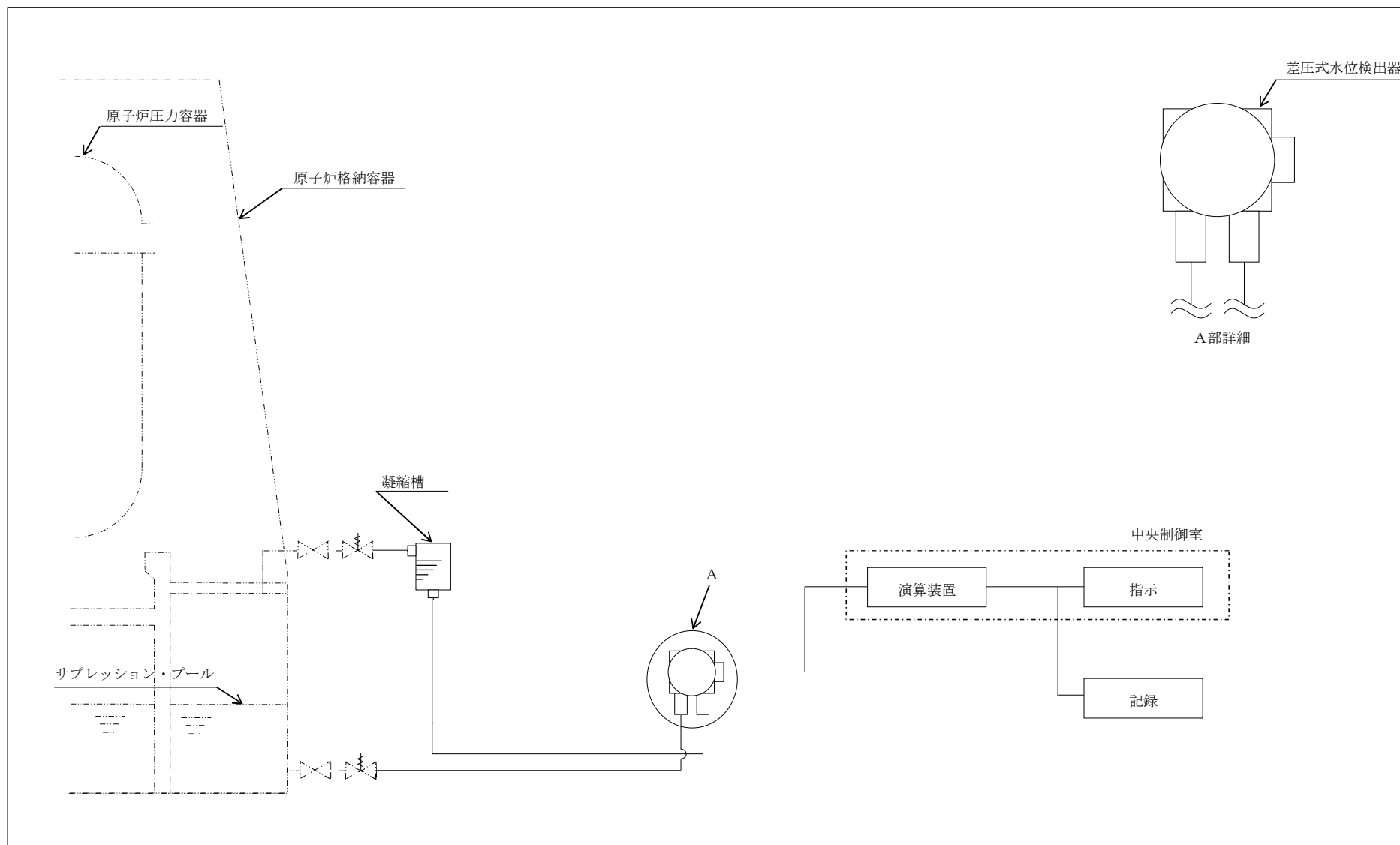


図9 検出器の構成図（サプレッション・プール水位）

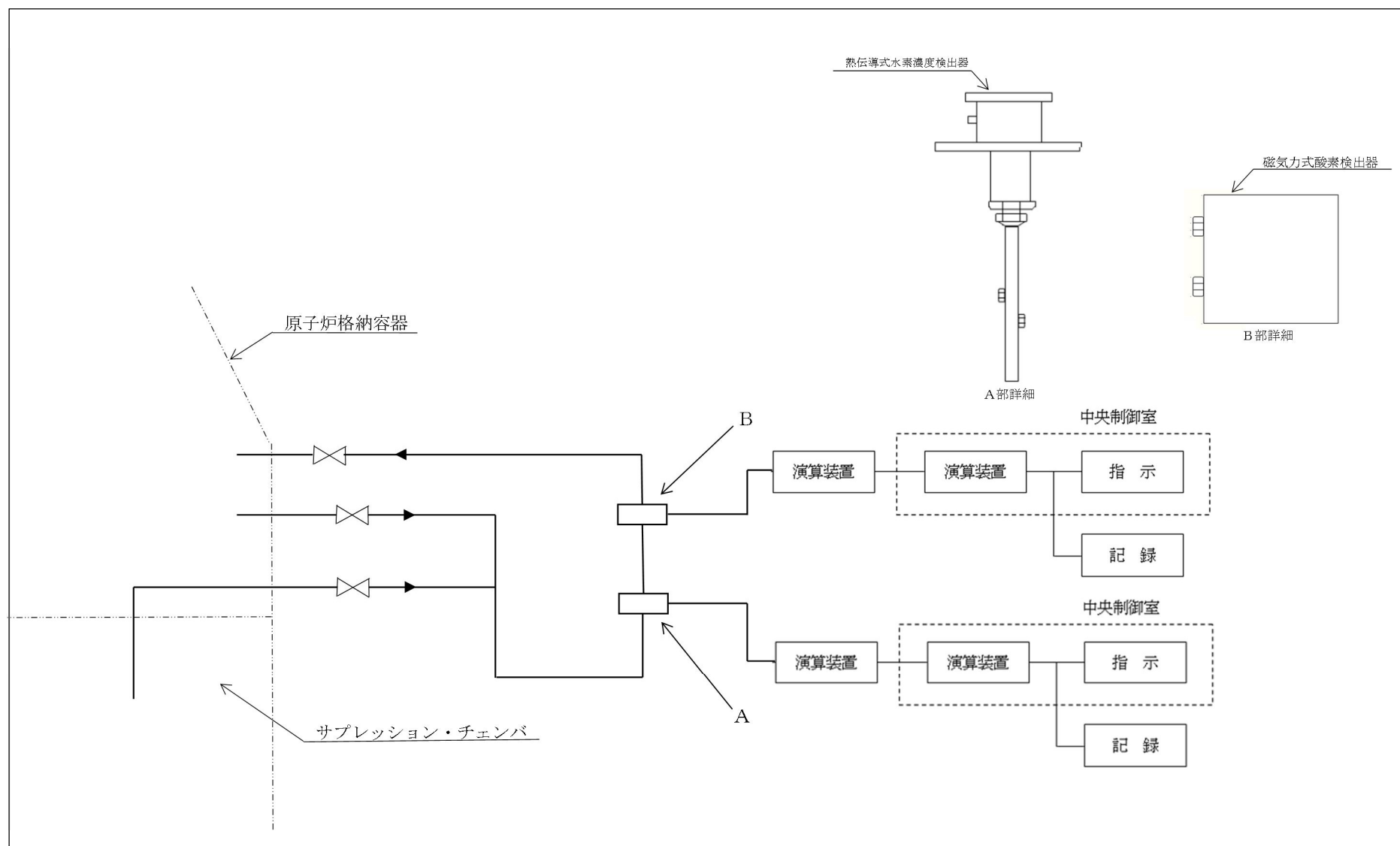


図 10 検出器の構成図 (格納容器内水素濃度 (S A), 格納容器内酸素濃度 (S A))

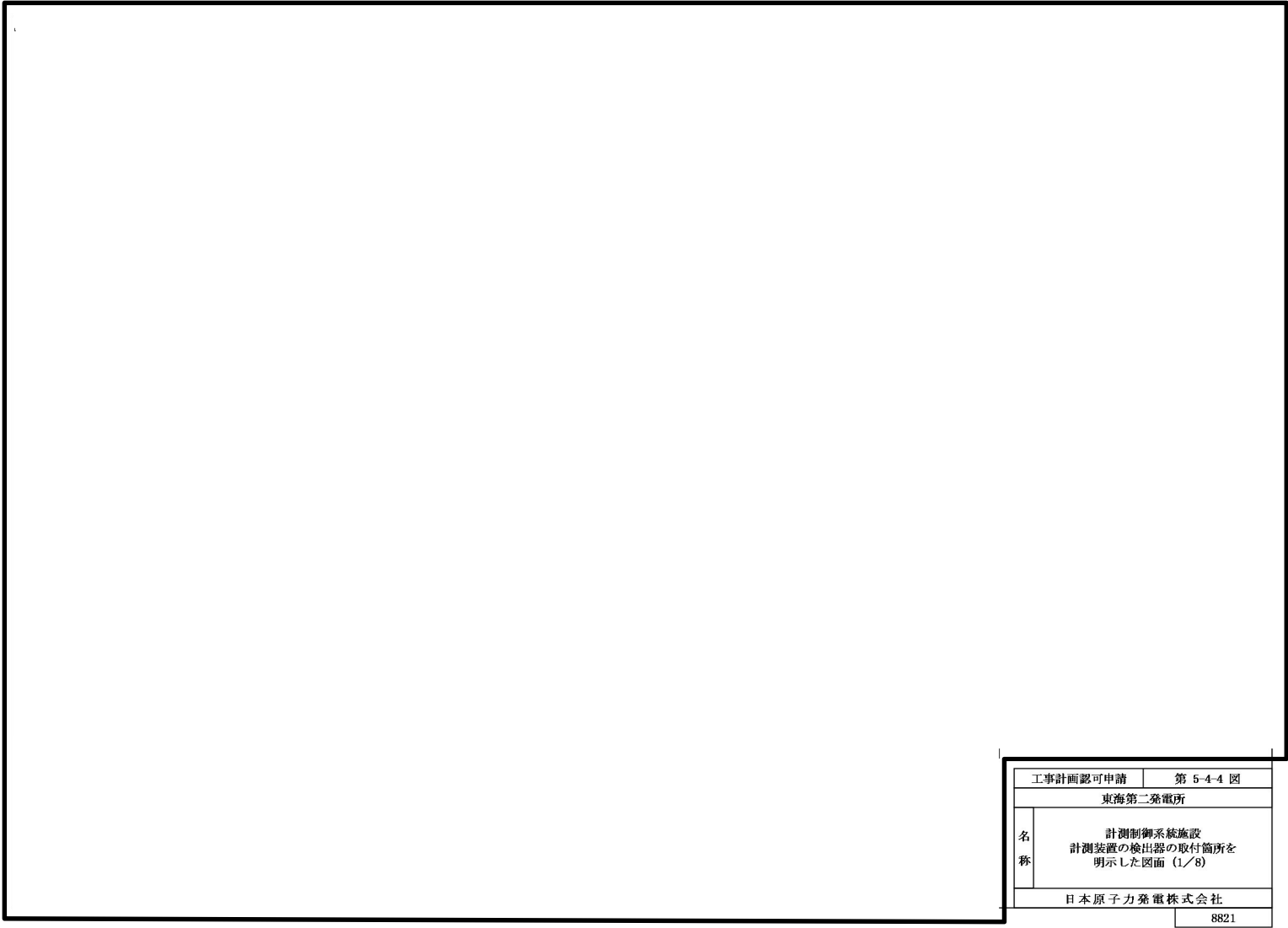
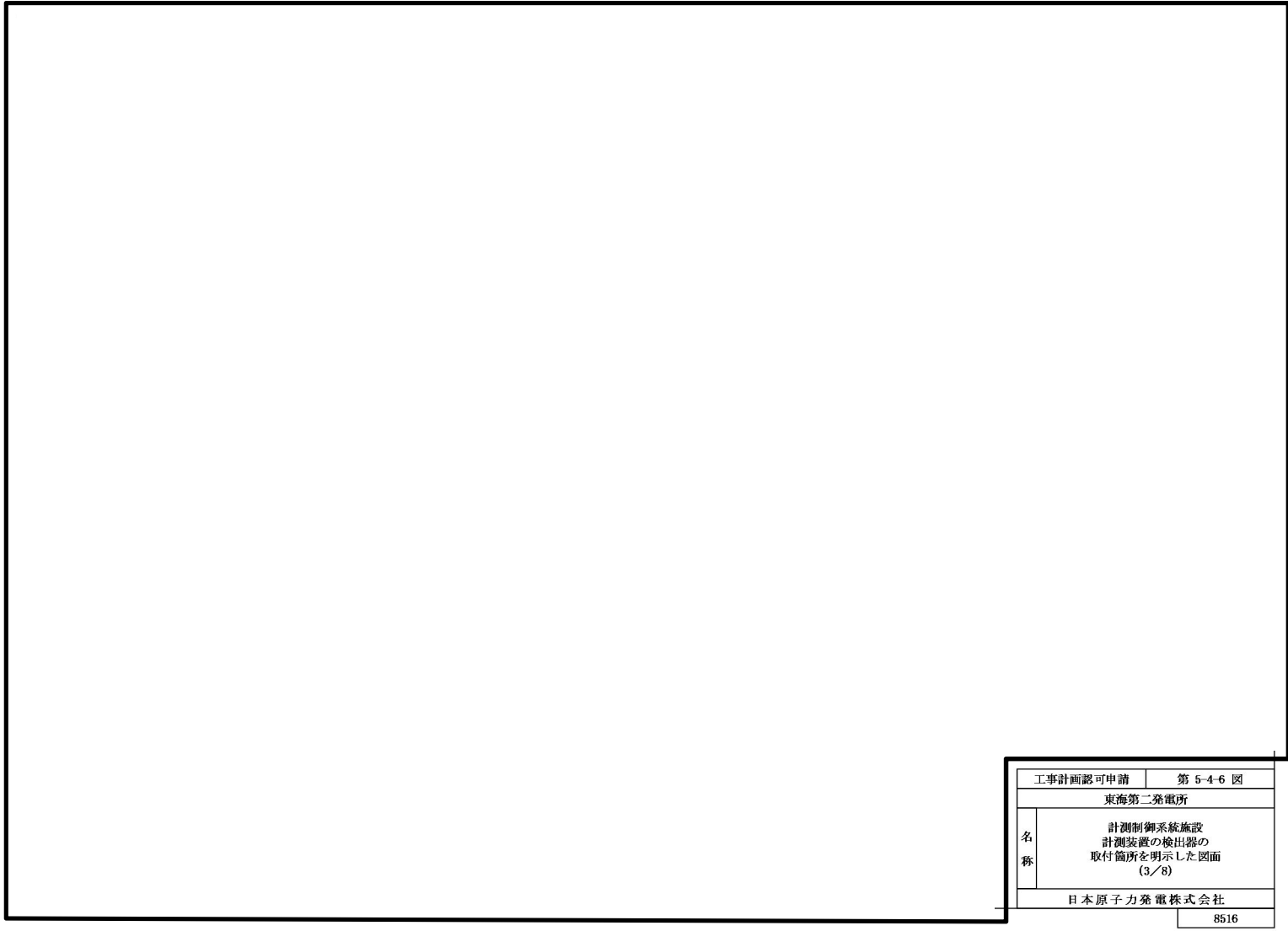


図 12 配置図 (1/5)



工事計画認可申請		第 5-4-6 図
東海第二発電所		
名 称	計測制御系統施設 計測装置の検出器の 取付箇所を明示した図面 (3/8)	
	日本原子力発電株式会社	
		8516

図 13 配置図 (2/5)

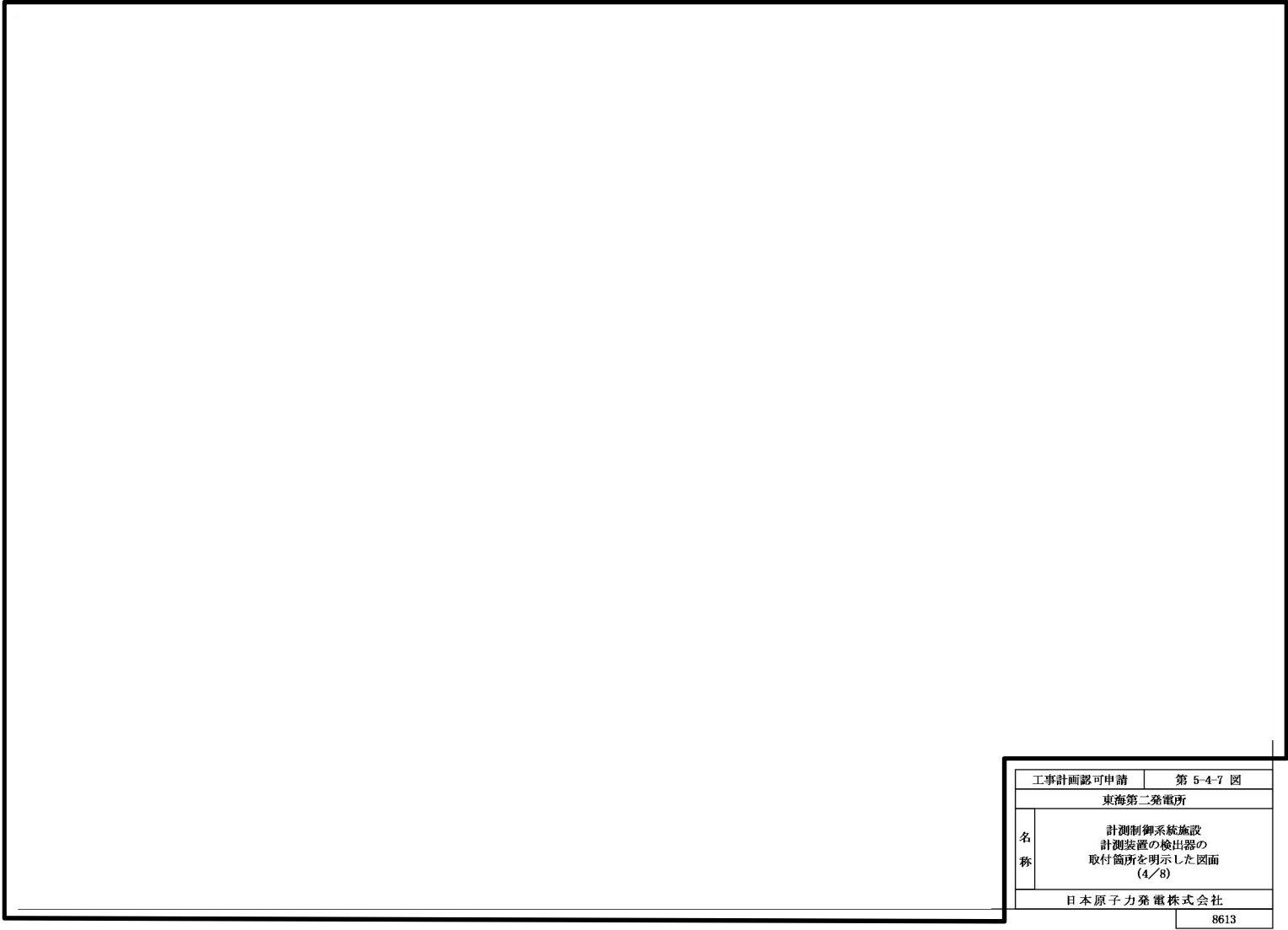


図 14 配置図 (3/5)

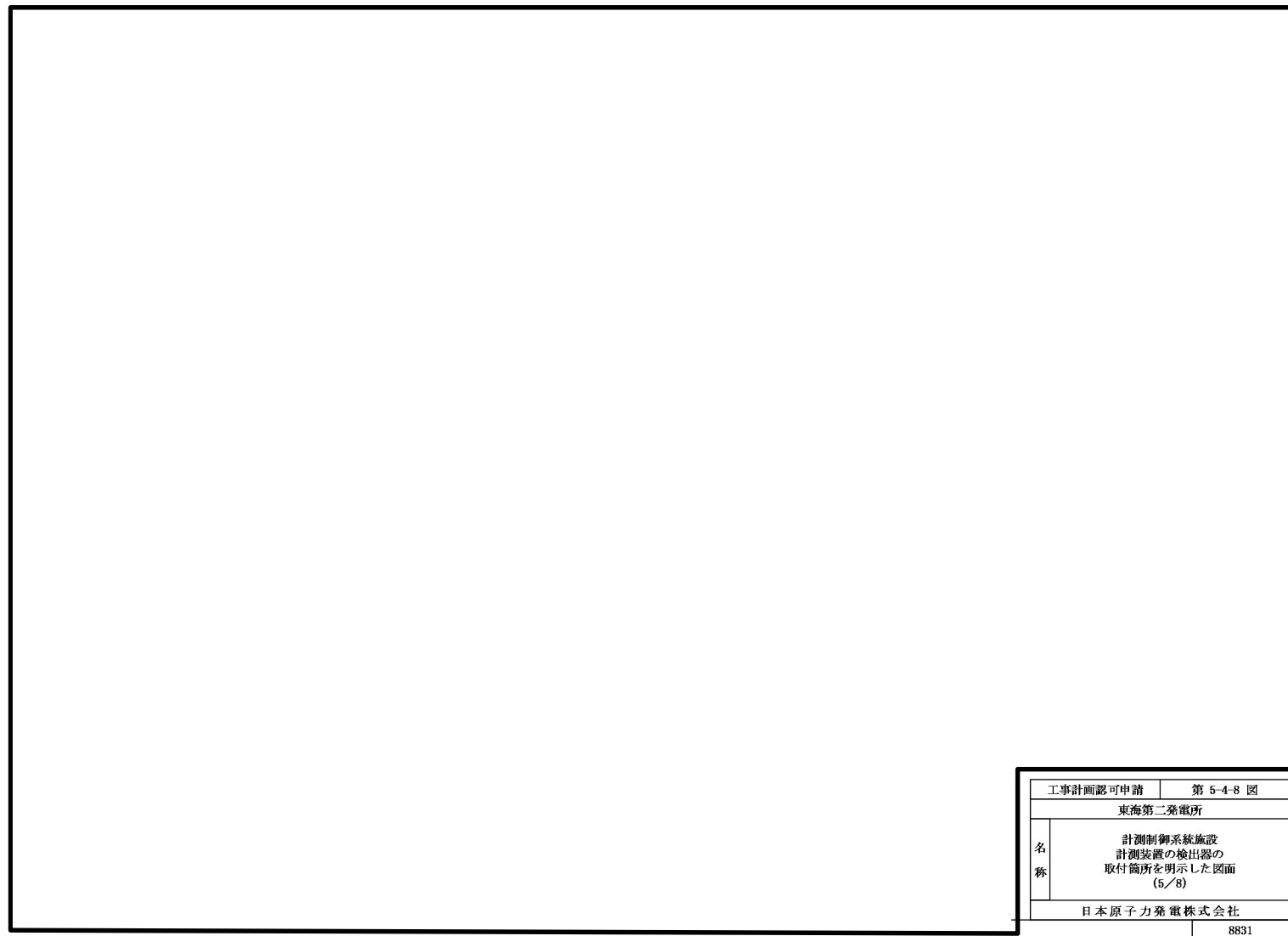


図 15 配置図(4/5)

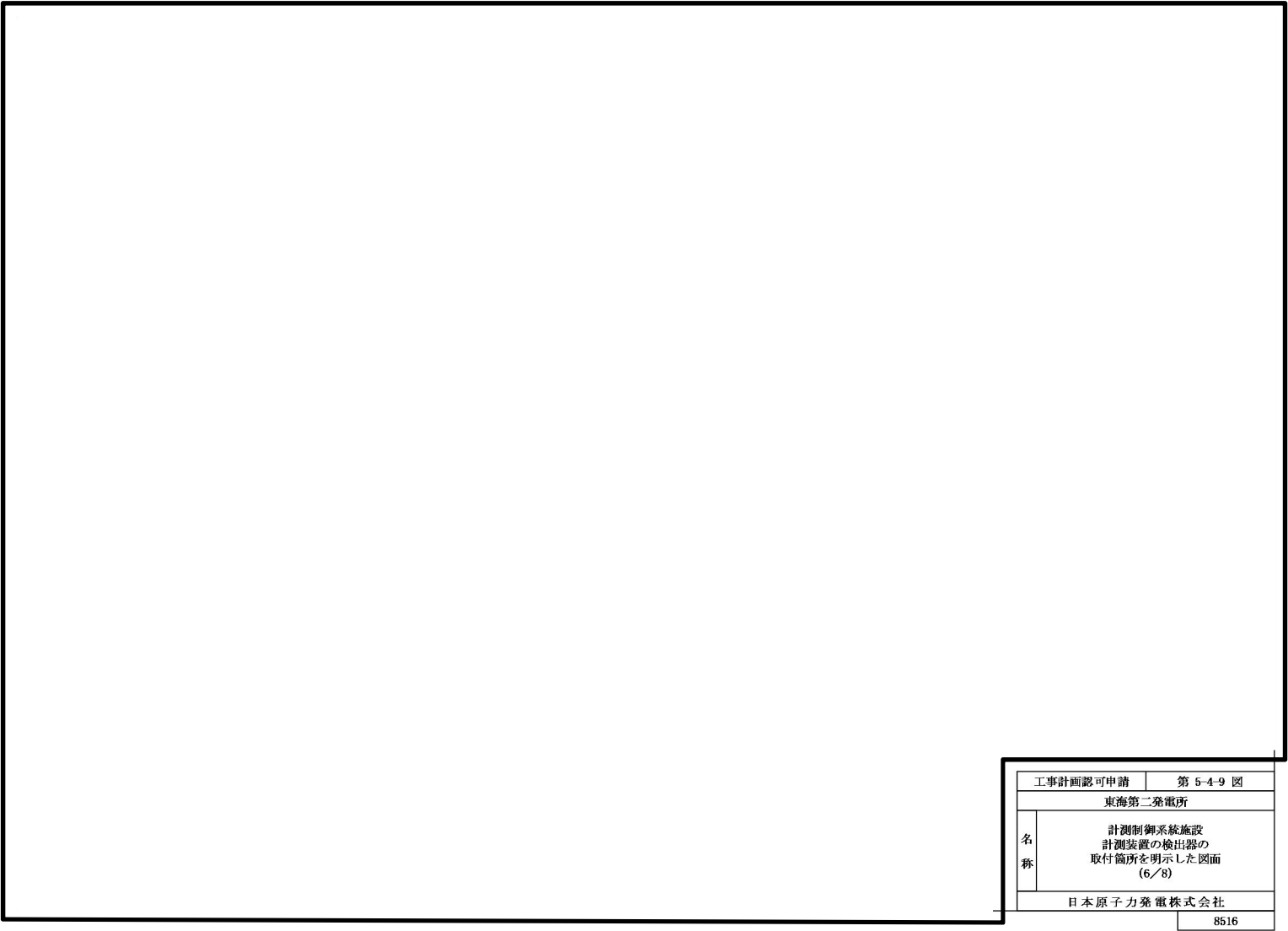


図 16 配置図(5/5)

原子炉建屋原子炉棟内の伝送器の耐放射線性及び事故時の線量率について

原子炉格納容器外において事故後の放射線量が大きくなる場所として原子炉建屋原子炉棟内が考えられ、ここにはドライウェル雰囲気温度及び格納容器下部水位の代替パラメータであるドライウェル圧力、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等の伝送器*が設置されている。

これに対して、格納容器破損防止対策の有効性評価の評価事故シーケンス（「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（代替循環冷却系に期待する場合）」、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（代替循環冷却系に期待できない場合）」、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗（+DCH）」のうち、最も原子炉建屋原子炉棟内の線量が厳しくなる「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（代替循環冷却系に期待する場合）」の事故後 100 日までの原子炉建屋原子炉棟内の放射線量評価結果に基づき、上記伝送器の健全性に期待できる期間内に、設備の取替えが可能となる程度まで線量率が低下することを確認している。その内容は以下のとおり。

注記*：原子炉建屋原子炉棟内の関連設備のうち放射線影響を受けやすい設備として、伝送器を評価対象に選定

○事故後 100 日時点までの積算線量

原子炉建屋原子炉棟内の放射線線量評価は、「原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量」及び「線源配管からの直接線による線量」の寄与を合わせて考慮する。

上記のうち、線源配管からの直接線による線量は、線源配管及び伝送器の配置並びに遮蔽材の有無、遮蔽材厚さによって変わるが、事故後 8 日以降に期待する設備であるドライウェル圧力、低圧代替注水系格納容器下部注水流量等の伝送器は、原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量（事故後 100 日時点までの積算線量：約 220 Gy）の寄与を考慮しても環境認定試験により健全性を確認している の線量を超過することのないよう遮蔽設計を行うことから、事故後 100 日以上での健全性維持に期待できる。

【遮蔽設計の例：ドライウェル圧力】

厚さ 3 cm の鉛遮蔽（減衰率：0.09）を伝送器周りに設置し、「原子炉格納容器内からの漏えいに起因する線量」及び「線源配管からの直接線による線量」を減衰させる遮蔽設計を行うことにより、事故後 100 日以上での健全性維持に期待できる。

○事故後 100 日時点での原子炉建屋原子炉棟内の線量率

事故後 100 日時点での原子炉格納容器内からの漏えいに起因する原子炉建屋原子炉棟内の線量率は、約 であり、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取換え作業が可能となる線量率になる。

一方、線源配管からの直接線による線量率は、作業時に線源配管と作業場所との間に必要な遮蔽対策（鉛遮蔽壁の設置等）を実施することにより、作業に支障のない線量率に低減可能である。また、必要に応じて線源配管となる代替循環冷却系配管について、図 2 に示すとおり、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（可搬型代替注水大型ポンプによる淡水供給）することにより、系統全体のフラッシングを行うことで、線量を更に低減させることが可能である。これらの対応を行うことにより、線源配管からの直接線による線量率を作業に支障のない範囲まで低減させ、少なくとも事故後 100 日時点では設備の取換え作業が可能である環境を整えることが可能である。

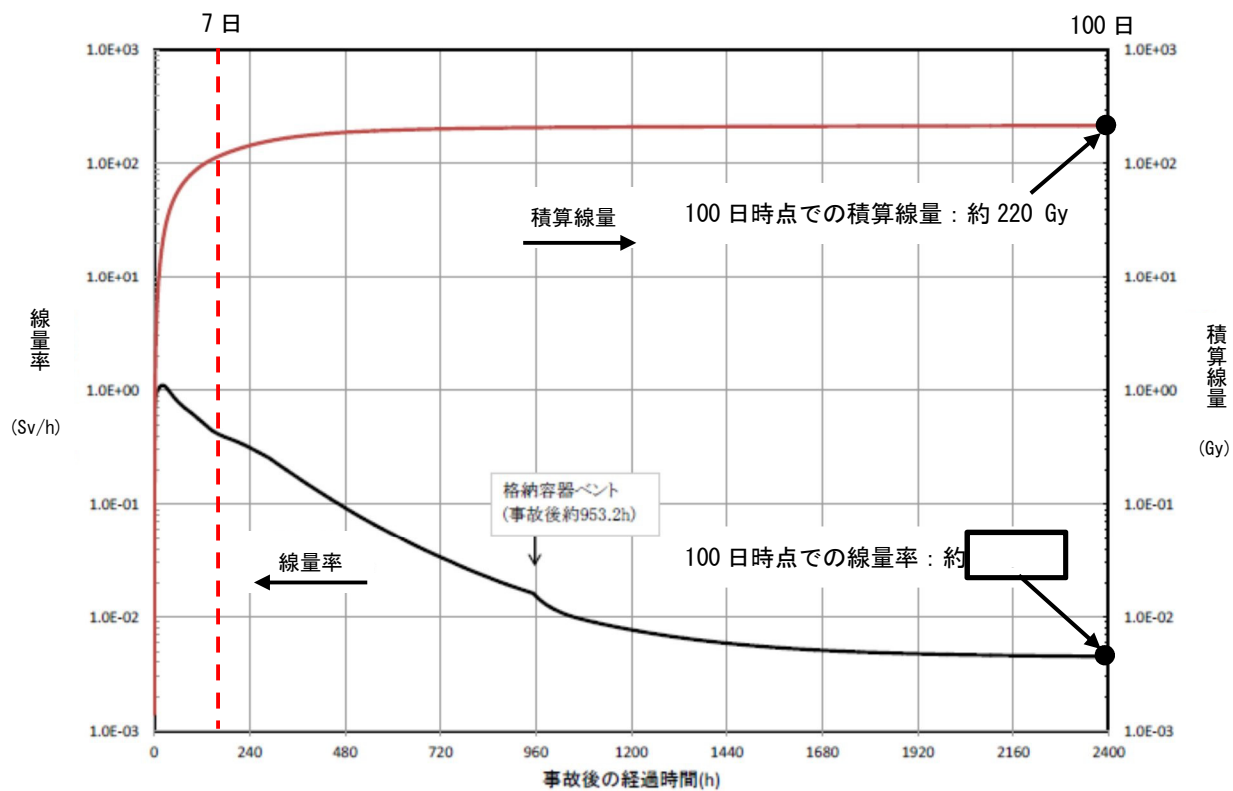


図1 原子炉格納容器内からの漏えい起因する [] オペレーションフロア（EL. 46.50 m）における事故後の線量率及び積算線量

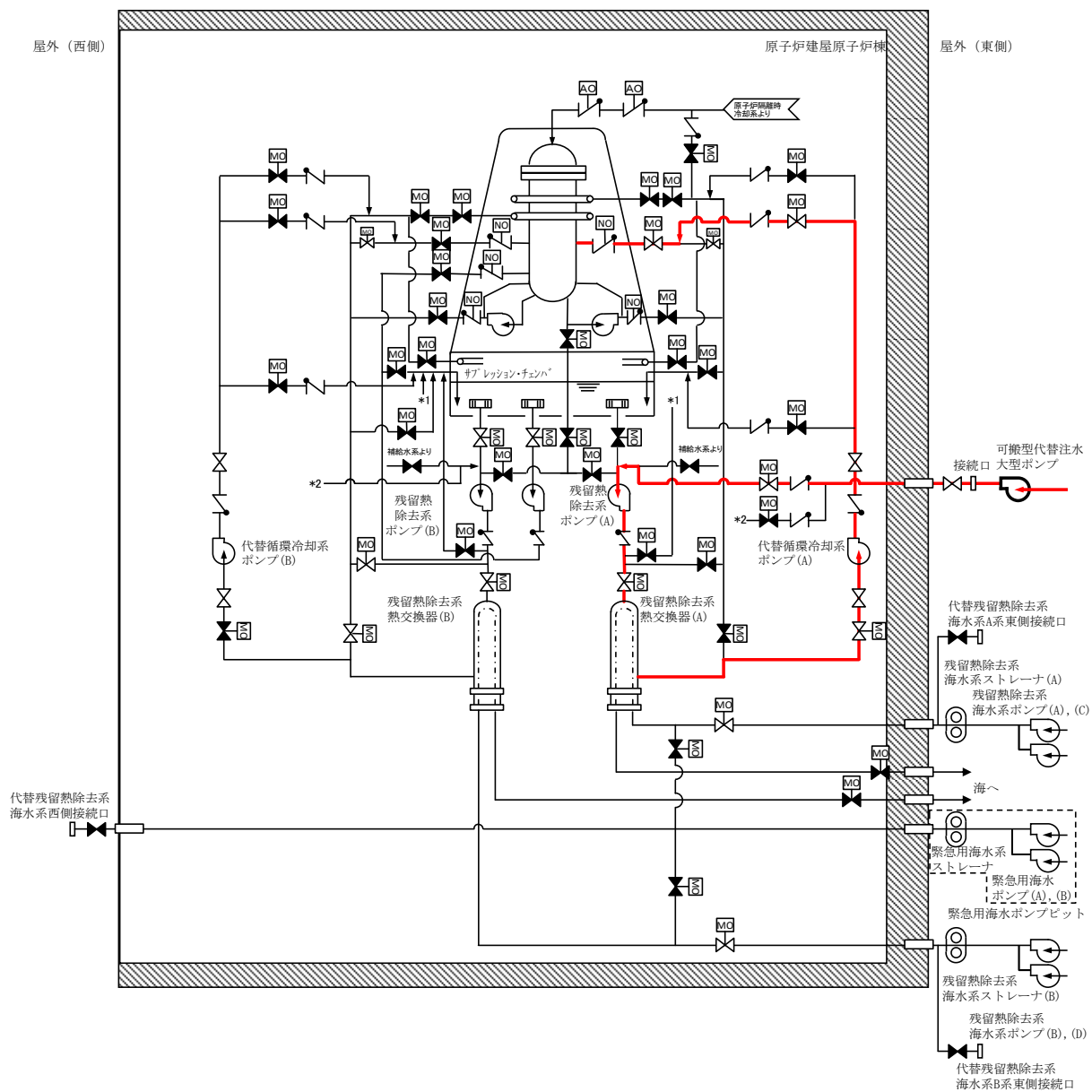


図 2 代替循環冷却系のフラッシング操作時の系統構成例

補足-40-15 【重大事故等時における現場操作の成立性
について】

1. はじめに

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

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

2. 操作性・操作環境

（1）操作時間

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

（2）操作環境

操作環境は「温度・湿度、放射線環境、照明、その他」と分類されている。

（a）温度・湿度

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

（b）放射線環境

以下のような操作において被ばくのおそれがあり、「西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作」が最も実効線量の高くなる操作だが、マスク着用によりその実効線量は約61 mSv（添付3）となり、緊急時の線量限度である100 mSvを超えることはない。

- ・常設代替高圧電源装置による非常用母線の受電準備操作：約55 mSv
- ・タンクローリによる燃料給油操作：約26 mSv
- ・西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作：約61 mSv
- ・可搬型窒素供給装置への給油操作：約7.3 mSv
- ・格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作：約28 mSv
- ・現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作：約15 mSv

（c）照明

蓄電池内蔵照明の配置、ヘッドライトやLEDライトの携行及び車両の作業用照明があることから、問題はない。

（d）その他（アクセスルート等）

アクセスルート上に支障となる設備はあらかじめ置かないようにすることから、問題はない。

（3）連絡手段

携行型有線通話装置※、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備（固定型※、携帯型※）、無線連絡設備（固定型、携帯型※）及び送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室や災害対策本部との連絡が可能であることから、問題はない。

※：SA設備

(4) 操作性

複雑な操作は無く、通常運転時等に行う操作と同様に容易に操作可能である。また、訓練を行い想定時間内で行うことを確認しているため、問題はない。

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

3. 添付資料

- ・添付1：「重大事故等対策の有効性評価」抜粋
「添付資料 1. 3. 4 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について」
- ・添付2：「重大事故等対策の有効性評価」抜粋
「添付資料 2. 7. 2 インターフェイスシステム L O C A 発生時の破断面積及び現場環境等について」
- ・添付3：「1. 13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」抜粋
「添付資料 1. 13. 4 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について」
- ・添付4：「非常用母線接続作業時の被ばく評価について」
- ・添付5：「3. 7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50 条】」抜粋
「別紙 17 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価」

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（1／4）

操作項目	操作の内容	操作の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
常設代替交 流電源設備 からの受電 操作	常設代替交流電源設備による非常用母線の受 電準備操作 ●非常用母線の受電準備操作(現場)	2.3.2 全 交流動力電 源喪失 (T B D, T B U) の場合 :185分 上記以外 の場合 :75分	2.3.2 全 交流動力電 源喪失 (T B D, T B U) の場合 :152分 上記以外 の場合 :72分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高 線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 実効線量：約55 mSv ^{※1}	蓄電池内蔵型照明を 操作エリアに配備し ているため、建屋内 非常用照明消灯時 における操作性を確保 している。また、ヘッ ドライトやLEDラ イトを携帯している ため、蓄電池内蔵型 照明が使用できない 場合においても、操 作に影響はない。	アクセスルート上に 支障となる設備はな い。	携行型有線通話装置、電力 保安通信用電話設備 (固定電話機、PHS端 末)、送受話器のうち、使 用可能な設備により、中 央制御室との連絡が可能 である。	通常運転時等を行うNF B操作と同様であり、容 易に操作できる。
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気 設備への給電操作(不要負荷の切離操作) ●不要負荷の切離操作(現場)	50分	42分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線 量となることはない。	蓄電池内蔵型照明を 操作エリアに配備し ているため、建屋内 非常用照明消灯時 における操作性を確保 している。また、ヘッ ドライトやLEDラ イトを携帯している ため、蓄電池内蔵型 照明が使用できない 場合においても、操 作に影響はない。	アクセスルート上に 支障となる設備はな い。	携行型有線通話装置、電力 保安通信用電話設備(固定 電話機、PHS端末)、送 受話器のうち、使用可能な 設備により、中央制御室と の連絡が可能である。	通常運転時等を行う遮断 器操作と同じであり、容 易に操作できる。

※1：添付4「非常用母線接続作業時の被ばく評価について」

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（2／4）

操作項目	操作の内容	操作の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
可搬型設備 用軽油タン クから各機 器への給油	タンクローリによる燃料給油操作 ●可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ への給油操作	90分	80分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での操作。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線 量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 実効線量：約26 mSv ^{※2}	車両の作業用照明・ヘ ッドライト・LEDラ イトにより、操作可能 である。夜間において も、操作に影響はない。	アクセスルート上 に支障となる設備 はない。	衛星電話設備（固定型、 携帯型）、無線連絡設備 （固定型、携帯型）、電 力保安通信用電話設備 （固定電話機、PHS端 末）、送受話器のうち、 使用可能な設備により、 災害対策本部との連絡 が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操 作手順はなく、容易に操作でき る。
	タンクローリによる燃料給油操作 ●可搬型代替注水中型ポンプへの給油操作	適宜実施 3.5時間に1 回給油 ^{※1}	18分							
	タンクローリによる燃料給油操作 ●可搬型窒素供給装置への給油操作	適宜実施 2.2時間に1 回給油 ^{※1}	28分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での操作。	実効線量：約7.3 mSv ^{※3}	車両の作業用照明・ヘ ッドライト・LEDラ イトにより、操作可能 である。夜間において も、操作に影響はない。	アクセスルート上 に支障となる設備 はない。	衛星電話設備（固定型、 携帯型）、無線連絡設備 （固定型、携帯型）、電 力保安通信用電話設備 （固定電話機、PHS端 末）、送受話器のうち、 使用可能な設備により、 災害対策本部との連絡 が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操 作手順はなく、容易に操作でき る。
水源補給操 作	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注 水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操 作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷 設等の操作	180分	164分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での操作。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線 量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 実効線量：約61 mSv ^{※2、※4}	車両の作業用照明・ヘ ッドライト・LEDラ イトにより、操作可能 である。夜間において も、操作に影響はない。	アクセスルート上 に支障となる設備 はない。	衛星電話設備（固定型、 携帯型）、無線連絡設備 （固定型、携帯型）、電 力保安通信用電話設備 （固定電話機、PHS端 末）、送受話器のうち、 使用可能な設備により、 災害対策本部との連絡 が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプから のホース接続は、専用の結合金 具を使用して容易に接続可能で ある。 操作エリア周辺には、支障とな る設備はなく、十分な操作スベ ースを確保している。

※1: 燃料が枯渇しないために必要な給油時間の間隔（許容時間）

※2: 添付3「水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について」

※3：給油1回当たり（約15 mSv/h×約0.5時間）の実効線量

※4：線量評価では、可搬型代替注水中型ポンプの補給監視作業時間を考慮

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（3／4）

操作項目	操作の内容	操作の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アクセスルート等)		
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 ●第二弁現場操作場所への移動	45分	41分	重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	実効線量：約28mSv ^{※1} 、 ^{※2}	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。
低圧代替注水系（可搬型）を用いた原子炉注水操作及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分	154分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での操作。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。操作エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な操作スペースを確保している。
	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水の系統構成操作	125分	115分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。
	可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却の系統構成操作	175分	124分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。

※1：線量評価では、往復の移動時間、第二弁操作時間及び第二弁操作室の待避時間 180 分を考慮

※2：添付 5「ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価」

表 重大事故等対策（現場）の成立性確認（4／4）

操作項目	操作の内容	操作の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	操作環境				連絡手段	操作性
					温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 （アクセスルート等）		
残留熱除去系の破断箇所隔離	現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●保護具装備/装備補助 ●残留熱除去系の注入弁閉止操作のための現場移動 ●残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作	115分	108分	運転員 重大事故等 対応要員 （現場）	操作現場の温度は40℃程度、湿度は100%程度となる可能性があるが、保護具を装着することから、問題はない。	操作現場の放射線線量率は最も高い地点で約15 mSv/h ^{※1} であり、操作時間は60分 ^{※2} であるため、約15 mSvの被ばくとなる。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。
使用済燃料プールへの注水操作	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水系（注水ライン）を使用した使用済燃料プールへの注水操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	170分	154分	重大事故等 対応要員 （現場）	屋外での操作。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	衛星電話設備（固定型、携帯型）、無線連絡設備（固定型、携帯型）、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。操作エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な操作スペースを確保している。
待機中の残留熱除去系（停止時冷却系）を用いた原子炉停止時冷却系による原子炉除熱操作	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱操作 ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統構成操作（現場）	45分	40分	運転員 （現場）	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。
原子炉保護系母線の復旧	原子炉保護系母線の受電操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作（現場）	105分	94分	運転員 （現場）	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、操作に支障を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	蓄電池内蔵型照明を操作エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における操作性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備（固定電話機、PHS端末）、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等を行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。

※1：添付2「インターフェイスシステムLOCA発生時の破断面積及び現場環境等について」

※2：原子炉建屋原子炉棟内での作業時間にて被ばく評価を実施

重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について

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

個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「第 1 表 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」

1. 作業概要：各作業の操作内容の概要を記載

2. 操作時間

(1) 想定時間：移動時間＋操作時間に余裕を見て 5 分単位で値を設定。
(要求時間) だし、時間余裕が少ない操作については、1 分単位で値を設定

(2) 操作時間：現地への移動時間（重大事故発生時における放射線防護具
(実績又は模擬) 着用時間含む，訓練による実績時間，模擬による想定時間等を記載

3. 操作の成立性について

(1) 状況：対応者，操作場所を記載

(2) 作業環境：現場の作業環境について記載
アクセス性, 重大事故等の状況を仮定した環境による影響,
暗所の場合の考慮事項 など

(3) 連絡手段：各所との連絡手段について記載

(4) 操作性：現場作業の操作性について記載

(5) その他：対応する技術的能力条文番号を記載

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (1/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオNo.	操作作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (ファール等)			
機能喪失 の確認	高圧注水機能喪失の確認 ●高圧炉心スプレレイ系及び 原子炉隔離離時冷却系の手 動起動操作 (失敗)	2.1 2.2 2.6	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯 することにより操 作に影響はない	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	原子炉への注水機能喪失の 確認 (手動起動) ●原子炉隔離離時冷却系の手 動起動操作 (失敗)	3.2	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。な お、直流非常灯が使 用できない場合に は、中央制御室内に 配備している可搬 型照明により、照度 を確保する。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	低圧注水機能喪失の確認 ●低圧炉心スプレレイ系及び 残留熱除去系 (低圧注水 系) の手動起動操作 (失敗)	2.1 2.6	4分	3分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯 することにより操 作に影響はない。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	早期の電源回復不能の確認 ●高圧炉心スプレレイ系ディ ーゼル発電機の手動起動 操作 (失敗)	2.3.1 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がない ため高線量とな ることはない。 【炉心損傷がある 場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。な お、直流非常灯が使 用できない場合に は、中央制御室内に 配備している可搬 型照明により、照度 を確保する。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	早期の電源回復不能の確認 ●非常用ディーゼル発電機 の手動起動操作 (失敗)	2.3.1 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	【炉心損傷がない 場合】 炉心損傷がない ため高線量とな ることはない。 【炉心損傷がある 場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。な お、直流非常灯が使 用できない場合に は、中央制御室内に 配備している可搬 型照明により、照度 を確保する。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (2/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオNo.	作業作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (ファクター等)			
機能喪失 の確認	取水機能喪失の確認 ●残留熱除去系海水系の手 動起動操作（失敗）	2.4.1	4分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。な お、直流非常灯が使 用できない場合に は、中央制御室内に 配備している可搬 型照明により、照度 を確保する。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	崩壊熱除去機能喪失の確認 ●残留熱除去系(サブレッシ ョン・プールの格納系)によ るサブレッション・プー ルの除熱操作（失敗）	2.4.2	10分	5分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯 することにより操 作に影響はない。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	原子炉停止機能喪失の確認 及び状況判断 ●原子炉自動スクラム失敗 の確認 ●手動スクラム・スイッチ による原子炉手動スクラ ム確認 ●原子炉モード・スイッチ 「停止」位置への切替操 作 ●代替制御棒挿入機能によ る制御棒挿入操作 ●再循環系ポンプトリップ の確認	2.5	3分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程 度。	炉心損傷がないた め高線量となるこ とはない。	非常用照明が点灯 することにより操 作に影響はない。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	1.1
	炉心損傷確認 ●炉心損傷確認	3.2	2分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。必 要に応じて、中央 制御室内に配備し ている可搬型照明 により、照度を確保 する。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—
	原子炉圧力容器破損の判断 ●原子炉圧力容器破損の判 断 ●溶融炉心の堆積量の確認	3.2	5分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温 については、空調の 停止により緩慢に 上昇する可能性が あるが、作業に支障 を及ぼす程の影響 はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯 することにより操 作に影響はない。必 要に応じて、中央 制御室内に配備し ている可搬型照明 により、照度を確保 する。	周辺には支障とな る設備はない。	—	中央制御室での操 作は、通常の運転操 作で実施すること と同様であること から、容易に操作で きる。	—

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (3/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオNo.	作業の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (リフト等)			
常設代 交流電源 設備から の受電操 作	常設代替交流電源設備による緊急用母線の受電操作 ●常設代替高圧電源装置2台の起動操作及び緊急用母線の受電操作	2.1 2.2 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2 5.1 5.2	4分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性はあるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1. 14
	常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作 ●非常用母線の受電準備操作(中央制御室)	2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :30分 上記以外の場合 :35分 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :21分 上記以外の場合 :24分		運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性はあるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
	常設代替交流電源設備による非常用母線の受電準備操作 ●非常用母線の受電準備操作(現場)	2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :185分 上記以外の場合 :75分 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全交流動力電源喪失(TBD, TBU)の場合 :152分 上記以外の場合 :72分		運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることがはない。 【炉心損傷がある場合】 44mSv/h以下	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合ににおいても、操作に影響はない。	アクセスルード上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (4/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオ No.	操作作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アークアーク等)			
常設代替 交流電源 設備から の給電	常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作 ●常設代替高圧電源装置3台の追加起動操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	8分	7分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調に停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1. 14
	常設代替交流電源設備による非常用母線の受電操作 ●非常用母線の受電操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.1 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 5.2	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD、 TBU) の 場合 :9分 上記以外 の場合 :5分	2.3.2 全 交流動力 電源喪失 (TBD、 TBU) の 場合 :7分 上記以外 の場合 :4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電操作(不要負荷の切離操作) ●不要負荷の切離操作(中央制御室)		6分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電操作(不要負荷の切離操作) ●不要負荷の切離操作(現場)	2.3.1 2.3.3 2.8	50分	42分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合ににおいても、操作合に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う遮断器操作と同様であり、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (6/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオ No.	操作作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アセカウト等)			
常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	3.1.2 3.1.3 3.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	通常運転時等に行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.8
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	3.1.2 3.1.3	2分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	3.1.2 3.1.3 3.2	3分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び低圧代替注水系(常設)の起動操作	3.1.2 3.1.3	6分	6分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (7/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオ No.	操作作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アーク等)			
常設低圧注水ポンプ 代替注水 系ポンプ による 低圧代替 注水系(常 設)による 原子炉注 水操作及 び代替格 納容器ス プレイレ イ冷却系 (常設)に よる格納 容器冷却 操作	常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイレイ操作及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水操作	3.1.3	6分	5分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.8
	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の流量調整操作	3.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウエル部)への注水	常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウエル部)注水操作	3.2	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.8
	●常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系(常設)によるベデスタル(ドライウエル部)注水操作及び水位制御操作											
逃がし安全弁の減圧操作 逃がし安全弁の減圧操作	逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作	2.3.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.3
	●逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.4.1 2.4.2 2.6 2.7 2.8	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (8/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力基準番号No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アーク等)			
手動操作による減圧(逃がし安全弁の自動減圧機による減圧)	逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急速減圧操作	2.3.3	1分	1分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性はあるが、作業に影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配置している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.3
	逃がし安全弁(自動減圧機能)2個の自動開放操作	3.2	1分	1分								
	逃がし安全弁(自動減圧機能)2個の自動開放操作	5.1 5.2	1分	1分								
可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	タンクローリによる燃料給油操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.2 2.6 2.8 3.1.2 3.1.3 3.2 4.1 4.2	90分	80分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 6mSv/h以下	車両の作業用照明・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	
	タンクローリによる燃料給油操作	2.1 2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.4.2 2.6 2.8 3.1.3 4.1 4.2	適宜実施 3.5時間に 1回給油※1	18分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 6mSv/h以下	車両の作業用照明・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	1.14
	タンクローリによる燃料給油操作	3.1.2 3.2	適宜実施 2.2時間に 1回給油※1	28分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	15mSv/h以下	車両の作業用照明・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	燃料給油の各操作には複雑な操作手順はなく、容易に操作できる。	

※1:燃料が枯渇しないために必要な給油時間の間隔(許容時間)

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (9/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業作業の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アセカート等)			
水源補給 操作	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる代替淡水貯槽への補給操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	180分	164分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高線量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 15mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルール上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用することで容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	1.13
代替循環冷却系による原子炉注水操作及び格納容器除熱操作	代替循環冷却系による原子炉注水操作並びに格納容器除熱操作 ●代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器除熱に必要な負荷の電源切替操作	3.1.2 3.2	6分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性はあるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1.6 1.7 1.8
	代替循環冷却系による原子炉注水並びに格納容器除熱の系統構成操作及び起動操作		35分	27分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性はあるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作 ●水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動操作	3.1.2 3.1.3 3.2	8分	8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性はあるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1.9

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (10/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオNo.	作業の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アラート等)			
緊急用海水系による冷却水の確保	緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作 ●緊急用海水系による海水通水に必要な負荷の電源切替操作	3.1.2 3.2	4分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.5
	緊急用海水系による冷却水(海水)の確保操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	3.1.2 3.2	20分	16分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレッション・プール冷却系)による格納容器スプレッション・プール冷却操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレッション・プール冷却系)による格納容器スプレッション・プール冷却操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	2.4.1 2.8	20分	16分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.4 1.5
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレッション・プール冷却系)による格納容器スプレッション・プール冷却操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	2.4.1 2.8	2分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (11/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準番号No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(ファクト等)			
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作(中央制御室での第一弁操作)	2.1 2.4.2 2.6 3.1.3	5分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高熱量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.7
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の準備操作 ●第二弁現場操作場所への移動	3.1.3	45分	41分	重大事故等対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	14mSv/h以下	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルール上、支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブレーション・チェンバ側) ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(中央制御室での第二弁操作)	2.1 2.4.2 2.6	格納容器ベント取 施後、適 宜状態監視	4分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	【炉心損傷がない場合】 炉心損傷がないため高熱量となることはない。 【炉心損傷がある場合】 約60mSv/7日間	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブレーション・チェンバ側) ●常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレッド冷却系(常設)による格納容器冷却の停止操作	3.1.3	3分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	
格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブレーション・チェンバ側) ●格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(中央制御室での第二弁操作)		2分	2分								

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (12／18)

作業項目	作業・操作の内容	事故 シナリオNo.	作業 の 想定時間	訓練等 からの 実績時間	状 況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的 能力 審査基準 No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他 (アセサール等)			
低圧代替 注水系(可 搬型)を用 いた原子 炉注水操 作及び代 替格納容 器スプレ イ冷却系 (可搬型) による格 納容器ス プレイ操 作	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	170分	154分	重大事故等 対応要員 (現場)	屋外での作業。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライトにより、LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセッスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、携帯型)、P H S 端末、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用し、容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	1.4 1.6 1.13
	可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)の起動準備操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水の系統構成操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	125分	115分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセッスルータ上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定型、P H S 端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	
	可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却操作 ●可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却の系統構成操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3 2.8	175分	124分	運転員 重大事故等 対応要員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセッスルータ上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定型、P H S 端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	
可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作 ●可搬型窒素供給装置の移動、接続操作及び起動操作	可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作 ●可搬型窒素供給装置の移動、接続操作及び起動操作	3.1.2 3.2	180分	176分	運転員 (中央制御室)	屋外での作業。	15mSv/h以下	車両の作業用照明・ヘッドライトにより、LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセッスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定型、P H S 端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用し、容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	1.9

第 1 表 重大事故等対策の成立性確認 (13/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (ファクト等)			
自動減圧系起動阻止操作	自動減圧系等の起動阻止操作 ●自動減圧系の起動阻止スイッチを用いた自動減圧機系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作	2.5	1分	1分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1.1
ほう酸水注入	ほう酸水注入系の起動操作 ●ほう酸水注入系の起動操作	2.5	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	
低圧炉心スプレイス系の起動	低圧炉心スプレイス系の起動操作 ●低圧炉心スプレイス系の起動操作	2.7	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1.4
残留熱除去系の破断箇所隔離	中央制御室における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●残留熱除去系の注入弁の閉止操作 (失敗) ●残留熱除去系のレグシールポンプの停止操作	2.7	2分	2分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様であることから、容易に操作できる。	1.3
	現場における残留熱除去系の注入弁の閉止操作 ●保護具装備/装備補助 ●残留熱除去系の注入弁閉止操作のための現場移動 ●残留熱除去系B系の注入弁の閉止操作	2.7	115分	108分	運転員 重大事故等対応要員 (現場)	操作現場の温度は40℃程度、湿度は100%程度となる可能性はあるが、保護具を装着することから、問題はない。	操作現場の放射線線量率は最も高い地点で約15.2mSv/hであり、作業時間は60分*1であるため、約15.2mSvの被ばくとなる。	ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、建屋内非常用照明が消灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルートを支障となる設備はない。	搬行型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	

※1：原子炉建屋原子炉棟内での作業時間にて被ばく評価を実施。

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (14/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照 明	その他(ツェルト等)			
残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作並びに残留熱除去系(格納容器スプレッド冷却系)による格納容器冷却系(サブプレッション・プールの冷却系)によるサブプレッション・プールの冷却操作 ●残留熱除去系海水系の起動操作	2.3.1 2.3.2 2.3.3	4分	2分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4 1.5	
					中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4 1.5	
残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却系)によるサブプレッション・プールの冷却操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	2.7	6分	6分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.6	
					通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.6	
残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却系)によるサブプレッション・プールの冷却操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)からの残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却系)への切替操作	2.2	4分	4分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.6	
					通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.6	
残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却系)によるサブプレッション・プールの冷却操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)からの残留熱除去系(サブプレッション・プールの冷却系)への切替操作	2.5	6分	6分	運転員 (中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.6	
					通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.5 1.6	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (15/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセルト等)			
使用済燃料プールの注水操作	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水使用済燃料プールへの注水操作 ●可搬型代替注水中型ポンプの移動、ホース敷設等の操作	4.1 4.2	170分	154分	重大事故等対応要員(現場)	屋外での作業。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	車両の作業用照明・ヘッドライト・LEDライトにより、操作可能である。夜間においても、操作に影響はない。	アクセスルータ上に支障となる設備はない。	衛星電話設備(固定型、携帯型)、無線連絡設備(固定型、携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、災害対策本部との連絡が可能である。	可搬型代替注水中型ポンプからのホース接続は、専用の結合金具を使用することで容易に接続可能である。 作業エリア周辺には、支障となる設備はなく、十分な作業スペースを確保している。	1.11 1.13
	可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水使用済燃料プールへの注水操作 ●可搬型代替注水中型ポンプによる代替燃料プール注水(注水ライン)を使用した使用済燃料プール注水の系統構成操作(電動弁の開操作)	4.1 4.2	4分	3分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作	待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	5.1 5.3	4分	2分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.4
	待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)の起動操作	5.1 5.3	2分	2分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水の停止操作	5.1	2分	2分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成立性確認 (16/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アーク等)			
待機中の残留熱除去系(停止時冷却系)を用いた原子炉停止時冷却系による原子炉除熱操作	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の系統構成操作(中央制御室)	5.1	30分	16分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様に操作できる。	1.4 1.5
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の系統構成操作(現場)	5.1	45分	40分	運転員(現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	ヘッドライトやLEDライトを携行しているため、建屋内非常用照明が点灯した場合においても、操作に影響はない。	アクセスルート上に支障となる設備はない。	携帯型有線通話装置、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末)、送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。	通常運転時等に行う電動弁の手動操作と同様であり、容易に操作できる。	
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動操作	5.1	6分	4分	運転員(中央制御室)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	非常用照明が点灯することにより操作に影響はない。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様に操作できる。	
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動準備操作	5.2	6分	5分	運転員(中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様に操作できる。	
待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時冷却系による崩壊熱除去系による崩壊熱除去系に復旧	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱操作 ●残留熱除去系海水系の手動起動操作(失敗)	5.2	4分	2分	運転員(中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様に操作できる。	1.4 1.5
	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱操作 ●緊急用海水系による海水通水の系統構成操作及び起動操作	5.2	20分	16分	運転員(中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響はない。	炉心損傷がないため高熱量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することと同様に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成⽴性確認 (17/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アセスループ等)			
待機中の残留熱除去系を用いた原子炉停止時の冷却による崩壊熱除去機能の復旧	緊急用海水系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱操作 ●残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱の起動操作	5.2	6分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	1.4 1.5
	原子炉保護系母線の受電操作 ●原子炉保護系母線の復旧準備操作	5.1 5.2	10分	8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.4
	原子炉保護系母線の受電操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作(中央制御室)	5.1 5.2	10分	7分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に影響を及ぼす程の影響はない。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	非常用照明又は直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作と同様であることから、容易に操作できる。	
原子炉保護系母線の復旧	原子炉保護系母線の受電操作 ●原子炉保護系母線の復旧操作(現場)	5.1 5.2	105分	94分	運転員 (現場)	通常運転時と同程度。	炉心損傷がないため高線量となることはない。	蓄電池内蔵型照明を作業エリアに配備しているため、建屋内非常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライトやLEDライトを携帯しているため、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合においても、操作に影響はない。	アセスループ上に支障となる設備はない。	—	通常運転時等に行うNFB操作と同様であり、容易に操作できる。	

第1表 重大事故等対策の成⽴性確認 (18/18)

作業項目	作業・操作の内容	事故シナリオNo.	操作作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
						温度・湿度	放射線環境	照明	その他(アナルート等)			
居住性の確保	原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作 ●原子炉建屋ガス処理系の起動操作	3.1.2 3.1.3 3.2	5分	3分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	1.16
	原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系の起動操作 ●中央制御室換気系の起動操作		6分	5分								
	中央制御室待避室の準備操作 ●中央制御室待避室内の正圧化準備操作	3.1.3	20分	15分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	中央制御室待避室の準備操作 ●可搬型照明(SA)の設置	3.1.3	15分	8分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	中央制御室待避室の準備操作 ●データ表示装置(待避室)の起動操作	3.1.3	15分	11分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	中央制御室待避室の準備操作 ●衛星電話設備(可搬型)(待避室)の設置	3.1.3	5分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作(サブレーション・チェンパ側) ●中央制御室待避室内の正圧化操作	3.1.3	5分	4分	運転員 (中央制御室)	中央制御室の室温については、空調の停止により緩慢に上昇する可能性があるが、作業に支障を及ぼす程の影響はない。	約60mSv/7日間	直流非常灯が点灯することにより操作に影響はない。必要に応じて中央制御室内に配備している可搬型照明により、照度を確保する。	周辺には支障となる設備はない。	—	中央制御室での操作は、通常の運転操作で実施することから、容易に操作できる。	

インターフェイスシステム L O C A 発生時の
破断面積及び現場環境等について

1. 評価対象系統について

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）」（以下「I S L O C A」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続し格納容器外に敷設された配管を有する系統において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離する隔離弁の誤開放等により低圧設計部分が過圧され、格納容器外での原子炉冷却材の漏えいが発生することを想定する。原子炉冷却材圧力バウンダリに接続し格納容器外に敷設された配管を第 1 図に示す。

I S L O C A の評価対象となる系統は、第 1 表に示すとおり以下の条件を基に選定している。

- ①出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が閉止されており、隔離弁の誤開放等により低圧設計部が過圧されることで I S L O C A 発生可能性がある系統
- ②出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁の開閉試験を実施する系統
- ③出力運転中に高圧設計部と低圧設計部とを分離する隔離弁が 2 個以下であり、開閉試験時に隔離弁 1 個にて隔離機能を維持する系統

以上により、I S L O C A の評価対象としては、以下が選定された。

- ・ 低圧炉心スプレイ系注入配管
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）A 系原子炉注入配管
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）B 系原子炉注入配管
- ・ 残留熱除去系（低圧注水系）C 系原子炉注入配管

これらの評価対象に対して構造健全性評価を実施し，この結果に基づき有効性評価における破断面積を設定する。

なお，出力運転中に隔離弁の開閉試験を実施する系統としては，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系も該当するが，開閉試験時に隔離弁 1 個にて隔離機能を維持する範囲は高圧設計となっている。これらの系統にて低圧設計部の圧力上昇が確認された場合には，運転手順に従い注入弁の隔離状態を確認する等，圧力上昇時の対応操作を実施する。

第 1 表 I S L O C A の評価対象の選定結果

系統名	原子炉冷却材圧力バウンダリ に接続されている配管	選定結果			
		結論	①隔離弁 閉止	②開閉 試験	③隔離弁 2 個以下
給水系	給水系注入配管	対象外	×	—	—
高圧炉心スプレ イ系	高圧炉心スプレイ系注入配管	対象外	○	○	×
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却系原子炉圧力 容器頂部スプレイ配管	対象外	○	○	×
	原子炉隔離時冷却系蒸気供給配 管	対象外	×	—	—
低圧炉心スプレ イ系	低圧炉心スプレイ系注入配管	評価対象	○	○	○
残留熱除去系 (低圧注水系)	残留熱除去系原子炉注入配管	評価対象	○	○	○
残留熱除去系 (原子炉停止 時冷却系)	残留熱除去系(原子炉停止時冷却 系)吸込配管	対象外	○	×	—
	残留熱除去系(原子炉停止時冷却 系)原子炉圧力容器戻り配管	対象外	○	×	—
残留熱除去系	残留熱除去系原子炉圧力容器頂 部スプレイ配管	対象外	○	×	—
制御棒駆動水 圧系	制御棒駆動水圧系制御棒挿入側 配管	対象外	×	—	—
	制御棒駆動水圧系制御棒引抜側 配管	対象外	×	—	—
ほう酸水注入 系	ほう酸水注入系注入配管	対象外	○	×	—
原子炉冷却材 浄化系	原子炉冷却材浄化系入口配管	対象外	×	—	—
主蒸気系	主蒸気系配管	対象外	×	—	—
原子炉圧力容 器計装系	原子炉圧力容器計装系配管	対象外	×	—	—
試料採取系	試料採取系サンプリング配管	対象外	×	—	—

2. I S L O C A発生時に低圧設計部に負荷される圧力及び温度条件の設定

1. で選定された I S L O C A の評価対象に対して隔離弁の誤開放等による加圧事象が発生した場合の構造健全性評価を実施した結果、いずれの評価対象においても構造健全性が維持される結果が得られた。いずれの評価対象においても低圧設計部の機器設計は同等であることを踏まえ、以下では加圧範囲に大きなシール構造である熱交換器が設置されている残留熱除去系 A 系に対する構造健全性評価の内容について示す。

残留熱除去系は、通常運転中に原子炉圧力が負荷される高圧設計部と低圧設計部とを内側隔離弁（逆止弁（テストブルチェック弁））及び外側隔離弁（電動弁）の 2 個により隔離している。外側隔離弁には、弁の前後差圧が低い場合のみ開動作を許可するインターロックが設けられており、開許可信号が発信した場合は警報が発報する。また、これらの弁の開閉状態は中央制御室にて監視が可能である。本重要事故シーケンスでは、内側隔離弁の内部リーク及び外側隔離弁前後差圧低の開許可信号が誤発信している状態を想定し、この状態で外側隔離弁が誤開放することを想定する。また、評価上は、保守的に逆止弁の全開状態を想定する。

隔離弁によって原子炉定格圧力が負荷されている高圧設計部と低圧設計部が物理的に分離されている状態から隔離弁を開放すると、高圧設計部から低圧設計部に水が移動し、配管内の圧力は最終的に原子炉定格圧力にほぼ等しい圧力で静定する。

一般に、大きな圧力差のある系統間が隔離弁の誤開放等により突然連通した場合、低圧側の系統に大きな水撃力が発生することが知られている。特に低圧側の系統に気相部が存在する場合、圧力波の共振が発生し、大きな水撃力が発生する場合があるが、残留熱除去系は満水状態で運転待機状態にあるため、その懸念はない。また、残留熱除去系以外の非常用炉心冷却系及び原

子炉隔離時冷却系も満水状態で運転待機状態にある。

一方、満水状態であったとしても、隔離弁が急激に開動作する場合は大きな水撃力が発生するが、緩やかな開動作であれば管内で生じる水撃力も緩やかとなり、また、後述するとおり圧力波の共振による大きな水撃力も発生せず、圧力がバランスするまで低圧側の系統が加圧される。

電動弁は、駆動機構にねじ構造やギアボックス等があるため機械的要因では急激な開動作（以下「急開」という。）とはなり難い。また、電動での開放時間は約 10.6 秒であり、電氣的要因でも急開とならないことから、誤開放を想定した場合、水撃作用による圧力変化が大きくなるような急開とはならない。

文献^{※1}によると、配管端に設置された弁の急開により配管内で水撃作用による圧力変化が大きくなるのは、弁の開放時間（T）が圧力波の管路内往復時間（ μ ）より短い場合であるとされている。

$$\theta = \frac{T}{\mu} \leq 1$$

$$\mu = \frac{2L}{\alpha}$$

T：弁の開放時間（s）

μ ：圧力波の管路内往復時間（s）

L：配管長（m）

α ：圧力波の伝搬速度（m/s）

ここで、 α は管路内の流体を伝わる圧力波の伝播速度であり、音速とみなすことができ、保守的に圧力波の管路内往復時間が長くなるように水の音速（ α ）を 1,400m/s^{※2}とし、実機の残留熱除去系（低圧注水系）の注水配管

の配管長を基に配管長（L）を保守的に 130m とすると、圧力波の管路内往復時間（ μ ）は約 0.19 秒となる。残留熱除去系の外側隔離弁（電動弁）の開放時間（T）は約 10.6 秒であることから、水撃作用による大きな圧力変化が生じることはなく、低圧設計部に負荷される圧力は原子炉圧力を大きく上回ることはないと考えられる。

※1 水撃作用と圧力脈動[改定版]第2編「水撃作用」（（財）電力中央研究所 元特任研究員 秋元徳三）

※2 圧力 0.01MPa[abs]，水温 0℃の場合，水の音速は約 1,412.3m/s となる。

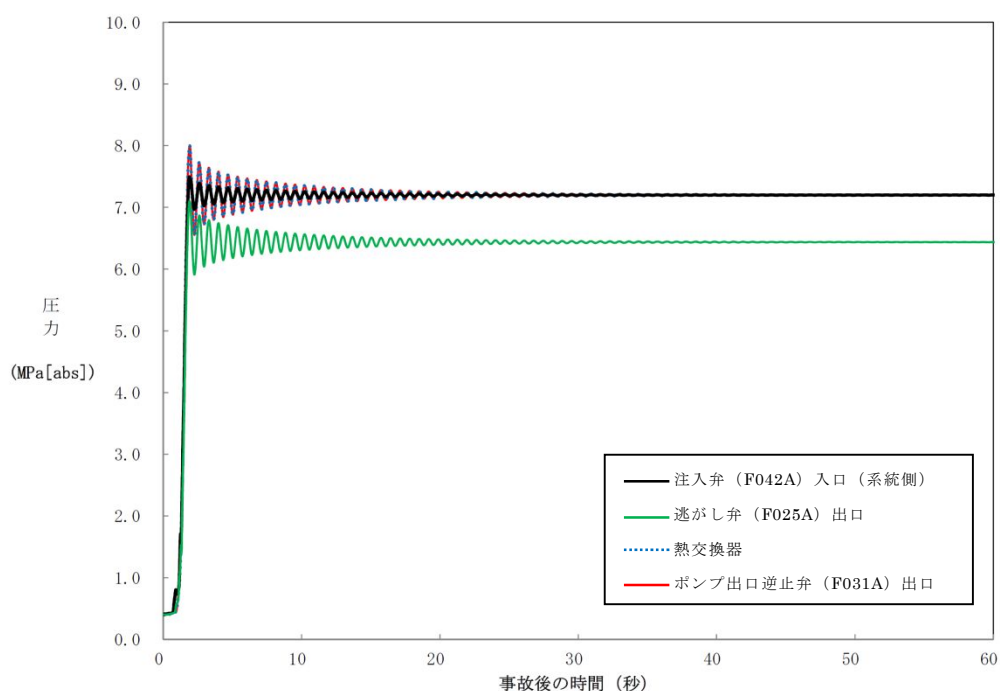
なお，液体の音速の圧力及び温度の依存性は小さいが，圧力については小さいほど，温度については約 70℃までは小さいほど音速は小さくなる傾向がある。

以上より，残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により系統が加圧される場合においても，原子炉圧力を大きく超える圧力は発生しないものと考えられるが，残留熱除去系の逆止弁が全開状態において電動弁が 10.6 秒で全閉から全開する場合の残留熱除去系の圧力推移を T R A C G コードにより評価した。

残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値を第2表に，圧力推移図を第2図に示す。

第2表 残留熱除去系過圧時の各部の圧力最大値

位 置	圧力最大値 (MPa[abs])
注入弁 (F042A) 入口 (系統側)	約 7.50
逃がし弁 (F025A) 入口	約 7.10
熱交換器	約 8.00
ポンプ出口逆止弁 (F031A) 出口	約 8.01



第 2 図 残留熱除去系過圧時の圧力推移

弁開放直後は、定格運転状態の残留熱除去系の注入弁出口（原子炉压力容器側）の圧力(7.2MPa[abs])に比べて最大約 0.8MPa 高い圧力(約 8.01MPa[abs])まで上昇し、その後、上昇幅は減衰し 10 秒程度で静定する。

次項の構造健全性評価に当たっては、圧力の最大値であるポンプ出口逆止弁出口における約 8.01MPa [abs] に、加圧される範囲の最下端の水頭圧 (0.24MPa) を加えた約 8.25MPa[abs]を丸めてゲージ圧力に変換した 8.2MPa[gage]が保守的に系統に負荷され続けることを想定する。また、圧力の上昇は 10 秒程度で静定することからこの間に流体温度や構造材温度が大きく上昇することはないと考えられるが、評価上は保守的に構造材温度が定格運転状態の原子炉冷却材温度である 288℃となっている状態を想定する。

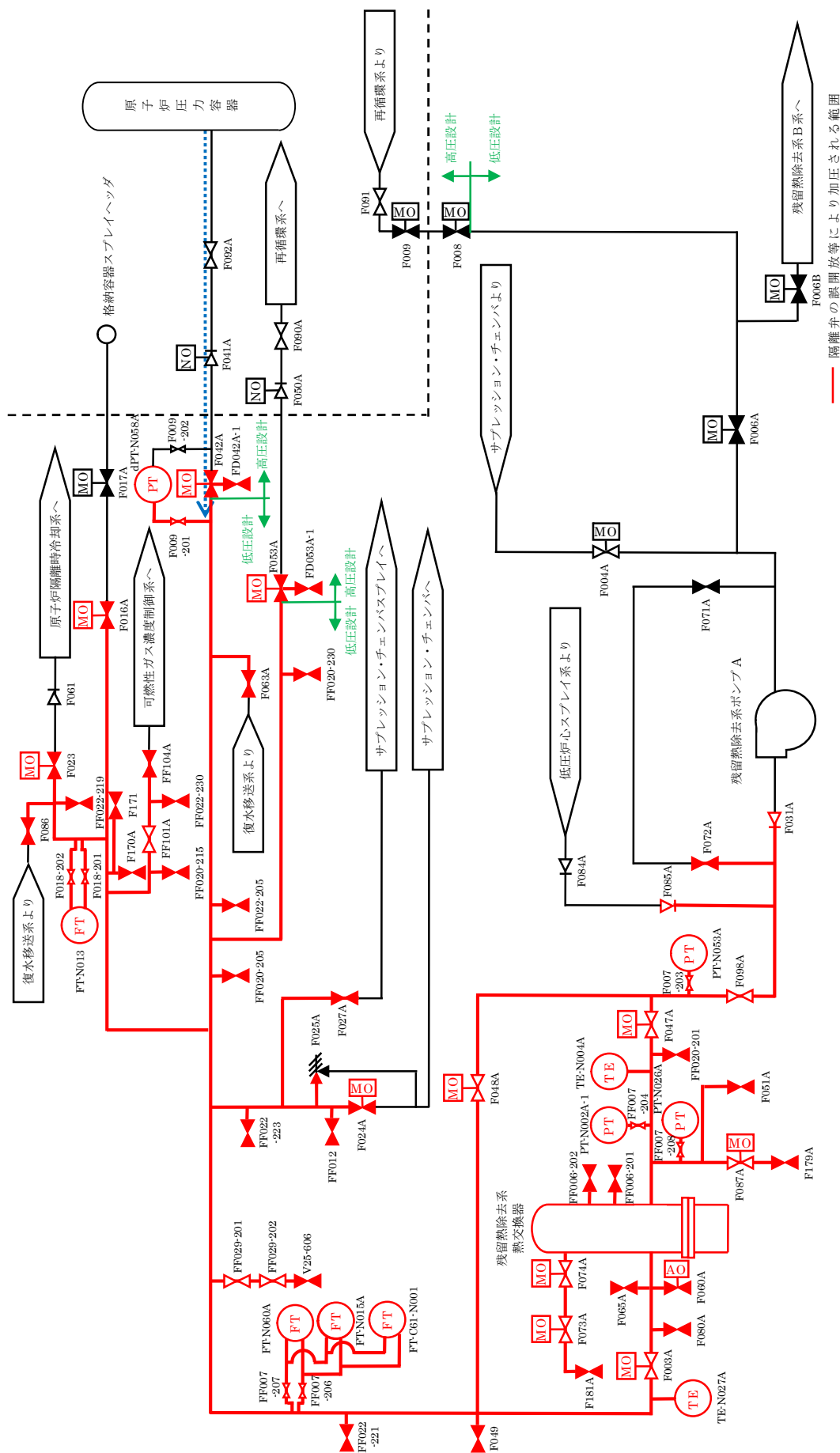
3. 構造健全性評価

3.1 構造健全性評価の対象とした機器等について

残留熱除去系の隔離弁の誤開放等により加圧される範囲において、圧力バウンダリとなる以下の箇所に対して 2. で評価した圧力 (8.2MPa[gage])、温度 (288℃) の条件下に晒された場合の構造健全性評価を実施した。

- ① 熱交換器
- ② 逃がし弁
- ③ 弁
- ④ 計 器
- ⑤ 配管・配管フランジ部

詳細な評価対象箇所を第 3 図及び第 3 表に示す。



第 3 表 評価対象範囲に設置された機器

機 器			弁番号，個数等
① 熱交換器			1 個
② 逃がし弁			1 個 F025A
③ 弁	プロセス弁		20 個 F003A, F016A, F023, F024A, F027A, F031A, F047A, F048A, F049, F051A, F053A, F063A, F085A, F086, F087A, F098A, F170A, FF012, FF101A, FF104A
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁	17 個 F065A, F072A, F073A, F074A, F080A, F171 , F179A , F181A , FF020-201 , FF020-205 , FF020-215 , FF020-230 , FF022-205 , FF022-219 , FF022-221 , FF022-223, FF022-230
		計器 隔離弁	10 個 FF006-201 , FF006-202 , FF007-203 , FF007-204 , FF007-206 , FF007-207 , FF007-208 , FF009-201 , FF018-201 , FF018-202
		サンプル弁	4 個 F060A, FF029-201, FF029-202, V25-606
④ 計 器			10 個 TE-N004A , TE-N027A , PT-N002A-1 , PT-N026A , PT-N053A , dPT-N058A , FT-N013, FT-N015A, FT-N060A, FT-C61-N001
⑤ 配 管			1 式

3.2 構造健全性評価の結果

(1) 熱交換器（別紙 3）

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧，加温される熱交換器の各部位について，「東海第二発電所 工事計画認可申請書」（以下「既工認」という。）を基に設計上の裕度を確認し，裕度が評価上の想定圧力（8.2MPa[gage]）と系統の最高使用圧力（3.45MPa[gage]）との比である 2.4 より大きい部位を除く胴板（厚肉部，薄肉部），胴側鏡板，胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

a．胴側胴板（厚肉部，薄肉部）

「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版を含む））＜第 I 編 軽水炉規格＞（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格」という。）「PCV-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用し，胴板の必要最小厚さを算出した。その結果，実機の最小厚さは必要厚さ以上であり，評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t_s] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定※ ($t_s \geq t$)
厚肉部	SB410	53.32	35.71	○
薄肉部	SB410	37.05	35.71	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b．胴側鏡板

設計・建設規格「PCV-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用し，胴側鏡板の必要最小厚さを算出した。その結果，実機の最小厚さは必要厚さ以上であり，評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t_s] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定※ ($t_s \geq t$)
胴側鏡板	SB410	56.95	35.08	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

c. 胴側入口・出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用し、胴側入口・出口管台の必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	材 料	実機の最小厚さ [t_s] (mm)	計算上必要な厚さ [t] (mm)	判 定※ ($t_s \geq t$)
胴側入口・ 出口管台	SF490A	14.55	8.62	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果、ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力は許容応力以下であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm^2)	ボルトの 必要な断面積 (mm^2)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定※
フランジ部	106,961	74,184	239	262	○

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

(2) 逃がし弁（別紙 4）

a. 弁 座

設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した各部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定※
弁 座	2.8	0.7	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁 体

弁体下面にかかる圧力が全て弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を評価した。その結果、発生せん断応力は許容せん断応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判 定※
弁 体	81	88	○

※ 発生せん断応力が許容せん断応力以下であること

c. 弁本体の耐圧部

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	必要な最小厚さ (mm)	判 定※
弁本体の耐圧部	9.0	1.2	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

d. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm ²)	ボルトの 必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定※
弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142	—

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

上記の評価の結果、ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容圧力以上であったため、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果、ボンネットボルトの伸び量からボン

ネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がマイナスであり、弁耐圧部の接合部が圧縮されることになるが、ボンネットナット締付部の発生応力が許容応力以下であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定※
弁耐圧部の接合部	67	152	○

※ 発生応力が許容応力以下であること

(3) 弁（別紙 5）

a. 弁 本 体

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し、必要な最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは計算上必要な厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

弁番号	材 料	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定※ ($t_s \geq t$)
F003A	SCPH2	22.0	10.6	○
F016A	SCPL1	20.0	9.5	○
F024A	SCPL1	24.0	10.9	○
F027A	SCPH2	10.0	3.2	○
F031A	SCPH2	22.5	9.8	○
F047A	SCPH2	22.0	10.6	○
F048A	SCPH2	31.0	14.6	○
F049	SCPH2	7.0	4.1	○
F063A	SCPH2	11.0	4.1	○
F086	SCPH2	8.0	2.0	○
F098A	SCPH2	23.0	11.1	○
F170A	SCPL1	16.0	6.4	○
F065A	SCPH2	8.0	3.1	○
F072A	SCPH2	11.0	4.1	○
F080A	SCPH2	9.0	2.3	○
F060A	SCPH2	6.5	1.2	○
FF029-201	SUS304	12.5	1.5	○
FF029-202	SUS304	12.5	1.5	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. 弁耐圧部の接合部

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジの応力評価」を適用して算出したボルトの必要な断面積及び許容応

力を算出した。その結果, F086, F080A, F060A, FF029-201 及び FF029-202 の弁はボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上であり, かつ発生応力が許容圧力以下であり, 評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

弁番号	ボルトの 実機の断面積 (mm ²)	ボルトの 必要な断面積 (mm ²)	発生 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	判 定※
F003A	13,672	18,675	261	177	—
F016A	11,033	14,288	246	168	—
F024A	16,406	15,451	213	168	—
F027A	1,758	2,919	206	177	—
F031A	13,400	11,610	305	177	—
F047A	13,672	18,675	261	177	—
F048A	11,033	24,157	171	177	—
F049	2,770	3,818	189	177	—
F063A	1,803	2,061	206	177	—
F086	901	694	117	177	○
F098A	11,241	13,372	317	177	—
F170A	5,411	6,259	163	168	—
F065A	1,203	1,073	210	165	—
F072A	1,803	2,061	206	177	—
F080A	901	833	116	177	○
F060A	321	190	98	165	○
FF029-201	601	318	73	165	○
FF029-202	601	318	73	165	○

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上, かつ発生応力が許容圧力以下であること

また, 上記の条件を満たさない弁については, ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱フランジの熱による伸び量を算出した。その結果, ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスである弁については, 伸び量がガスケットの復元量以下であり, 評価した部位は漏えいが発生しないことを確認した。伸び量がマイナスの弁についてはボンネットフランジとリフト制限板がメタルタッチしており, それ以上ガスケットが圧縮しない構造となっていることから, ボンネットナット締付部の発生応力が材料の許容応力以下であり, 評価した部位は破損せず漏えいが発生しないことを確認した。

弁番号	伸び量 (mm)	ガスケット 復元量 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定※
F003A	0.008	0.1	—	—	○
F016A	0.004	0.1	—	—	○
F024A	－0.023	—	ボンネットナット座面：128	ボンネットナット座面：427	○
F027A	0.015	0.1	—	—	○
F031A	－0.029	—	ボンネットナット座面：95	ボンネットナット座面：596	○
F047A	0.008	0.1	—	—	○
F048A	0.063	0.1	—	—	○
F049	0.001	0.1	—	—	○
F063A	0.011	0.2	—	—	○
F098A	0.032	0.2	—	—	○
F170A	0.016	0.2	—	—	○
F065A	－0.016	—	ボンネットナット座面：202 ボンネットフランジと弁箱 フランジの合わせ面：134	ボンネットナット座面：360 ボンネットフランジと弁箱 フランジの合わせ面：194	○
F072A	0.011	0.2	—	—	○

※ 伸び量がプラスの場合は、伸び量がガスケット復元量以下であること。伸び量がマイナスの場合は、発生応力が許容応力以下であること

なお、以下の弁は加圧時の温度、圧力以上で設計していることから、
破損は発生せず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	F023, F051A	8.62MPa	302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第Ⅰ編 別表1にて温度 300℃にお
ける許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生せ
ず漏えいが発生しないことを確認した。

評価部位		弁番号	許容圧力
プロセス弁		F087A, FF104A	14.97MPa
		FF012	13.30MPa
		F053A	10.58MPa
		F085A, FF101A	9.97MPa
その他の弁	ベント弁 ドレン弁	F073A, F074A	14.97MPa
		F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230	9.97MPa
	計器隔離弁	FF009-201	14.97MPa
		FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF018-201, FF018-202	9.97MPa
	サンプル弁	V25-606	26.3MPa

(4) 計 器 (別紙 6)

a. 圧力計、差圧計

以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時

の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、破損は発生しないことを確認した。なお、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度－30～40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%）を考慮しても、計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。

計器番号	計装設備耐圧 (MPa)	判定
PT-E12-N002A-1	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
PT-E12-N026A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
PT-E12-N053A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
dPT-E12-N058A	約 13.7 (140kg/cm ²)	○
FT-E12-N013	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-E12-N015A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-E12-N060A	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-C61-N001	約 14.7 (150kg/cm ²)	○

b. 温 度 計

日本機械学会「配管内円柱状構造物の流量振動評価指針」（JSME S012-1998）を適用し、同期振動発生回避又は抑制の判定並びに応力評価及び疲労評価を実施した。その結果、換算流速 V_y が 1 より小さく、組合せ応力が許容値以下、かつ応力振幅が設計疲労限以下であることから、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

（同期振動発生回避又は抑制評価）

計器番号	流 速 V (m/s)	換算流速 V_y	換算係数率 C_n	判 定※
TE-N004A	0.77	0.08	0.05	○ ($V_y < 1$ のため)
TE-N027A	0.76	0.08	0.05	○ ($V_y < 1$ のため)

※ 「 $V_y < 1$ 」, 「 $C_n > 64$ 」又は「 $V_y < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$ 」のいずれかを満足すること

（流体振動に対する強度評価）

計器番号	組合せ応力 (MPa)	組合せ応力の 許容値 (MPa)	応力振幅 (MPa)	応力振幅の 設計疲労限 (MPa)	判 定※
TE-N004A	14.7	184	0.43	76	○
TE-N027A	14.7	184	0.41	76	○

※ 組合せ応力が組合せ応力の許容値以下であること、かつ応力振幅が応力振幅の設計疲労限以下であること

(5) 配 管 (別紙 7)

a. 管

設計・建設規格「PPC-3411 直管(1)内圧を受ける直管」を適用し、必要最小厚さを算出した。その結果、実機の最小厚さは必要厚さ以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	既工認配管 No	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定※
管	3	12.80	8.26	○
	4	12.80	8.26	○
	6	9.71	5.94	○
	9	5.25	1.91	○
	10	5.25	1.91	○
	17	5.25	1.91	○
	26	6.21	2.76	○
	31	7.17	3.61	○
	34	11.20	6.23	○
	37	4.55	1.28	○
	39	14.40	10.09	○
	40	9.01	5.32	○
	56	12.51	7.63	○
	58	12.51	7.63	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

b. フランジ部

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジ応力算定用応力を算出し、フランジボルトの伸び量を評価した。その結果、伸び量がマイナスであり、フランジ部が圧縮されることになるが、ガスケットの許容圧縮量が合計圧縮量以上であり、評価した部位は破損せず漏えいは発生しないことを確認した。

評価部位	伸び量 (mm) 【最小値】	ガスケットの 初期圧縮量 (mm)	ガスケットの 合計圧縮量 (mm) 【最大値】	ガスケットの 許容圧縮量 (mm)	判定※
フランジ部	-0.01	1.20	1.21	1.30	○
		2.40	2.41	2.60	○
	-0.04	2.40	2.44	2.60	○

※ 伸び量がマイナスの場合は、ガスケットの合計圧縮量が許容圧縮量以下であること

4. 破断面積の設定について (別紙 8)

3. の評価結果から、隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分

が加圧されたとしても、破損は発生しないことを確認した。

そこで、残留熱除去系の加圧範囲のうち最も大きなシール構造である熱交換器フランジ部に対して、保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa[gage])及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷され、かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	破断面積 (cm ²)
			+ △L1	+ △L2	- △L3			
熱交換器 フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

上記評価に基づき、有効性評価では、残留熱除去系熱交換器フランジ部に約 21cm²の漏えいが発生することを想定する。

なお、評価対象のうち残留熱除去系（低圧注水系）A系及び残留熱除去系（低圧注水系）B系以外の低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）C系には、加圧範囲に熱交換器のような大きなシール構造を有する機器は設置されていない。

5. 現場の環境評価

I S L O C Aが発生した場合、事象を収束させるために、健全な原子炉注水系統による原子炉注水、逃がし安全弁による原子炉減圧及び残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却を実施する。また、漏えい箇所の隔離は、残留熱除去系（低圧注水系）の注入弁を現場にて閉止する想定としている。

I S L O C A発生に伴い原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいすることで、建屋下層階への漏えい水の滞留並びに高温水及び蒸気による建屋内の雰囲気温度、湿度、圧力及び放射線量の上昇が想定されることから、設備の健全性及び現場作業の成立性に与える影響を評価した。

現場の環境評価において想定する事故条件、重大事故等対策に関連する機器条件及び重大事故等対策に関連する操作条件は、有効性評価の解析と同様であり、I S L O C Aは残留熱除去系B系にて発生するものとする。

なお、I S L O C Aが残留熱除去系A系にて発生することを想定した場合、破断面積（約 21 cm²）及び破断箇所（熱交換器フランジ部）はB系の場合と同じであり、漏えい発生区画は東側となることから、原子炉建屋原子炉棟の東側区画の建屋内雰囲気温度等が同程度上昇する。

(1) 設備の健全性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系B系におけるI S L O C A発生時に期待する設備は、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系A系及び低圧代替注水系（常設）、逃がし安全弁並びに関連する計装設備である。

I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合の設備の健全性への影響について以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響（別紙 9, 10）

東海第二発電所の原子炉建屋原子炉棟は、地下 2 階から 5 階まで耐火壁を設置することで東側区分と西側区分を物理的に分離する方針である。

I S L O C Aによる原子炉冷却材の漏えいは、残留熱除去系B系が設置されている西側区画において発生するのに対して、原子炉隔離時冷却系、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系A系は東側区画に位置していることから、溢水の影響はない。

低圧代替注水系（常設）は、ポンプが原子炉建屋原子炉棟から物理的に分離された区画に設置されているため、溢水の影響はない。また、低圧代替注水系（常設）の電動弁のうち原子炉建屋原子炉棟内に設置されるものは原子炉建屋原子炉棟 3 階以上に位置しており、事象発生から評

価上，現場隔離操作の完了時間として設定している 5 時間までの原子炉冷却材の流出量は約 300t であり，原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 以下であるため，溢水の影響はない。

なお，ブローアウトパネルに期待しない場合でも，同様に必要な設備への影響はない。

b．雰囲気温度・湿度による影響（別紙 9，10）

東側区画における温度・湿度については，初期値から有意な上昇がなく，原子炉隔離時冷却系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 A 系への影響はない。また，低圧代替注水系（常設）の原子炉建屋原子炉棟内の電動弁は，西側区画に位置するものが 2 個あるが，これらは I S L O C A 発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮しても機能が維持される設計とすることから影響はない。さらに，逃がし安全弁及び関連する計装設備についても，I S L O C A 発生時の原子炉建屋原子炉棟内の環境において機能喪失することはない。

なお，ブローアウトパネルに期待しない場合でも，同様に必要な設備への影響はない。

c．放射線による影響（別紙 11）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が，原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果，地上 3 階における吸収線量率は最大でも約 15.2mGy/h 程度であり，設計基準事故対象設備の設計条件である 1.7kGy と比較しても十分な余裕があるため，期待している機器の機能維持を妨げることはない。

(2) 現場操作の成立性に与える影響について

有効性評価において、残留熱除去系 B 系における I S L O C A 発生時に必要な現場操作は、残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作である。

残留熱除去系 B 系の注入弁の操作場所及びアクセスルートを図 4 に示す。残留熱除去系 B 系における I S L O C A 発生時は、原子炉建屋原子炉棟内の環境を考慮して、主に漏えいが発生している西側区画とは逆の東側区画を移動することとしている。

I S L O C A 発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合のアクセス性への影響を以下のとおり評価した。

a. 溢水による影響（別紙 9, 10）

東側区画は、I S L O C A による原子炉冷却材漏えいが発生する西側区画とは物理的に分離されていることから、溢水による東側区画のアクセス性への影響はない。また、注入弁は西側区画の 3 階に設置されており、この場所において注入弁の現場閉止操作を実施するが、事象発生から評価上、現場隔離操作の完了時間として設定している 5 時間までの原子炉冷却材の流出量は約 300t であり、原子炉冷却材が全て水として存在すると仮定しても浸水深は地下 2 階の床面から約 2m 以下であるため、操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

なお、ブローアウトパネルに期待しない場合でも、同様に操作及び操作場所へのアクセスへの影響はない。

b. 雰囲気温度・湿度による影響（別紙 9, 10）

東側区画における温度及び湿度については、初期値から有意な上昇がなく、アクセス性への影響はない。また、西側区画のうちアクセスル

ト及び操作場所となる原子炉建屋原子炉棟 3 階西側において、原子炉減圧後に建屋内環境が静定する事象発生の約 2 時間後から現場隔離操作の完了時間として設定している 5 時間後までの温度及び湿度は、最大で約 44℃及び約 100%である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制にて交代で実施し、1 チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約 36 分であるため、操作場所へのアクセス及び操作は可能である*。なお、操作場所への移動及び現場操作を実施する場合は、放射線防護具（タイベック、アノラック、個人線量計、長靴・胴長靴、自給式呼吸用保護具、綿手袋、ゴム手袋）を着用する。

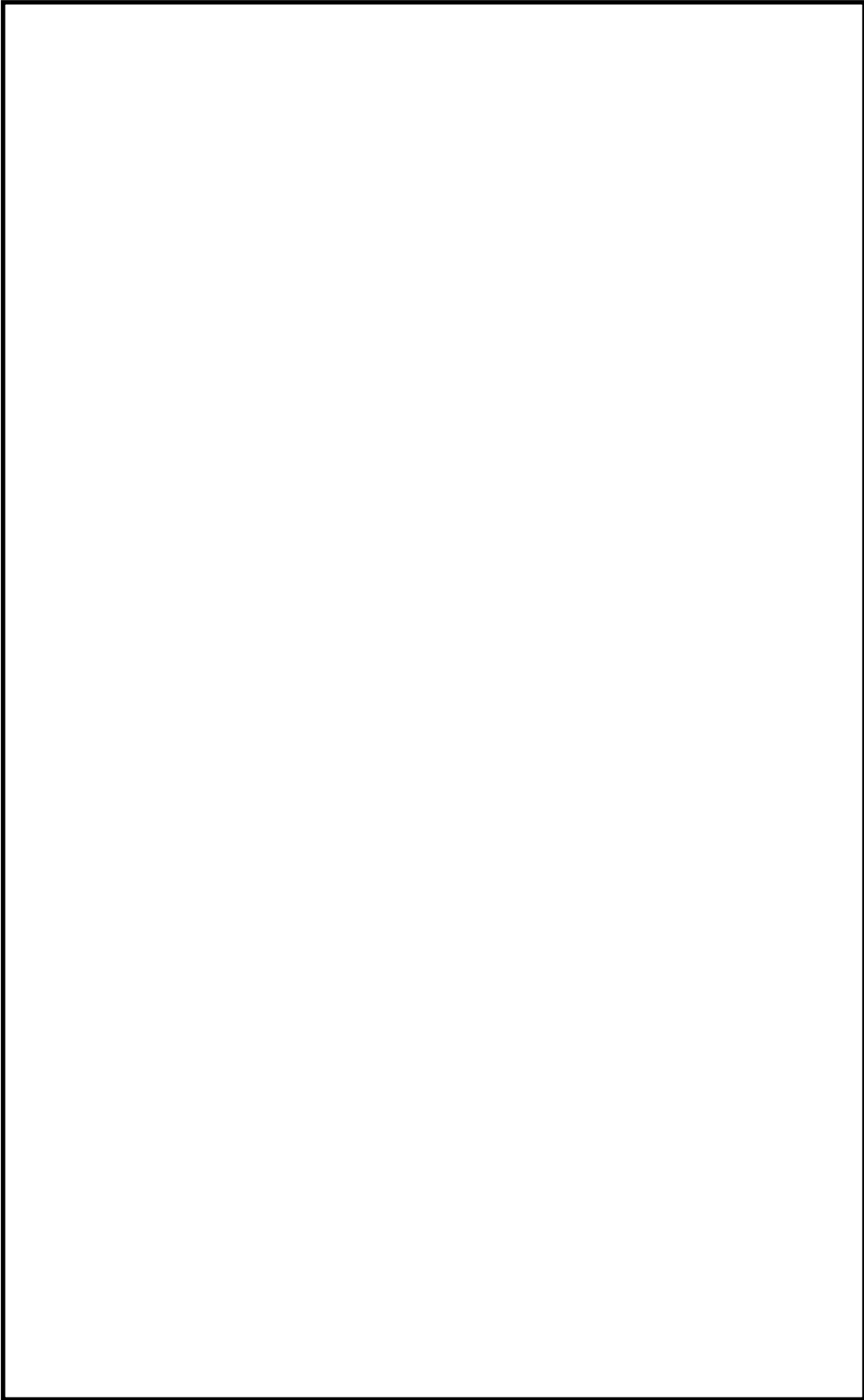
※ 想定している作業環境（最大約 44℃）においては、主に低温やけどが懸念されるが、一般的に、接触温度と低温やけどになるまでのおおよその時間の関係は、44℃で 3 時間～4 時間として知られている。（出典：消費者庁 News Release（平成 25 年 2 月 27 日））

c. 放射線による影響（別紙 11）

原子炉減圧時に燃料から追加放出される核分裂生成物の全量が、原子炉建屋原子炉棟内に瞬時に移行するという保守的な条件で評価した結果、線量率は最大で約 15.2mSv/h である。残留熱除去系 B 系の注入弁の閉止操作は 2 チーム体制にて交代で実施し、1 チーム当たりの原子炉建屋原子炉棟内の滞在時間は約 36 分であるため、作業時間を保守的に 1 時間と設定し時間減衰を考慮しない場合においても作業員の受ける実効線量は最大で約 15.2mSv となる。また、有効性評価において現場操作を開始する事象発生の約 3 時間後における線量率は約 5.6mSv/h であり、この場合に作業員の受ける実効線量は約 5.6mSv となる。

なお、事故時には原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質の一

部はブローアウトパネルを通じて環境へ放出されるおそれがあるが、これらの事故時には原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため、中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。



第4図 操作場所へのアクセスルート

(3) 結 論

I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内環境を想定した場合でも、I S L O C A対応に必要な設備の健全性は維持される。また、中央制御室の隔離操作に失敗した場合でも、現場での隔離操作が可能であることを確認した。

6. 非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について

I S L O C Aの発生後、原子炉建屋原子炉棟が加圧されブローアウトパネルが開放された場合、原子炉建屋原子炉棟内に放出された核分裂生成物がブローアウトパネルから大気中に放出されるため、この場合における非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価した。

その結果、非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 1.2×10^{-1} mSv 及び約 3.3×10^{-1} mSv となり、「2.6 L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 6.2×10^{-1} mSv、敷地境界：約 6.2×10^{-1} mSv）及び事故時線量限度の 5mSv を下回ることを確認した。

残留熱除去系 A，B 系電動弁作動試験について

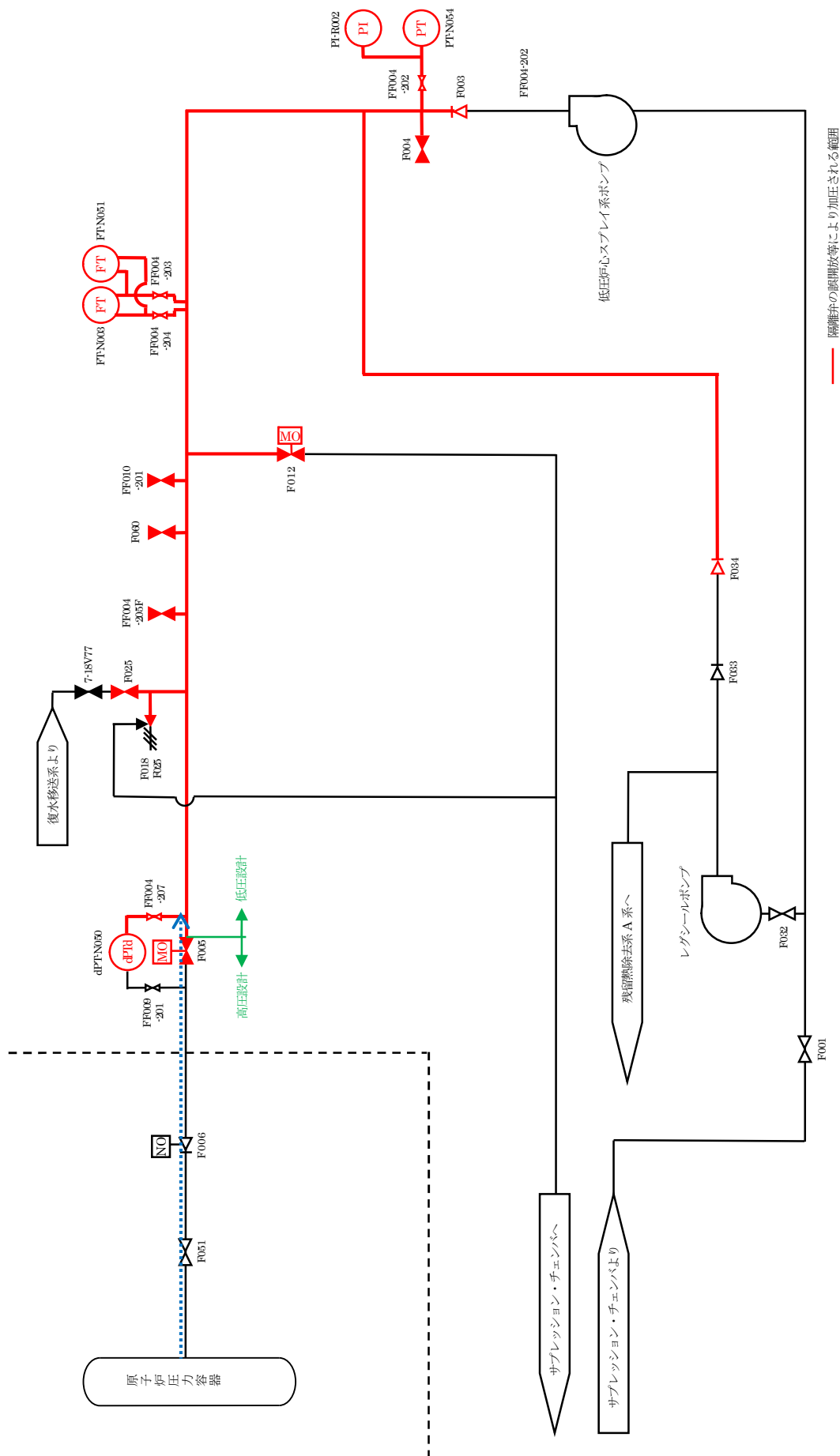
この試験は，保安規定第 39 条に基づく試験であり，原子炉の状態が運転，起動又は高温停止において 1 ヶ月に 1 回の頻度で実施する。

保安規定第 39 条（抜粋）

低圧注水系における注入弁，試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁，サブプレッションプールのスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。

低圧炉心スプレイ系の構造健全性評価

低圧炉心スプレイ系の評価対象範囲を別第 2-1 図，評価対象範囲に設置された機器を別第 2-1 表，評価結果を別第 2-2 表から別第 2-8 表に示す。



別第 2-1 図 低圧炉心スプレレイ系の評価対象範囲

別第 2-1 表 評価対象範囲に設置された機器（低圧炉心スプレイ系）

機 器			弁番号，個数等
① 逃がし弁			1 個 F018
② 弁	プロセス弁		7 個 F003, F004, F005, F012, F025, F034, F060
	その他の弁	ベント弁 ドレン弁	1 個 FF004-205
		計器 隔離弁	4 個 FF004-202 , FF004-203 , FF004-204 , FF004-207
		サンプル弁	1 個 FF010-201
③ 計 器			5 個 PI-R002, PT-N054, dPT-N050, FT-N003, FT-N051
④ 配 管			1 式

別第 2-2 表 逃がし弁の評価結果（弁座）

評価部位	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定※
弁 座	4.8	1.0	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

別第 2-3 表 逃がし弁の評価結果（弁体）

評価部位	発生せん断応力 (MPa)	許容せん断応力 (MPa)	判 定※
弁 体	143	313	○

※ 発生せん断応力が許容せん断応力以下であること

別第 2-4 表 逃がし弁の評価結果（弁耐圧部の接合部）（1/2）

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm ²)	ボルトの 必要な断面積 (mm ²)	発生 応力 (MPa)	許容 応力 (MPa)	判 定※
弁耐圧部の接合部	641.7	749.8	322	142.5	—

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上，かつ発生応力が許容圧力以下であること

別第 2-4 表 逃がし弁の評価結果（弁耐圧部の接合部）（2／2）

評価部位	伸び量 (mm)	ガスケット 復元量 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定※
弁耐圧部の接合部	0.003	0.086	—	—	○

※ 伸び量がプラスの場合は、伸び量がガスケット復元量以下であること。伸び量がマイナスの場合は、発生応力が許容応力以下であること。

別第 2-5 表 弁の評価結果（1／3）

弁番号	材 料	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定※
F003	SCPH2	22.2	8.7	○
F012	SCPL1	21.0	7.7	○
F060	SCPH2	14.0	5.1	○
FF010-201	SUS304	12.5	1.5	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

別第 2-5 表 弁の評価結果（2／3）

評価部位	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	F005	8.62MPa	302℃

別第 2-5 表 弁の評価結果（3／3）

評価部位		弁番号	許容圧力
プロセス弁		F004, F025, F034	9.97MPa
その他の弁	ベント弁 ドレン弁	FF004-205	9.97MPa
	計器隔離弁	FF004-202, FF004-203, FF004-204, FF004-207	9.97MPa

別第 2-6 表 計器の評価結果（圧力計，差圧計）

計器番号	計装設備耐圧 (MPa)	判 定
PI-R002	約 10.3 (105kg/cm ²)※	○
PT-N054	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
dPT-N050	約 13.7 (140kg/cm ²)	○
FT-N003	約 14.7 (150kg/cm ²)	○
FT-N051	約 22.1 (225kg/cm ²)	○

※ プルドン管の耐圧・漏えい試験圧力

別第 2-7 表 配管の評価結果（管）

評価部位	既工認配管 No	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)	判 定※
管	3	11.20	6.24	○
	8	12.51	5.10	○
	10	11.11	6.51	○
	11	9.01	5.10	○
	15	7.17	3.62	○

※ 実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であること

別第 2-8 表 配管の評価結果（フランジ）

評価部位	ボルトの 実機の断面積 (mm ²)	ボルトの 必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	判 定※
フランジ部	940	349	140	396	○
	11, 240	10, 130	252	393	○
	11, 240	10, 190	253	393	○

※ ボルトの実機の断面積がボルトの必要な断面積以上、かつ発生応力が許容圧力以下であること

熱交換器からの漏えいの可能性について

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4 より大きい部位を除く胴板(厚肉部, 薄肉部), 胴側鏡板及び胴側入口・出口管台及びフランジ部について, 保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa[gage])及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

既工認から設計上の裕度を算出し、裕度が 2.4 (隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 8.2MPa[gage]と最高使用圧力 3.45MPa[gage]の比)より大きい部位を除く胴板(厚肉部, 薄肉部), 胴側鏡板, 胴側入口・出口管台及びフランジ部について評価した。

別第 3-1 表に既工認強度計算結果の設計裕度及を示す。

別第 3-1 表 既工認強度計算結果の設計裕度 (3.45MPa, 249℃)

評価部位	実機の値	判定基準	裕 度
胴板 (厚肉部)	53.32mm 最小厚さ	≥ 34.21mm 必要厚さ	<u>1.55</u>
胴板 (薄肉部)	37.05mm 最小厚さ	≥ 34.21mm 必要厚さ	<u>1.08</u>
胴側鏡板	56.95mm 最小厚さ	≥ 33.64mm 必要厚さ	<u>1.69</u>
胴側出口	14.55mm 最小厚さ	≥ 7.78mm 必要厚さ	<u>1.87</u>
胴側液面計	6.15mm 最小厚さ	≥ 0.56mm 必要厚さ	10.98
胴側ドレン	62.50mm 最小厚さ	≥ 2.26mm 必要厚さ	27.65
胴側ベント (1)	5.50mm 最小厚さ	≥ 0.84mm 必要厚さ	6.54
胴側ベント (2)	10.00mm 最小厚さ	≥ 0.42mm 必要厚さ	23.80
胴側入口	14.55mm 最小厚さ	≥ 7.78mm 必要厚さ	<u>1.87</u>
胴側逃がし弁 (座)	5.45mm 最小厚さ	≥ 0.84mm 必要厚さ	6.48
胴側逃がし弁 (管)	3.20mm 最小厚さ	≥ 0.80mm 必要厚さ	4.00

1.2 評価方法

(1) 胴側胴板の評価

設計・建設規格「PVC-3122 円筒形の胴の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴側胴板の計算上必要な厚さ (mm)

P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)

D_i : 胴の内径 (=2,000mm)

S : 胴板の設計引張強さ (Su=391MPa, at 288℃ SB410)

η : 継手効率 (=1.0)

(2) 胴側鏡板の評価

設計・建設規格「PVC-3225 半だ円形鏡板の厚さの規定 1」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_i K}{2S\eta - 0.2P}$$

t : 胴側鏡板の計算上必要な厚さ (mm)

P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)

D_i : 鏡板の内面における長径 (=2,000mm)

K : 半だ円形鏡板の形状による係数 (=1.0)

S : 鏡板の設計引張強さ (Su=391MPa, at 288℃ SB410)

η : 継手効率 (=1.0)

(3) 胴側入口，出口管台

設計・建設規格「PVC-3610 管台の厚さの規定」を適用して必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_o}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 胴側入口，出口管台の計算上必要な厚さ (mm)

P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力 (=8.2MPa)

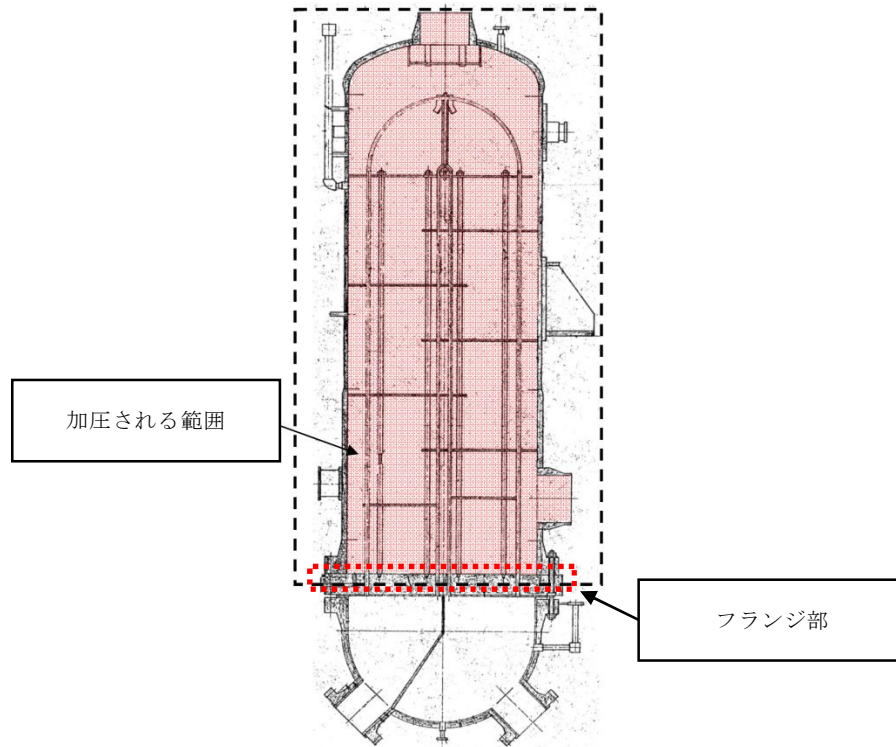
D_o : 管台の外径 (=558.8mm)

S : 管台の設計引張強さ (Su=438MPa, at 288℃ SF490A)

η : 継手効率 (=1.0)

(4) フランジ部

日本工業規格 JIS B8265「圧力容器の構造—一般事項」を適用してボルトの必要な断面積及び許容応力を算出した。その結果，ボルトの実機の断面積はボルトの必要な断面積以上であり，かつ発生応力が許容応力以下であることを確認した。



別第 3-1 図 フランジ部

1.3 評価結果

熱交換器の各部位について評価した結果，別第 3-2 表及び別第 3-3 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し，保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず，漏えいは発生しないことを確認した。

別第 3-2 表 フランジ部以外の評価結果

評価部位	実機の値	判定基準
胴側胴板（厚肉部）	53.32mm (実機の最小厚さ)	35.71mm (計算上必要な厚さ)
胴側胴板（薄肉部）	37.05mm (実機の最小厚さ)	35.71mm (計算上必要な厚さ)
胴側鏡板	56.95mm (実機の最小厚さ)	35.08mm (計算上必要な厚さ)
胴側入口・出口管台	14.55mm (実機の最小厚さ)	8.62mm (計算上必要な厚さ)

別第 3-3 表 フランジ部の評価結果

評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm ²)	ボルトの必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
フランジ部	106,961	74,184	239	262

逃がし弁からの漏えいの可能性について

逃がし弁について、保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位

逃がし弁については、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時において吹き出し前に加圧される弁座、弁体及び入口配管並びに吹き出し後に加圧される弁耐圧部及び弁耐圧部の接合部について評価した。

1.2 評価方法

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時には 8.2MPa[gage]になる前に逃がし弁が吹き出し、圧力は低下すると考えられるが、ここでは、逃がし弁の吹き出し前に加圧される箇所と吹き出し後に加圧される箇所ともに 8.2MPa[gage]、288℃になるものとして評価する。

(1) 弁座の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁座は円筒形の形状であることから、設計・建設規格「VVC-3230 耐圧部に取り付く管台の必要最小厚さ」を準用し、計算上必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t：管台の計算上必要な厚さ（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

D₀：管台の外径（mm）

S：使用温度における許容引張応力（MPa）

η：継手効率※

※ 弁座は溶接を実施していないため、1.0を使用

(2) 弁体の評価

設計・建設規格には安全弁に関する強度評価手法の記載がない。弁体の中心部は弁棒で支持されており，外周付近は構造上拘束されていることから，弁体下面にかかる圧力（8.2MPa[gage]）が全ての弁体の最小肉厚部に作用するとして発生するせん断応力を算出し，許容せん断応力以下であることを確認した。

$$\sigma = \frac{F}{A}$$

$$F = 1.05 \times \frac{\pi}{4} \times D^2 \times P$$

σ：せん断応力（MPa）

F：せん断力（N）

A：弁体最小断面積（mm²）

D：弁座口の径（mm）

P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（＝8.2MPa）

(3) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最

小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さ以上であることを確認した。

$$t = \frac{Pd}{2S - 1.2P}$$

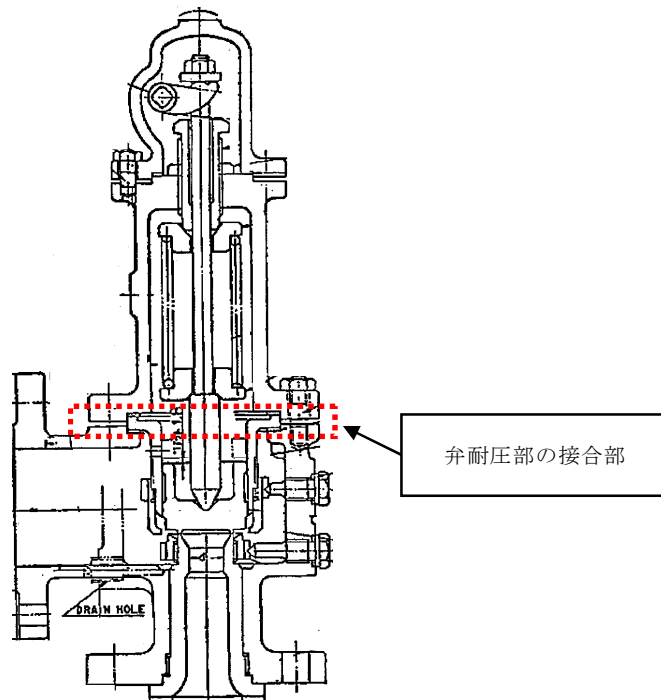
- t：弁箱の必要な厚さ
- P：隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時のピーク圧力（=8.2MPa）
- d：内径（mm）
- S：設計降伏点（MPa）

(4) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積以上であるが、発生応力が許容応力以下であることを確認した。

別第 4-1 表 ボルトの必要な断面積と許容応力

評価部位	ボルトの実機の断面積 (mm ²)	ボルトの必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
弁耐圧部の接合部	481.3	438.5	214	142



別第 4-1 図 弁耐圧部の接合部

上記を満たさない場合は、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。

- ・伸び量がプラスの場合

ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量※以下であることを確認した。

※ ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール

性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカー試験によって確認した値。

・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから、ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力以下であることを確認した。

a. 伸び量によるフランジの評価

(a) 内圧による伸び量

・ボンネットボルトの発生応力

$$\textcircled{4}' = (1,000 \times \textcircled{1}' \times \textcircled{2}') / (0.2 \times \textcircled{3}')$$

$$\textcircled{8}' = (\pi \times \textcircled{5}' \times 8.2 / 4) \times (\textcircled{5}' + 8 \times \textcircled{6}' \times \textcircled{7}')$$

$$\textcircled{9}' = \textcircled{4}' - \textcircled{8}'$$

$$\textcircled{10}' = \textcircled{9}' / \textcircled{2}'$$

$$\textcircled{12}' = \textcircled{10}' / \textcircled{11}'$$

①' : 締付けトルク値 (N・m)

②' : ボンネットボルト本数 (本)

③' : ボンネットボルト外径 (mm)

④' : ボンネットボルト締付けトルクによる全締付荷重 (N)

⑤' : ガスケット反力円の直径 (mm)

⑥' : ガスケット有効幅 (mm)

⑦' : ガスケット係数

⑧' : 8.2MPa の加圧に必要な最小荷重 (N)

⑨' : 不足する荷重 (N)

⑩' : ボンネットボルト 1 本あたりに発生する荷重 (N)

⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm²)

⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)

- ・ ボンネットボルトの内圧による伸び量

$$\textcircled{7} = (\textcircled{12}' \times (\textcircled{1} + \textcircled{2})) / \textcircled{3}$$

① : ボンネットフランジ厚さ (mm)

② : 弁箱フランジ厚さ (mm)

③ : ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288℃)

⑦ : ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

(b) 熱による伸び量

- ・ ボンネットボルトの熱による伸び量

$$\textcircled{8} = \textcircled{4} \times (\textcircled{1} + \textcircled{2}) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}^*)$$

① : ボンネットフランジ厚さ (mm)

② : 弁箱フランジ厚さ (mm)

④ : ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)

⑧ : ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

- ・ ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

$$\textcircled{9} = \textcircled{5} \times \textcircled{1} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}) + \textcircled{6} \times \textcircled{2} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}^*)$$

① : ボンネットフランジ厚さ (mm)

② : 弁箱フランジ厚さ (mm)

⑤ : ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)

⑥ : 弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)

⑨ : ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

(mm)

- ※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

(c) 伸び量

$$\text{伸び量 (mm)} = \text{⑦} + \text{⑧} - \text{⑨}$$

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

(mm)

b. ボンネット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' をボンネットナット座面の面積 S で除し面圧を算出する。

- ・ボンネットナット座面の面積（ナット座面丸面の場合）

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a：ボンネットナット面外径 (mm)

b：ボンネット穴径 (mm)

S：ボンネットナット面面積 (mm²)

- ・ボンネットナット座面の面積（ナット座面平面の場合）

$$S = (\sqrt{3} / 16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)$$

a：ボンネットナット面外径 (mm)

b：ボンネット穴径 (mm)

S：ボンネットナット面面積 (mm²)

- ・ボンネット座面の面圧

$$d = \textcircled{8}' / (S \times c)$$

c : ボンネットボルト本数 (本)

d : ボンネットナット応力 (MPa)

S : ボンネットナット面面積 (MPa)

c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された $\textcircled{8}'$ を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。

- ・ ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面積

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a : メタルタッチ部外径 (mm)

b : メタルタッチ部内径 (mm)

S : メタルタッチ部面積 (mm^2)

- ・ ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧

$$d = \textcircled{8}' / S$$

d : メタルタッチ部応力 (MPa)

S : メタルタッチ部面積 (mm^2)

1.3 評価結果

逃がし弁の各部位について評価した結果、別第 4-2 表から別第 4-6 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

別第 4-2 表 評価結果 (弁座)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	D ₀ : 外径 (mm)	S : 使用温度における許容引張応力 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
弁座	SUS304	8.2	19	110	2.8	0.7

別第 4-3 表 評価結果 (弁体)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	A : 弁体最小断面積 (mm ²)	D : 弁座口の径 (mm)	許容せん断応力※ (MPa)	発生せん断応力 (MPa)
弁体	SUS304	8.2	19	15	88	81

※ ボイラー構造規格より設計の許容値として 0.8S を適用した。

別第 4-4 表 評価結果 (弁本体の耐圧部)

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計降伏点 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
弁本体の耐圧部	SCPH2	8.2	50	191	9.0	1.2

別第 4-5 表 弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットボルトの伸び量）

評価 部位	①ボンネット フランジ 厚さ (ふた) (mm)	②弁箱 フランジ 厚さ (mm)	③縦弾性係数 (ボンネットボルト) (MPa)	④線膨張 係数 (ボンネットボ ルト) (mm/°C)	ボンネット ボルトの 材料	⑤線膨張係数 (ボンネットフラン ジ) (mm/°C)	ボンネット フランジ の材料	⑦ボンネットボルト の内圧による 伸び量 (mm)	⑧ボンネット ボルトの 熱による 伸び量 (mm)	⑨ボンネット フランジ及び 弁箱フランジ の熱によ る伸び量 (mm)	⑩伸び量 (mm)
弁耐圧部の 接合部	16	16	183,960	1.29E-05	S45C	1.29E-05	SCPH2	-0.003	0.111	0.111	-0.003

別第 4-6 表 弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットボルトの発生応力）

評価 部位	① 締付 トルク値 (N・m)	② ボンネット ボルト本数 (本)	③ ボンネット ボルト外径 (mm)	④ ボンネットボルト 締付トルク による 全締付荷重 (N)	⑤ ガスケット 反力円の 直径 (mm)	⑥ ガスケットの 有効幅 (mm)	⑦ ガスケット 係数	⑧ 8.2MPa の 加圧に 必要な 最小荷重 (N)	⑨ 不足する 荷重 (N)	⑩ ボンネットボルト 1 本当たり に発生する 荷重 (N)	⑪ ボンネット ボルト 径面積 (mm ²)	⑫ ボンネッ トボルトの 発生応力 (MPa)
弁耐圧部の 接合部	25.01	6	12	62,525	62.5	3.25	2.75	53,937	8,588	-1,431	80.21	18

弁（逃がし弁を除く。）からの漏えいの可能性について

逃がし弁を除く弁について、保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa[gage])及び原子炉冷却材温度(288℃)が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

ここで、以下の弁については隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力、温度以上で設計していることから破損が発生しないことを確認した。

別第 5-1 表 弁の設計圧力・温度

機器等	弁番号	設計圧力	設計温度
プロセス弁	F023, F051A	8.62MPa	302℃

また、以下の弁は設計・建設規格第 I 編 別表 1 にて温度 300℃における許容圧力を確認し、加圧時の圧力を上回ることから、破損は発生しないことを確認した。

別第 5-2 表 弁の許容圧力

機器等	弁番号	許容圧力
プロセス弁	F087A, FF104A	14.97MPa
	FF012	13.30MPa
	F053A	10.58MPa
	F085A, FF101A	9.97MPa
ベント弁 ドレン弁	F073A, F074A	14.97MPa
	F171, F179A, F181A, FF020-201, FF020-205, FF020-215, FF020-230, FF022-205, FF022-219, FF022-221, FF022-223, FF022-230	9.97MPa
計器隔離弁	FF009-201	14.97MPa
	FF006-201, FF006-202, FF007-203, FF007-204, FF007-206, FF007-207, FF007-208, FF018-201, FF018-202	9.97MPa
サンプル弁	V25-606	26.3MPa

1. 強度評価

評価対象弁の構成部品のうち、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に破損が発生すると想定される部位として、弁箱及び弁蓋からなる弁本体の耐圧部並びに弁本体耐圧部の接合部について評価した。

(1) 弁本体の耐圧部の評価

設計・建設規格「解説 VVB-3100 弁の圧力温度基準」を適用し必要な最小厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

$$t = \frac{Pd}{2S - 1.2P}$$

t：弁箱の必要な厚さ

P：I S L O C A発生時のピーク圧力（=8.2MPa）

d：内径（mm）

S：設計降伏点（MPa）

(2) 弁耐圧部の接合部の評価

設計・建設規格「VVC-3310 弁箱と弁ふたがフランジ結合の弁のフランジ応力評価」を適用しボルトの必要な断面積及び許容応力を算出し、実機のボルトの断面積がボルトの必要な断面積を上回り、かつ発生応力が許容応力を下回ることを確認した。

別第 5-3 表 ボルトの必要な断面積と許容応力

弁番号	ボルトの実機の断面積 (mm ²)	ボルトの必要な断面積 (mm ²)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
F086	901	694	117	177
F080A	901	833	116	177
F060A	321	190	98	165
FF029-201	601	318	73	165
FF029-202	601	318	73	165

上記の条件を満たさない弁については、ボンネットボルトの内圧と熱による伸び量及びボンネットフランジと弁箱の熱による伸び量を評価し、ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がプラスの場合とマイナスの場合について評価した。

- ・伸び量がプラスの場合

ボンネットボルトの伸び量からボンネットフランジと弁箱フランジの伸び量を差し引いた伸び量がガスケットの復元量^{※3}を下回ることを確認した。

※3 ガスケットに締付面圧を加えていくと弾性変形が生じ、更に締付面圧を加えていくと塑性変形が生じる。塑性変形したガスケットの締付面圧を緩和した場合、弾性領域分のみが復元する性質がある。弁耐圧部の接合部のシールのため、ガスケットには塑性領域まで締付面圧を加えており、締付面圧緩和時に弾性領域分の復元が生じ、復元量以下であればシール性は確保される。ガスケットの復元量は、メーカ試験によって確認した値。

- ・伸び量がマイナスの場合

伸び量がマイナスの場合は、弁耐圧部の接合部は増し締めされることになることから、ボンネットナット座面の発生応力が材料の許容応力を下回ること、ボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面がメタルタッチする弁については合わせ面の発生応力が材料の許容応力を下回ることを確認した。

a. 伸び量によるフランジの評価

(a) 内圧による伸び量

- ・ボンネットボルトの発生応力

$$\textcircled{4}' = (1,000 \times \textcircled{1}' \times \textcircled{2}') / (0.2 \times \textcircled{3}')$$

$$\textcircled{8}' = (\pi \times \textcircled{5}' \times 8.2 / 4) \times (\textcircled{5}' + 8 \times \textcircled{6}' \times \textcircled{7}')$$

$$\textcircled{9}' = \textcircled{4}' - \textcircled{8}'$$

$$\textcircled{10}' = \textcircled{9}' / \textcircled{2}'$$

$$\textcircled{12}' = \textcircled{10}' / \textcircled{11}'$$

①' : 締付けトルク値 (N・m)

②' : ボンネットボルト本数 (本)

③' : ボンネットボルト外径 (mm)

④' : ボンネットボルト締付けトルクによる全締付荷重 (N)

⑤' : ガasket反力円の直径 (mm)

⑥' : ガasket有効幅 (mm)

⑦' : ガasket係数

⑧' : 8.2MPa の加圧に必要な最小荷重 (N)

⑨' : 不足する荷重 (N)

⑩' : ボンネットボルト 1 本あたりに発生する荷重 (N)

⑪' : ボンネットボルト径面積 (mm²)

⑫' : ボンネットボルトの発生応力 (MPa)

- ・ボンネットボルトの内圧による伸び量

$$\textcircled{7} = (\textcircled{12}' \times (\textcircled{1} + \textcircled{2})) / \textcircled{3}$$

① : ボンネットフランジ厚さ (mm)

② : 弁箱フランジ厚さ (mm)

③：ボンネットボルト材料の縦弾性係数 (MPa at 288℃)

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

(b) 熱による伸び量

- ・ボンネットボルトの熱による伸び量

$$\textcircled{8} = \textcircled{4} \times (\textcircled{1} + \textcircled{2}) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$$

①：ボンネットフランジ厚さ (mm)

②：弁箱フランジ厚さ (mm)

④：ボンネットボルト線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象
発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

- ・ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量

$$\textcircled{9} = \textcircled{5} \times \textcircled{1} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C}) + \textcircled{6} \times \textcircled{2} \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$$

①：ボンネットフランジ厚さ (mm)

②：弁箱フランジ厚さ (mm)

⑤：ボンネットフランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)

⑥：弁箱フランジ線膨張係数 (mm/mm℃ at 288℃)

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量
(mm)

※ 伸び量を大きく見積もるため、隔離弁の誤開放等による加圧事象
発生前後の温度差を大きくするように保守的に低めの温度を設定

(c) 伸び量

$$\text{伸び量 (mm)} = \text{⑦} + \text{⑧} - \text{⑨}$$

⑦：ボンネットボルトの内圧による伸び量 (mm)

⑧：ボンネットボルトの熱による伸び量 (mm)

⑨：ボンネットフランジ及び弁箱フランジの熱による伸び量
(mm)

b. ボンネット座面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された荷重⑧' をボンネットナット座面の面積 S で除し面圧を算出する。

- ・ボンネットナット座面の面積（ナット座面丸面の場合）

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a：ボンネットナット面外径 (mm)

b：ボンネット穴径 (mm)

S：ボンネットナット面面積 (mm²)

- ・ボンネットナット座面の面積（ナット座面平面の場合）

$$S = (\sqrt{3} / 16 \times a^2 \times 6) - (b^2 \times \pi / 4)$$

a：ボンネットナット面外径 (mm)

b：ボンネット穴径 (mm)

S：ボンネットナット面面積 (mm²)

- ・ボンネット座面の面圧

$$d = \text{⑧}' / (S \times c)$$

c：ボンネットボルト本数 (本)

d：ボンネットナット応力 (MPa)

S：ボンネットナット面面積 (mm²)

c. ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧

ボンネットボルト締付荷重として評価された⑧' を合わせ面の面積 S で除し面圧を算出する。

- ・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面積

$$S = (a^2 - b^2) / 4 \times \pi$$

a : メタルタッチ部外径 (mm)

b : メタルタッチ部内径 (mm)

S : メタルタッチ部面積 (mm²)

- ・ボンネットフランジ及びリフト制限板の合わせ面の面圧

$$d = ⑧' / S$$

d : メタルタッチ部応力 (MPa)

S : メタルタッチ部面積 (mm²)

1.3 評価結果

弁（逃がし弁を除く。）の各部位について評価した結果、別第 5-4 表から別第 5-7 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

別第 5-4 表 弁耐圧部の強度評価結果

評価部位	材料	P : 内圧 (MPa)	d : 内径 (mm)	S : 設計降伏点 (MPa)	実機の最小厚さ (mm)	計算上必要な厚さ (mm)
F003A	SCPH2	8.2	480	191	22.0	10.6
F016A	SCPL1	8.2	416	186	20.0	9.5
F024A	SCPL1	8.2	480	186	24.0	10.9
F027A	SCPH2	8.2	144	191	10.0	3.2
F031A	SCPH2	8.2	444.5	191	22.5	9.8
F047A	SCPH2	8.2	480	191	22.0	10.6
F048A	SCPH2	8.2	660	191	31.0	14.6
F049	SCPH2	8.2	184	191	7.0	4.1
F063A	SCPH2	8.2	184	191	11.0	4.1
F086	SCPH2	8.2	90	191	8.0	2.0
F098A	SCPH2	8.2	500	191	23.0	11.1
F170A	SCPL1	8.2	280	186	16.0	6.4
F065A	SCPH2	8.2	136.5	191	8.0	3.1
F072A	SCPH2	8.2	184	191	11.0	4.1
F080A	SCPH2	8.2	102	191	9.0	2.3
F060A	SCPH2	8.2	54	191	6.5	1.2
FF029-201	SUS304	8.2	45	128	12.5	1.5
FF029-202	SUS304	8.2	45	128	12.5	1.5

別第 5-5 表 弁耐圧部の接合部評価結果（ボンネットボルトの伸び量）

弁番号	①ボンネット フランジ 厚さ (ふた) (mm)	②弁箱 フランジ 厚さ (mm)	③縦弾 性係数 (ボンネット ボルト) (MPa)	④線膨張 係数 (ボンネット ボルト) (mm/°C)	ボンネット ボルトの 材料	⑤線膨張係数 (ボンネットフラン ジ) (mm/°C)	ボンネット フランジ の材料	⑥線膨張 係数 (弁箱 フランジ) (mm/°C)	弁箱 フランジ の材料	⑦ボンネット ボルトの 内圧によ る伸び量 (mm)	⑧ボンネット ボルトの 熱による 伸び量 (mm)	⑨ボンネット フランジ及び 弁箱フランジの 熱による伸び 量(mm)	⑩伸び量 (mm)	ガスケット の 復元量
F003A	66	66	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	-0.004	0.469	0.457	0.008	0.1
F016A	62	62	186,960	1.33E-05	A320 L7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	-0.007	0.440	0.429	0.004	0.1
F024A	50	50	186,960	1.33E-05	A320 L7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	-0.032	0.355	0.346	-0.023	—
F027A	36	36	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.008	0.256	0.249	0.015	0.1
F031A	58	64	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	ASTM A515	1.29E-05	SCPH2	-0.029	0.422	0.422	-0.029	—
F047A	66	66	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	-0.004	0.469	0.457	0.008	0.1
F048A	65	65	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.051	0.462	0.450	0.063	0.1
F049	41	41	186,960	1.33E-05	A193 B7	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	-0.006	0.291	0.284	0.001	0.1
F063A	24	26	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.011	0.173	0.173	0.011	0.2
F098A	50	54	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.032	0.360	0.360	0.032	0.2
F170A	47	53	186,960	1.29E-05	SNB7	1.29E-05	SCPL1	1.29E-05	SCPL1	0.016	0.346	0.346	0.016	0.2
F065A	27	0*	186,960	1.29E-05	SCM435	1.32E-05	S25C	—	—	-0.013	0.093	0.096	-0.016	—
F072A	24	26	186,960	1.29E-05	SCM435	1.29E-05	SCPH2	1.29E-05	SCPH2	0.011	0.173	0.173	0.011	0.2

※ 弁箱がフランジを持たない構造のため、値を 0 とした。

別第 5-6 表 弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットナット座面の面圧評価結果）

弁番号	ボンネットナットの 材料	ボンネットナット 呼び径 (mm)	ボンネットナット 面外径 (mm)	ボンネット 穴径 (mm)	ボンネット 面直径 (mm ²)	ボンネット 穴面積 (mm ²)	ボンネットナット 座面の面積 (mm ²)	ボンネットボルト 本数	ボンネットナット 締付部の 発生応力 (MPa)	ボンネット ナットの 許容応力 (MPa)
F024A	A197 B7	M33	48	36	—	1,017.9	792	24	128	427
F031A	SCM435	M33	52.5	36	—	1,017.9	1,147	20	95	596
F065A	S45C	M16	23	19	—	283.5	132	8	202	360

別第 5-7 表 弁耐圧部の接合部の評価結果（ボンネットフランジ及び弁箱フランジの合わせ面の面圧）

弁番号	ボンネットフランジの材料	弁箱フランジの材料	メタルタッチ部外径 (mm)	メタルタッチ部内径 (mm)	メタルタッチ部面積 (mm ²)	ボンネットフランジと 弁箱フランジの 合わせ面の応力 (MPa)	ボンネットフランジの 許容応力 (MPa)	弁箱フランジの 許容応力 (MPa)
F065A	S25C	SCPH2	159	152.5	1,590.3	134	194	191

計器からの漏えいの可能性について

計器について、保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 圧力計，差圧計

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される以下の圧力計及び差圧計は、隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力以上の計装設備耐圧値を有しており、破損は発生しないことを確認した。なお、構造材の温度上昇に伴う耐力低下（温度－30～40℃における設計引張強さに対する 288℃における設計引張強さの割合は SUS316L の場合で約 79%）を考慮しても、計装設備耐圧値は加圧時における圧力以上となる。

別第 6-1 表 圧力計，差圧計の設計圧力

計器番号	計装設備耐圧 (MPa)
PT-E12-N002A-1	14.7 (150kg/cm ²)
PT-E12-N026A	14.7 (150kg/cm ²)
PT-E12-N053A	14.7 (150kg/cm ²)
dPT-E12-N058A	13.7 (140kg/cm ²)
FT-E12-N013	14.7 (150kg/cm ²)
FT-E12-N015A	14.7 (150kg/cm ²)
FT-E12-N060A	14.7 (150kg/cm ²)
FT-C61-N001	14.7 (150kg/cm ²)

2. 温度計

2.1 評価方針

隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時に加圧される温度計について、耐圧部となる温度計ウェルの健全性を評価した。評価手法として、日本機械学会「配管内円通状構造物の流量振動評価指針（JSME S 012-1998）」に従い、同期振動

発生回避又は抑制評価、一次応力評価並びに疲労評価を実施し、破損の有無を確認した。評価条件を別第 6-2 表に示す。

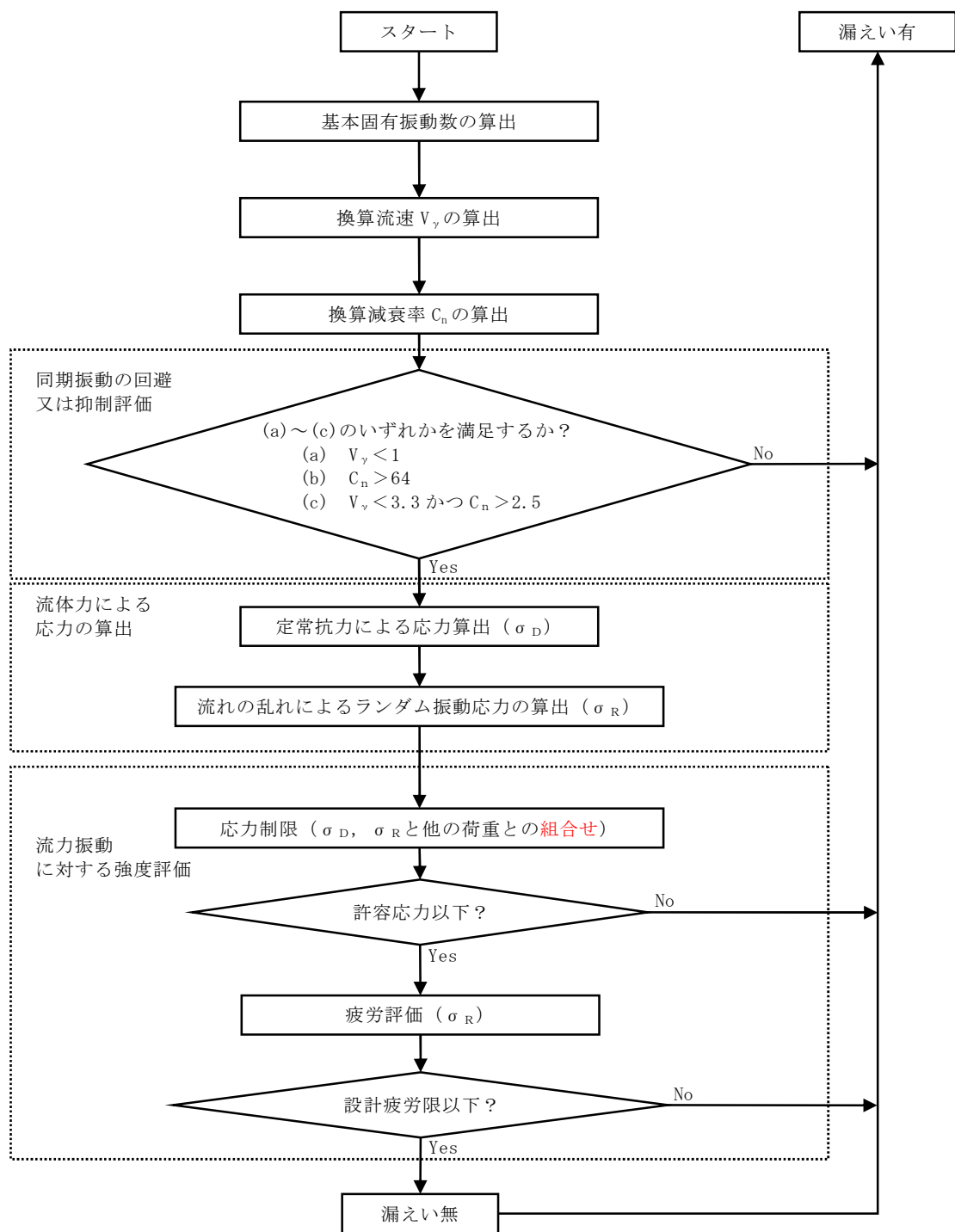
別第 6-2 表 評価条件

圧力	温度	流量	流体密度	動粘度
8.2MPa	288℃	200m ³ /h	736kg/m ³	1.25×10 ⁻⁷ m ² /s

2.2 評価方法

(1) 評価手順

流力振動評価指針に従った評価手順を別第 6-1 図に示す。



別第 6-1 図 配管内円柱状構造物の流力振動フロー

(2) 評価式

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する評価式を別第 6-3 表に示す。

別第 6-3 表 評価式（その 1）

項 目	評価式							
1. 各種パラメータの算定	<div>・ 基本固有振動数 f_0</div> <div>$f_0 = \frac{\lambda_0^2}{2 \cdot \pi \cdot L^2} \cdot \sqrt{\frac{E \cdot I}{m}}$</div> <div>$I = \frac{\pi}{64} \cdot (d_o^4 - d_i^4)$</div> <div>$\lambda_0 = 1.875$</div> <div>$m = \frac{\pi}{4} \{ \rho_s \cdot (d_o^2 - d_i^2) + \rho \cdot d_o^2 \}$</div> <div>・ 換算流速 V_γ</div> <div>$V_\gamma = \frac{V}{f_0 \cdot d_o}$</div> <div>流速 V には流速分布が非一様（通常，管中心部で管壁部よりも流速は大きい。）の場合は，構造物周辺平均流速 \bar{V} を用いる。</div> <div>$\bar{V} = \frac{2 \cdot \left\{ \frac{n}{n+1} \left(\frac{L_e}{D/2} \right)^{\frac{1}{n}+1} - \frac{n}{2 \cdot n+1} \left(\frac{L_e}{D/2} \right)^{\frac{1}{n}+2} \right\}}{1 - \left\{ 1 - \left(\frac{L_e}{D/2} \right) \right\}^2} \cdot \frac{(n+1)(2 \cdot n+1)}{2 \cdot n^2} \cdot V_m$</div> <div>また，流速 V はエルボ等による偏流の影響を考慮して構造物周辺平均流速 \bar{V} に以下の割増係数を乗じた値とするが，今回は十分な保守性が確保されていることを確認するために割増係数「2」として計算する。</div> <table><tr><td>割増係数</td><td>—</td><td rowspan="3">x：偏流発生源から構造物までの距離 D：配管内径</td></tr><tr><td>1.5</td><td>$x/D \leq 3$</td></tr><tr><td>1.25</td><td>$3 < x/D \leq 5$</td></tr></table> <div>・ 換算減衰率 C_n</div> <div>$C_n = \frac{2 \cdot m \cdot \sigma}{\rho \cdot d_o}$</div> <div>$\delta = 2 \cdot \pi \cdot \xi$</div> <div>$\xi = 0.002 \text{（ねじ接合）}, 0.0005 \text{（溶接接合）}$</div>	割増係数	—	x：偏流発生源から構造物までの距離 D：配管内径	1.5	$x/D \leq 3$	1.25	$3 < x/D \leq 5$
割増係数	—	x：偏流発生源から構造物までの距離 D：配管内径						
1.5	$x/D \leq 3$							
1.25	$3 < x/D \leq 5$							

別第 6-3 表 評価式 (その 2)

項 目	評価式
2. 流体力による応力の算出	<p>・ 定常抗力による応力 σ_D</p> $\sigma_D = \frac{F_D \cdot L_e \cdot (2 \cdot L - L_e)}{2 \cdot Z}$ $F_D = \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_0 \cdot C_D$ $C_D = 1.2$ $Z = \frac{\pi \cdot (d_0^4 - d_i^4)}{32 \cdot d_0}$ <p>・ ランダム振動応力振幅 σ_R</p> $\rho_R = \frac{E \cdot I}{Z} \cdot y_R(L) \cdot \frac{\lambda_0^2}{L^2}$ $y_R(L) = 2 \cdot C_0 \cdot \sqrt{\frac{\beta_0^2 \cdot G(f_0)}{64 \cdot \pi^3 \cdot m^2 \cdot f_0^3 \cdot (\xi + \xi_f)}}$ $C_0 = 3.0$ $\xi_f = 0$ $\beta_0 = \eta_0 / \lambda_0$ $\eta_0 = -\{\sinh(\kappa_0) - \sin(\kappa_0)\} + \tau_0 \cdot \{\cosh(\kappa_0) + \cos(\kappa_0)\}$ $\kappa_0 = \lambda_0 \cdot (1 - \frac{L_e}{L})$ $\tau_0 = 0.734$ $G(f_0) = (C' \cdot \frac{1}{2} \cdot \rho \cdot V^2 \cdot d_0)^2 \Phi(\overline{f_0}) \cdot \frac{d_0}{V}$ $C' = 0.13$ $\Phi(\overline{f_0}) = \frac{4}{1 + 4 \cdot \pi^2 \cdot \overline{f_0}^2}$ $\overline{f_0} = \frac{f_0 \cdot d_0}{V}$ <p>・ 外圧により円柱状構造物に発生する応力 ρ_G 厚肉円筒において、外圧がかかっている場合の円周方向の応力式を使用する。</p> $\sigma_G = \frac{2 \cdot P \cdot d_2}{d_0^2 - d_i^2}$

(3) 記号説明

B_1, B_2	応力係数 (－)
C_0	二乗平均値からピーク値への換算係数 (－)
C_D	定常抗力係数 (－)
C_n	換算減衰率
C'	ランダム励振力係数 (－)
d_0	構造物の代表外径 (－)
d_i	構造物の代表内径 (－)
E	構造物の縦弾性係数 (Pa)
f_0	円柱状構造物の基本固有振動数 (Pa)
F_D	単位長さ当たりの流体抗力 (N/m)
G	単位長さ当たりのランダム励振力のパワースペクトル密度 ($N^2 \cdot S/m^2$)
I	構造物の断面二次モーメント (m^2)
K	応力集中係数 (－)
L	構造物の長さ (m)
L_e	流体中に突き出た構造物長さ (m)
m	付加質量を含む構造物の単位長さ当たり質量 (kg/m)
n	Re 数に基づく係数 (－)
P	配管の最高使用圧力 (MPa)
S_m	設計応力強さ (MPa)
V	流速 (m/s)
V_m	断面平均流速 (m/s)
\bar{V}	構造物周辺平均流速 (m/s)
V_r	換算流速 (－)
$y_R(L)$	ランダム振動変位振幅 (m)
Z	構造物の断面係数 (m^3)
β_0	基本振動モードの刺激係数 (－)
δ	空気中における構造物の対数減衰率 (－)
ξ	空気中における構造物の臨界減衰比 (－)
ξ_f	流体減衰 (－)
ρ	流体の密度 (kg/m^3)
ρ_s	構造物の密度 (kg/m^3)
σ_D	定常抗力による応力 (MPa)
σ_F	設計疲労限 (MPa)
σ_R	ランダム振動応力振幅 (MPa)
σ_G	外圧により構造物に発生する応力 (MPa)
Φ	ランダム励振力の規格化パワースペクトル密度 (－)

(4) 判定基準

流力振動評価指針に従い評価を実施する場合に使用する判定基準を別第 6-4 表に示す。

別第 6-4 表 判定基準

項 目	判定基準
1. 同期振動の回避又は抑制評価	下記のいずれかを満足すること。 (a) $V_y < 1$ (b) $C_n > 64$ (c) $V_y < 3.3$ かつ $C_n > 2.5$
2. 流力振動に対する強度評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 応力制限 組合せ応力は、設計建設規格より PPB-3520（クラス 1）を適用した以下の条件を満足すること。 $(\text{クラス 1}) \cdots \cdots B_1 \cdot \sigma_G + B_2 \cdot (\sigma_D + \sigma_R) \leq \min(1.5 \cdot S_m, 1.5 \cdot S)$ $B_1 = 1.0 \text{ (ねじ接合)}, 0.75 \text{ (溶接接合)}$ $B_2 = 4.0 \text{ (ねじ接合)}, 1.5 \text{ (溶接接合)}$ ・ 疲労評価 応力集中係数 K を考慮した応力振幅が以下の条件を満足すること。 $K \cdot \sigma_R \leq \sigma_F$ $K = 4.0 \text{ (ねじ接合)}, 4.2 \text{ (溶接接合)}$

2.3 評価結果

計器について評価した結果、別第 6-5 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。

別第 6-5 表 評価結果

構造物	計器番号	流体条件			配管仕様			構造物仕様						同期振動評価				
		流体種別	V (m/s)	ρ (kg/m ³)	クラス	P (MPa)	最高使用温度 (℃)	タイプ	材料	d _o (×10 ⁻³ m)	d _i (×10 ⁻³ m)	L (×10 ⁻³ m)	L _e (×10 ⁻³ m)	ρ_s (×10 ³ kg/m ³)	I (×10 ⁻⁸ m ⁴)	m (kg/m)	E ^{※1} (×10 ¹¹ Pa)	f ₀ (Hz)
温度計ウエル	TE-N004A	水	0.77	736	3	8.2	288	溶接 接合	ASTM-A105	23.85	9.1	203	203	7.85	1.55	3.33	1.84	398.19
	TE-N027A	水	0.76	736	3	8.2	288	溶接 接合	ASTM-A105	23.85	9.1	203	155.2	7.85	1.55	3.33	1.84	398.19

構造物	計器番号	同期振動評価					応力制限							疲労評価		
		V _γ	C _n	(a) V _γ < 1	(b) C _n > 64	(c) V _γ < 3.3 C _n > 2.5	F _D (N/m)	Z (×10 ⁻⁶ m ³)	σ _D (MPa)	y _R (L) (×10 ⁻⁸ m)	σ _R (MPa)	σ _G (MPa)	組合せ 応力 (MPa)	1.5・S ^{※2} (MPa)	応力 振幅 (MPa)	σ _F ^{※3} (MPa)
温度計ウエル	TE-N004A	0.08	0.05	○	—	—	6.24	1.30	0.10	54.8	0.10	19.2	14.7	184	0.43	76
	TE-N027A	0.08	0.05	○	—	—	6.08	1.30	0.09	52.1	0.10	19.2	14.7	184	0.41	76

※1 設計・建設規格 付録材料図表 Part6 表 1 における炭素量が 0.3%を超える炭素鋼の 288℃の値

※2 S_mは設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表 5 における ASTM-A105 (SF490A) の 288℃の値

※3 設計・建設規格 付録材料図表 Part8 図 1 における Su≦550MPa 線図の繰返しピーク応力強さを 288℃の縦弾性係数で補正した値

配管からの漏えいの可能性について

配管及び配管フランジ部について、保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷された条件下で破損が発生しないことを以下のとおり確認した。

1. 強度評価

1.1 評価部位の選定

配管の構成部品のうち漏えいが想定される部位は、高温・高圧の加わる配管と、配管と配管をつなぐフランジ部があり、それらについて評価を実施した。評価対象配管を別第 7-1 図に示す。

1.2 評価方法

(1) 配管の評価

クラス 2 配管の評価手法である設計・建設規格「PPC-3411(1)内圧を受ける直管」を適用して必要な厚さを算出し、実機の最小厚さが計算上必要な厚さを上回ることを確認した。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時の圧力 (=8.2MPa)

D₀ : 管の外径 (mm)

S : 設計引張強さ (MPa)

η : 長手継手効率

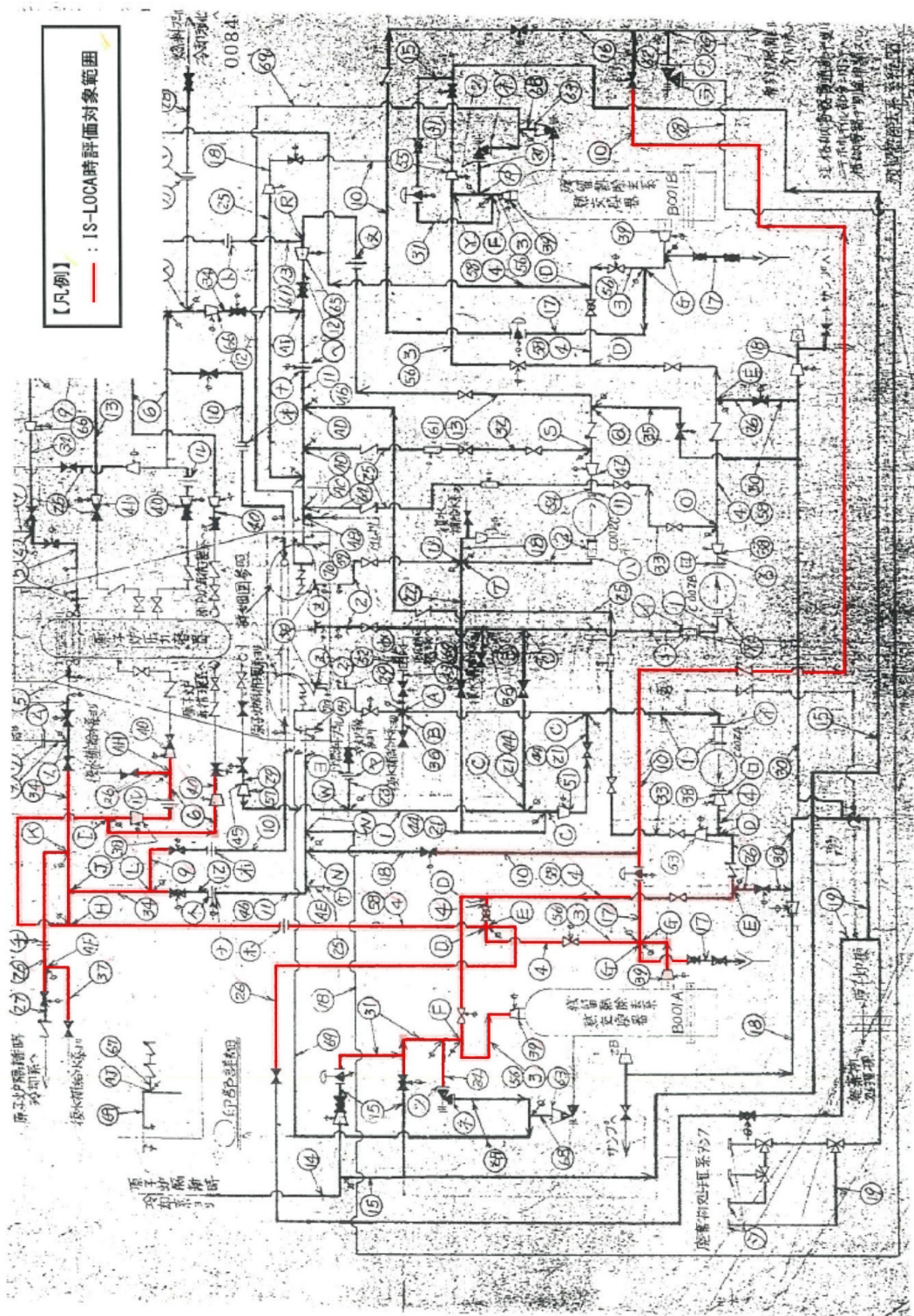
(2) フランジ部の評価

設計・建設規格「PPC-3414 フランジ」を適用してフランジの手法を適用してフランジ応力算定用圧力からフランジボルトの伸び量を算出したところ、伸び量がマイナスの場合は、フランジ部が増し締めされるため、ガスケット最大圧縮量を下回ることを確認した。

なお、熱曲げモーメントの影響については、設計・建設規格で規定されている（PPC-1.7）式を使用し、フランジ部に作用するモーメントを圧力に換算して評価を実施した。

1.3 評価結果

配管の各部位について評価した結果、別第 7-1 表及び別第 7-2 表に示すとおり実機の値は判定基準を満足し、保守的に弁開放直後のピーク圧力（8.2MPa [gage]）及び原子炉冷却材温度（288℃）が同時に継続して負荷された条件下で破損せず、漏えいは発生しないことを確認した。



別第 7-1 図 残留熱除去系 A 系 必要板厚評価対象配管 (既工認系統図)

別第 7-1 表 必要厚さ評価結果

配管 No.	クラス 区分	D _o : 外径 (mm)	公称厚さ (mm)	材料	評価圧力 (MPa)	評価温度 (°C)	η : 継手 効率	公差 (%)	最小厚さ (mm)	S:設計引張 強さ (MPa)	必要厚さ t (mm)
3	2	457.20	14.30	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	12.80	223.80	8.26
4	2	457.20	14.30	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	12.80	223.80	8.26
6	2	355.60	11.10	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	9.71	242.40	5.94
9	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
10	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
17	2	114.30	6.00	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	5.25	242.40	1.91
26	2	165.20	7.10	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	6.21	242.40	2.76
31	2	216.30	8.20	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	7.17	242.40	3.61
34	2	406.40	12.70	SM50B (SM490B)	8.20	288	1.00	1.5	11.20	264.60	6.23
37	2	76.30	5.20	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	4.55	242.40	1.28
39	2	558.80	15.90	SM41B (SM400B)	8.20	288	1.00	1.5	14.40	223.80	10.09
40	2	318.50	10.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	9.01	242.40	5.32
56	2	457.20	14.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	12.51	242.40	7.63
58	2	457.20	14.30	STPT42 (STPT410)	8.20	288	1.00	12.5	12.51	242.40	7.63

別第 7-2 表 フランジ部評価結果 (1/2)

フランジ用途	F1 150A 検出フランジ	F2 450A 検出フランジ	F3 350A 検出フランジ	F4 安全弁取合フランジ	F5 熱交換器ドレン フランジ
フランジ口径	150A	450A	350A	25A	40A
評価温度(°C)	288	288	288	288	288
常温(°C)	20	20	20	20	20
評価温度/△t(°C) = ISLOCA 発生時温度 - 常温	268	268	268	268	268
評価圧力(MPa)	8.2	8.2	8.2	8.2	8.2
ガスケット仕様	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×2	SUS304 4.5t×1	SUS304 4.5t×1
ボルト仕様	ボルト材質	SCM435	SCM435	SCM435	SCM435
	ボルトサイズ	20	30	16	20
	本数	12	24	4	4
	縦弾性係数 E (MPa)	186,960	186,960	186,960	186,960
内圧(MPa)	8.2	8.2	8.2	8.2	8.2
フランジに作用する自重曲げモーメント ^{※1} M(N・mm)	3.90E+05	6.42E+06	9.20E+05	2.00E+04	1.00E+04
フランジに作用する熱伸び曲げモーメント ^{※1} M(N・mm)	3.37E+06	4.65E+07	2.81E+07	1.10E+05	2.40E+05
曲げモーメントによる等価圧力 ^{※2} Peq(MPa)	2.52	2.05	2.46	10.50	4.14
内圧 P+ 等価圧力 Peq(MPa)	10.72	10.25	10.66	18.70	12.34
G(mm)	196.51	508.78	391.53	39.8	67.5
有効断面積(mm ²)A = $\pi/4G^2$	3.03E+04	2.03E+05	1.20E+05	1.24E+03	3.58E+03
発生荷重 F(N) = (P+Peq)×A	3.25E+05	2.08E+06	1.28E+06	2.33E+04	4.42E+04
ボルト 1 本当たりの荷重 F/n(N)	2.71E+04	8.68E+04	6.42E+04	5.82E+03	1.10E+04
ボルト断面積 A2(mm ²)	234.9	562.09	562.09	150.33	234.9
ボルト歪み ϵ	6.17E-04	8.26E-04	6.11E-04	2.07E-04	2.51E-04
ボルト長さ L1(mm)	85.2	131.8	130	50	31
荷重によるボルト伸び量/△L1(mm)	0.05	0.11	0.08	0.01	0.01
初期締付荷重(N)	43,691	83,464	49,450	11,960	25,062
初期締付による応力(MPa)	186.0	148.5	88.0	79.6	106.7
ボルト歪み ϵ_0	9.95E-04	7.94E-04	4.71E-04	4.26E-04	5.71E-04
初期締付によるボルト伸び量/△L0(mm)	0.08	0.10	0.06	0.02	0.02
ボルト熱膨張係数 $\alpha 1$ (mm/mm°C)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
フランジ熱膨張係数 $\alpha 2$ (mm/mm°C)	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05	1.29E-05
オリフィス熱膨張係数 $\alpha 3$ (mm/mm°C)	1.71E-05	1.71E-05	1.70E-05	—	—
ガスケット内外熱膨張係数 $\alpha 4$ (mm/mm°C)	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05	1.70E-05

※1 該当するフランジを含んだ配管モデルにて応力解析を実施し、算出した値にて評価。

※2 設計・建設規格による機械的荷重による曲げモーメントを等価圧力に換算する式 $P_{eq} = 16M/(\pi G^3)$ により算出。今回は、熱伸びによる曲げモーメントも本計算式により等価圧力換算した。

別第 7-2 表 フランジ部評価結果 (2/2)

フランジ用途	F1 150A 検出フランジ	F2 450A 検出フランジ	F3 350A 検出フランジ	F4 安全弁取合フランジ	F5 熱交換器ドレン フランジ
ボルト熱伸び対象長さ L2(mm)	85.2	131.8	130.0	50.0	31.0
フランジ熱伸び対象長さ L3(mm)	76.2	120.8	108.8	47.0	28.0
オリフイス熱伸び対象長さ L4(mm)	3.0	5.0	16.0	—	—
ガスケット内外輪熱伸び対象長さ L5(mm)	6.0	6.0	6.0	3.0	3.0
ボルト熱伸び $\angle L2 = \alpha 1 \cdot L2 \cdot \angle T$ (mm)	0.29	0.46	0.45	0.17	0.11
フランジ熱伸び $\angle L3 = \alpha 2 \cdot L3 \cdot \angle T$ (mm)	0.26	0.42	0.38	0.16	0.10
オリフイス熱伸び $\angle L4 = \alpha 3 \cdot L4 \cdot \angle T$ (mm)	0.01	0.02	0.07	—	—
ガスケット内外輪熱伸び $\angle L5 = \alpha 4 \cdot L5 \cdot \angle T$ (mm)	0.03	0.03	0.03	0.01	0.01
伸び量 $\angle L1 - \angle L0 + \angle L2 - \angle L3 - \angle L4 - \angle L5$ (mm)	-0.04	-0.01	-0.01	-0.01	-0.01
ガスケットの初期圧縮量：最大 (mm)	2.40	2.40	2.40	1.20	1.20
ガスケットの合計圧縮量 (mm)	2.44	2.41	2.41	1.21	1.21
ガスケットの許容圧縮量 (mm)	2.60	2.60	2.60	1.30	1.30

破断面積の設定について

1. 評価部位の選定と破断面積の評価方法

別紙 3～別紙 7 の評価結果から，隔離弁の誤開放等により残留熱除去系の低圧設計部分が加圧されたとしても，破損が発生しないことを確認した。

そこで，隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の加圧範囲のうち最も大きなシール構造であり，損傷により原子炉冷却材が流出した際の影響が最も大きい熱交換器フランジ部に対して，保守的に弁開放直後のピーク圧力(8.2MPa [gage]) 及び原子炉冷却材温度 (288℃) が同時に継続して負荷され，かつガスケットに期待しないことを想定した場合の破断面積を評価した。

a. 内圧による伸び量

- ・フランジのボルト荷重 ΔW

$$\Delta W = \frac{\pi}{4} \times G^2 \cdot (P_2 - P_1)$$

G : ガスケット反力円の直径 ($=D_0 - 2b = 2,153\text{mm}$)

$$b = 2.5 \sqrt{\frac{1}{2} \times \left(\frac{D_0 - D_i}{2} - 2 \right)}$$

D_0 : ガスケット接触面の外径 ($=2,170\text{mm}$)

D_i : ガスケット接触面の内径 ($=2,120\text{mm}$)

P_1 : 設計条件における圧力 (5.18MPa)

P_2 : 隔離弁の誤開放による加圧事象発生時の圧力 ($=8.2\text{MPa}$)

- ・内圧による伸び量 ΔL_1

$$\Delta L_1 = H_b \times \frac{\Delta W}{N_b \cdot A} \times \frac{1}{E}$$

H_b : ボルト長さ (ナット下面－ボルト留め部間) ($=349.5\text{mm}$)

N_b : ボルト本数 (=68)

A : ボルト有効径における断面積 ($= \pi / 4 \times 46.051^2 = 1,665 \text{mm}^2$)

E : ボルトのヤング率 ($= 187,000 \text{N/mm}^2$ at 288°C [SNCM8])

b. 熱による伸び量

- ・ボルトの熱による伸び量 ΔL_2

$$\Delta L_2 = \alpha_1 \times H_b \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$$

α_1 : ボルトの熱膨張係数 ($= 13.98 \times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$ at 288°C [SNCM8])

N_b : ボルト長さ (=349.5mm)

- ・管板及びフランジの熱による伸び量 ΔL_3

$$\Delta L_3 = \alpha_2 \times (h_1 + h_2) \times (288^\circ\text{C} - 20^\circ\text{C})$$

α_2 : 管板及び胴側フランジの熱膨張係数 ($= 12.91 \times 10^{-6} \text{mm/mm}^\circ\text{C}$ at 288°C [SF50, SFV1])

h_1 : 胴側フランジ厚さ (=150mm)

h_2 : 管板厚さ (=195mm)

c. 破断面積 A

$$A = \pi \times D_i \times (\Delta L_1 + \Delta L_2 - \Delta L_3)$$

D_i : ガスケット接触面の内径 (=2,120mm)

2. 破断面積の評価結果

熱交換器フランジの破断面積について評価した結果、別第 8-1 表に示すとおり破断面積は約 21cm^2 となる。

別第 8-1 表 破断面積の評価結果

評価部位	圧力 (MPa)	温度 (℃)	伸び量 (mm)			内径 (mm)	全部材 伸び量 (mm)	破断 面積 (cm ²)
			＋ △L1	＋ △L2	－ △L3			
フランジ部	8.2	288	0.19	1.31	1.19	2,120	0.31	約 21

△L1：ボルトの内圧による伸び量

△L2：ボルトの熱による伸び量

△L3：管板及びフランジ部の熱による伸び量

I S L O C A 発生時の原子炉冷却材漏えい量評価 及び原子炉建屋原子炉棟内環境評価

1. 評価条件

有効性評価の想定のとおり，残留熱除去系 B 系における I S L O C A 発生時の原子炉冷却材の漏えい量及び原子炉建屋原子炉棟内の環境（雰囲気温度，湿度及び圧力）を評価した。

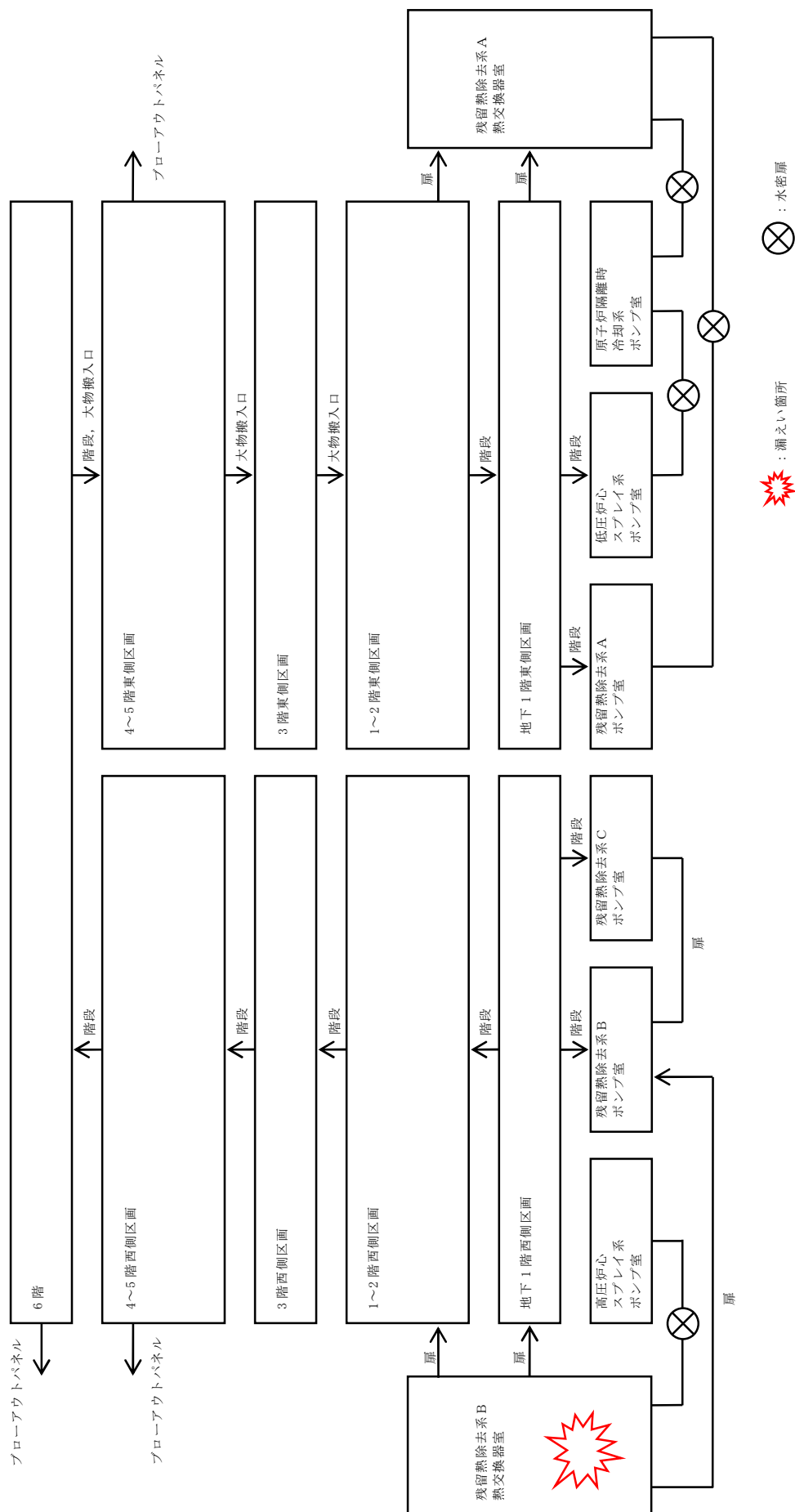
原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件を別第 9-1 表に，原子炉建屋原子炉棟のノード分割図及び原子炉建屋平面図を別第 9-1 図及び別第 9-2 図に示す。

なお，高圧炉心スプレイ系ポンプ室及び原子炉隔離時冷却系ポンプ室は他室と水密扉で区切られており，蒸気の移動がほぼないため，解析においても蒸気の移動を考慮していない。

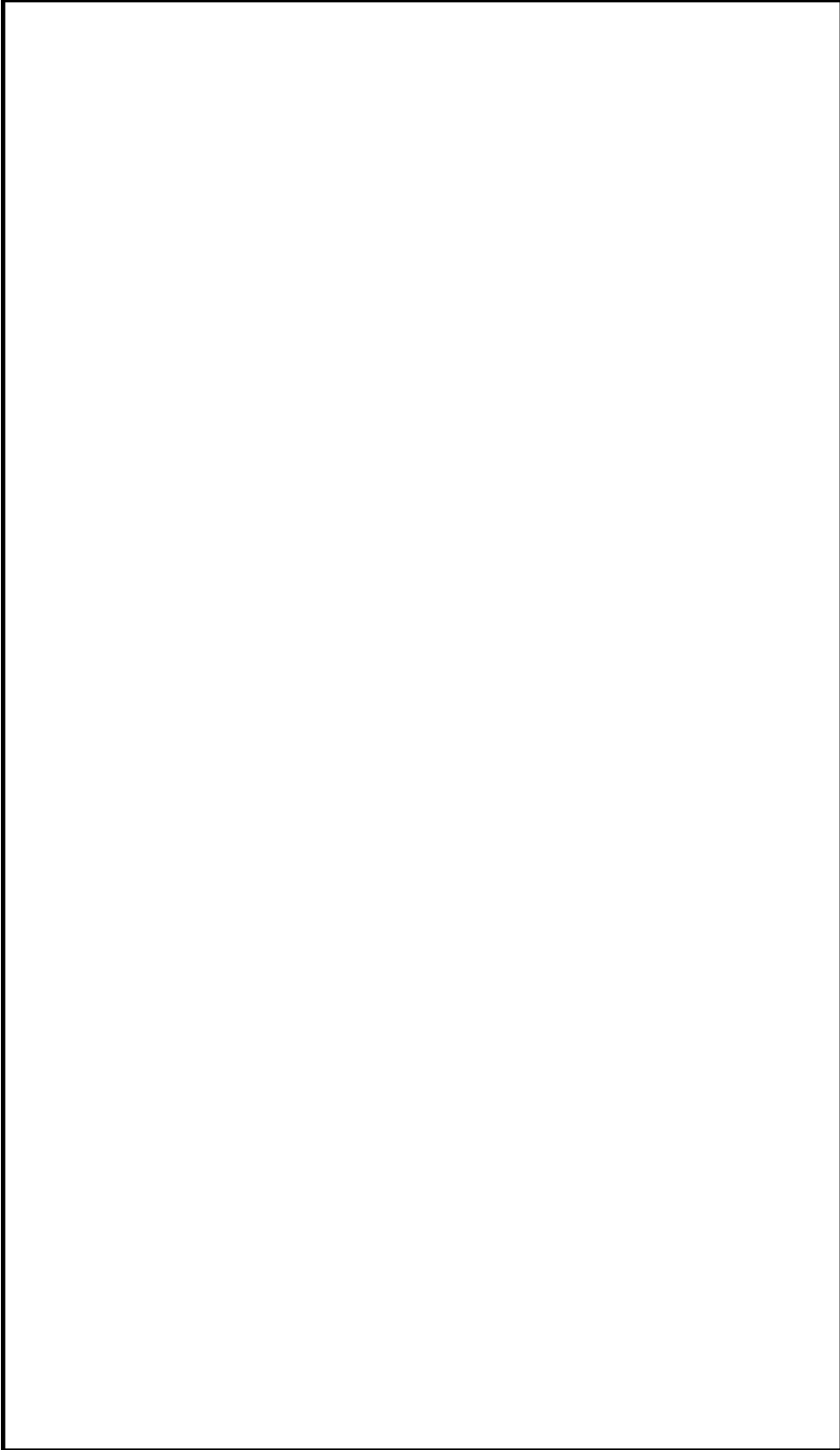
別第 9-1 表 原子炉建屋原子炉棟内の環境評価特有の評価条件

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP 4	格納容器及び原子炉建屋原子炉棟等の詳細ノードのモデル化が可能であり、隔離弁の閉止操作等の重大事故等対策を考慮した事象進展を模擬することが可能である解析コード
漏えい箇所	残留熱除去系 B 系 熱交換器室	有効性評価の解析と同様
漏えい面積	約 21cm ²	有効性評価の解析と同様
事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点到達時に、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始 ・低圧炉心スプレイ系を起動し、事象発生 15 分後に逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個による原子炉減圧 ・事象発生 17 分後に低圧代替注水系（常設）を起動 ・原子炉水位回復後、低圧炉心スプレイ系を停止し、原子炉水位を原子炉水位低（レベル 3）設定点以上に維持 ・事象発生 25 分後、サプレッション・プール冷却開始 ・事象発生 5 時間後、残留熱除去系隔離完了 	有効性評価の解析と同様 ただし、本事故シーケンスグループは格納容器バイパス事象であることを踏まえ、有効性評価では格納容器の挙動が設計基準事故に包含されることを示していることから、サプレッション・プール冷却の開始時間は、有効性評価における作業と所要時間の想定及び「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に基づき 25 分後と設定している。
原子炉建屋モデル	別第 9-1 図参照	原子炉建屋原子炉棟東西の物理的分離等を考慮して設定
原子炉建屋壁から環境への放熱	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
原子炉建屋換気系	考慮しない	雰囲気温度、湿度及び圧力の観点から厳しい想定として設定
ブローアウトパネル開放圧力※	6.9kPa[gage]	設計値を設定

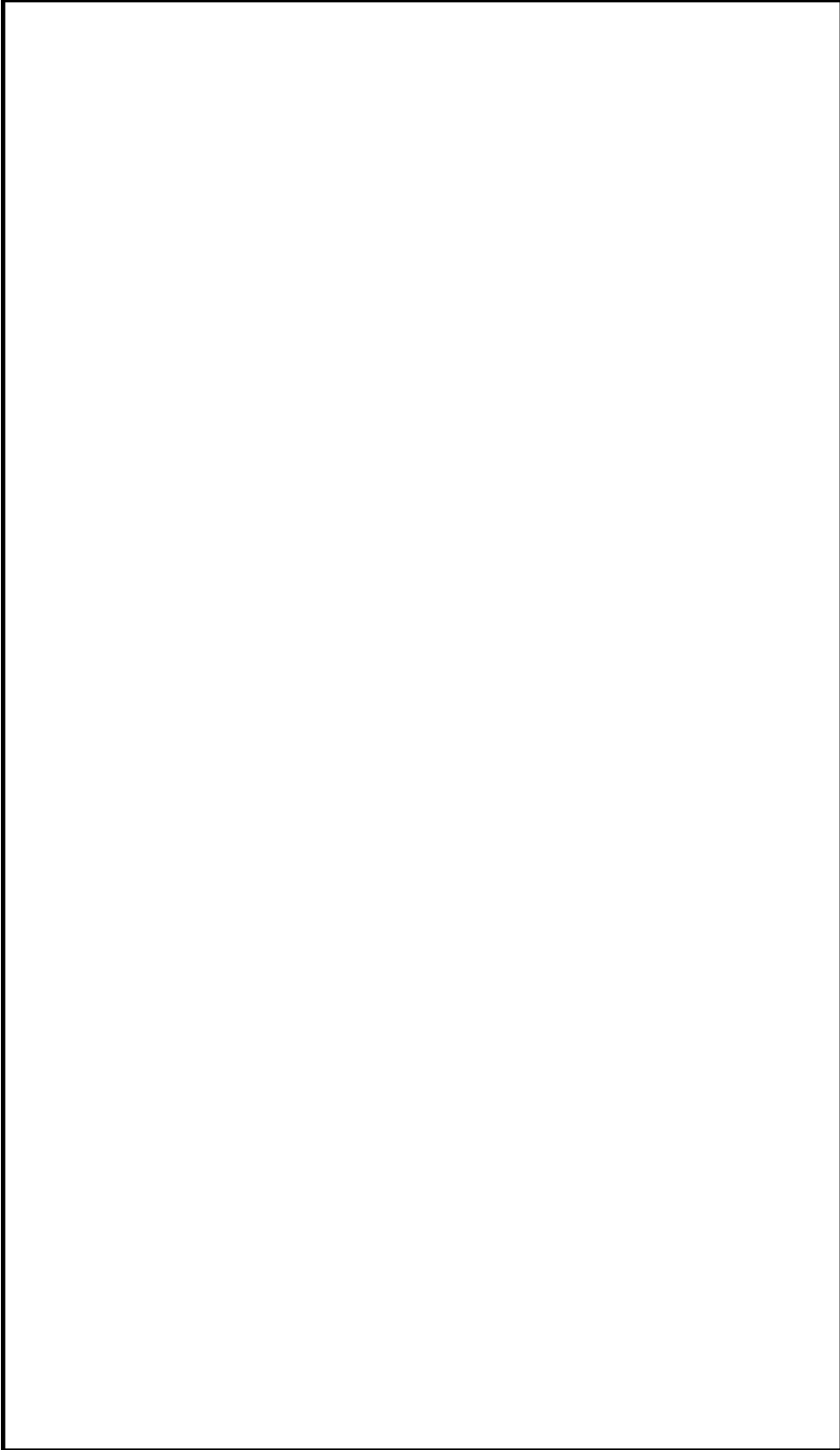
※：現在設置されているブローアウトパネル 12 枚のうち 2 枚を閉止する方針であるが、本評価では 12 枚全てに期待している。なお、全てのブローアウトパネルに期待しない場合の評価を別紙 10 に示している。



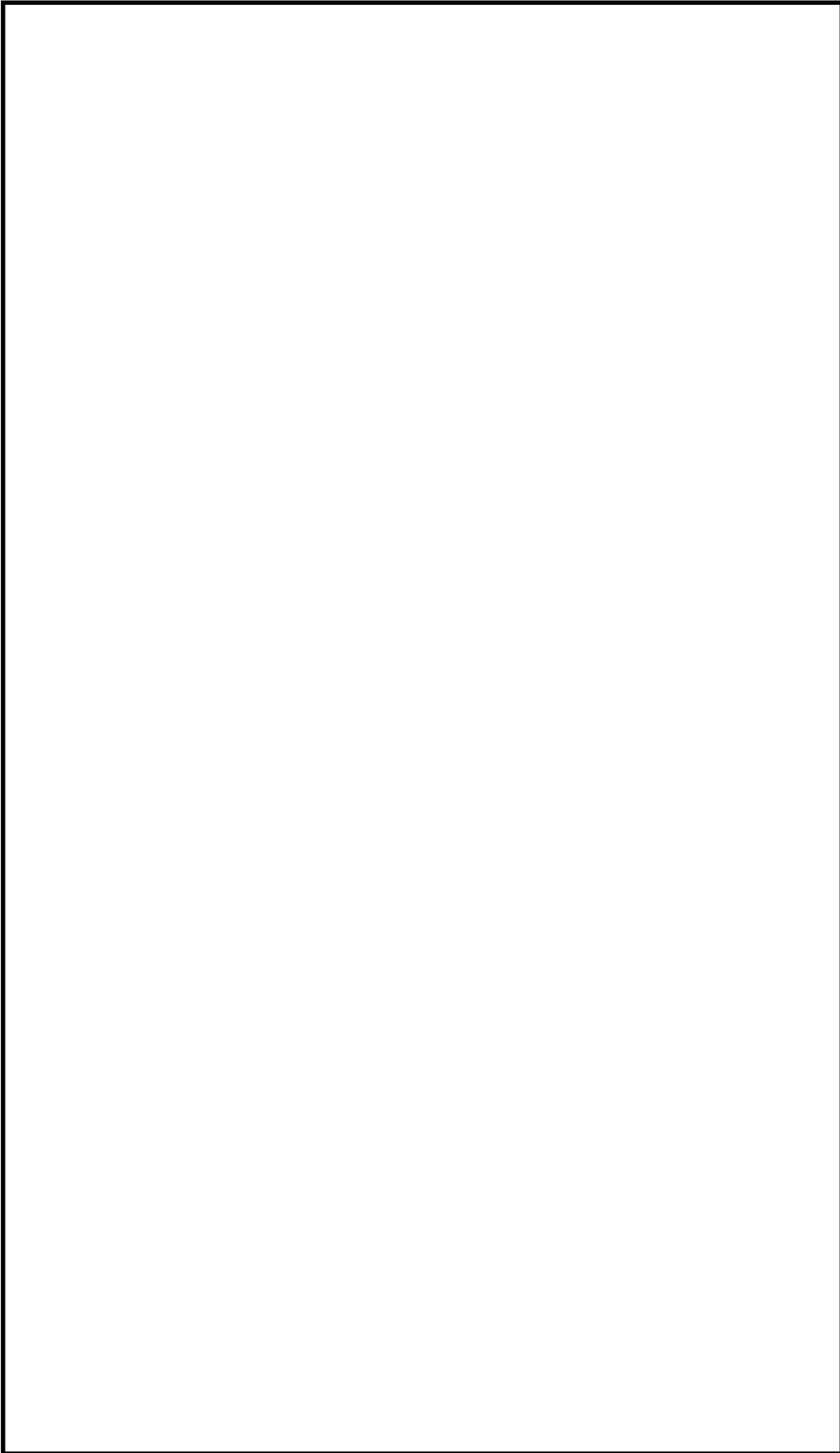
別第 9-1 図 原子炉建屋原子炉棟内ノード分割モデル



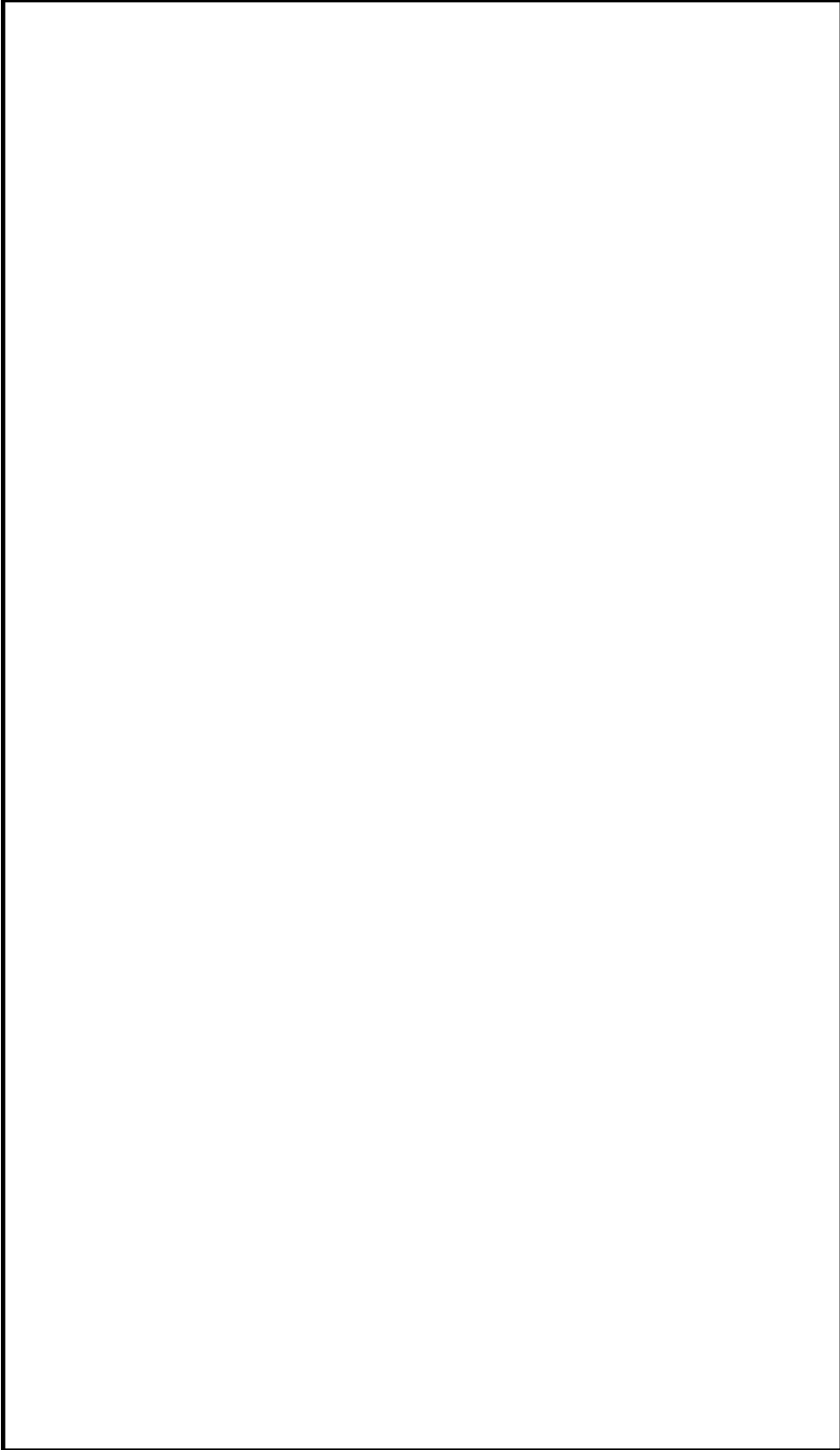
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (地下 2 階)



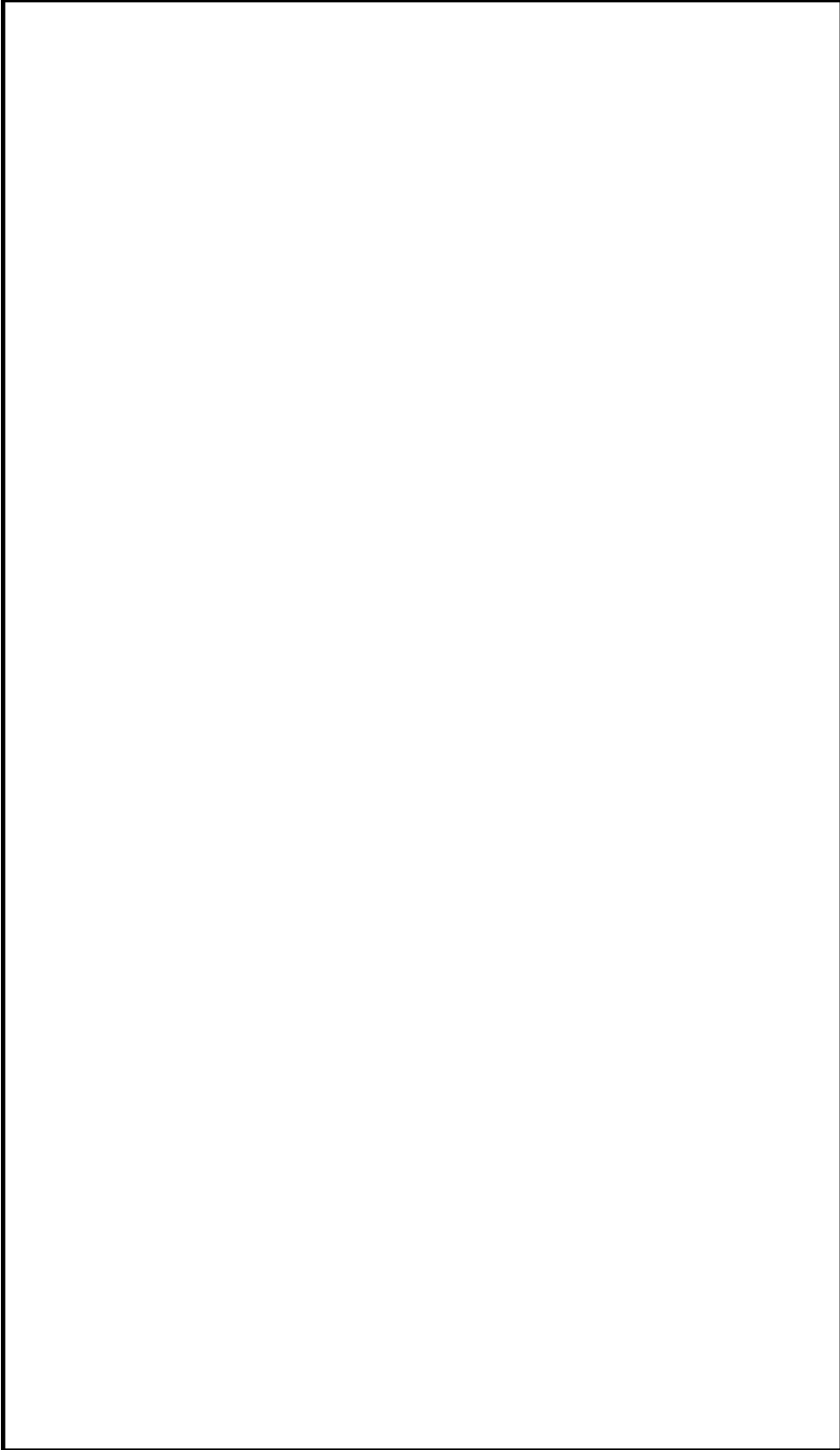
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図（地下 1 階）



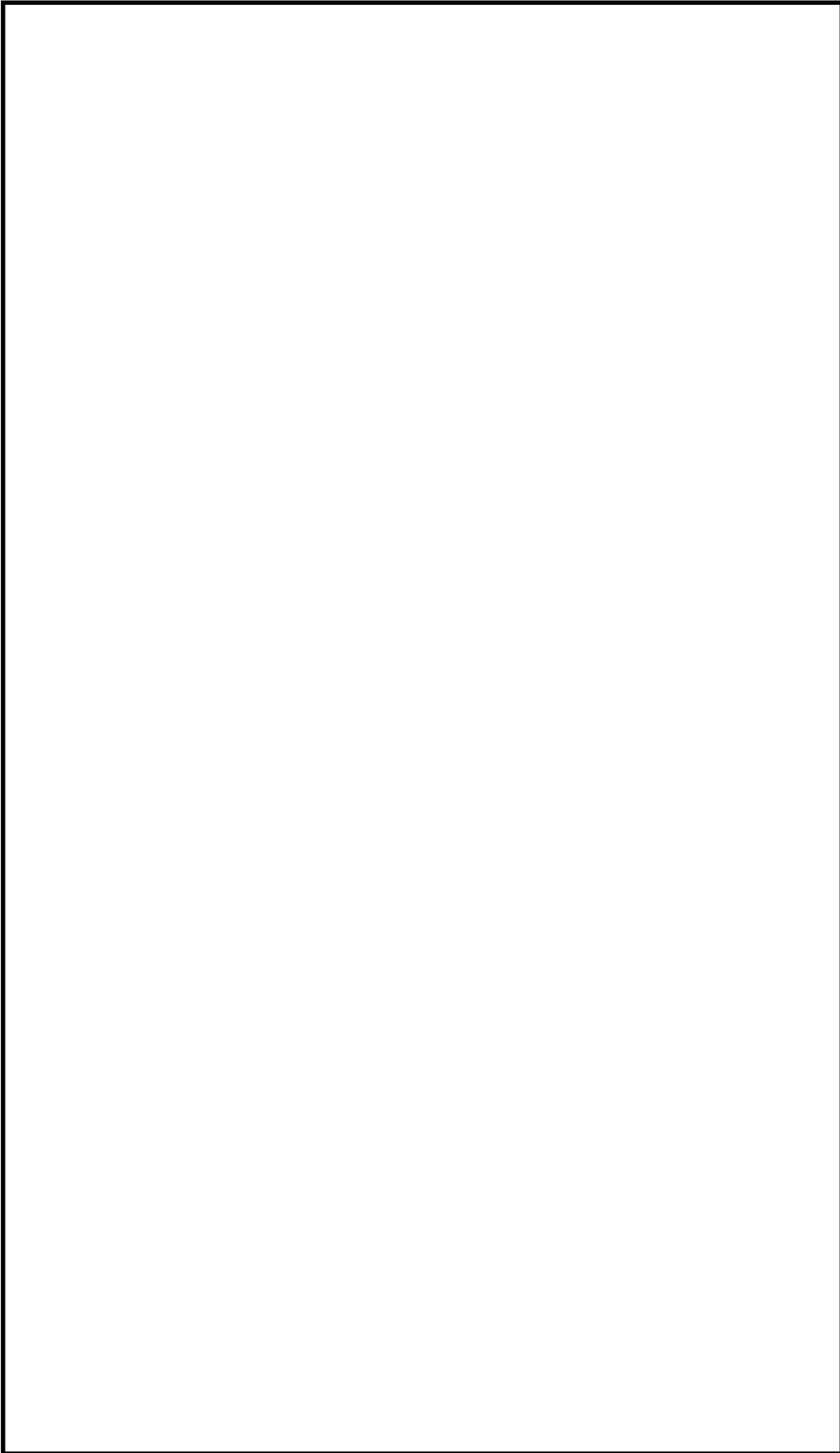
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図（1 階）



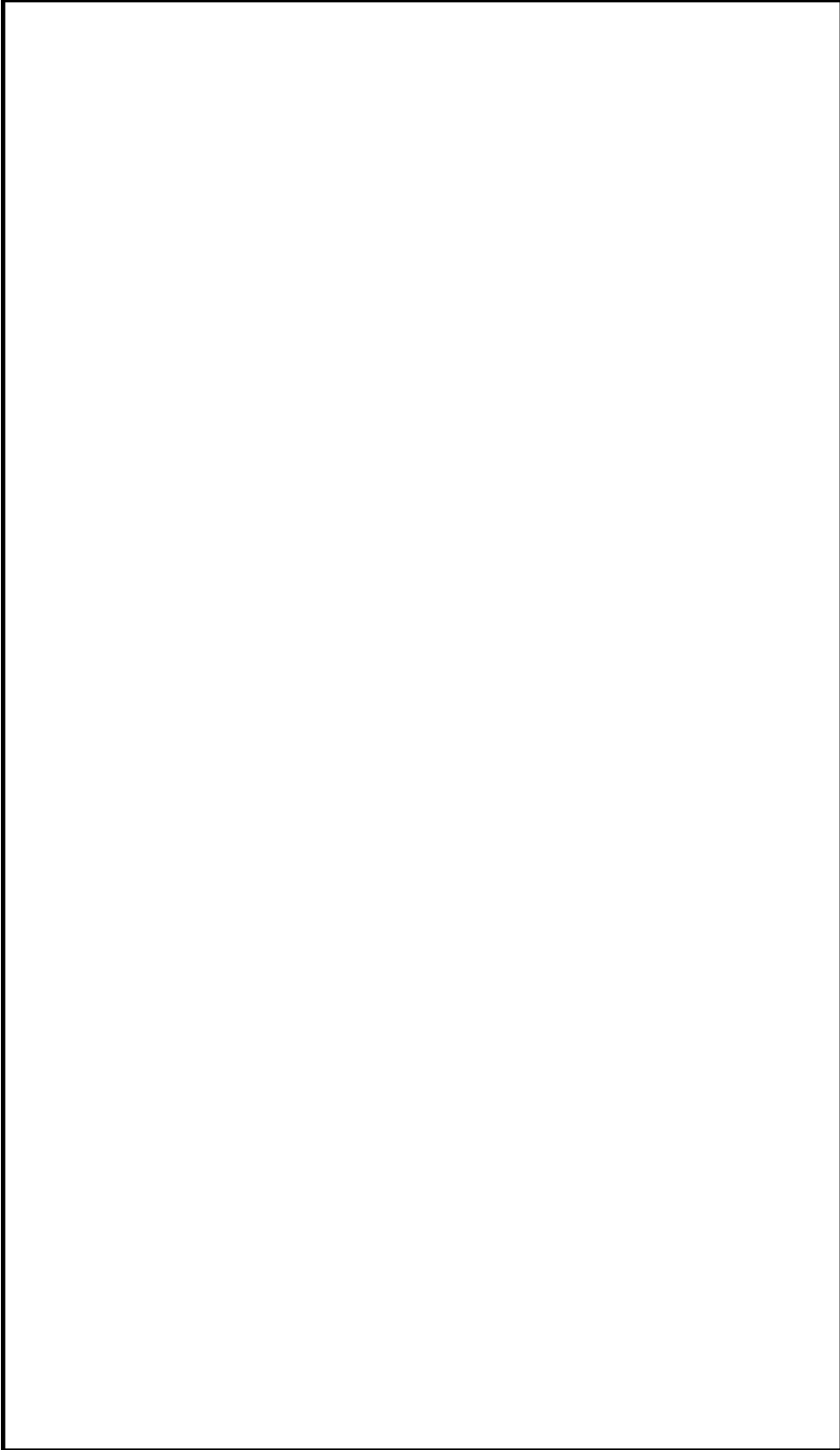
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (2 階)



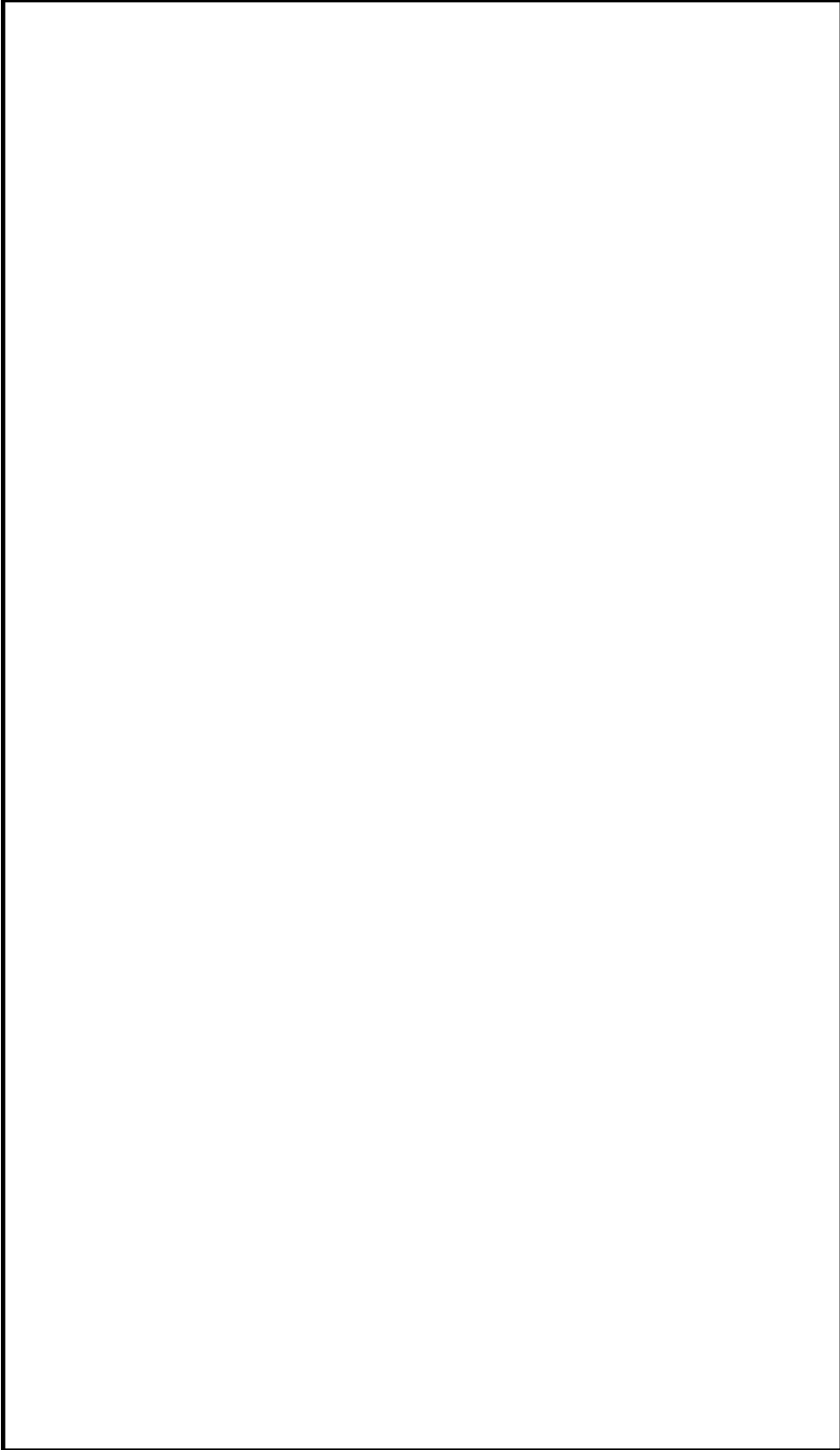
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (3 階)



別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (4 階)



別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (5 階)



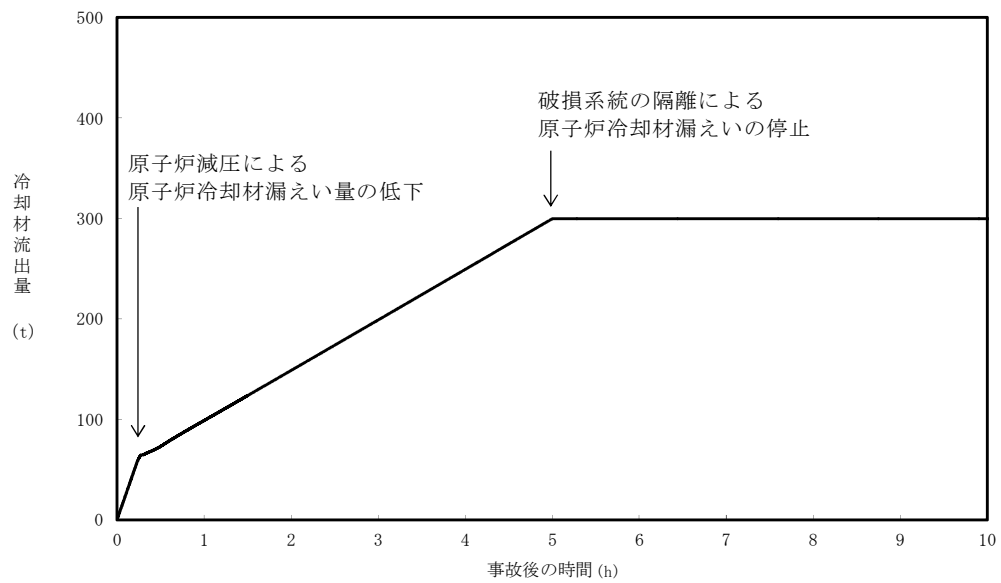
別第 9-2 図 原子炉建屋平面図 (6 階)

2. 評価結果

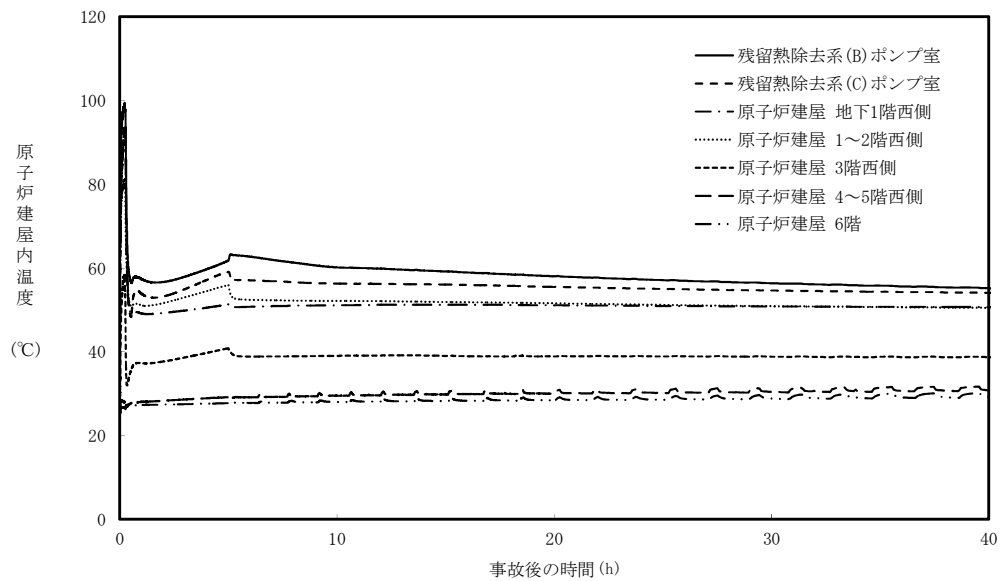
原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 9-3 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 9-4 図から別第 9-9 図に示す。

別第 9-3 図に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 300t である。また、別第 9-4 図及び別第 9-5 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が静定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 41℃である。

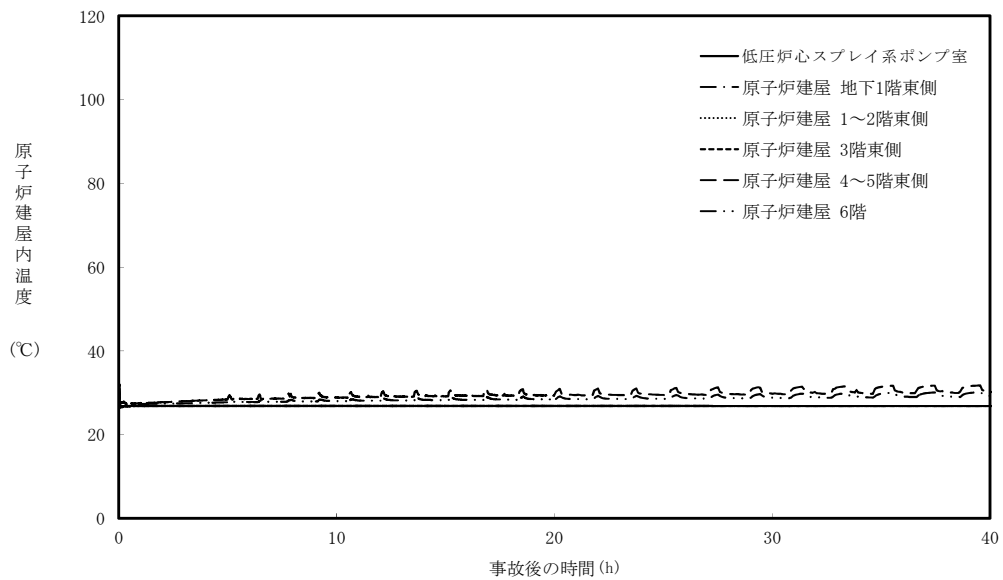
なお、ブローアウトパネルが設置されている 4～5 階西側区画、4～5 階東側区画及び 6 階全ての圧力はブローアウトパネルの設定圧力に到達し、ブローアウトパネルが開放している。



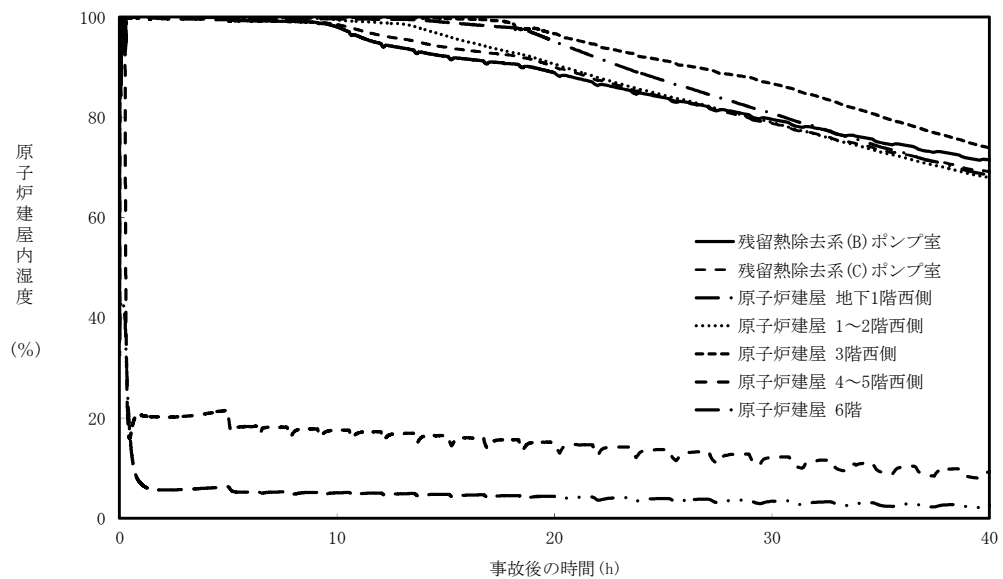
別第 9-3 図 原子炉冷却材の積算漏えい量の推移



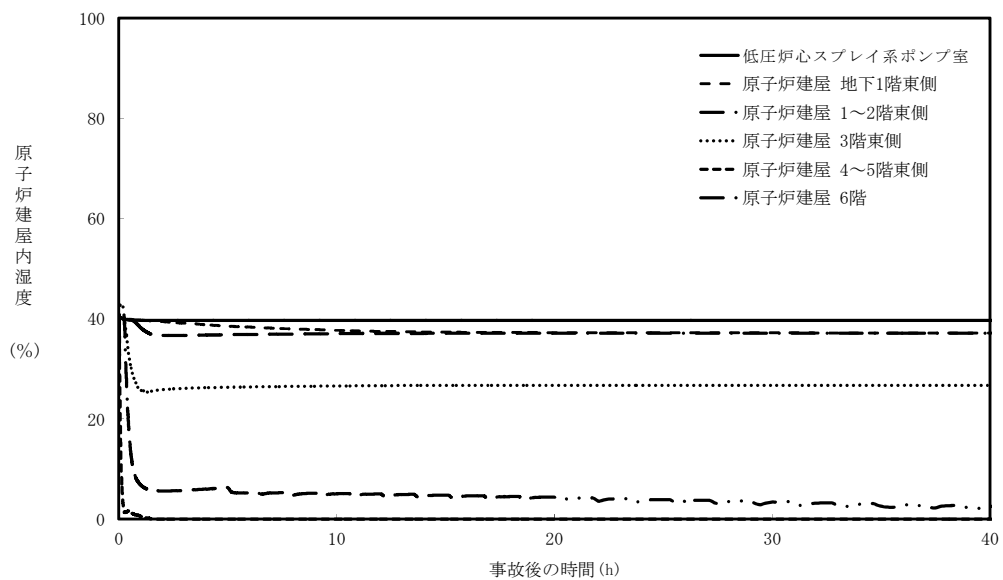
別第 9-4 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



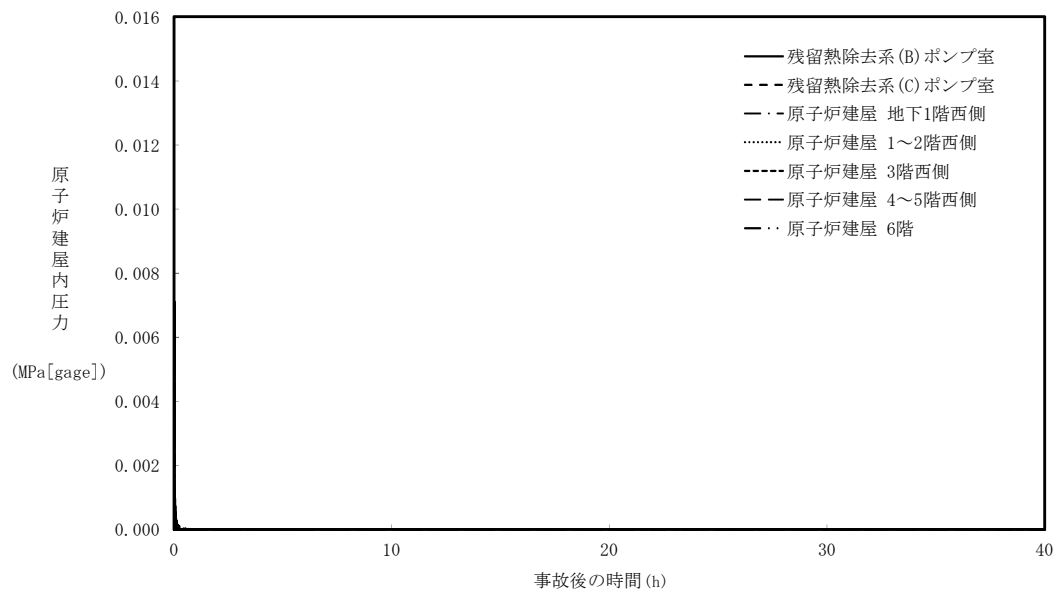
別第 9-5 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



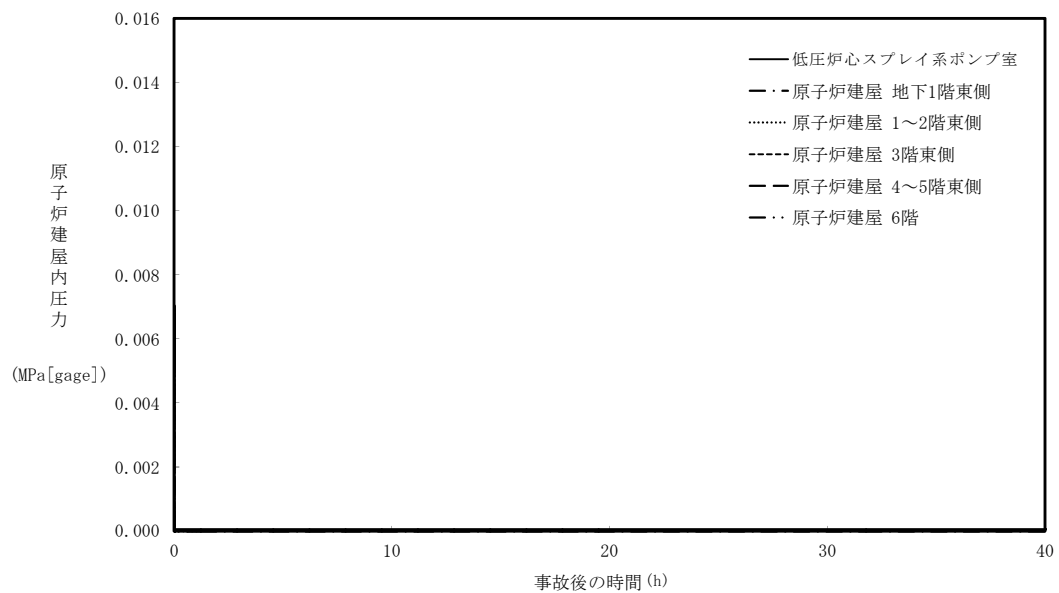
別第 9-6 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 9-7 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 9-8 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 9-9 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

ブローアウトパネルに期待しない場合の

I S L O C A発生時の原子炉冷却材漏えい量評価

及び原子炉建屋内環境評価

1. 評価条件

別紙 9 の評価条件のうち、ブローアウトパネルが開かない場合の条件で評価を実施した。

2. 評価結果

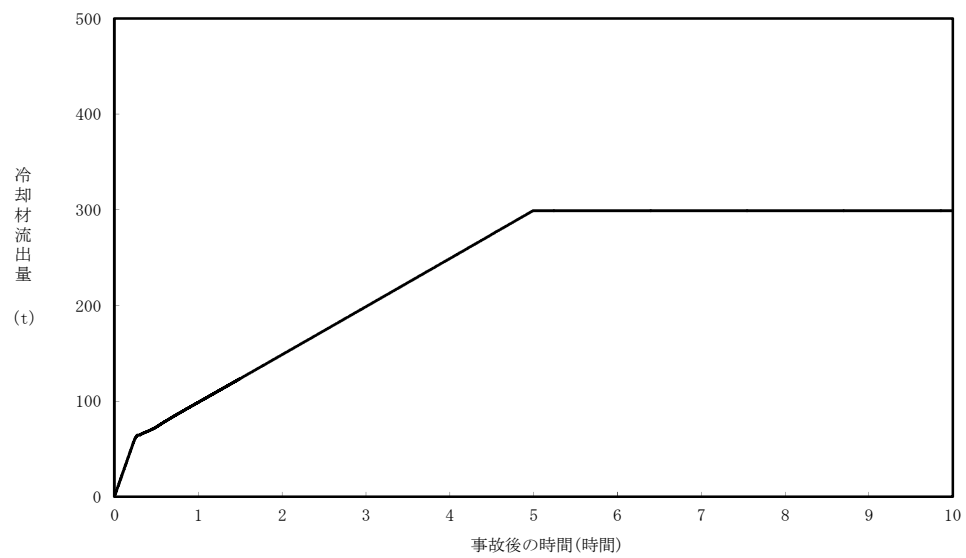
原子炉冷却材の積算漏えい量の推移を別第 10-1 図に、原子炉建屋内の雰囲気温度（西側区画）、雰囲気温度（東側区画）、湿度（西側区画）、湿度（西側区画）、圧力（西側区画）及び圧力（東側区画）の推移を別第 10-2 図から別第 10-7 図に示す。

別第 10-1 図に示すとおり、現場隔離操作の完了時間として設定している事象発生 5 時間までの原子炉冷却材の漏えい量は約 300t である。また、別第 10-2 図及び別第 10-3 図に示すとおり、原子炉減圧操作後に建屋内環境が安定する事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値は 44℃である。ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の比較を別第 10-1 表に示す。

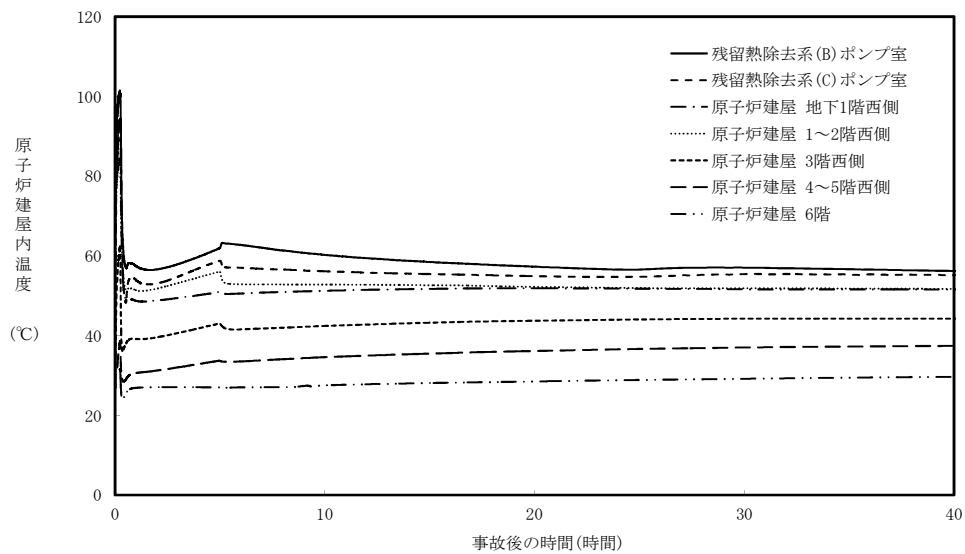
別第 10-1 表 ブローアウトパネルに期待する場合と期待しない場合の

評価結果の比較

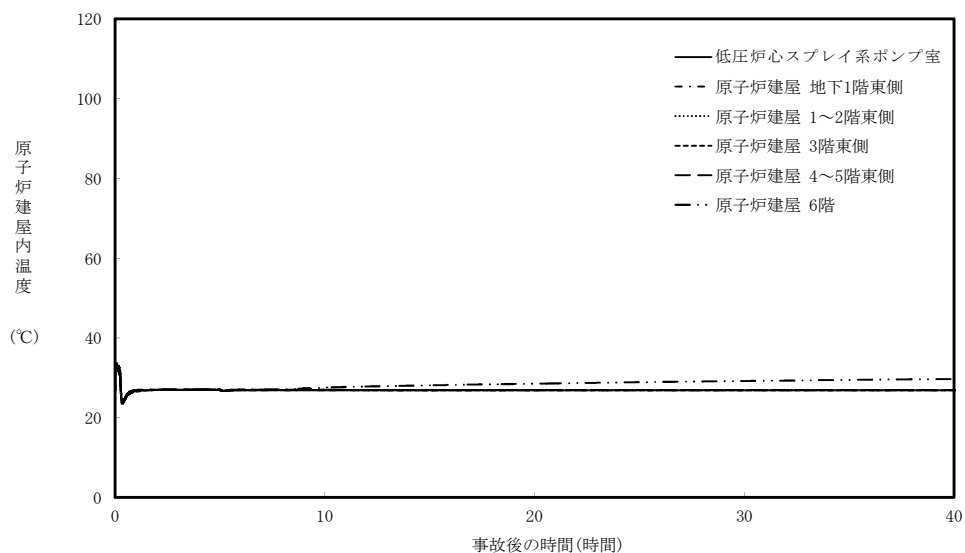
項 目	期待する場合	期待しない場合
原子炉冷却材の漏えい量	300t	300t
事象発生 2 時間から 5 時間までのアクセスルート及び操作場所の雰囲気温度の最大値	41℃	44℃



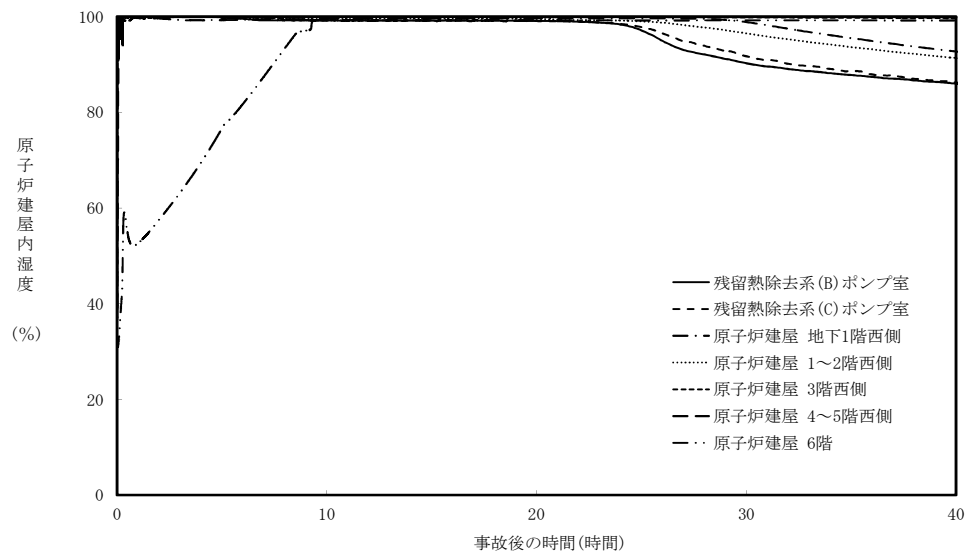
別第 10-1 図 原子炉冷却材の積算漏えい量の推移



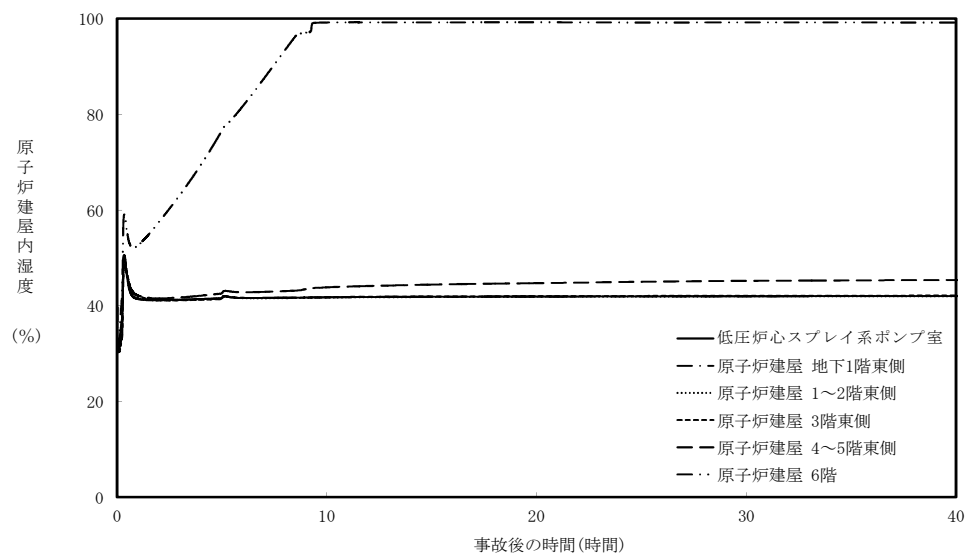
別第 10-2 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（西側区画）



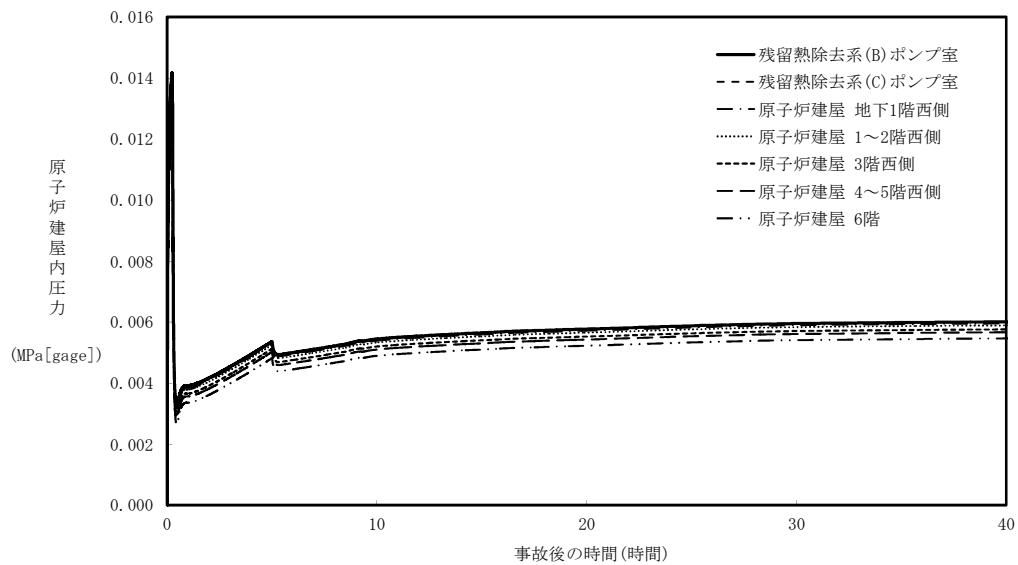
別第 10-3 図 原子炉建屋内の雰囲気温度の推移（東側区画）



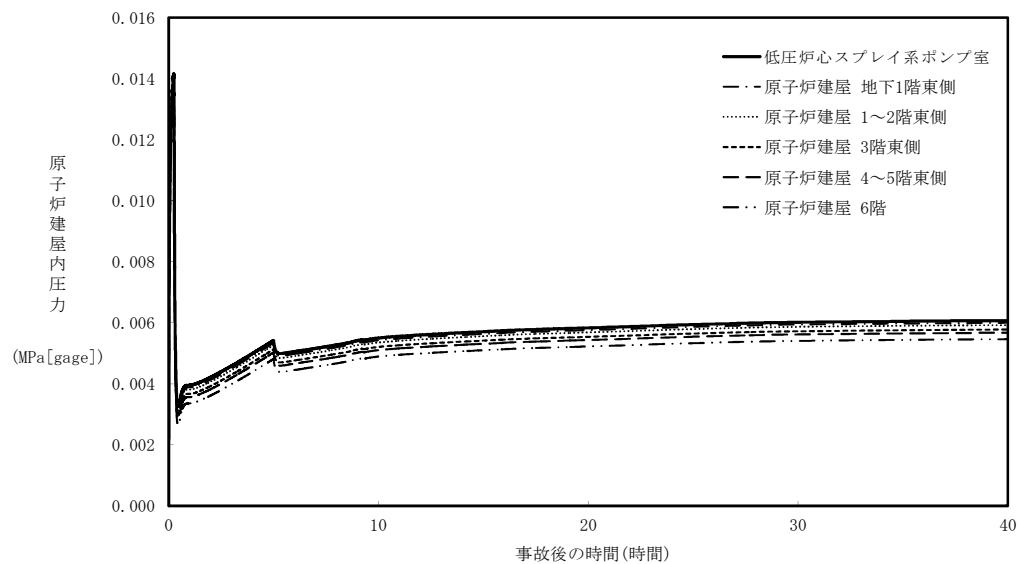
別第 10-4 図 原子炉建屋内の湿度の推移（西側区画）



別第 10-5 図 原子炉建屋内の湿度の推移（東側区画）



別第 10-6 図 原子炉建屋内の圧力の推移（西側区画）



別第 10-7 図 原子炉建屋内の圧力の推移（東側区画）

I S L O C A発生時の原子炉建屋原子炉棟内線量率評価

及び非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価

1. 原子炉建屋内線量率について

(1) 評価の想定

破断口から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした原子炉冷却材中の放射性物質のうち気相に移行する放射性物質及び燃料から追加放出される放射性物質が原子炉建屋原子炉棟から環境への漏えいは考慮せずに原子炉建屋原子炉棟内に均一に分布するものとして原子炉建屋原子炉棟内の線量率を評価した。

評価上考慮する核種は現行設置許可と同じものを想定し、線量評価の条件となる I-131 の追加放出量は、実績データから保守的に設定した。

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I-131 の追加放出量の最大値は約 41Ci (約 1.5×10^{12} Bq) [昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査)] であり、評価に使用する I-131 の追加放出量は、実績値を包絡する値として 100Ci (3.7×10^{12} Bq) と設定した。

また、放出される放射性物質には、冷却材中に含まれる放射性物質があるが、追加放出量と比較すると数%程度であり、追加放出量で見込んだ余裕分に含まれるため考慮しないものとする。

原子炉建屋原子炉棟内の作業の被ばく評価においては、放射線防護具(自給式呼吸用保護具等)を装備することにより内部被ばくの影響が無視できるため、外部被ばくのみを対象とする。

別第 11-1 表 評価条件（追加放出量）

項 目	評価値	実績値（最大）
I-131 追加放出量 (Bq)	3.7×10^{12}	約 1.5×10^{12} (昭和 62 年 4 月 9 日 (第 8 回施設定期検査))
希ガス及びハロゲン等の 追加放出量 (γ 線 0.5MeV 換算値) (Bq)	2.3×10^{14}	—

(2) 評価の方法

原子炉建屋原子炉棟内の空間線量率は、以下のサブマージョンモデルにより計算する。サブマージョンモデルの概要を別第 11-1 図に示す。

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

ここで、

D : 放射線量率 (Gy/h)

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

Q_{γ} : 原子炉建屋原子炉棟内放射性物質質量

(Bq : γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

$V_{R/B}$: 原子炉建屋原子炉棟空間体積 (85,000m³)

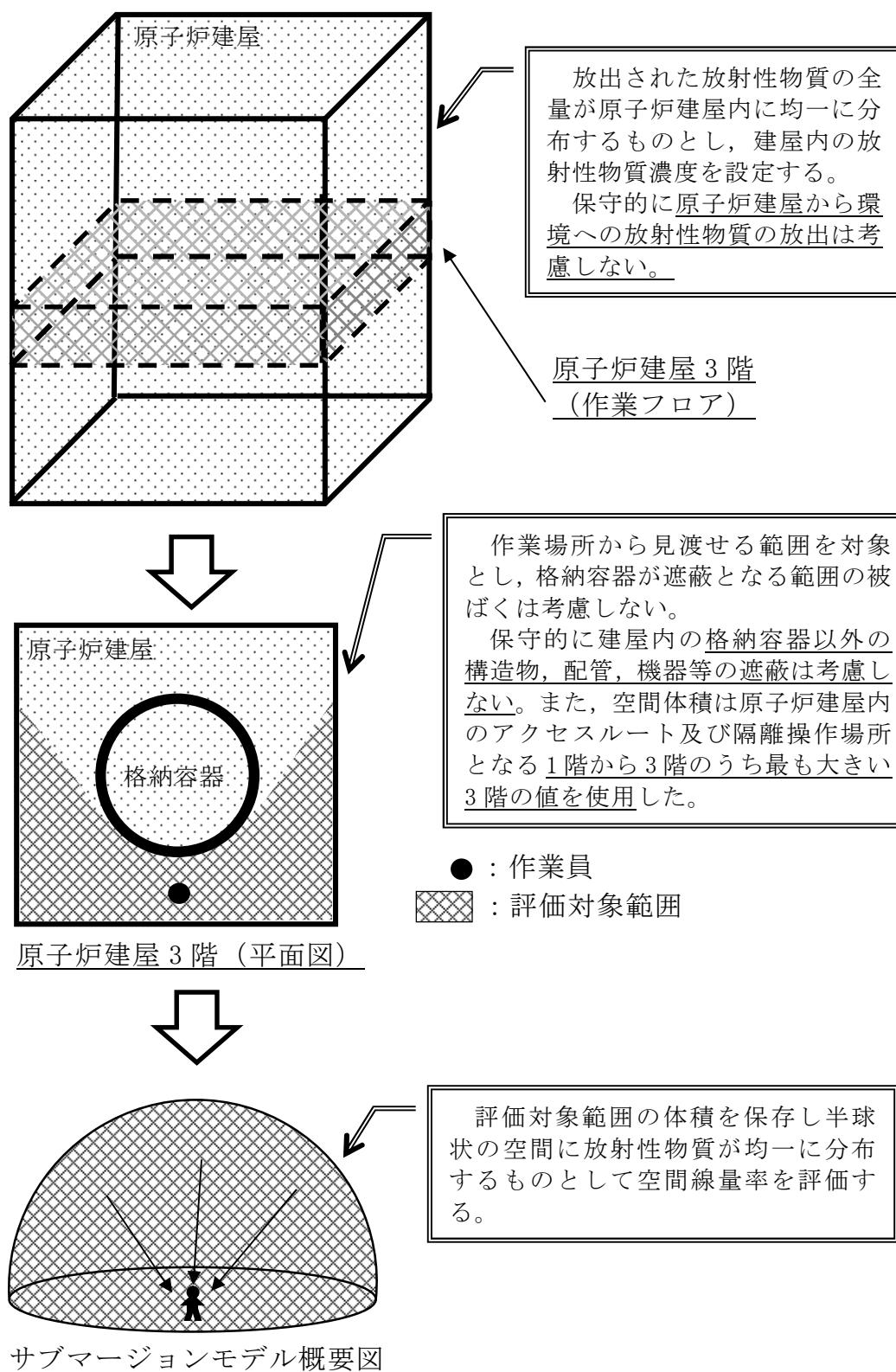
E_{γ} : γ 線エネルギー (0.5MeV/dis)

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

R : 評価対象エリア（原子炉建屋原子炉棟地上 3 階）の空間体積と等価な半球の半径 (m)

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

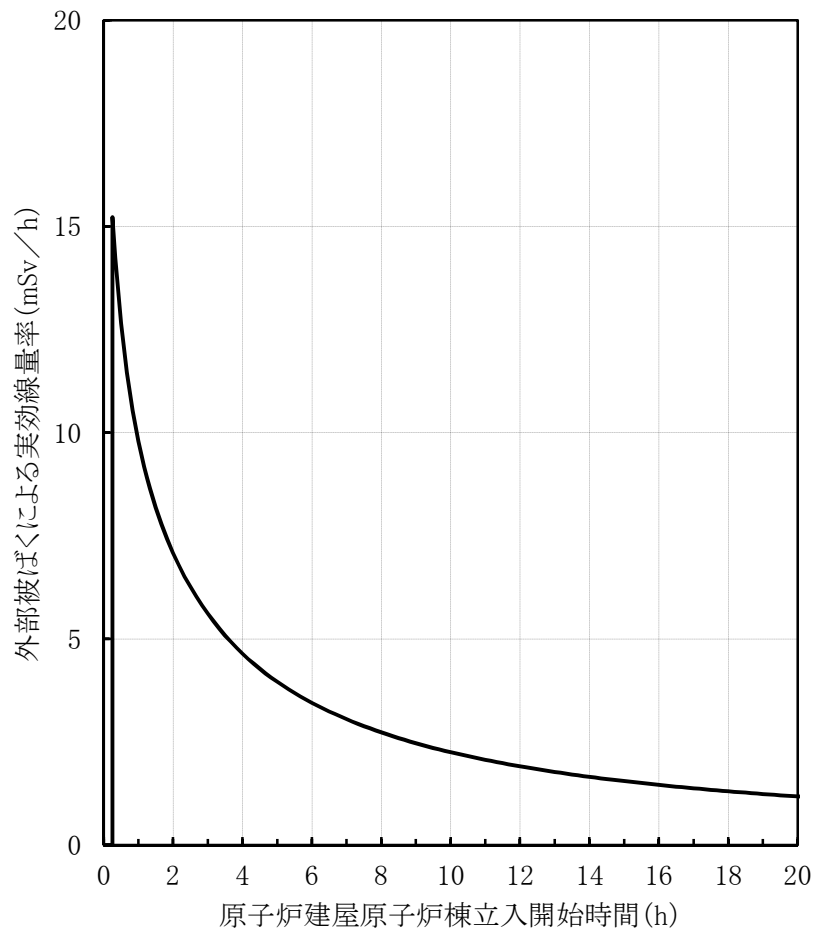
V_{OF} : 評価対象エリア（原子炉建屋原子炉棟地上 3 階）の体積 (5,000m³)



別第 11-1 図 サブマージョンモデルの概要

(3) 評価の結果

評価結果を別第 11-2 図に示す。線量率の最大は約 15.2mSv/h 程度であり，時間減衰によって低下するため，線量率の上昇が現場操作に影響を与える可能性は小さく，期待している機器の機能は維持される。



別第 11-2 図 原子炉建屋原子炉棟立入開始時間と線量率の関係

なお，事故時には原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質が環境へ放出される可能性があるが，これらの事故時においては原子炉建屋放射能高の信号により中央制御室の換気系は閉回路循環運転となるため，中央制御室内にいる運転員は過度な被ばくの影響を受けることはない。

別第 11-2 表 I S L O C A 時の放出量

核 種	収 率 (%)	崩壊定数 (d^{-1})	γ 線実効エネルギー (MeV)	追加放出量 (Bq)	追加放出量 (Bq) (γ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)
I-131	2.84	8.60E-02	0.381	3.70E+12	2.82E+12
I-132	4.21	7.30	2.253	5.48E+12	2.47E+13
I-133	6.77	8.00E-01	0.608	8.82E+12	1.07E+13
I-134	7.61	1.90E+01	2.75	9.91E+12	5.45E+13
I-135	6.41	2.52	1.645	8.35E+12	2.75E+13
Br-83	0.53	6.96	0.0075	6.90E+11	1.04E+10
Br-84	0.97	3.14E+01	1.742	1.26E+12	4.40E+12
Mo-99	6.13	2.49E-01	0.16	7.99E+12	2.56E+12
Tc-99m	5.4	2.76	0.13	7.04E+12	1.83E+12
ハロゲン等 合計	—	—	—	5.32E+13	1.29E+14
Kr-83m	0.53	9.09	0.0025	1.38E+12	6.90E+09
Kr-85m	1.31	3.71	0.159	3.41E+12	1.09E+12
Kr-85	0.29	1.77E-04	0.0022	2.25E+11	9.91E+08
Kr-87	2.54	1.31E+01	0.793	6.62E+12	1.05E+13
Kr-88	3.58	5.94	1.950	9.33E+12	3.64E+13
Xe-131m	0.040	5.82E-02	0.020	1.04E+11	4.17E+09
Xe-133m	0.19	3.08E-01	0.042	4.95E+11	4.16E+10
Xe-133	6.77	1.31E-01	0.045	1.76E+13	1.59E+12
Xe-135m	1.06	6.38E+01	0.432	2.76E+12	2.39E+12
Xe-135	6.63	1.83	0.250	1.73E+13	8.64E+12
Xe-138	6.28	7.04E+01	1.183	1.64E+13	3.87E+13
希ガス 合計	—	—	—	7.56E+13	9.93E+13
ハロゲン等 +希ガス 合計	—	—	—	1.29E+14	2.28E+14

2. 非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価について

(1) 評価想定

非居住区域境界及び敷地境界の実効線量評価では、I S L O C Aにより原子炉建屋原子炉棟内に放出された核分裂生成物が大気中に放出されることを想定し、非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価した。評価条件は別第 11-1 表から別第 11-5 表に従うものとする。

破断口から漏えいする原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内に放出されることに伴う減圧沸騰によって気体となる分が建屋内の気相部へ移行するものとし、破断口から漏えいする冷却材中の放射性物質が気相へ移行する割合は、運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉建屋原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。燃料から追加放出される放射性物質が気相へ移行する割合は、燃料棒内ギャップ部の放射性物質が原子炉圧力の低下割合に応じて冷却材中に放出されることを踏まえ、同様に運転時の原子炉冷却材量に対する原子炉減圧に伴う減圧沸騰による蒸発量の割合から算定した。また、破断口及び逃がし安全弁から放出される蒸気量は、各々の移行率に応じた量が流出するものとした。(別第 11-3 図及び別第 11-4 図参照)

その結果、放出量は別第 11-4 表に示すとおりとなった。

(2) 評価結果

非居住区域境界及び敷地境界における実効線量はそれぞれ約 1.2×10^{-1} mSv, 約 3.3×10^{-1} mSv となり、「L O C A時注水機能喪失」における耐圧強化ベント系によるベント時の実効線量（非居住区域境界：約 6.2×10^{-1} mSv, 敷地境界：約 6.2×10^{-1} mSv）及び事故時線量限度の 5mSv を下回った。

なお、評価上は考慮していないものの、原子炉建屋原子炉棟に放出され

た放射性物質は外部に放出されるまでの建屋内壁への沈着による放出量の低減に期待できること及び冷却材中の放射性物質の濃度は運転時の原子炉冷却材量に応じた濃度を用いているが、実際は原子炉注水による濃度の希釈に期待できることにより、さらに実効線量が低くなると考えられる。

別第 11-3 表 放出評価条件

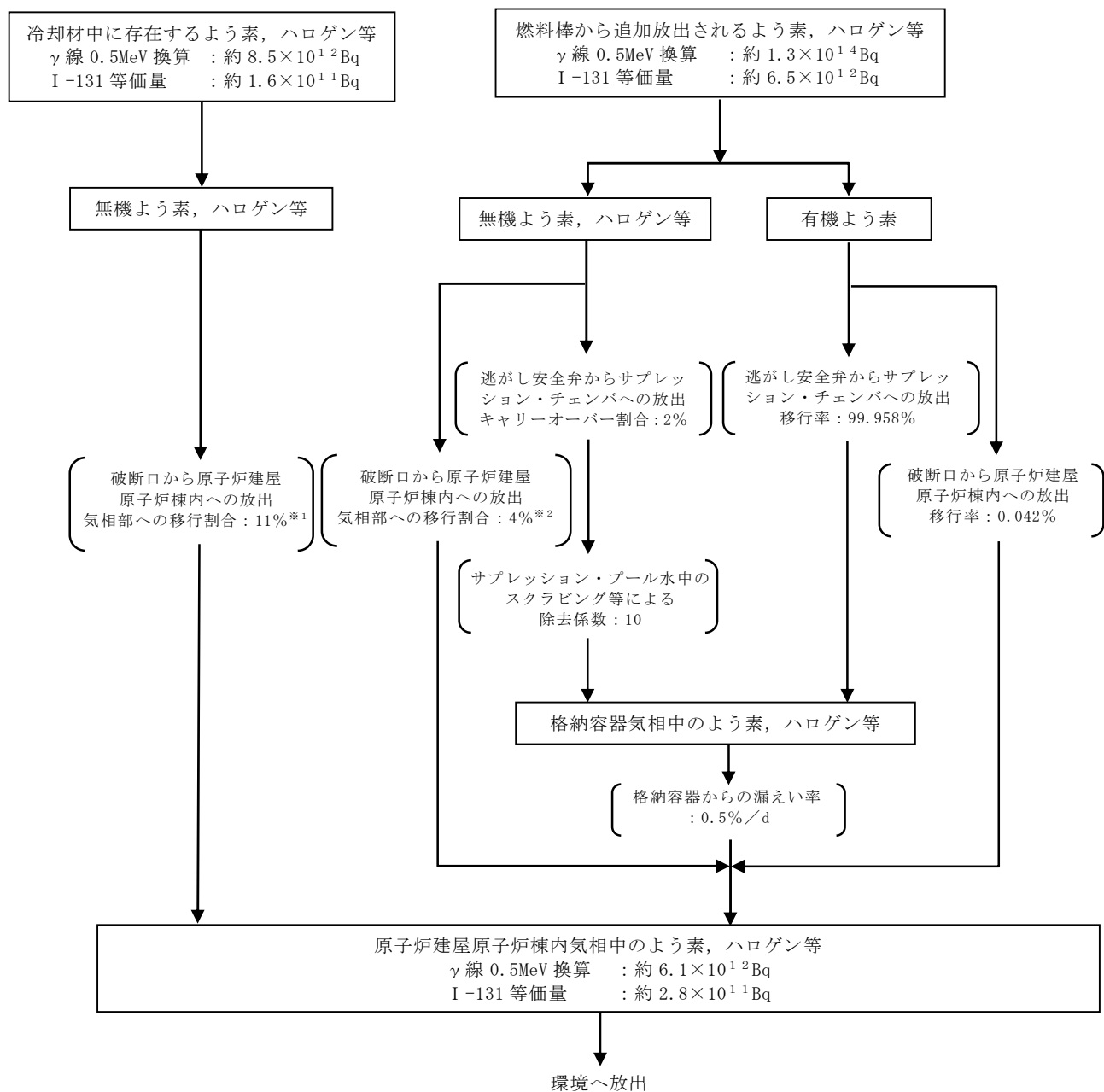
項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉運転日数（日）	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
追加放出量（I-131）（Bq）	3.7×10^{12}	至近の I-131 追加放出量の実績値を包絡する値として設定し、その他の核種はその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。
冷却材中濃度（I-131）（Bq/g）	1.5×10^2	I-131 の追加放出量に基づく全希ガス漏えい率から冷却材中濃度を設定し、その組成を拡散組成とする。 （運転実績の最大の I-131 の冷却材中濃度（ 5.6×10^{-1} Bq/g）を十分に包絡する値である。）
燃料から追加放出されるよう素の割合（%）	無機よう素：96 有機よう素：4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへの移行率（%）	無機よう素， ハロゲン等：100 有機よう素：99.958	無機よう素，ハロゲン等については保守的に全量が逃がし安全弁からサプレッション・チェンバ及び破断口から原子炉建屋原子炉棟のそれぞれに移行するものとするものとして設定 有機よう素については S A F E R 解析の積算蒸気量の割合に基づき設定
破断口から原子炉建屋原子炉棟への移行率（%）	無機よう素， ハロゲン等：100 有機よう素：0.042	
サプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	10	Standard Review Plan6.5.5 に基づき設定
逃がし安全弁からサプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
冷却材から気相への放出割合（冷却材中の放射性物質）（%）	11	原子炉冷却材量に対する原子炉建屋原子炉棟放出に伴う減圧沸騰による蒸気量の割合を設定
冷却材から気相への放出割合（追加放出される放射性物質）（%）	4	原子炉減圧により燃料棒内ギャップ部から冷却材中へ放出されることを踏まえ、原子炉冷却材量に対する減圧沸騰による蒸気量から算出
格納容器からの漏えい率（%/d）	0.5	格納容器の設計漏えい率から設定

別第 11-4 表 放出量

核 種	放出量（Bq）
希ガス＋ハロゲン等 （ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値）	9.5×10^{12}
よう素 （I-131 等価量（小児実効線量係数換算））	2.8×10^{11}

別第 11-5 表 大気拡散条件（地上放出）

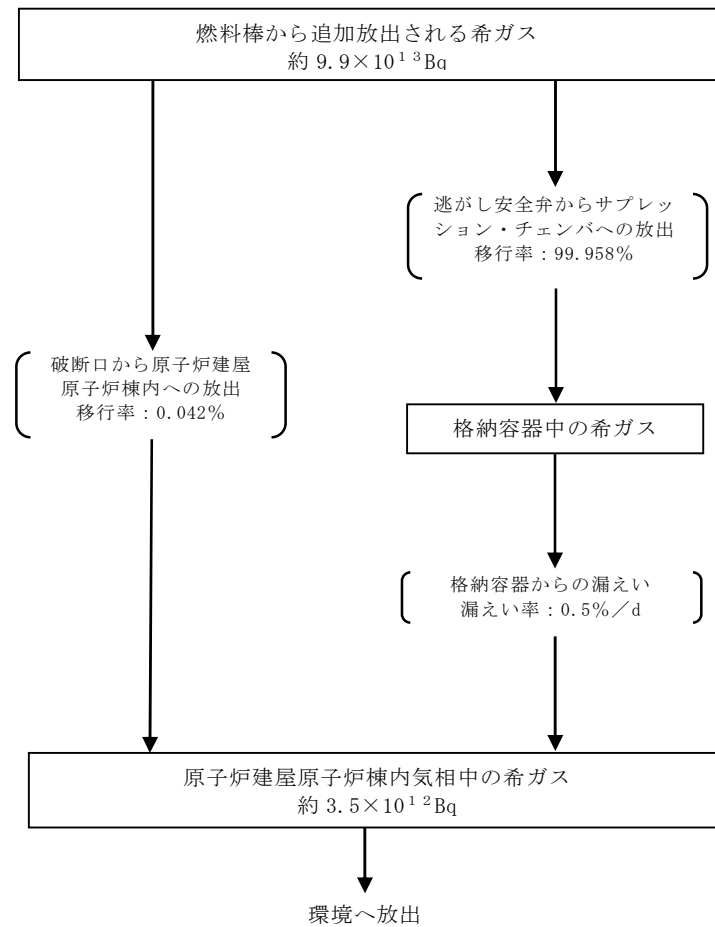
核 種	放出量 (Bq)
相対濃度 (χ / Q) (s/m ³)	非居住区域境界 : 2.9×10^{-5} 敷地境界 : 8.2×10^{-5}
相対線量 (D / Q) (Gy/Bq)	非居住区域境界 : 4.0×10^{-19} 敷地境界 : 9.9×10^{-19}



※1 運転時冷却材量に対する減圧沸騰による蒸発量の割合として算定。

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

別第 11-3 図 よう素，ハロゲン等の環境への放出過程



別第 11-4 図 希ガスの環境への放出過程

(ガンマ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

I - 131 追加放出量の測定結果について

運転開始から施設定期検査による原子炉停止時等に測定している I
- 131 の追加放出量の測定値は以下のとおり。

中間停止	(昭和 54 年 6 月 2 日)	0.0Ci
第 1 回定検	(昭和 54 年 9 月 7 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 55 年 4 月 29 日)	0.0Ci
第 2 回定検	(昭和 55 年 9 月 6 日)	0.0Ci
中間停止	(昭和 56 年 6 月 16 日)	0.0Ci
第 3 回定検	(昭和 56 年 9 月 12 日)	0.01Ci
第 4 回定検	(昭和 57 年 6 月 11 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 58 年 1 月 31 日)	0.01Ci
第 5 回定検	(昭和 58 年 9 月 17 日)	0.01Ci
第 6 回定検	(昭和 59 年 12 月 12 日)	0.01Ci
中間停止	(昭和 60 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 7 回定検	(昭和 61 年 1 月 20 日)	0.01Ci
第 8 回定検	(昭和 62 年 4 月 9 日)	40.9Ci
第 9 回定検	(昭和 63 年 8 月 1 日)	0.01Ci
第 10 回定検	(平成元年 11 月 30 日)	4.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 2 年 11 月 29 日)	4.7×10^8 Bq
第 11 回定検	(平成 3 年 4 月 20 日)	4.4×10^8 Bq
第 12 回定検	(平成 4 年 9 月 6 日)	1.9×10^8 Bq
中間停止	(平成 5 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
第 13 回定検	(平成 6 年 2 月 19 日)	1.6×10^8 Bq
第 14 回定検	(平成 7 年 4 月 14 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 8 年 8 月 10 日)	9.8×10^7 Bq
第 15 回定検	(平成 8 年 9 月 10 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 9 年 7 月 12 日)	1.5×10^8 Bq
第 16 回定検	(平成 10 年 1 月 8 日)	1.6×10^8 Bq
第 17 回定検	(平成 11 年 4 月 4 日)	1.7×10^8 Bq
中間停止	(平成 12 年 12 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 18 回定検	(平成 13 年 3 月 26 日)	1.7×10^8 Bq
第 19 回定検	(平成 14 年 9 月 15 日)	1.5×10^8 Bq
中間停止	(平成 15 年 3 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
第 20 回定検	(平成 16 年 2 月 2 日)	1.3×10^8 Bq
第 21 回定検	(平成 17 年 4 月 24 日)	1.5×10^8 Bq
第 22 回定検	(平成 18 年 11 月 20 日)	8.9×10^7 Bq
	(平成 19 年 3 月 17 日)	1.1×10^8 Bq
第 23 回定検	(平成 20 年 3 月 19 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 21 年 7 月 21 日)	1.2×10^8 Bq
第 24 回定検	(平成 21 年 9 月 9 日)	1.2×10^8 Bq
中間停止	(平成 22 年 6 月 28 日)	9.7×10^7 Bq
第 25 回定検	—	

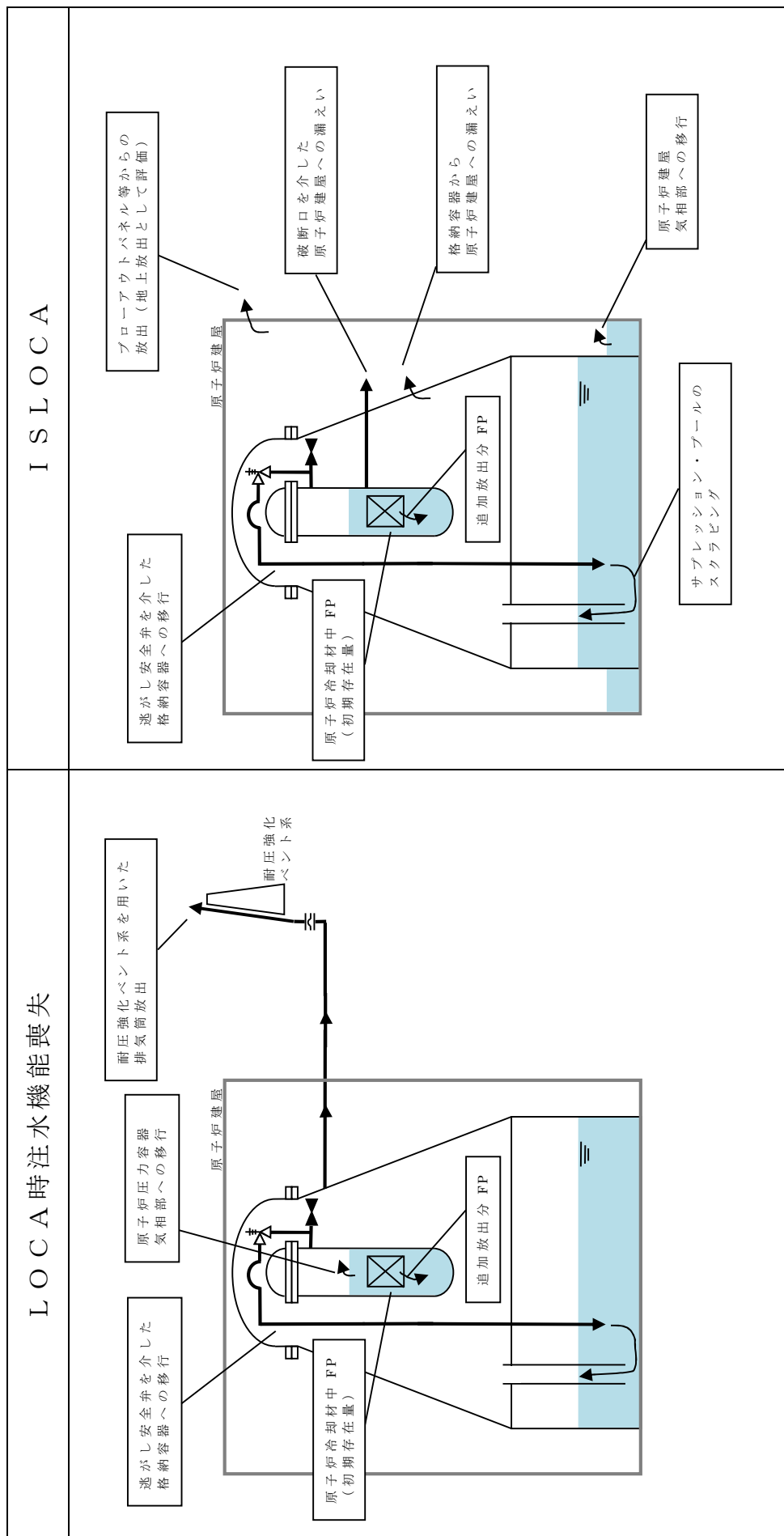
(※1Ci = 3.7×10^{10} Bq)

「L O C A時注水機能喪失」と「インターフェイスシステム L O C A」の
非居住区域境界及び敷地境界線量評価の条件の差について

「L O C A時注水機能喪失」では、格納容器ベント時の非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価しているのに対し、「インターフェイスシステム L O C A」（以下「I S L O C A」という。）では破断口からの流出及び格納容器からの漏えいによって原子炉建屋原子炉棟に放出された核分裂生成物がブローアウトパネル等から大気に放出された場合の非居住区域境界及び敷地境界の実効線量を評価している。

両者の放出経路の違いについて別第 12-1 表に、評価条件の差異について別第 12-2 表に示す。

別第 12-1 表 放出経路の違いについて



別第 12-2 表 評価条件の差異について (1/2)

項 目	主要解析条件		差異の理由
	LOCA時 注水機能喪失	ISLOCA	
原子炉運転日数 (日)	2,000	2,000	—
追加放出量 (I-131) (Bq)	2.2×10^{14}	3.7×10^{12}	隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時にも、構造健全性評価を実施した結果、構造健全性が維持されることから、ISLOCAの追加放出量には実績ベースの値を用いて現実的な放出量を設定している。
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	4.6×10^3	1.5×10^2	隔離弁の誤開放等による加圧事象発生時にも、構造健全性評価を実施した結果、構造健全性が維持されることから、ISLOCAの冷却材中濃度には実績ベースの値を用いて現実的な放出量を設定している。
主蒸気中への移行割合 (ハロゲン) (%)	よう素：2 よう素以外：—	2	LOCA時注水機能喪失では、よう素以外のハロゲン等の核種は実効線量に対する寄与割合が小さいため考慮していない。
主蒸気中への移行割合 (ハロゲン以外) (%)	—	0.1	
燃料棒から追加放出されるよう素の割合 (%)	無期よう素：96 有機よう素：4	無期よう素：96 有機よう素：4	—
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへの移行率 (%)	100	無期よう素， ハロゲン等：100 有機よう素：99.958	ISLOCAでは、破断口から原子炉建屋原子炉棟への放出経路を考慮しているため、逃がし安全弁からの移行率は原子炉建屋原子炉棟への移行率分だけ100%より小さくなる。
破断口から原子炉建屋原子炉棟への移行率 (%)	—	無期よう素， ハロゲン等：100 有機よう素：0.042	なお、無機よう素、ハロゲン等は保守的に原子炉建屋原子炉棟とサブプレッション・チェンバともに100%移行するものとしている。
サブプレッション・チェンバのプール水でのスクラビング等による除去係数	考慮しない	10	LOCA時注水機能喪失では、核分裂生成物がサブプレッション・チェンバを介さずに破断口を介して原子炉圧力容器からドライウェルへ移行し、そのままドライウェルベントにより大気に放出される経路が存在することを考慮して、保守的にスクラビングによる除染を考慮していない。
逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへ移行した放射性物質の気相部への移行割合	2	同左	—
破断口から原子炉建屋原子炉棟へ移行した冷却材中の放射性物質の気相部への移行割合 (%)	—	11	ISLOCAでは、破断口から原子炉建屋原子炉棟への放出経路を考慮しており、原子炉建屋に放出された原子炉冷却材は減圧沸騰により気相に移行することを想定している。
破断口から原子炉建屋原子炉棟へ移行した追加放出される放射性物質の冷却材から気相への移行割合 (%)	—	4	

別第 12-2 表 評価条件の差異について (2/2)

項 目		主要解析条件		差異の理由
		LOCA時 注水機能喪失	ISLOCA	
格納容器からの漏えい率 (%/d)		考慮しない	0.5	LOCA時注水機能喪失では、 格納容器から原子炉建屋原子炉 棟に移行した放射性物質による 実効線量の寄与割合が小さいた め、考慮していない。
大気拡散条件	χ / Q (s/m ³)	2.0×10^{-6} (排気筒放出)	2.9×10^{-5} (地上放出)	放出経路を考慮して、LOCA 時注水機能喪失では、耐圧強化 ベント系による排気筒放出を考 慮している。
	D / Q (Gy/Bq)	8.1×10^{-20} (排気筒放出)	4.0×10^{-19} (地上放出)	

添付資料 1.13.4

7. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

a. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施 3 時間後とする。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第 1 表に示す。

d. その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第1表 評価対象とする被ばく経路（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質※	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

e. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第2表、可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第3表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約61mSv、燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約26mSvとなり、作業可能である。

第2表 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業					燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業			補給作業		給油準備作業	給油作業
	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業		補給準備作業	補給監視作業		
線量評価点	西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近				
作業時間帯	格納容器ベント実施 3 時間後以降						
作業時間（移動時間含む）	75 分 （約 1.3 時間）	65 分 （約 1.1 時間）	20 分 （約 0.4 時間）	360 分 （6.0 時間）※1	90 分 （1.5 時間）	175 分 （約 2.9 時間）	
線量率 （格納容器ベント実施 3 時間後）	約 6.0mSv/h	約 15mSv/h	約 6.0mSv/h				
実効線量（マスク考慮）	約 61mSv						
主な評価条件	原子炉格納容器から原子炉建 屋内に漏えいする放射性物質	・ 原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは、建屋の形状等を考慮し、直接ガンマ線につい ては、QAD-CGGP 2 R コードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISN コード及び G 3 3-G P 2 R コードを用いて作 業員の実効線量を評価					
	大気中へ放出される放射性物 質	・ 大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果を考慮して作業員の実 効線量を評価					
	格納容器圧力逃がし装置格納 槽内の放射性物質	・ 格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは、フィルタ装置の位置、形状等を考慮して 作業員の実効線量を評価					
		・ 評価に当たっては、QAD-CGGP 2 R コードを用いた					

※1 代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが、対応要員は2時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする。）。

非常用母線接続作業時の被ばく評価について

重大事故等発生時の電源復旧のために非常用母線の接続作業を行う作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象は、ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価と同様の事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件及び大気中への放出過程も同様とする。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第1図に示すとおりであり、経路ごとに以下に示す評価を行った。

- ①、③：格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくについては，第1表及び第2表に示す原子炉建屋の外壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。
- ②：外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばくについては，屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし，外部被ばくについては，第3表に示すとおり作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い，内部被ばくについては，第4表に示す線量換算係数，呼吸率及びマスクの効果を考慮し評価を行った。
- ④：大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては，ガウスプルームモデルを用いて拡散効果を考慮して放射性物質の濃度を求めた後，第4表に示す地表面への沈着速度及び相対濃度を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート

非常用母線接続作業のアクセスルートは，第2図～第4図に示すとおりである。

d. 評価点

作業時の評価点は，以下のとおりとする。

各作業場所のうち空間体積が大きく外気から作業場所内へ流入した放射性物質による外部被ばくの線量率が高くなる原子炉建屋付属棟の地下2階を評価点（第4図）とする。原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線，格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では，各作業場所のうち線量率が高くなる原子炉建屋付属棟1階を評価点（第3図）とする。

アクセスルートの評価点は，以下のとおりとする。また，大気中に放出された放射性物質の濃度に関する評価点は，アクセスルートを考慮し第5図に示す原子炉建屋西側を評価点とする。

原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線，格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線に関する評価では，アクセスルート上で遮蔽壁の効果が小さく，線量が厳しくなる原子炉建屋付属棟3階を評価点（第2図）とする。

なお，作業又は移動に必要な時間は常に上記の評価点にいるものとする。

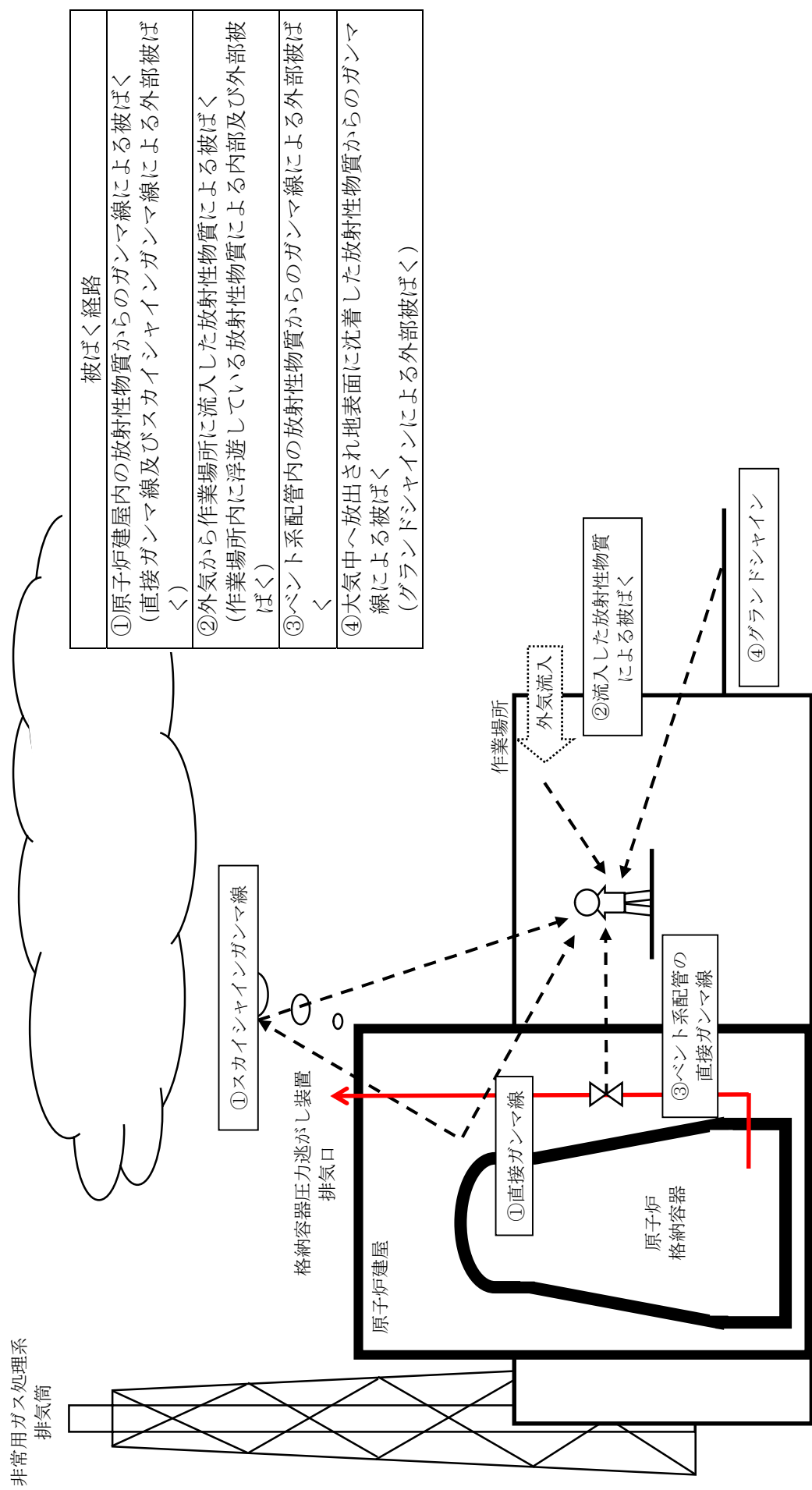
e. 作業開始時間

事象発生から2時間以内に非常用母線の接続作業を行うため，放出量が大きくなる事象発生2

時間に到達する前1時間について評価を行った。

(2) 評価結果

非常用母線の接続作業を行う作業員の被ばく評価結果は、第5表に示すとおり移動時は約44 mSv/h、作業時は約43 mSv/hである。作業時間（移動時間含む。）は75分であることから、作業員の実効線量は約55 mSvとなり、緊急作業時の線量限度である100 mSv以下の放射線環境であり、作業が可能であることを確認した。



第1図 非常用母線接続作業時の被ばく評価経路イメージ

第1表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項 目	評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	作業場所		作業エリアにおける原子炉建屋壁を考慮（第2図～第4図参照）
	移動ルート		
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値を適用		建築工事標準仕様書JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度	2.00 g/cm ³		建築工事標準仕様書JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定
配管中心から評価点までの距離	作業場所		—
	移動ルート		

※1 遮蔽厚さはコンクリート相当の厚さとする。

第2表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

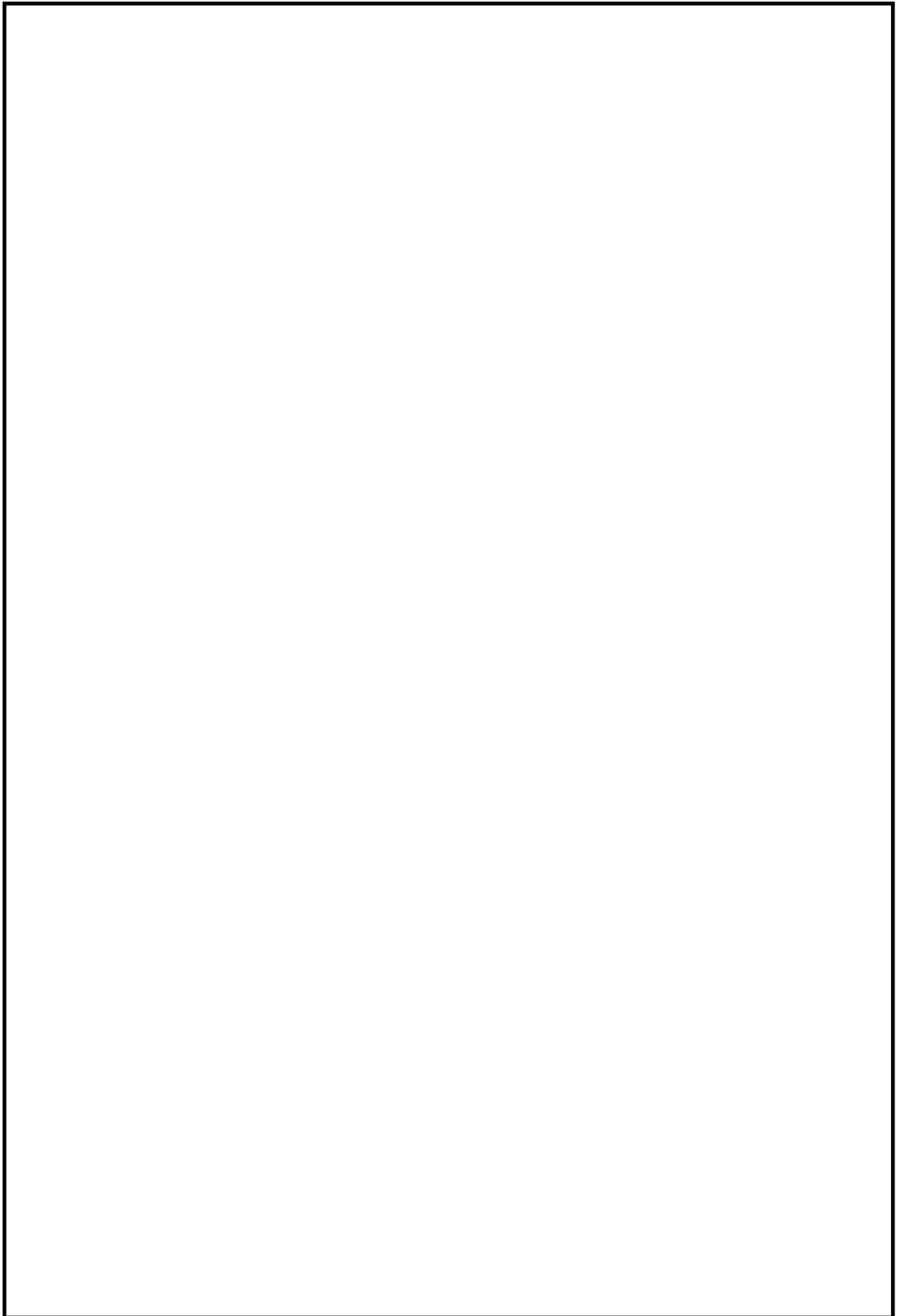
項 目	評価条件	選定理由
遮蔽厚さ		原子炉建屋外壁（二次遮蔽）の厚さを設定
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ

第3表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

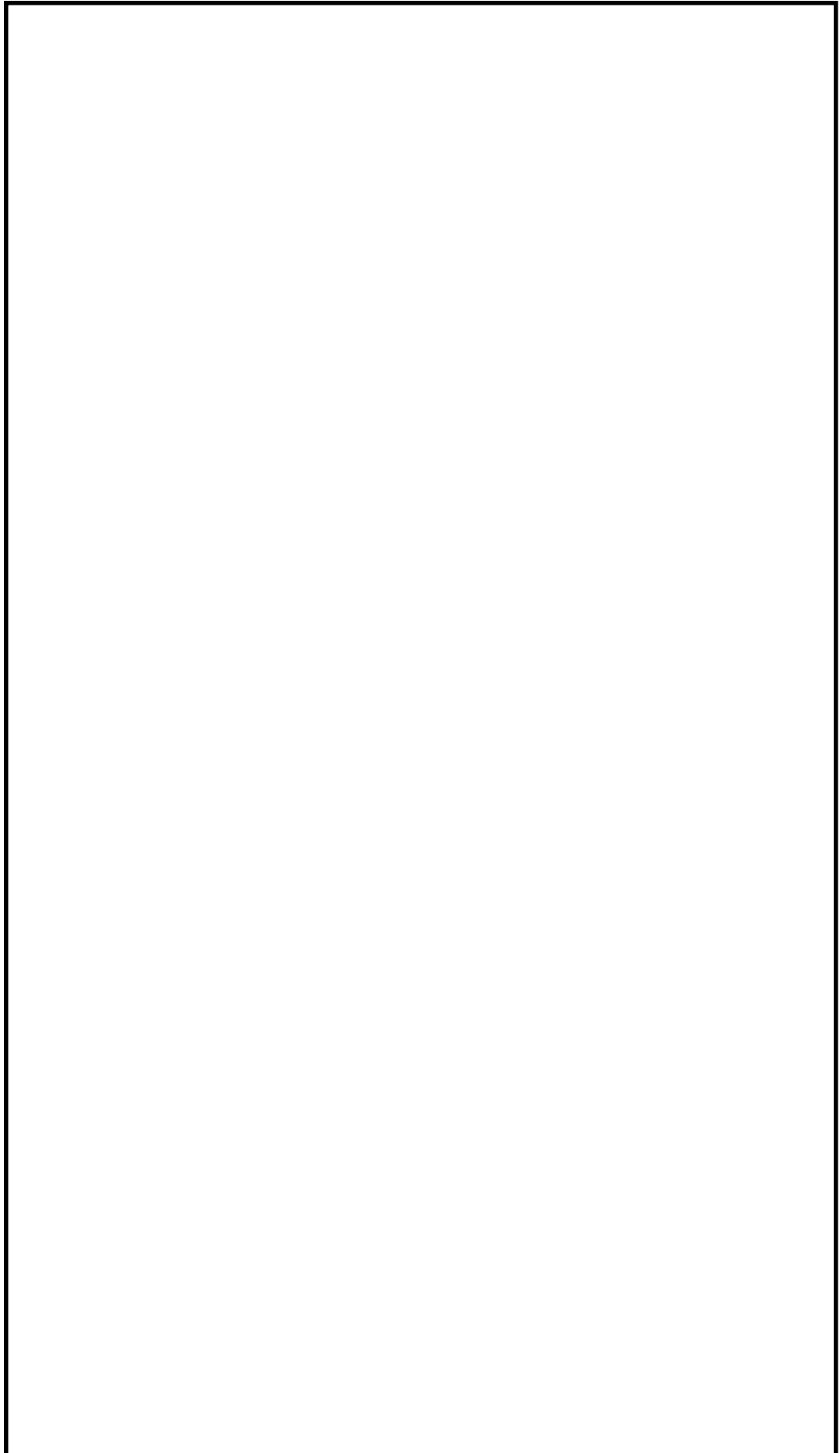
項 目	評価条件	選定理由
サブマージ ョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \lambda / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5 MeV 換算値) E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³ /m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) </p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p> V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等 の空間体積 (V_R)	<移動時及び作業場所> 原子炉建屋地下2階 : 4000 m ³	アクセスルート及び作業場所となる建屋内の区画で最も線量率が高くなる区画の空間体積で設定
屋内作業場所流入率の考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一濃度とする。

第4表 線量換算係数, 呼吸率等

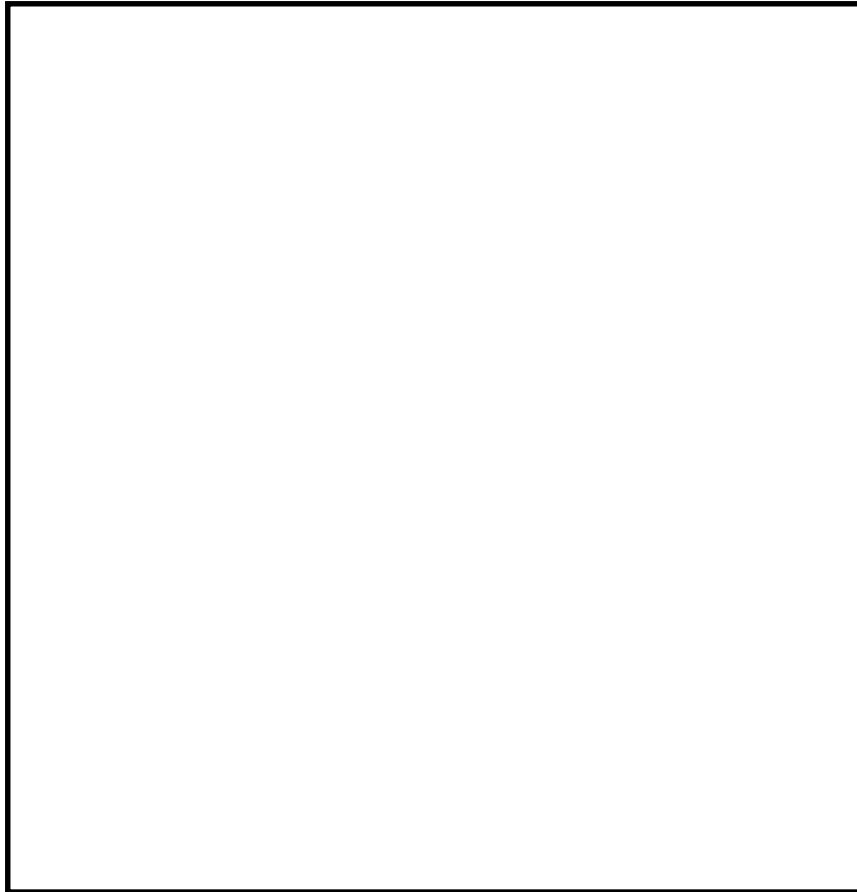
項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) <p> I-131 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 : 4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10⁻⁸ Sv/Bq </p> 上記以外の核種はICRP Pub. 71等に基づく	ICRP Publication 71に基づき設定
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	粒子状物質 : 0.5 cm/s 無機よう素 : 0.5 cm/s 有機よう素 : 1.7×10 ⁻³ cm/s	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定
相対濃度	約8.0×10 ⁻⁴ s/m ³	地上放出とする。評価点は第5図参照



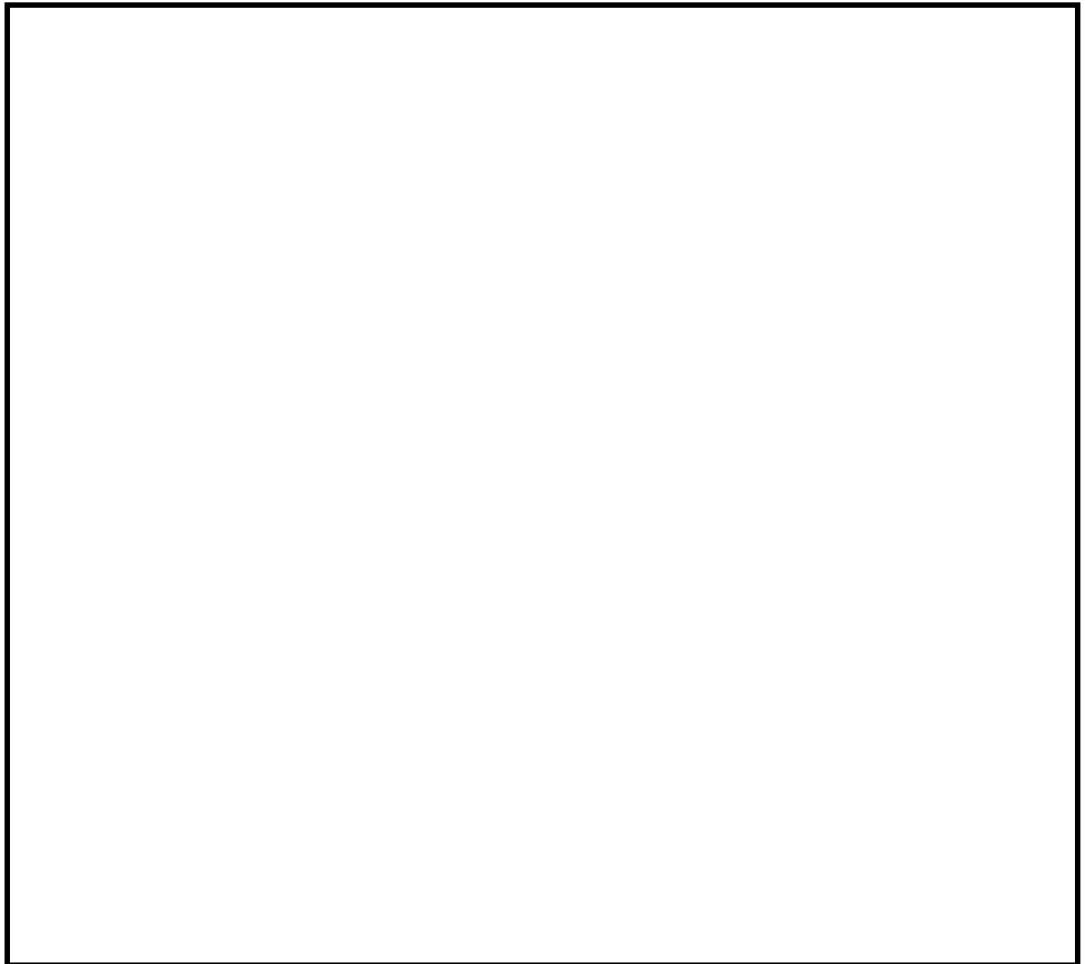
第2図 作業場所及びアクセスルート（原子炉建屋3階及び2階）



第3図 作業場所及びアクセスルート（原子炉建屋1階及び地下1階）



第4図 作業場所及びアクセスルート（原子炉建屋地下2階）



第5図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第5表 非常用母線接続作業における被ばく評価

(単位：mSv/h)

被ばく経路		非常用母線接続作業	
		移動時	作業時
原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 3.1×10^0	約 2.1×10^0
外気から作業場所内へ流入した放射性物質による被ばく	外部被ばく	約 6.6×10^0	約 6.6×10^0
	内部被ばく	約 2.2×10^1	約 2.2×10^1
大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく		約 1.2×10^1	約 1.2×10^1
ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく		約 1.4×10^{-1}	約 4.0×10^{-3}
線量率		約 4.4×10^1	約 4.3×10^1

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。

ベント操作としてサプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）からのベントを行う場合及びドライウェル（以下「D/W」という。）からのベントを行う場合のそれぞれにおける第一弁及び第二弁の開操作時の被ばく評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図～第 8 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、格納容器圧力逃がし装置配管及び原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質については、第 2 表及び第 3 表に示すとおり拡散効果を考慮した。また、作業場所に流入する放射性物質による被ばくについては、屋外の放射性物質の濃度と作業場所の放射性物質の濃度を同じとし、第 4 表及び第 5 表に示すとおり外部被ばくについては作業場所の空間体積を保存したサブマージョンモデルで評価を行い、内部被ばくについては呼吸率、線量換算係数等から評価を行った。なお、

第二弁の操作においては、空気ポンベにより加圧された待避室（遮蔽厚 コンクリート相当）内で作業することを考慮し評価を行った。

格納容器圧力逃がし装置配管，原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては，第 6 表及び第 7 表に示すとおり原子炉建屋の外壁，作業場所の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. アクセスルート及び評価地点

第一弁（S／C側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 9 図～第 11 図に示すとおりである。第一弁（D／W側）のベント操作を行う場合のアクセスルートは，第 12 図～第 15 図に示すとおりである。屋外移動時のアクセスルートは第 16 図に示すとおりである。第二弁のベント操作を行う場合のアクセスルートは第 17 図～第 19 図に示すとおりである。

評価点は，第 9 図～第 20 図に示すとおり，ベント操作時は作業場所とし，移動時はアクセスルートで被ばく評価上最も厳しい地点とする。

d. 作業時間

第一弁の開操作は，ベント実施前に行うものとし，第一弁（S／C側）の作業時間は 160 分（移動時間（往復）70 分＋作業時間 90 分），第一弁（D／W側）の作業時間は 190 分（移動時間（往復）100 分＋作業時間 90 分）とする。また，第二弁の開操作は，ベント実施直後から 180 分作業場所（待避室）に滞在するものとし，作業時間は 410 分（移動時間（往復）90 分＋待機時間 140 分＋作業時間（待避室滞在）180 分）とする。

(2) 評価結果

ベント実施に伴うベント操作を手動で行う場合の作業員の被ばく評価結果は以下に示すとおりであり，作業員の実効線量は緊急作業時の線量限度である 100mSv 以下であり，ベント実施に伴うベント操作を手動で行うこと

ができることを確認した。また、実効線量の内訳を第8表～第10表に示す。

a. S／Cからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 37mSv，第二弁開操作で約 28mSv となった。

b. D／Wからのベント操作時の作業員の実効線量

作業員の実効線量は第一弁開操作で約 52mSv，第二弁開操作で約 42mSv となった。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項 目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷 割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」×「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195※ ¹ に 基づき設定

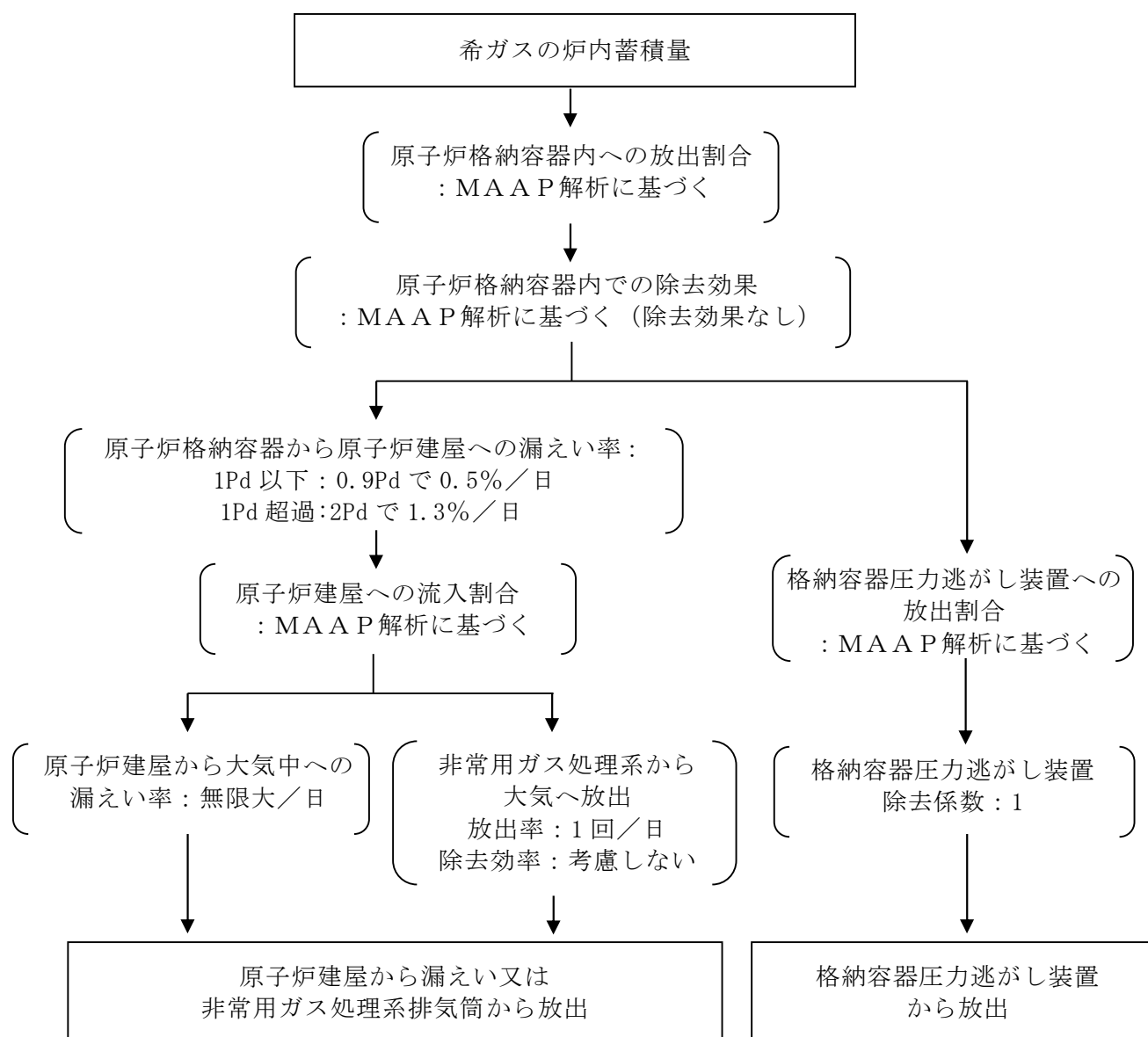
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項 目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下 : 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過 : 2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (補足1参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後 : 1.3%/日 (一定) その他の期間 : 0.5%/日 (一定)			原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように1.3%/日の漏えい率を設定) (補足1参照)
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (補足2参照)
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率 : 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定 (補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果 : 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan 6.5.5 ^{*3} に基づき設定 (補足4参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 CsI類 CsOH類 Sb類 TeO ₂ 類 SrO類 BaO類 MoO ₂ 類 CeO ₂ 類 La ₂ O ₃ 類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.1×10^{-5} : 約 6.7×10^{-6} : 約 6.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.7×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	D/Wベント : 約 4.3×10^{-3} : 約 6.2×10^{-5} : 約 3.2×10^{-5} : 約 6.8×10^{-6} : 約 6.8×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 2.7×10^{-6} : 約 3.4×10^{-7} : 約 6.8×10^{-8} : 約 2.7×10^{-8}	MAAP解析結果及びNUREG-1465 ^{*4} に基づき設定 (補足5参照)

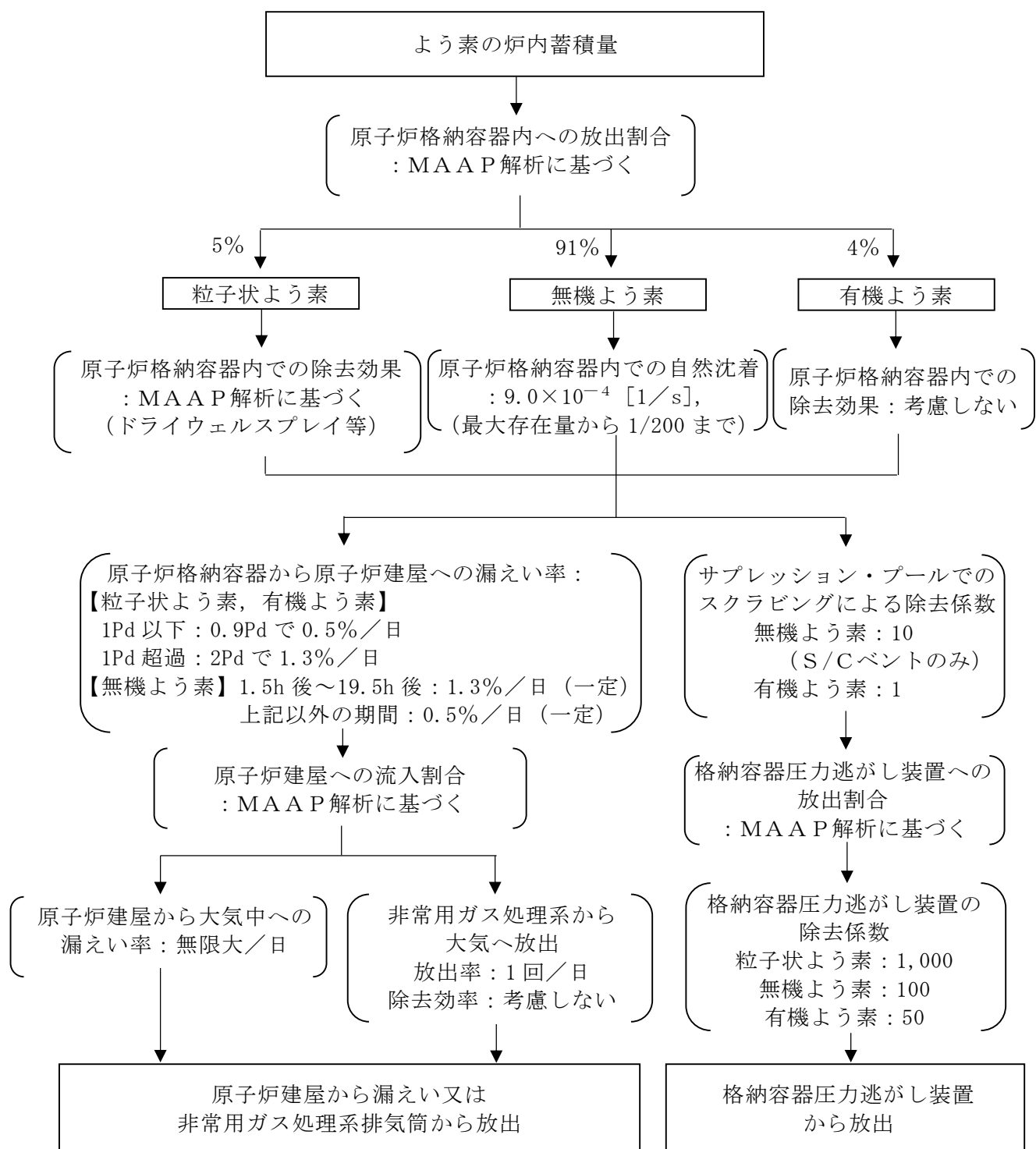
第1表 放出量評価条件 (3/3)

項 目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定（非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類	S／Cベント ：約 9.5×10^{-1}	D／Wベント ：約 9.5×10^{-1}	M A A P 解析結果及びN U R E G - 1465 に基づき設定（補足5参照）
	C s I 類	：約 1.0×10^{-6}	：約 3.9×10^{-3}	
	C s O H 類	：約 4.0×10^{-7}	：約 7.5×10^{-3}	
	S b 類	：約 8.9×10^{-8}	：約 1.4×10^{-3}	
	T e O ₂ 類	：約 8.9×10^{-8}	：約 1.4×10^{-3}	
	S r O 類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	B a O 類	：約 3.6×10^{-8}	：約 5.8×10^{-4}	
	M o O ₂ 類	：約 4.5×10^{-9}	：約 7.2×10^{-5}	
	C e O ₂ 類	：約 8.9×10^{-10}	：約 1.4×10^{-5}	
	L a ₂ O ₃ 類	：約 3.6×10^{-10}	：約 5.8×10^{-6}	
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1,000			設計値に基づき設定

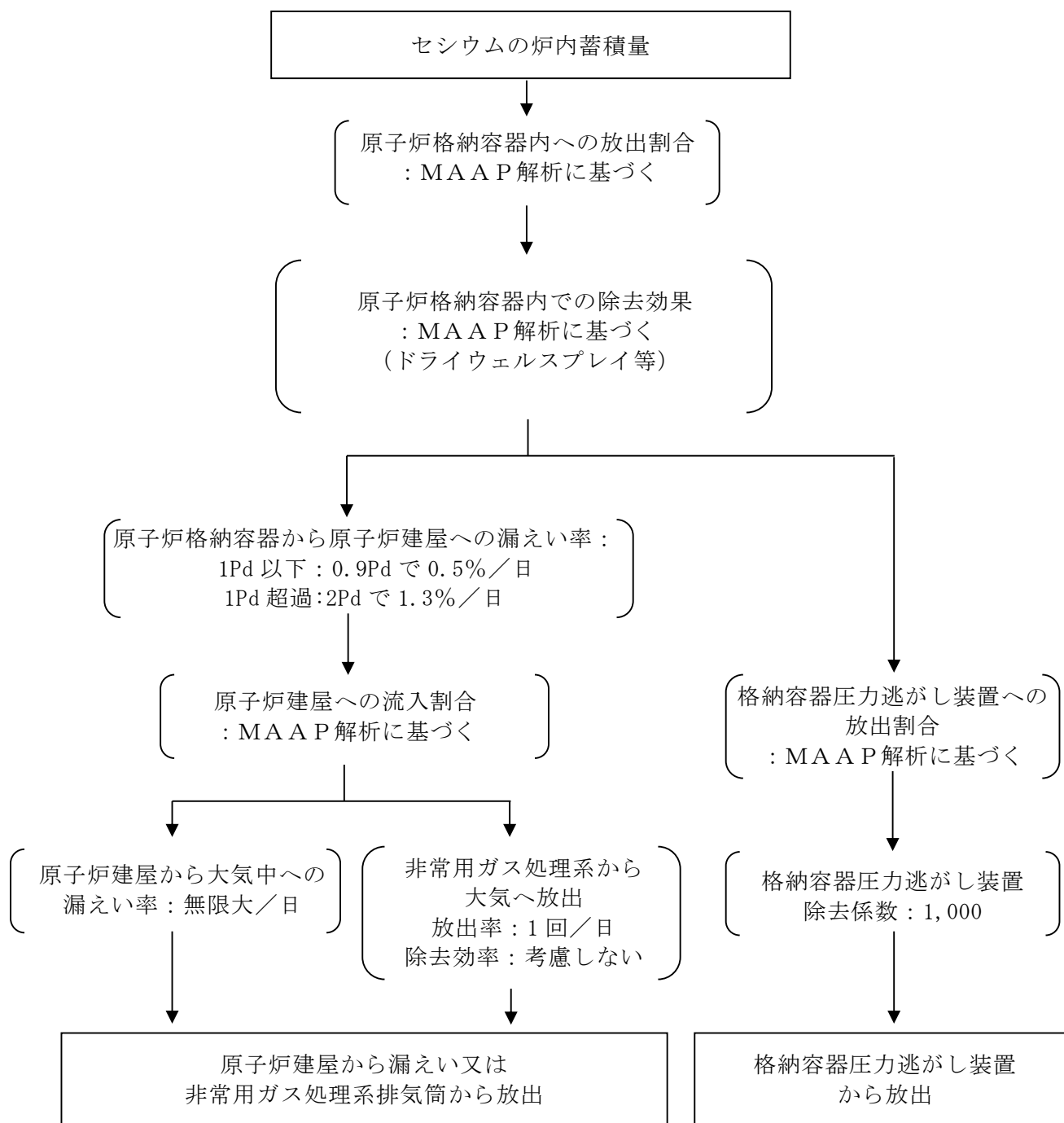
- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995



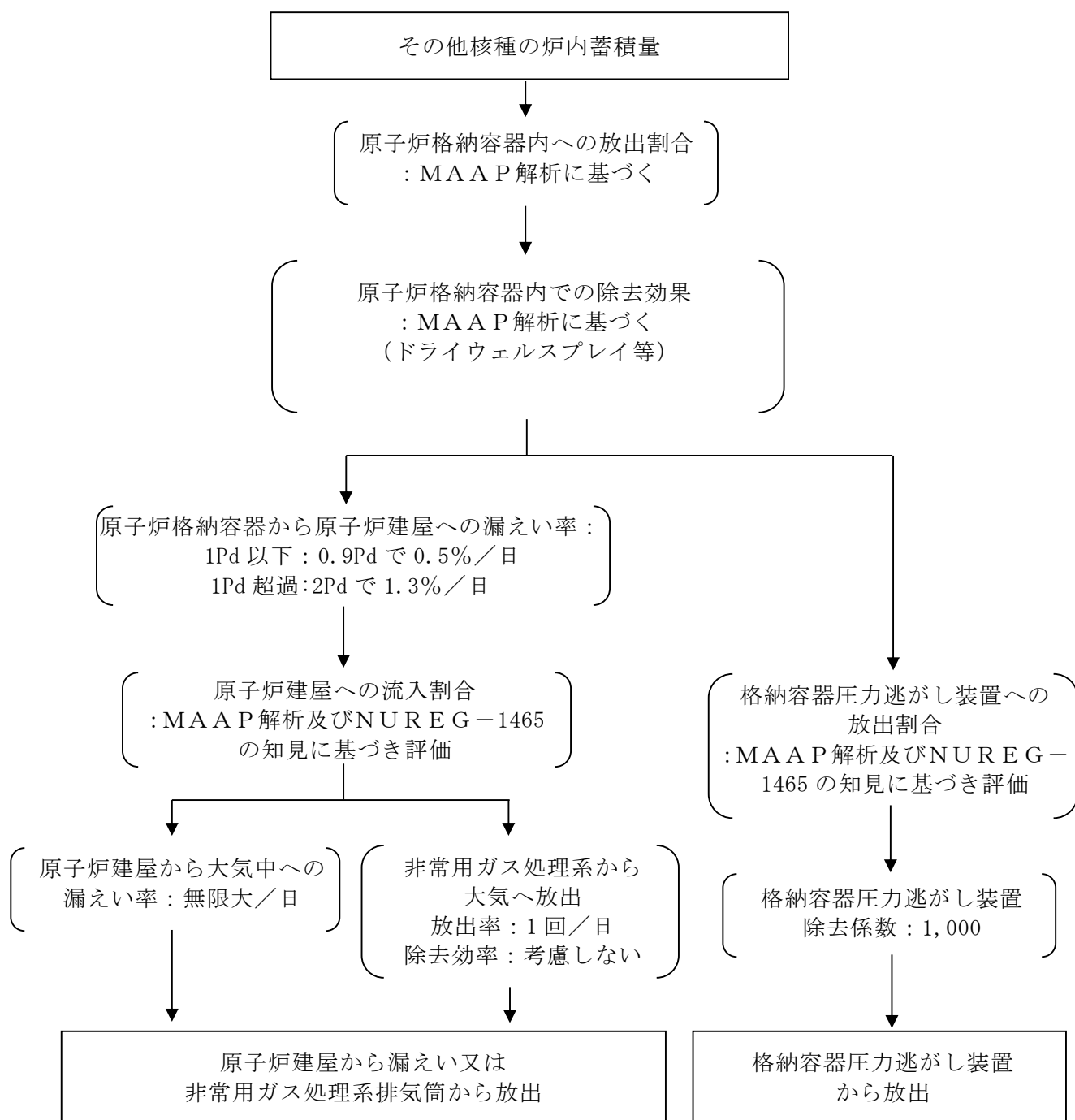
第 1 図 希ガスの大気放出過程



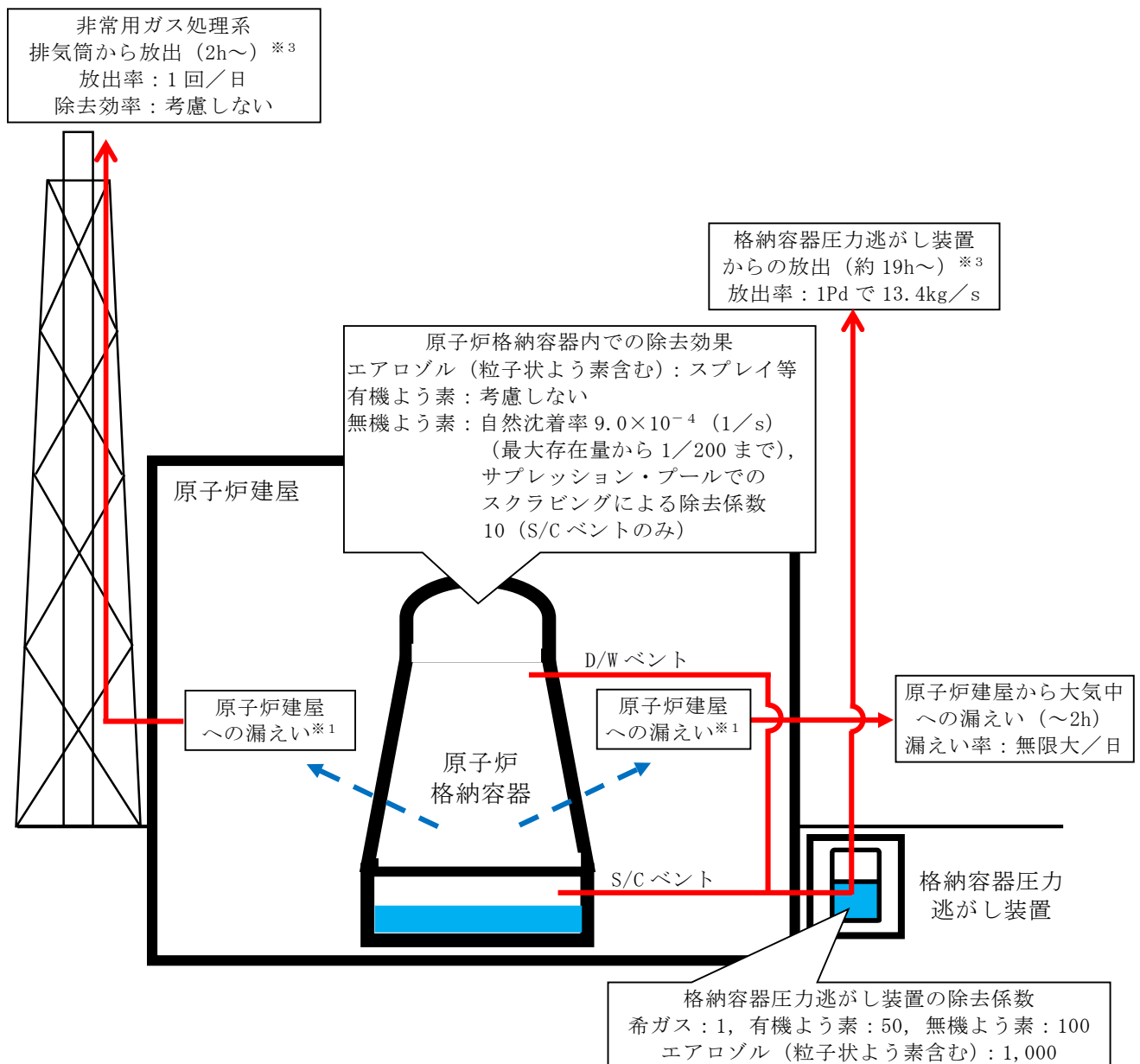
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図セシウムの大気放出過程



第 4 図 その他核種の大気放出過程



※1 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス，エアロゾル（粒子状よう素含む），有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日，1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

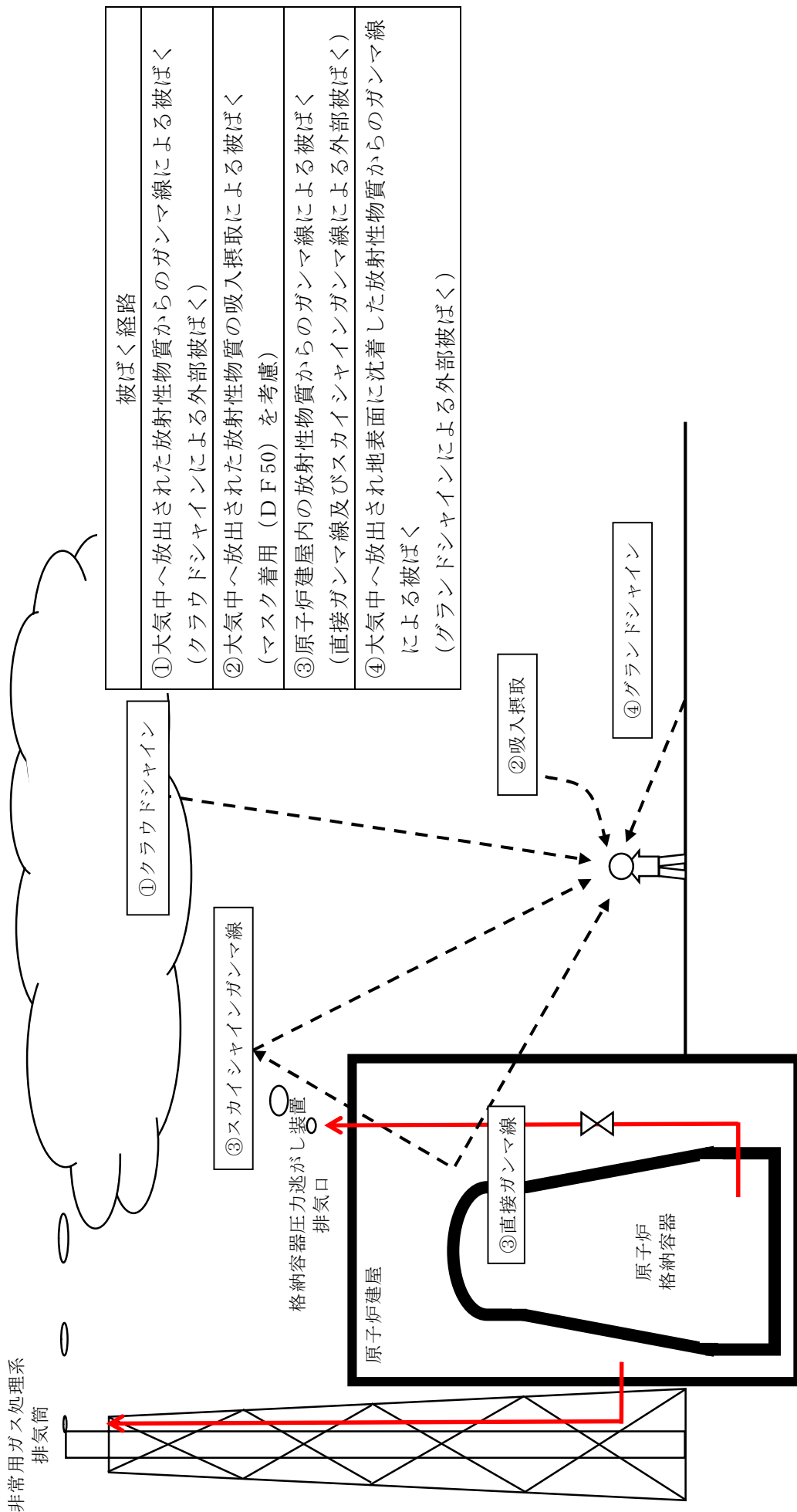
1.5h 後～19.5h 後：1.3%/日（一定），上記以外の期間：0.5%/日（一定）

大気への放出経路	0h	▼2h※2	▼19h※3	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	斜線			
非常用ガス処理系排気筒から放出		斜線	斜線	斜線
格納容器圧力逃がし装置からの放出			斜線	斜線

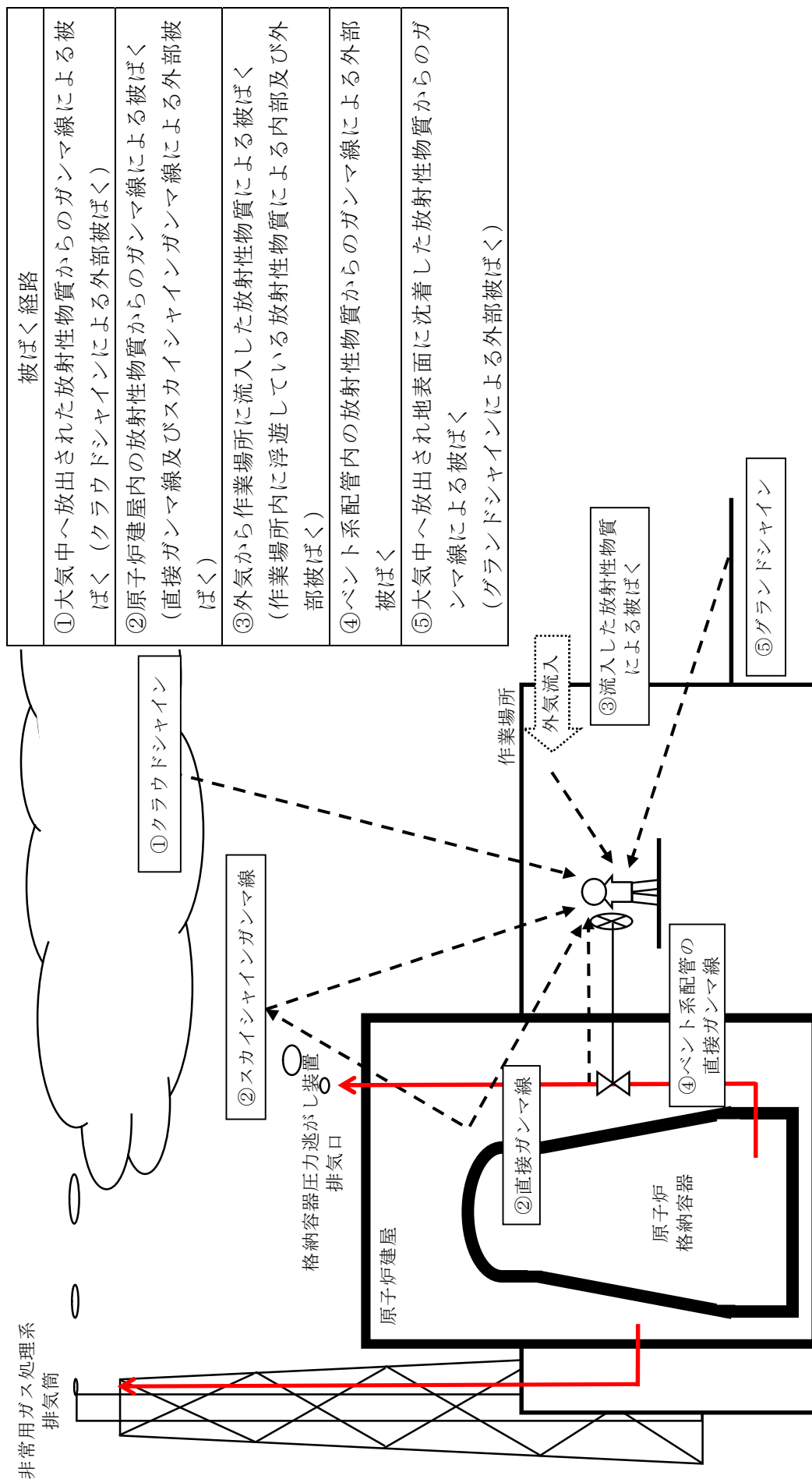
※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため，事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※3 事象発生後 19h 以降は，「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

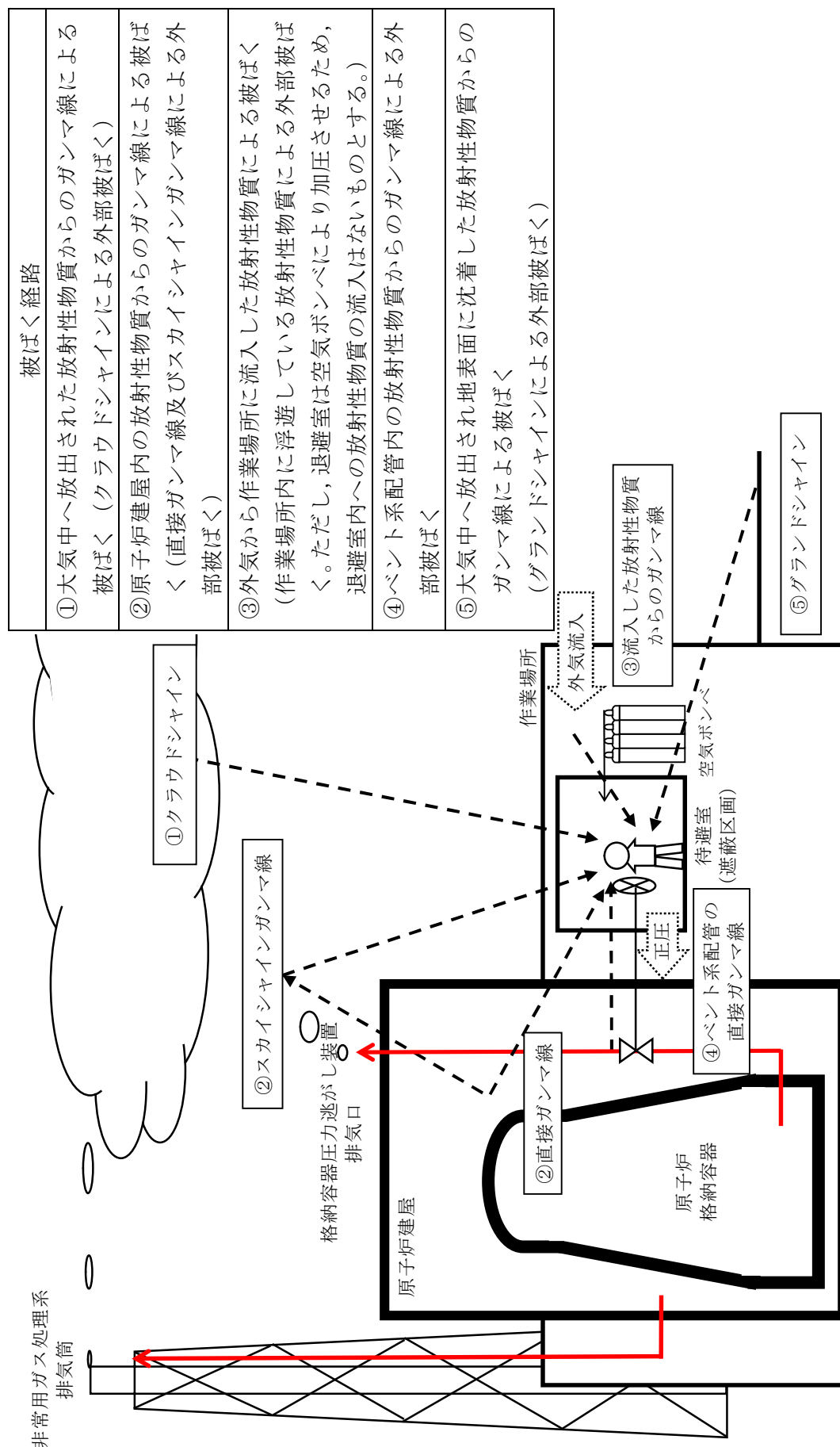
第 5 図 大気放出過程概略図（イメージ）



第 6 図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ (屋外移動時)



第7図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（屋内移動時及び第一弁開操作時）



第8図 ベント操作に係る作業時の被ばく評価経路イメージ（第二弁開操作時）

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という。）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上 140m）の気象データを使用（補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し原子炉建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 20 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 屋内移動時は原子炉建屋付近の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、原子炉建屋漏えい及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3,000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
第一弁 (S/C側) 開操作	屋内外移動時/ 作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
第一弁 (D/W側) 開操作	屋内外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 2.1×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.4×10^{-20}
第二弁 開操作	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
	屋内移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 8.0×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 4.0×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.7×10^{-4}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m ³)	約 3.0×10^{-6}

第 4 表 建屋内に流入した放射性物質による外部被ばく評価条件

項 目	評価条件	選定理由
サブマージ ョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_Y \cdot \chi / Q \cdot E_Y \cdot (1 - e^{-\mu R}) \cdot 3600$ <p> D : 放射線量率 (Sv/h) Q_Y : 大気に放出された放射性物質放出率 (Bq/s) (0.5MeV 換算値) E_Y : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis) μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9×10⁻³/m) R : 作業エリア等の空間体積と等価な半球の半径 (m) $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ V_R : 作業エリア等の空間体積 (m³) </p>	—
作業場所等 の空間体積 (V_R)	< S / C からのベントを行う場合 > ・ 第一弁 操作場所 : 2,200m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³ < D / W からのベントを行う場合 > ・ 第一弁 屋外のため相対線量より評価 ・ 第二弁 操作場所 : 590m ³ 屋内移動アクセスルート : 2,200m ³	アクセスルートとなる建 屋内の区画で最も線量率 が高くなる区画の空間体 積で設定 操作エリアは作業区画の 空間体積で設定
屋内作業場 所流入率の 考慮	考慮しない	保守的に外気濃度と同一 濃度とする。
待避室の遮 蔽及び空気 ボンベ加圧 考慮(第二弁 操作場所)の み)	待避室の遮蔽厚 : <input type="text"/> ※1 (コンクリート相当) 空気ボンベによる加圧時間: ベント実施から 3 時間 ※1 格納容器圧力逃がし装置配管がある部分の遮蔽厚は <input type="text"/> (コンクリート相当)	第二弁操作場所にベント 後 3 時間滞在する。
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容 差 (-5mm) を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所 施設における鉄筋コンク リート工事, 日本建築学 会) に基づき設定
コンクリー ト密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説 (原子力発電所 施設における鉄筋コンク リート工事, 日本建築学 会) を基に算出した値を設 定 (補足 12 参照)

第 5 表 線量換算係数，呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) $I-131 : 2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ $I-132 : 3.1 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $I-133 : 4.0 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ $I-134 : 1.5 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $I-135 : 9.2 \times 10^{-10} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-134 : 2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-136 : 2.8 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$ $Cs-137 : 3.9 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$ 上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	成人活動時の呼吸率 を設定
マスクの 除染係数	D F 50	性能上期待できる値 から設定
地表面への 沈着速度	粒子状物質： 0.5 cm/s 無機よう素： 0.5 cm/s 有機よう素： $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm/s}$	東海第二発電所の実 気象から求めた沈着 速度から保守的に設 定（補足 6～補足 8 参照）

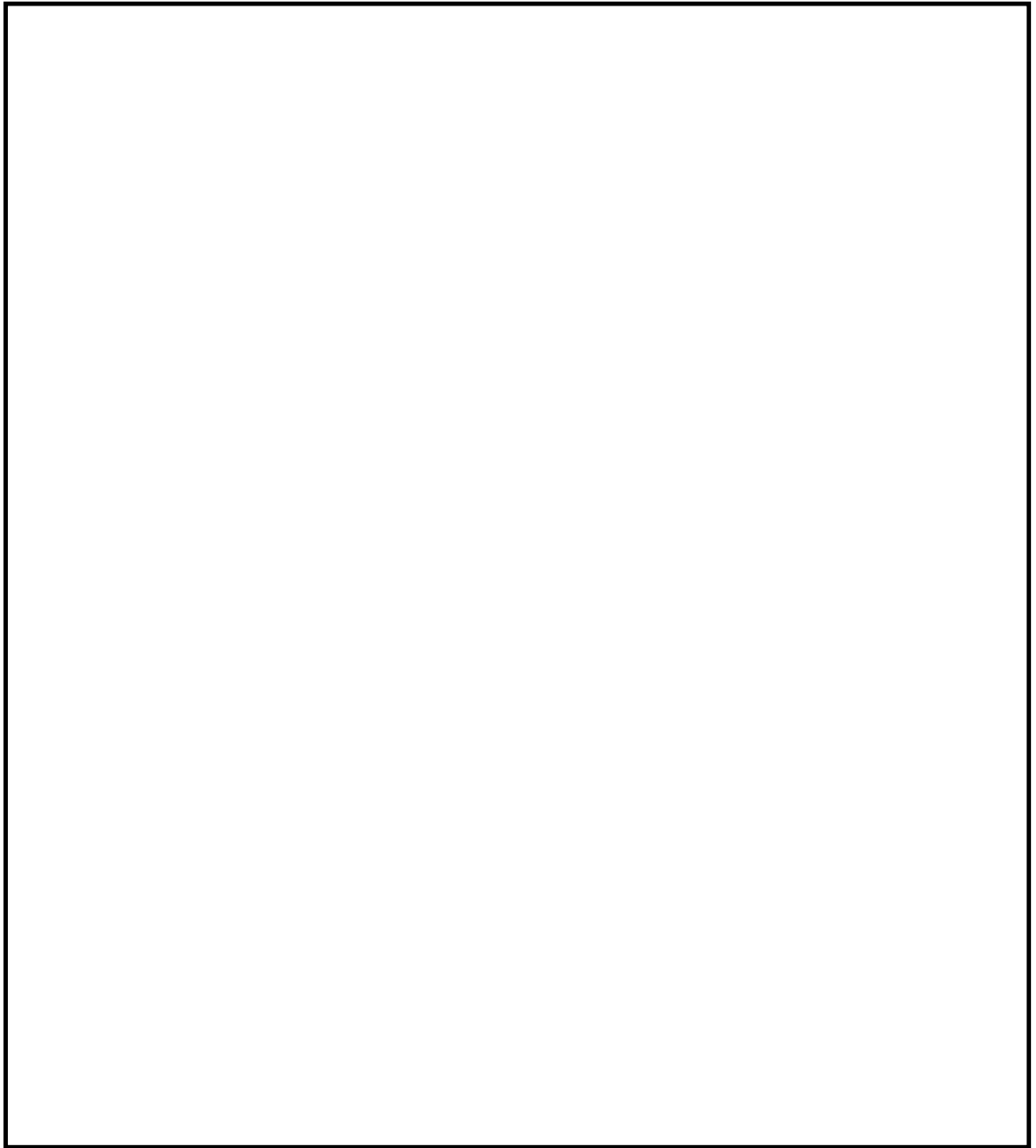
第 6 表 格納容器圧力逃がし装置配管からの直接ガンマ線

項 目		評価条件		選定理由
遮蔽厚さ※1	第一弁 (S／C側)	作業場所		ベント操作エリアにおける 原子炉建屋壁，補助遮蔽設 備等を考慮（第9図～第19 図参照）
		移動ルート		
	第一弁 (D／W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		
許容差		評価で考慮するコンクリート遮蔽 は，公称値からマイナス側許容差 （-5mm）を引いた値を適用		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所 施設における鉄筋コンクリ ート工事，日本建築学会） に基づき設定
コンクリート密度		2.00g／cm ³		建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所 施設における鉄筋コンクリ ート工事，日本建築学会） を基に算出した値を設定 （補足12参照）
配管中心から 評価点までの 距離	第一弁 (S／C側)	作業場所		—
		移動ルート		
	第一弁 (D／W側)	作業場所		
		移動ルート		
	第二弁	作業場所		
		移動ルート		

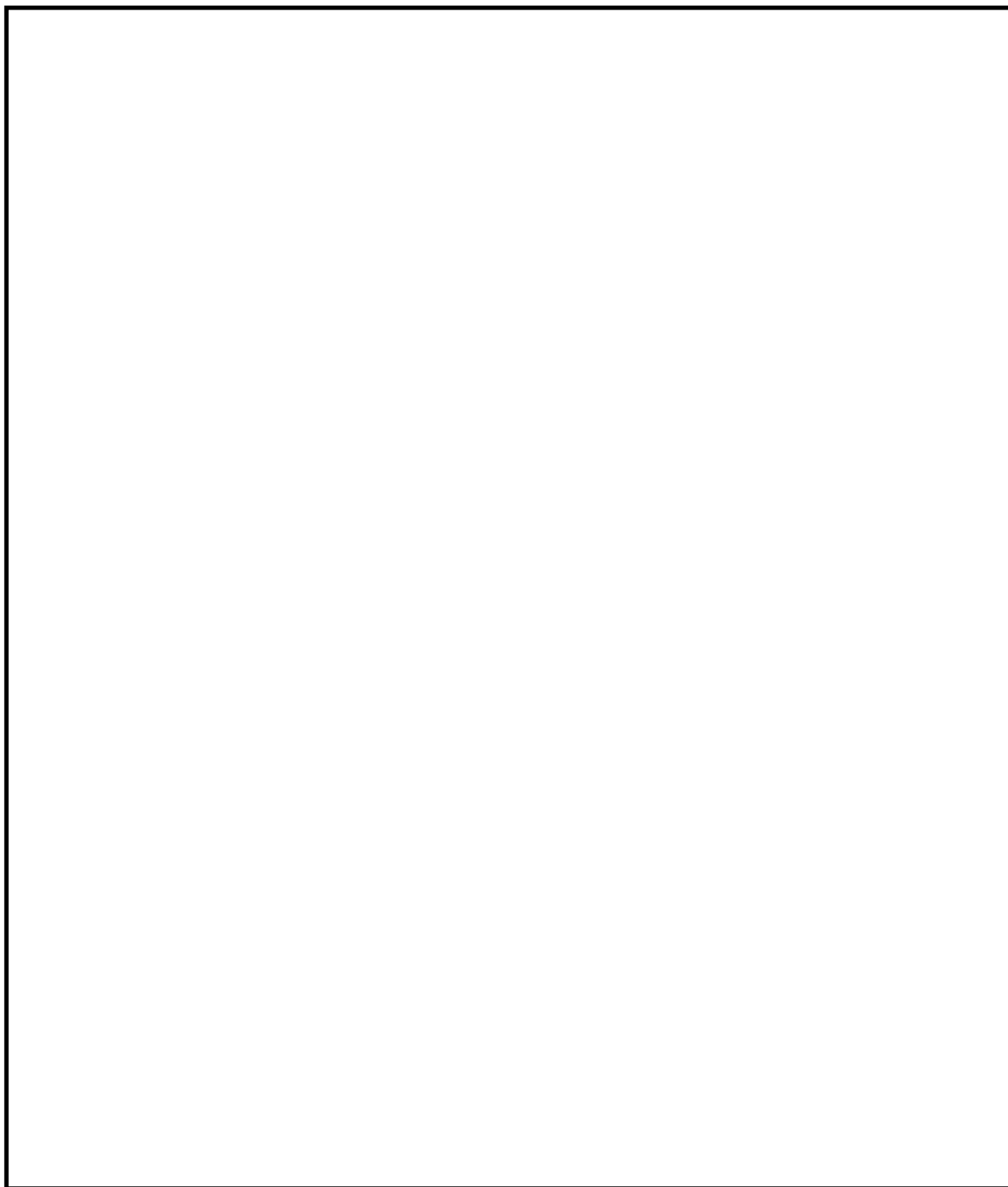
※1 遮蔽厚はコンクリート相当の厚さとする。

第 7 表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

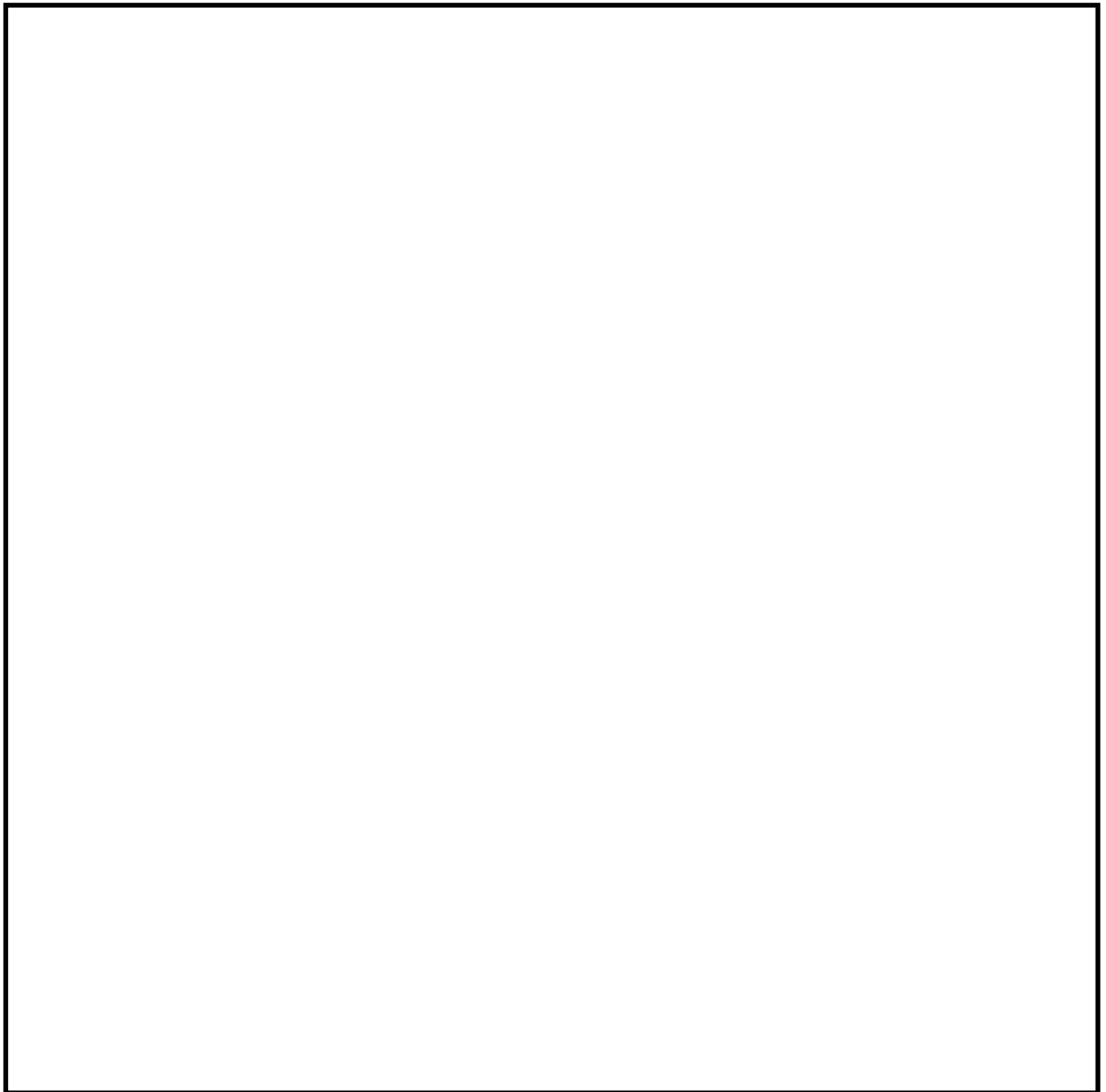
項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度 分布	原子炉建屋内に放出された放射性 物質が均一に分布	審査ガイドに示されたと おり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として 考慮
直接ガンマ線・スカイ シャインガンマ線評価 コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同 じ



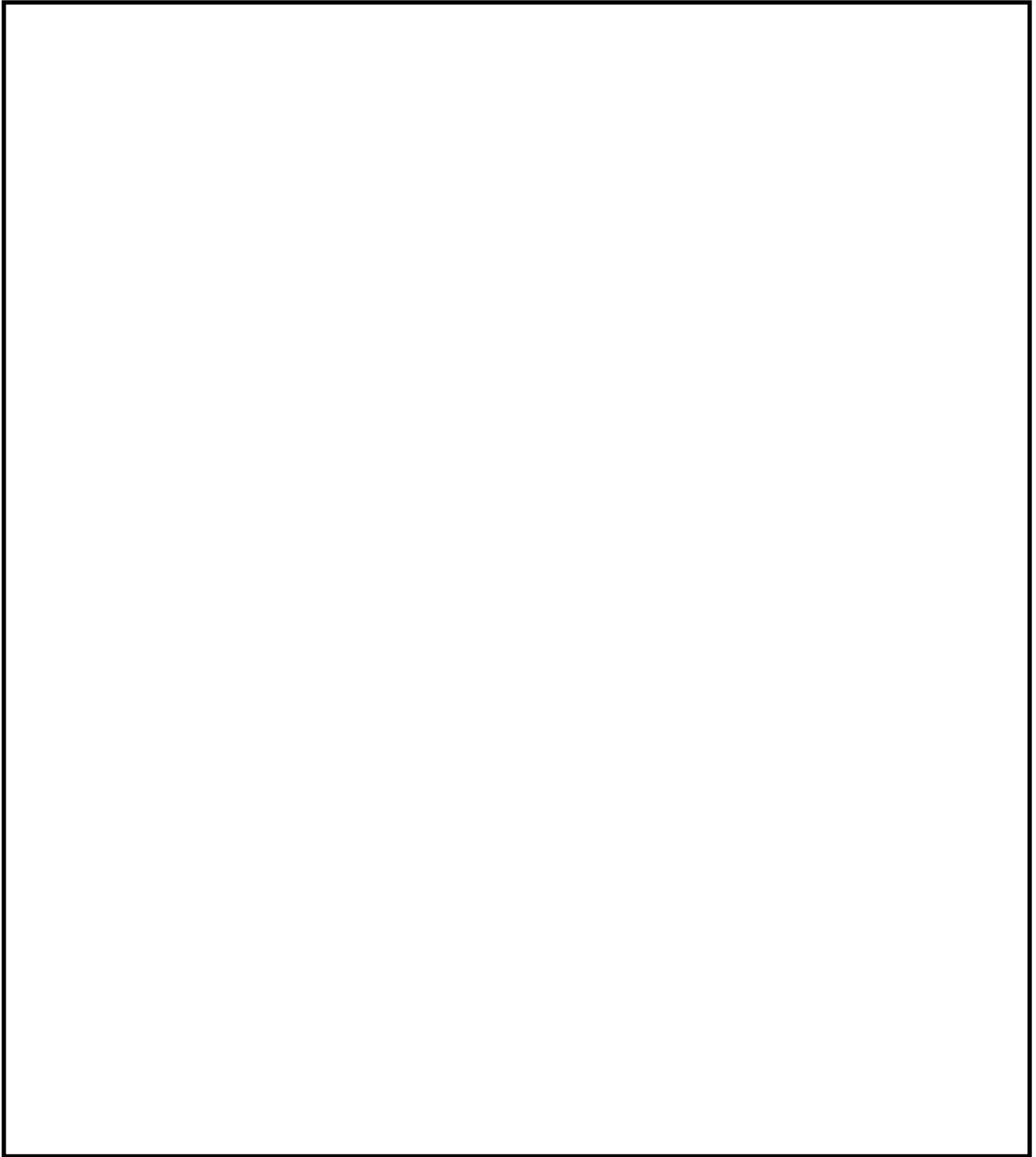
第9図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



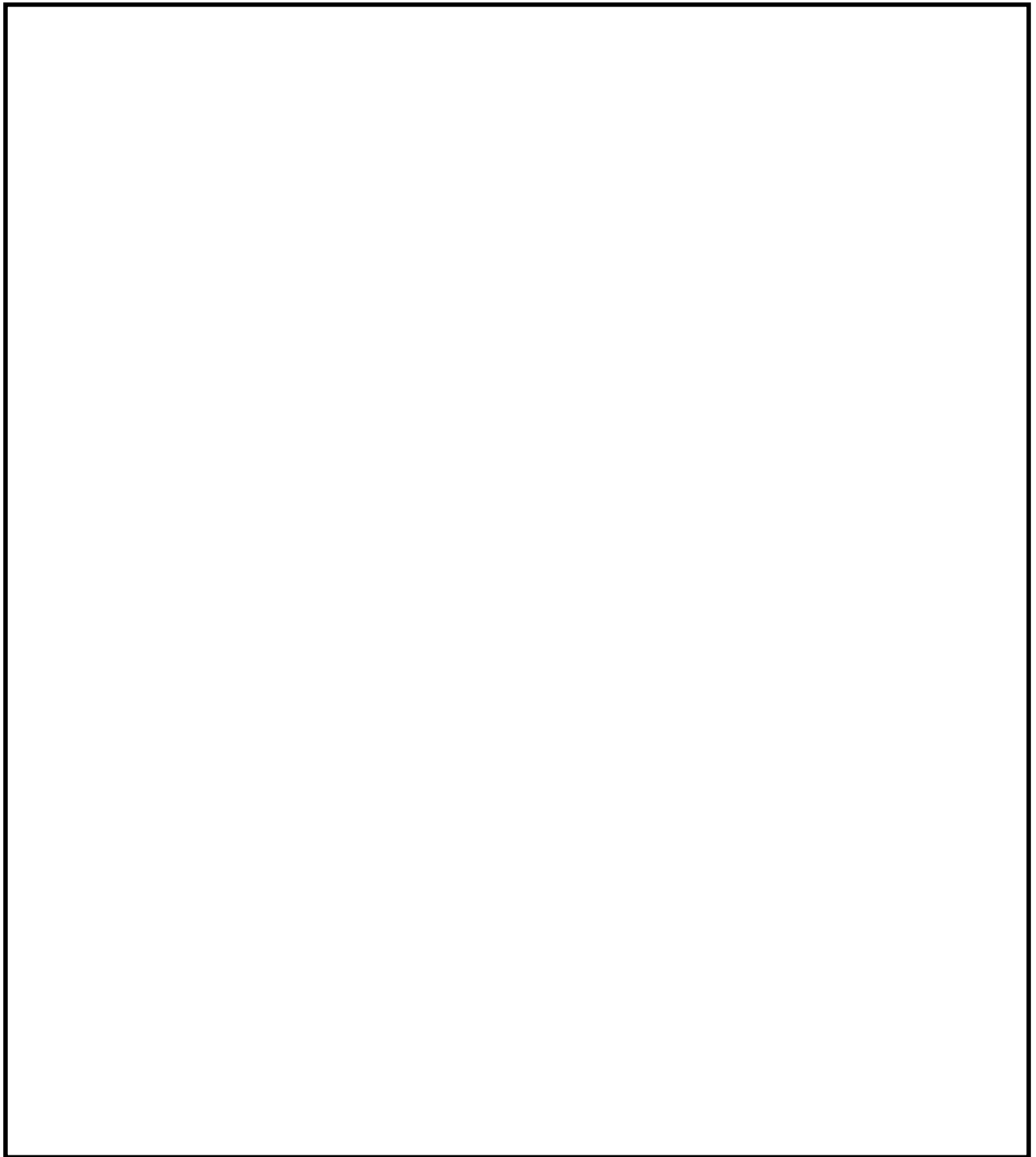
第10図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



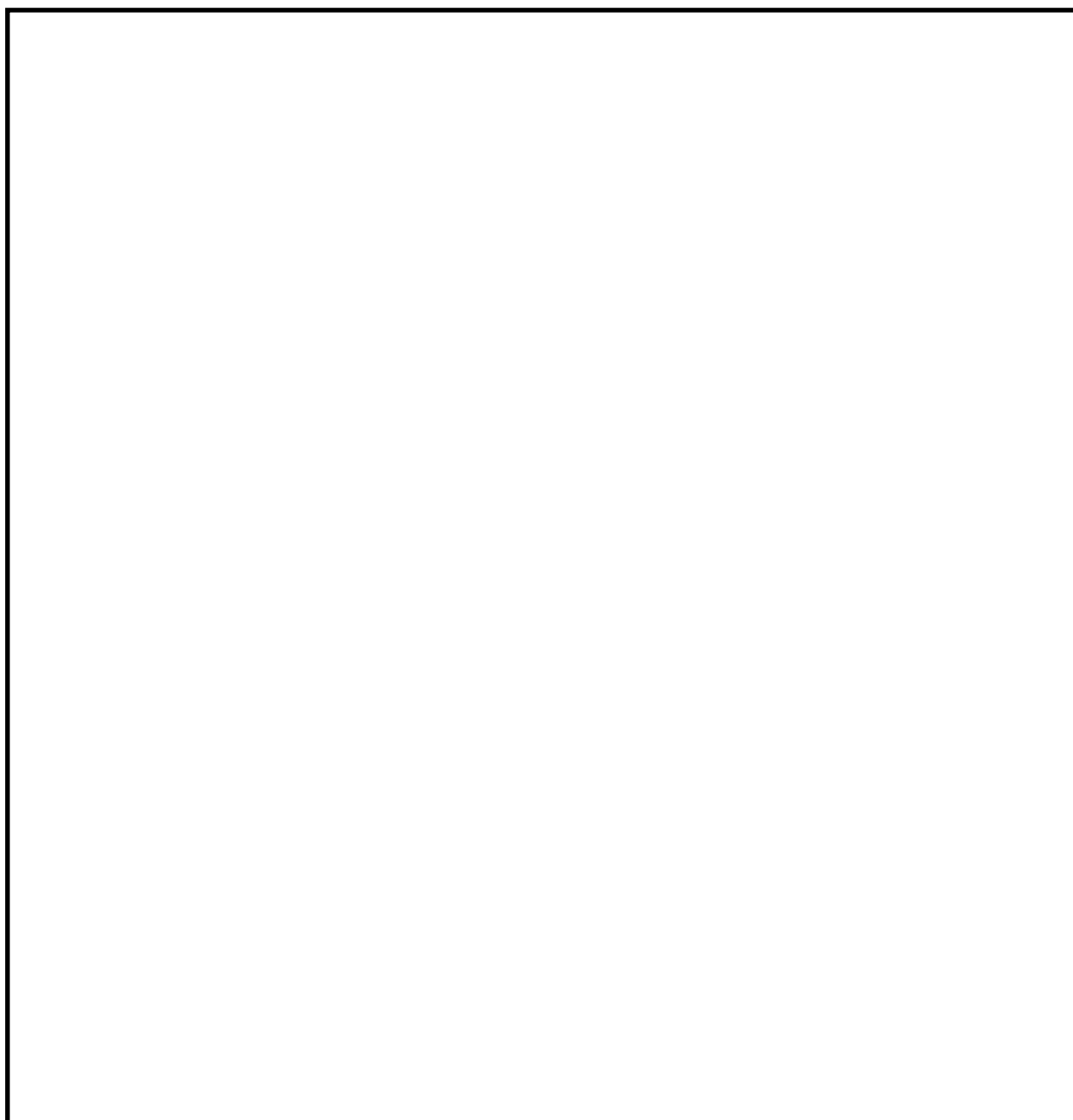
第11図 第一弁（S／C側）操作場所及びアクセスルート



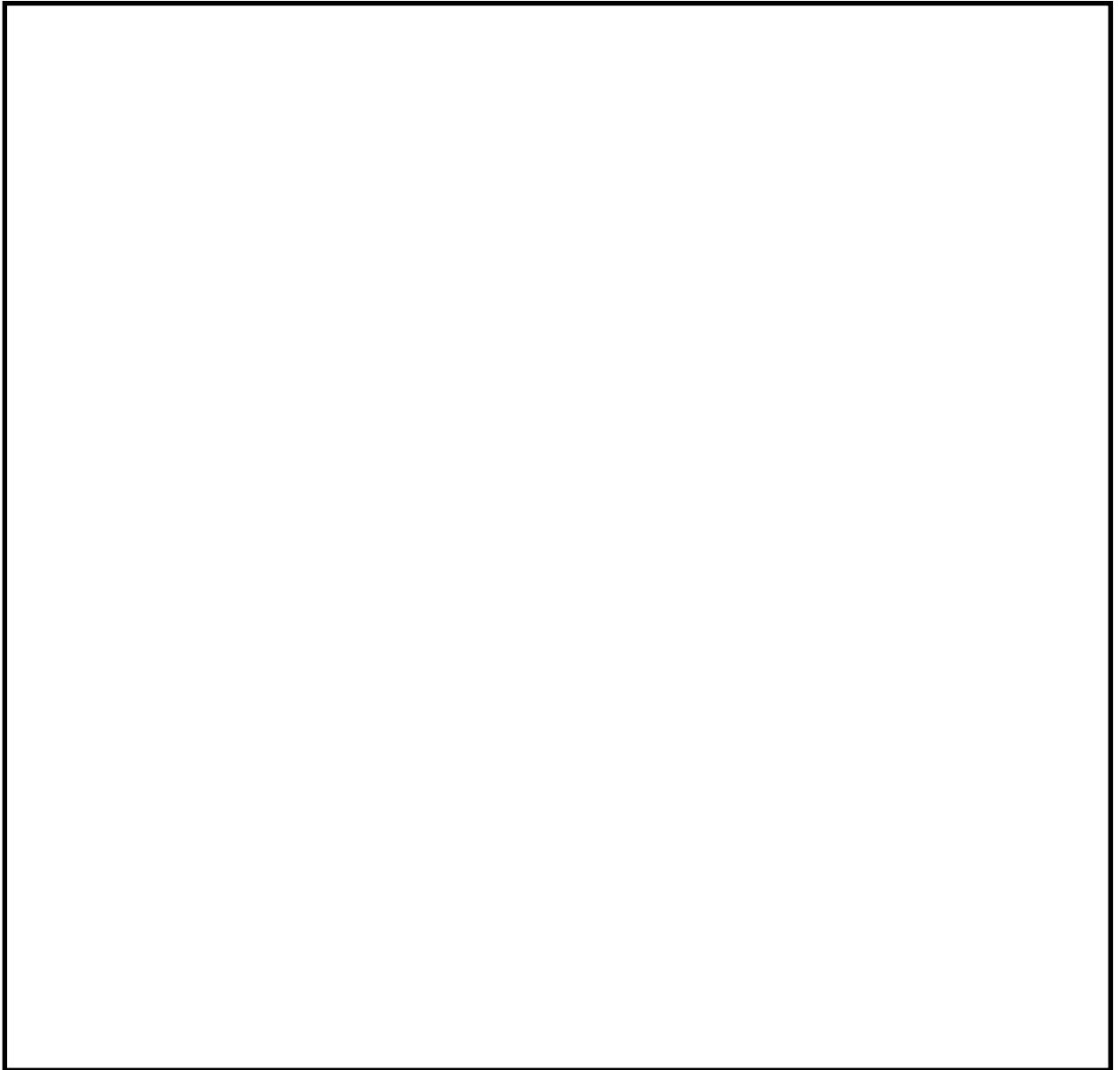
第12図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート



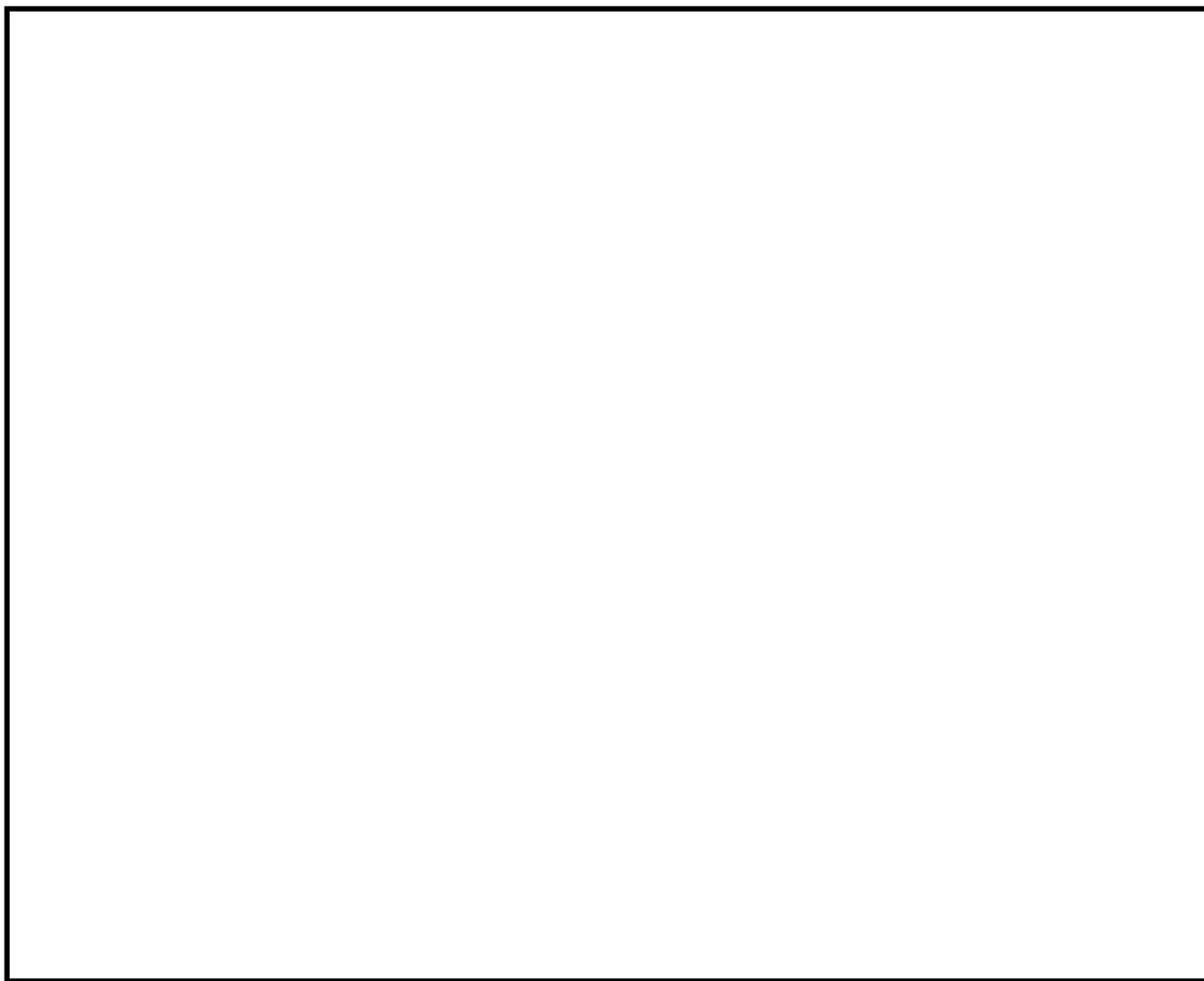
第13図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート



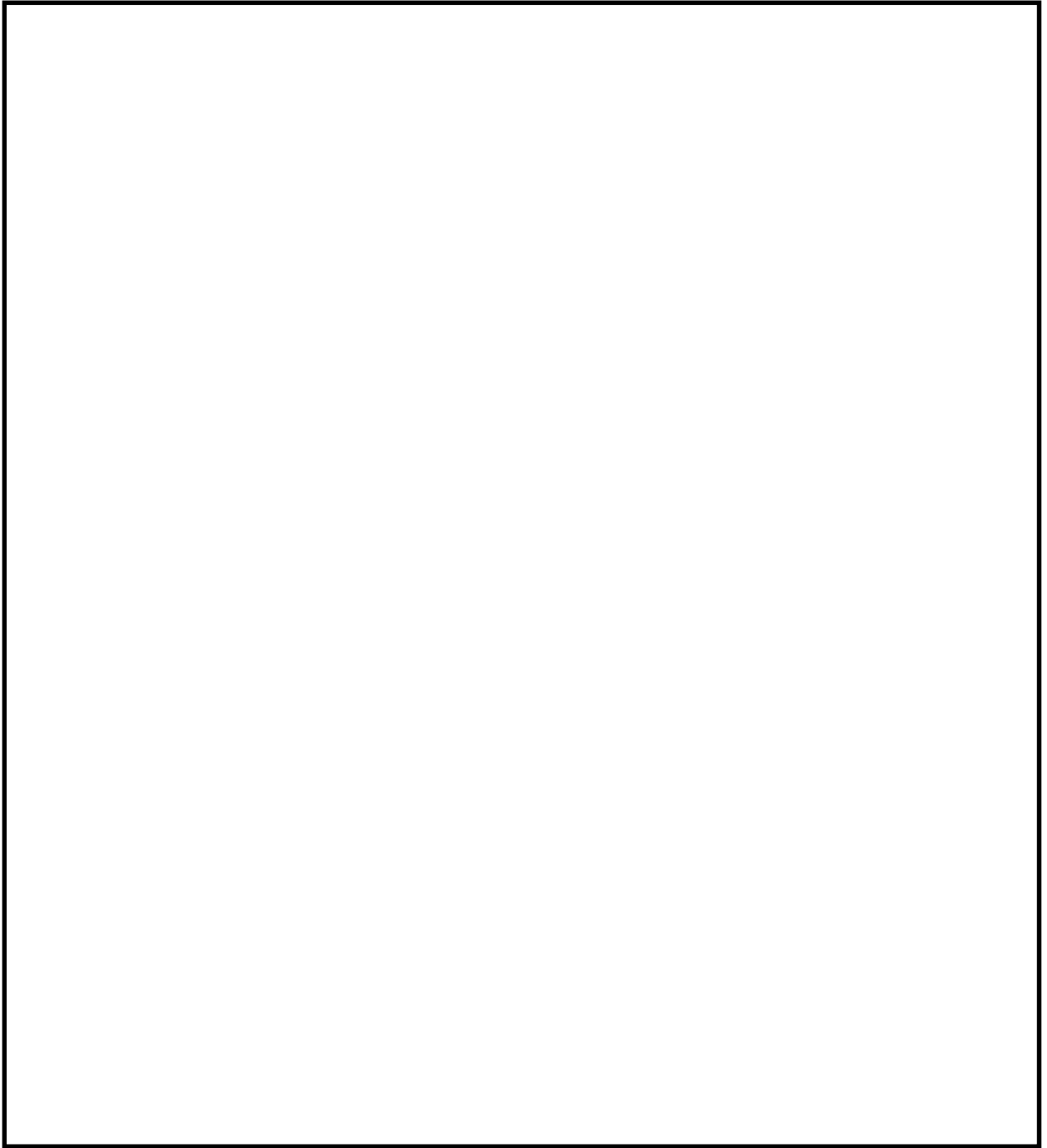
第14図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート



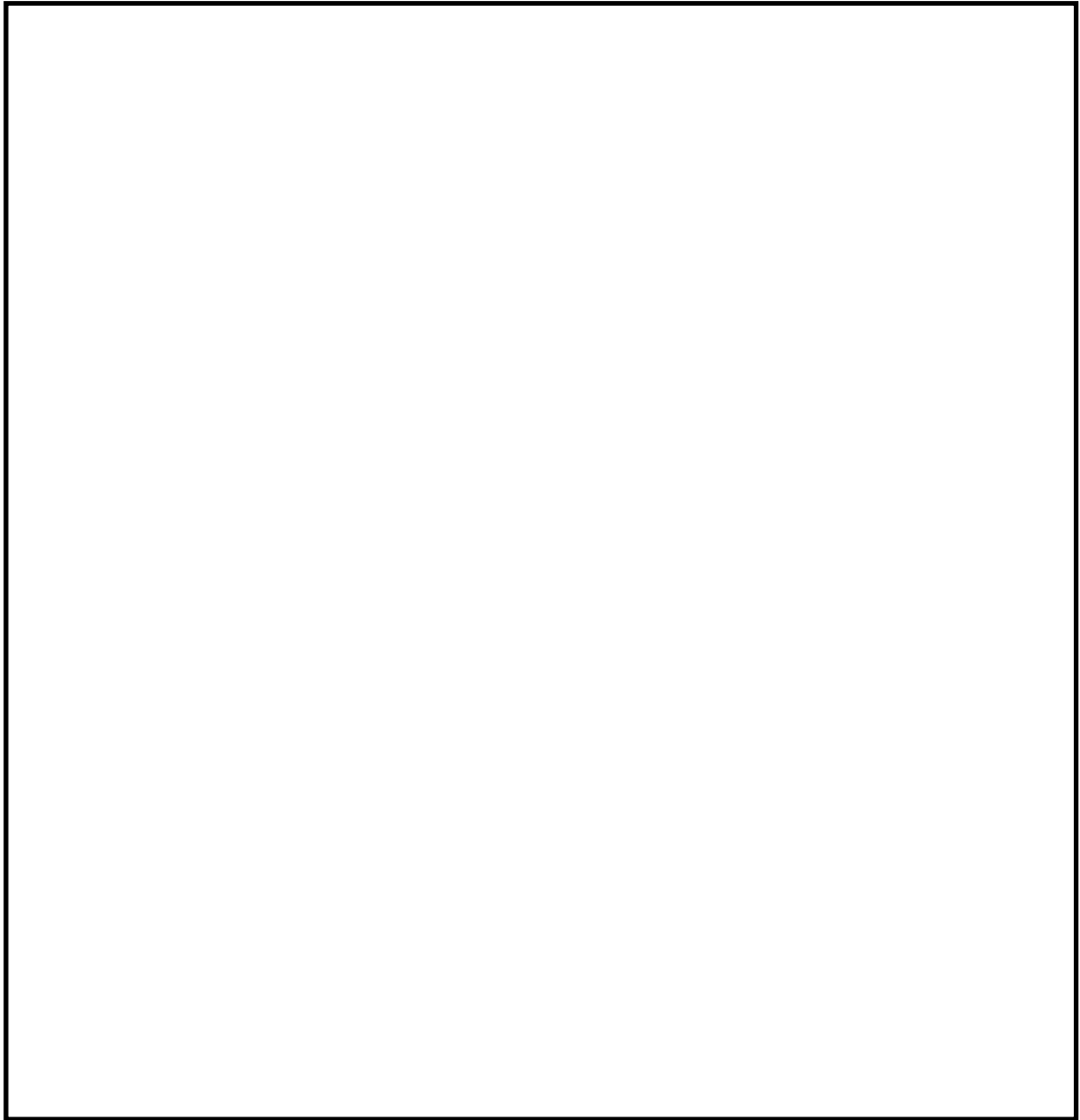
第15図 第一弁（D／W側）操作場所及びアクセスルート



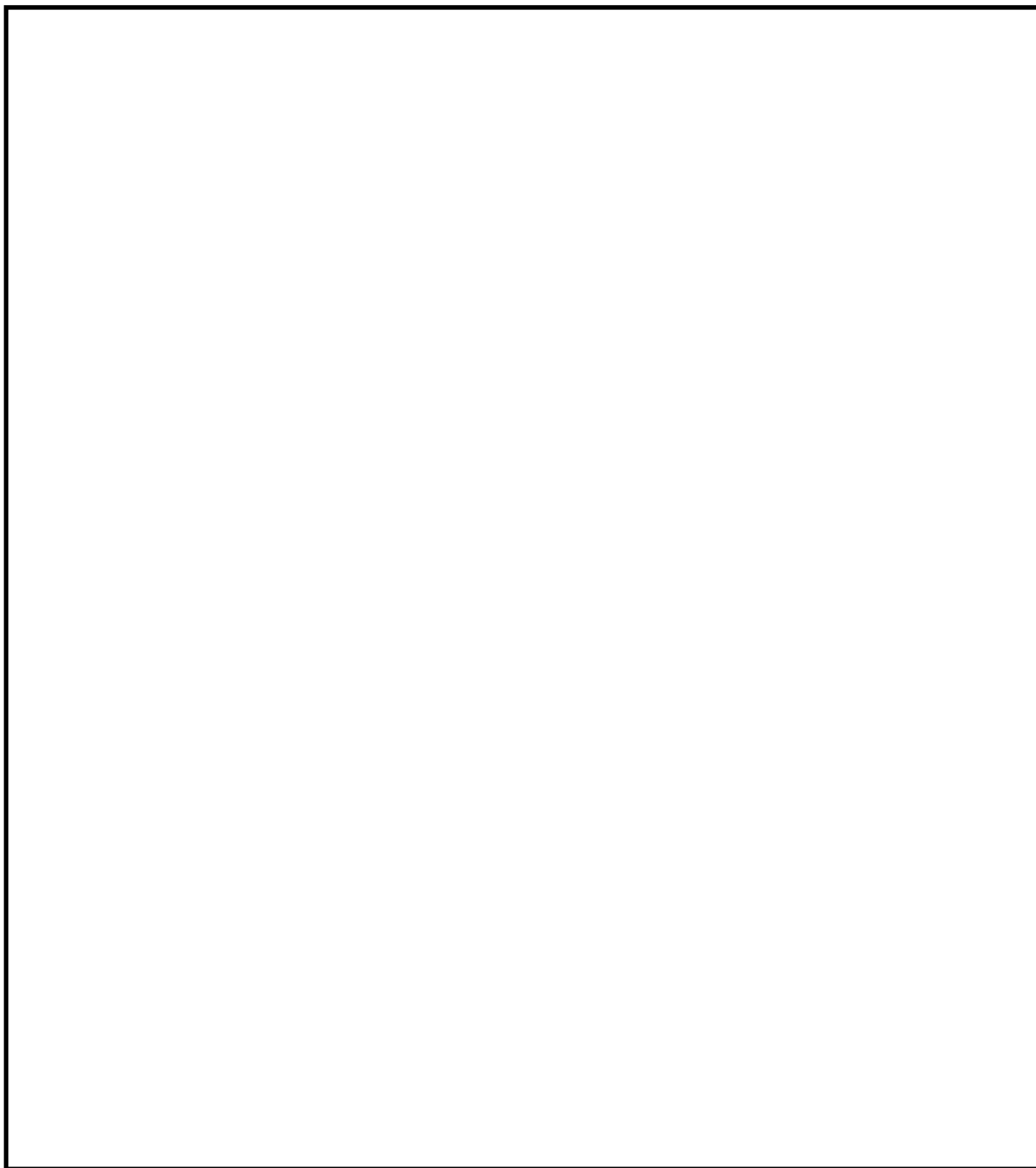
第16図 屋外移動時のアクセスルート



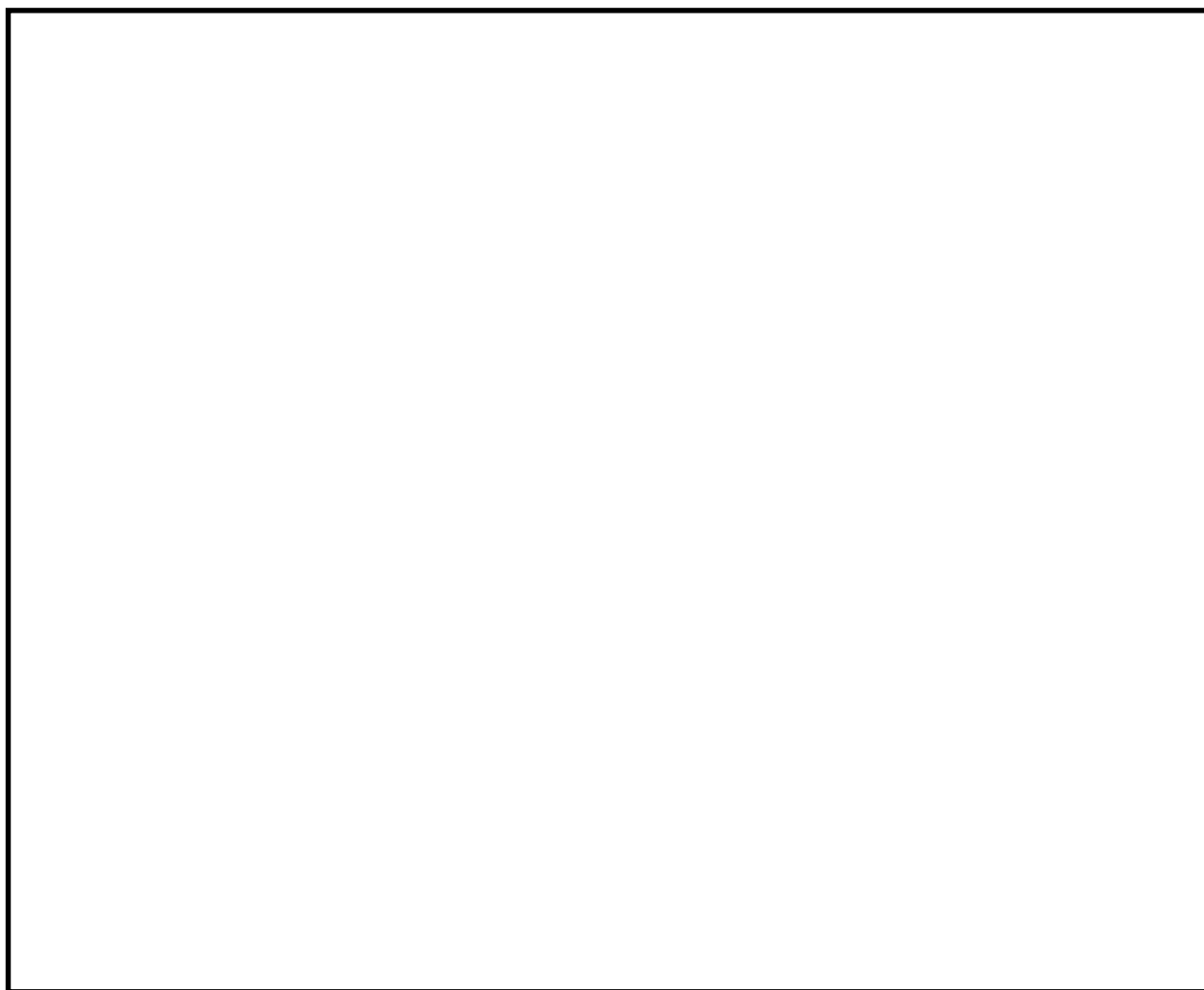
第17図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第18図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第19図 第二弁操作場所及びアクセスルート



第 20 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第8表 第一弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量

(単位：mSv/h)

被ばく経路		第一弁（S/C側）開操作※1			第一弁（D/W側）開操作※1		
		ベント操作時	屋内移動時 (中央制御室⇒ 作業場所)	屋外移動時 (作業場所⇒ 緊急時対策所)	ベント操作時	屋内／屋外移動 時（中央制御室 ⇒作業場所）	屋内／屋外移動 時（作業場所⇒ 付属棟入口⇒ 緊急時対策所）
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	外部被ばく	約2.1×10 ⁰	約3.1×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約5.4×10 ⁰	約5.4×10 ⁰	約1.9×10 ⁰
	内部被ばく						
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される		約4.8×10 ⁻²	約2.6×10 ⁻²	約2.6×10 ⁻²	約4.8×10 ⁻²
	内部被ばく			1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下
外気から作業場所内へ流入 した放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	大気中へ放出さ れた放射性物質 の影響に包絡さ れる	大気中へ放出された放射性物質の 影響に包絡される		
	内部被ばく	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下				
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく※2		約1.4×10 ⁻¹	1.0×10 ⁻² 以下	屋外移動のため 対象外※3	約4.6×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	屋外移動のため 対象外※3
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく		約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.1×10 ¹	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹
作業線量率		約1.4×10 ¹	約1.5×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.7×10 ¹	約1.8×10 ¹	約1.4×10 ¹
作業時間及び移動時間		90分	35分（往路）	35分（復路）	90分	50分（往路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約2.1×10 ¹ mSv	約8.6×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約2.5×10 ¹ mSv	約1.5×10 ¹ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv
作業員の実効線量（合計）		約3.7×10 ¹ mSv			約5.2×10 ¹ mSv		

※1 第一弁開操作はベント実施前に行う。

※2 第一弁開操作前は、第一弁までのベント系配管内に浮遊した放射性物質を考慮する。

※3 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第9表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（S／Cからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路		第二弁開操作時 （ベント実施時）			待機時	屋内移動時 （原子炉建屋入口⇄ 作業場所）			屋外移動時 （緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口）	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施後
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される					約4.8×10 ⁻²
	内部被ばく									約1.1×10 ⁻¹
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約4.7×10 ⁰	約5.2×10 ⁻²	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約4.1×10 ⁻²	屋外移動のため対象外※1		
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.7×10 ⁻²			
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく 大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	外部被ばく	約4.6×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	約4.6×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹	約1.3×10 ⁻¹	約2.9×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外※1		
	内部被ばく	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約2.2×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.2×10 ¹			
作業線量率		約5.2×10 ⁰	約5.3×10 ⁻¹	約4.8×10 ⁻¹	約1.7×10 ⁻¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹	約1.4×10 ¹
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分（往路）	10分（復路）	35分（往路）	35分（復路）	35分（復路）
作業員の実効線量（作業時及び移動時）		約5.2×10 ⁰ mSv	約5.3×10 ⁻¹ mSv	約4.8×10 ⁻¹ mSv	約4.0×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv
作業員の実効線量（合計）		約2.8×10 ¹ mSv								

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

第 10 表 第二弁開操作に伴う移動時及び作業時の線量（D／Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv／h）

被ばく経路		第二弁開操作時 (ベント実施時)			待機時	屋内移動時 (原子炉建屋入口⇄ 作業場所)			屋外移動時 (緊急時対策所⇄ 原子炉建屋入口)	
		ベント開始～ 1時間	1時間～ 2時間	2時間～ 3時間		ベント 実施前	ベント 実施後	ベント 実施前	ベント 実施後	
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく		1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約2.6×10 ⁰	約2.6×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰	約1.9×10 ⁰
大気中へ放出された放 射性物質による被ばく	外部被ばく	屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			屋内に流入する放射性物質の 影響に包絡される			約4.8×10 ⁻²		
	内部被ばく									
外気から作業場所内へ 流入した放射性物質 による被ばく	外部被ばく	約4.0×10 ⁰	約3.1×10 ⁻¹	約8.4×10 ⁻²	1.0×10 ⁻² 以下	1.0×10 ⁻² 以下	約8.3×10 ⁰	屋外移動のため対象外※1		
	内部被ばく	正圧化により流入なし			1.0×10 ⁻² 以下	約1.3×10 ⁰				
ベント系配管内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく 大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	作業線量率	約5.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻¹	約5.1×10 ⁻¹	約3.1×10 ⁻²	約3.1×10 ⁻²	約3.2×10 ⁻¹	屋外移動のため対象外※1		
		約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約2.9×10 ⁻²	約2.3×10 ⁻²	約1.2×10 ¹	約1.6×10 ¹			
		約4.6×10 ⁰	約8.4×10 ⁻¹	約6.2×10 ⁻¹	約7.3×10 ⁻²	約1.4×10 ¹	約2.8×10 ¹			
作業時間及び移動時間		60分	60分	60分	140分	10分 (往路)	10分 (復路)	35分 (往路)	35分 (復路)	
作業員の実効線量 (作業時及び移動時)		約4.6×10 ⁰ mSv	約8.4×10 ⁻¹ mSv	約6.2×10 ⁻¹ mSv	約1.7×10 ⁻¹ mSv	約2.4×10 ⁰ mSv	約4.7×10 ⁰ mSv	約8.2×10 ⁰ mSv	約2.0×10 ¹ mSv	
作業員の実効線量 (合計)		約4.2×10 ¹ mSv								

※1 屋外移動時は、アクセスルートからベント系配管の距離が離れているため、評価対象外とする。

補足 1 格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの原子炉建屋への漏えい率は、M A A P 内で模擬した漏えい孔の等価漏えい面積及び原子炉格納容器の圧力に応じて設定している。

模擬する漏えい孔の等価漏えい面積は、以下に示す格納容器圧力が最高使用圧力である 310kPa [gage] (1Pd) 以下の場合と最高使用圧力を超過した後の場合の 2 種類を設定する。

ただし、M A A P 解析においては、よう素の化学組成について考慮されておらず、全て粒子状よう素として扱われることから、無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率は別途設定する。

1. 格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合

格納容器圧力が最高使用圧力以下の場合、設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) を基に算出した等価漏えい面積 (約 $3 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2. 格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合

格納容器圧力が最高使用圧力を超過した場合、2Pd で漏えい率 1.3%/日となる等価漏えい面積 (約 $7 \times 10^{-6} \text{m}^2$) を設定し、1. と同様に M A A P 内で圧力に応じた漏えい量を評価している。

2Pd における漏えい率 1.3%/日は、以下の A E C の評価式、G E の評価式及び定常流の式によって評価した漏えい率の結果を包絡する値として設定した。これらの式は、設計基準事故の原子炉冷却材喪失時の評価において格納容器漏えい率の評価に用いている理論式^{*1}である。格納容器圧力が最高使用圧力の 2 倍である 620kPa [gage] (2Pd) 及び格納容器雰囲気温度 200℃までは、

事故後 7 日間に渡り，格納容器本体並びに開口部及び貫通部の健全性が確保されていることを確認していることから，これらの理論式を用いて格納容器圧力 2Pd 及び雰囲気温度 200℃における漏えい率を設定することは可能と判断した。

○A E C の評価式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$$

L	： 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 1.28%／日】
L ₀	： 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%／日】
P _t	： 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
P _d	： 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
P _a	： 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】
R _t	： 事故時の気体定数 ^{※2}	【523.7J／Kg・K】
R _d	： 空気の気体定数	【287J／Kg・K】
T _t	： 事故時の格納容器雰囲気温度 (200℃)	【473.15K】
T _d	： 格納容器雰囲気温度 (20℃)	【293.15K】

○GE の評価式 (General Electric 社の漏えいモデル式)

$$L = L_0 \sqrt{\frac{1 - \left(\frac{P_a}{P_t}\right)^2}{1 - \left(\frac{P_a}{P_d}\right)^2}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.51%/日】
L_0	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
P_t	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
P_d	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
P_a	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】

○定常流の式

$$L = L_0 \sqrt{\frac{\rho_d(P_t - P_a)}{\rho_t(P_d - P_a)}}$$

L	: 事故時の格納容器漏えい率 (2Pd)	【約 0.93%/日】
L_0	: 設計漏えい率 (0.9Pd)	【0.5%/日】
ρ_t	: 事故時の格納容器内気体の平均密度※ ³	【2.9kg/m ³ 】
ρ_d	: 設計温度・圧力における格納容器内気体の平均密度※ ⁴	【4.5kg/m ³ 】
P_t	: 事故時の格納容器内圧力 (2Pd)	【721.325kPa [abs]】
P_d	: 設計圧力 (0.9Pd)	【380.325kPa [abs]】
P_a	: 格納容器外の圧力 (大気圧)	【101.325kPa [abs]】

※1 「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について (平成 16 年 1 月)」(株式会社 日立製作所)

※2 事故時の気体定数 R_t は、以下の式により算出した。

$$R_t \text{ [J/kg} \cdot \text{K]} = \text{モル気体定数約 } 8.314 \text{ [J/K} \cdot \text{mol]} \text{ / 平均分子量M [kg/mol]}$$

A E C の評価式より、事故時の気体定数が大きくなるほど漏えい率は高くなる。また、上記計算式より、事故時の気体定数は、平均分子量が小さくなるほど大きくなる。事故時の原子炉格納容器内は水素、窒素及び水蒸気で構成されるため、分子量の小さい水素の割合が増加するほど平均分子量は小さくなり、結果として事故時の気体定数は大きくなる。平均分子量の設定に当たり、水素、窒素及び水蒸気のガス組成を 34% : 33% : 33% とし、水素の割合 (34%) は、有効性評価 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 」) における水素発生量 (約 700kg (内訳: ジルコニウム-水反応 約 325kg, アルミニウム/亜鉛の反応 約 246kg, 水の放射線分解 約 115kg)) を包含した値であることから、保守的な設定であると考え。

※3 事故時の格納容器内気体の平均密度 ρ_t は、以下の式により算出した。

$$\rho_t \text{ [kg/m}^3\text{]} = \text{平均分子量M [kg/mol]} \times \text{物質質量n [mol]} \text{ / 格納容器体積V [m}^3\text{]}$$

定常流の式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度が小さくなるほど漏えい率は大きくなる。また、上記計算式より、事故時の原子炉格納容器内気体の平均密度は、平均分子量が小さくなるほど小さくなる。平均分子量は※2 と同じであり、保守的な設定であると考え。

※4 原子炉格納容器内気体の平均密度 ρ_d は、以下の式により算出した。

$$\rho_d \text{ [kg/m}^3\text{]} = 1.205 \text{ [kg/m}^3\text{]} \times (P_d \text{ [Pa]} \text{ / } P_a \text{ [Pa]})$$

1.205 [kg/m³] : 乾燥空気密度 (20℃)

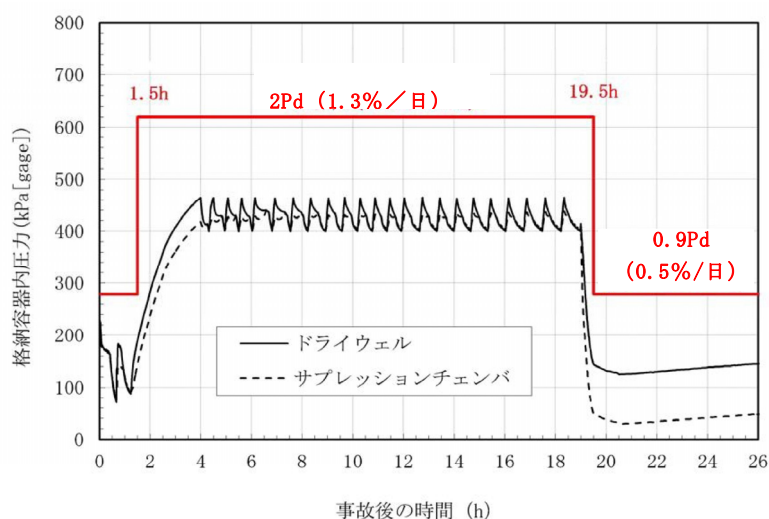
3. 無機よう素及び有機よう素の格納容器漏えい率

(1) 無機よう素

他の核種と同様に格納容器圧力に応じて漏えい率が変動すると考えるが、MAAP解析において無機よう素を模擬していないため、MAAP解析結果による格納容器圧力を基に漏えい率を設定する。

漏えい率の設定に当たっては、第1図のとおりMAAP解析結果による格納容器圧力を包絡した格納容器圧力を設定し、その格納容器圧力に対する漏えい率を設定している。

このように設定した漏えい率は、0.9Pd以下で0.5%/日、0.9Pd超過で1.3%/日を一律に与えるものであり、MAAP解析における漏えい率を包絡した保守的な設定であるとする。



第1図 格納容器圧力と漏えい率の時間変化
(無機よう素の格納容器漏えい率の設定)

(2) 有機よう素

有機よう素についても，無機よう素と同様の漏えい率の設定が可能であるが，有機よう素がガス状として振る舞うこと及び原子炉格納容器内での除去効果を受けない点で希ガスに類似していることから，MAAP解析における希ガスと同じ挙動を示すものとし，1. 及び 2. に基づき漏えい率を設定する。

補足 2 原子炉格納容器内での除去効果について

MAAPにおけるエアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果として、沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレーを考慮している。また、沈着については、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、核分裂生成物（以下「FP」という。）ガス凝縮/再蒸発で構成される。（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋）参照）

「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」
の「第5部 MAAP」（抜粋）

(2) FPの状態変化・輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは溶融炉心中のFPの場合は、溶融炉心の移動量に基づいて輸送される。

FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した溶融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラビングによってサプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のF P輸送モデル概要を図3.3-15に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F Pガス凝縮、F Pガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

F Pガスの凝縮は、F Pガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状F P圧力がF P飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

5-66

F Pガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状F Pの圧力がF Pの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

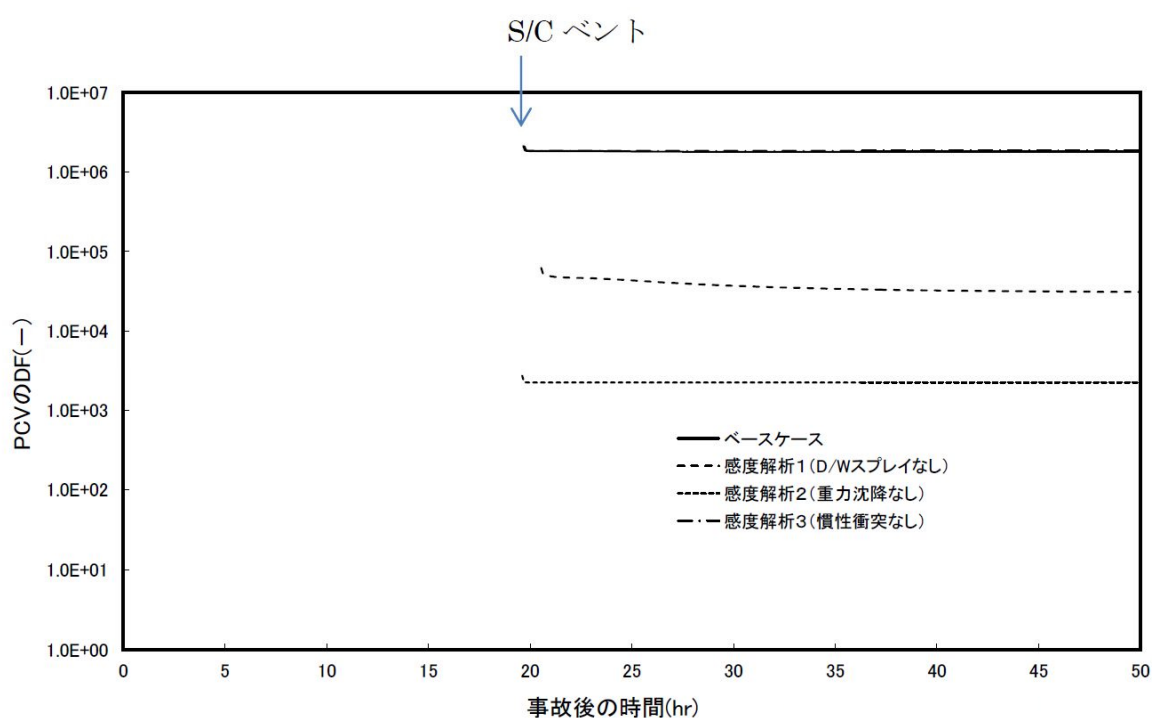
エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(D F)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。D Fの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コード SUPRA^[9]を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。

また、格納容器スプレーによるF P除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

1. 沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果

沈着及びドライウェルスプレイによる除去効果を確認するため、感度解析を行った。感度解析結果を第1図に示す。なお、感度解析では、以下の式により原子炉格納容器内の除去効果を算出している。

原子炉格納容器内 D F = 原子炉格納容器内への C s I 放出割合 / ベントラインから大気への C s I 放出割合



第1図 エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果（感度解析結果）

第1図より、全除去効果を考慮したベースケースにおける D F（ 10^6 オーダー）との比較から、重力沈降の D F は 10^3 程度、ドライウェルスプレイの D F は $10 \sim 10^2$ 程度であることがわかる。これより、重力沈降及びドライウェルスプレイ両方による D F は $10^4 \sim 10^5$ 程度となるため、エアロゾルに対する原子炉格納容器内の除去効果は重力沈降及びドライウェルスプレイの影響が大きいと考える。

2. サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果

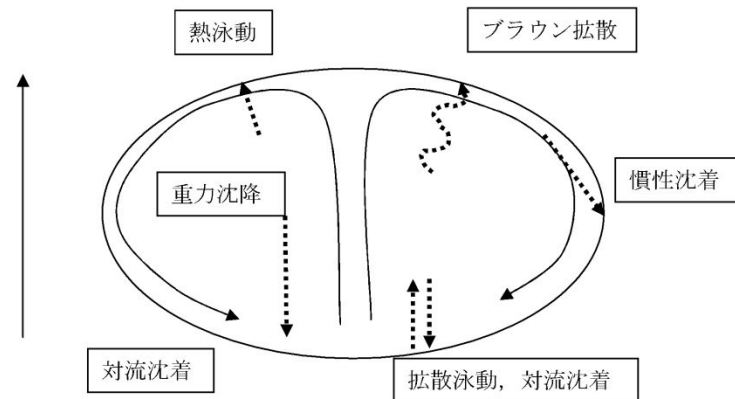
(1) スクラビング効果について

スクラビングは、エアロゾルを含む気体がプール内に移行する場合、気泡が分裂しながら上昇していく過程においてエアロゾルが気泡界面に到達した時点で水に溶解して気体から除去される現象である。スクラビングにおけるエアロゾル除去のメカニズムは、プールへの注入時の水との衝突や気泡がプール水中を上昇していく過程における慣性衝突等が考えられる。

(2) M A A P 解析上の扱いについて

スクラビングによる除去効果について、M A A P 解析ではスクラビング計算プログラム（S U P R A コード）により計算された D F 値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

S U P R A コードでは、スクラビングに伴う初期気泡生成時及び気泡上昇時のエアロゾルの除去効果をモデル化しており、気泡挙動（気泡サイズ及び気泡上昇速度）、初期気泡生成時の D F、気泡上昇時の D F を評価式により与えている。第 2 図に、気泡中のエアロゾルが気泡界面に到達するまでの過程を示す。気泡上昇時における各過程の除去速度を評価することでエアロゾルの D F を与えている。



第2図 スクラビングによるエアロゾル捕集効果

(3) SUPRAコードによる計算結果と実験結果の比較について

SUPRAコードによる計算結果については、電力共同研究^{*1}にて実験結果との比較検討が行われている。試験条件及び試験装置の概要を第1表及び第3図に示す。また、試験結果を第4図から第10図に示す。

試験結果より、SUPRAコードによる計算結果と実験結果について、キャリアガス流量等のパラメータ値の増減によるDF値の傾向は概ね一致していることを確認した。

また、粒径 $\square \mu\text{m}$ までの粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より小さいDF値を示しており、保守的な評価であることを確認した。

一方、粒径 $\square \mu\text{m}$ の粒子について、SUPRAコードによる計算結果が実験結果より大きいDF値を示しているが、これは実験とSUPRAコードで用いている粒子の違い（実験：LATEx粒子（密度 $\square \text{g/cm}^3$ ），SUPRAコード：CsOH（密度 $\square \text{g/cm}^3$ ））が影響しているためである。SUPRAコードの計算結果を密度補正^{*2}した第7図及び第9図では、SUPRAコードによる計算結果は実験結果より概ね小さいDF値を示すことが確認できる。

以上より，SUPRAコードにより計算されたDF値を用いることは妥当と考える。

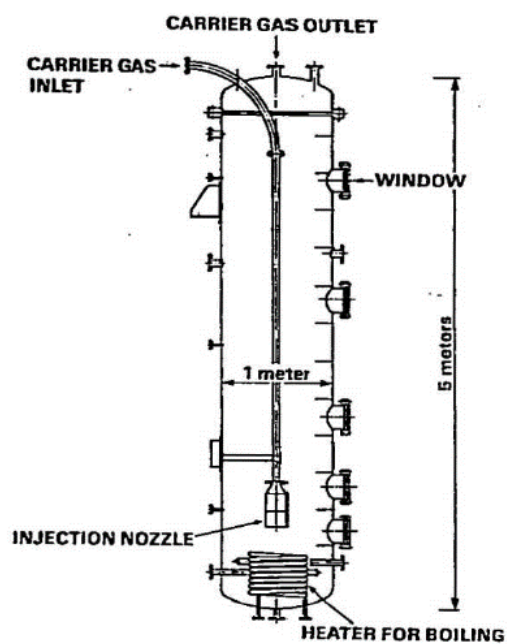
※1 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(PHASE 2) 最終報告書 平成5年3月

※2 実験ではLATEx粒子を用いているため,その粒径は

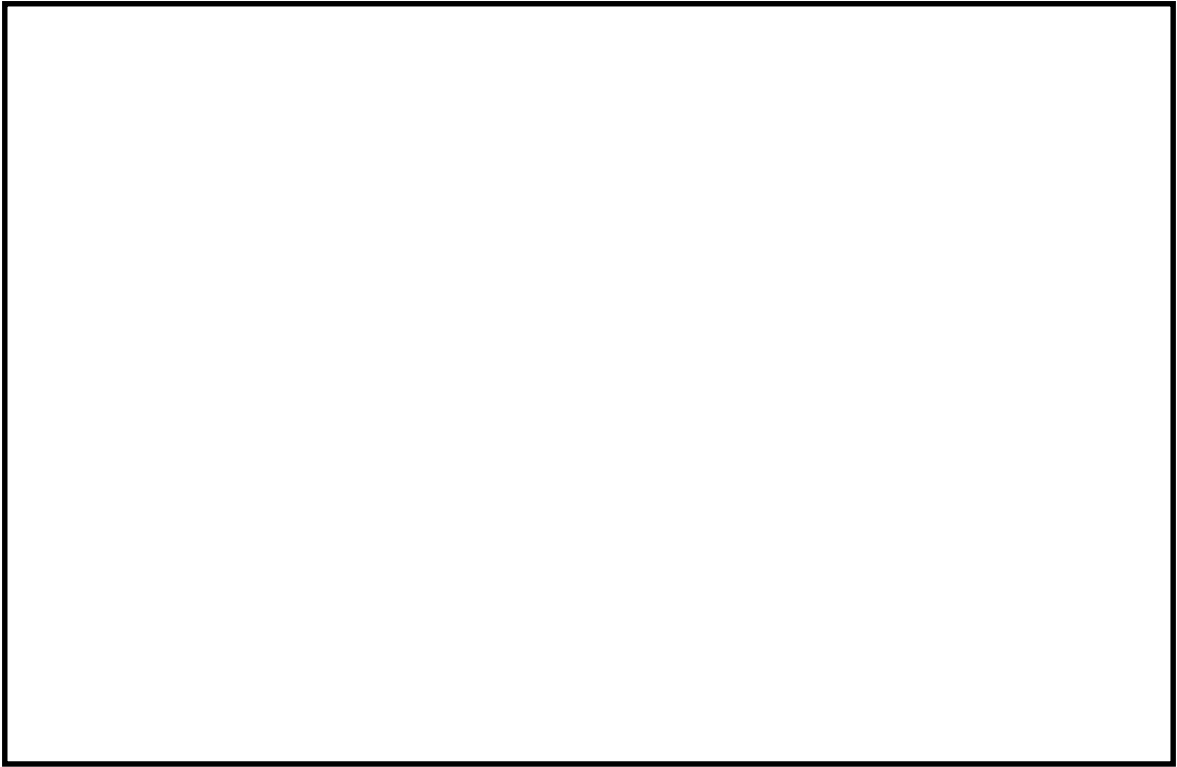
となる。一方，SUPRAコードではCsOHの粒径を基にしているため，粒径に粒子密度 (g/cm^3) の平方根を乗じることにより に換算する。

第 1 表 試験条件

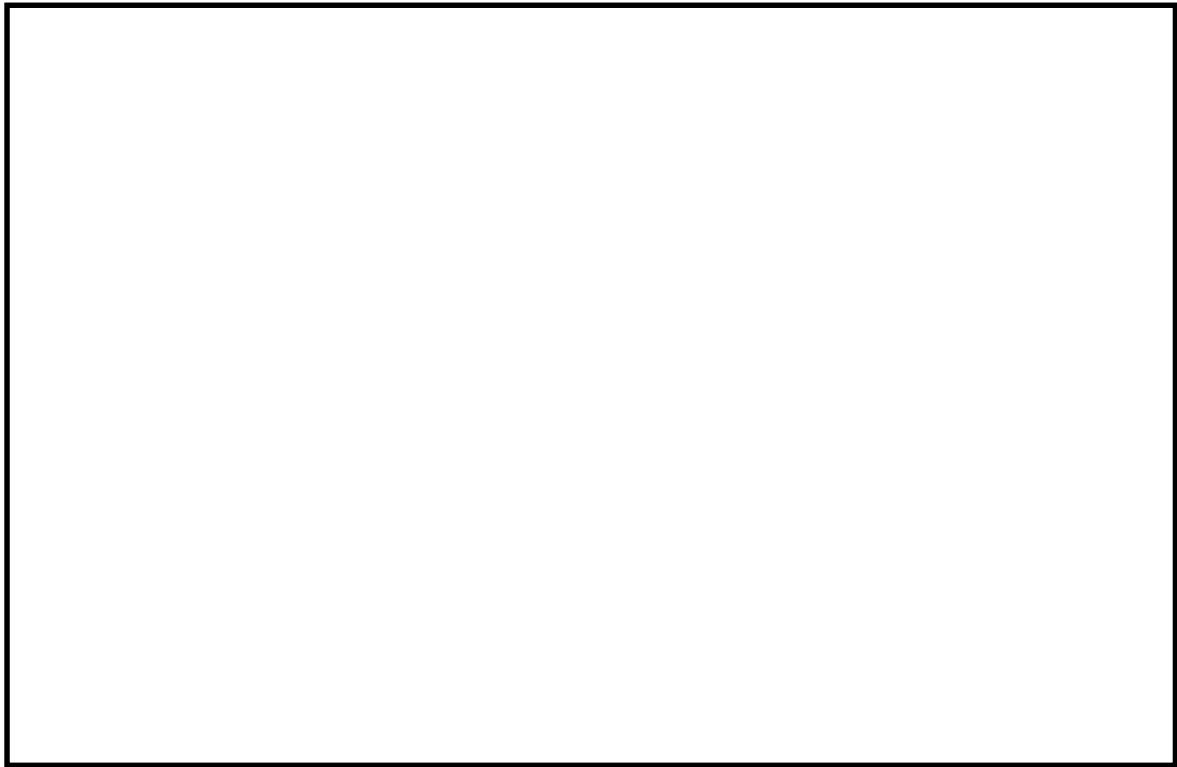
Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	steam fraction (vol. %)	50	0~80
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



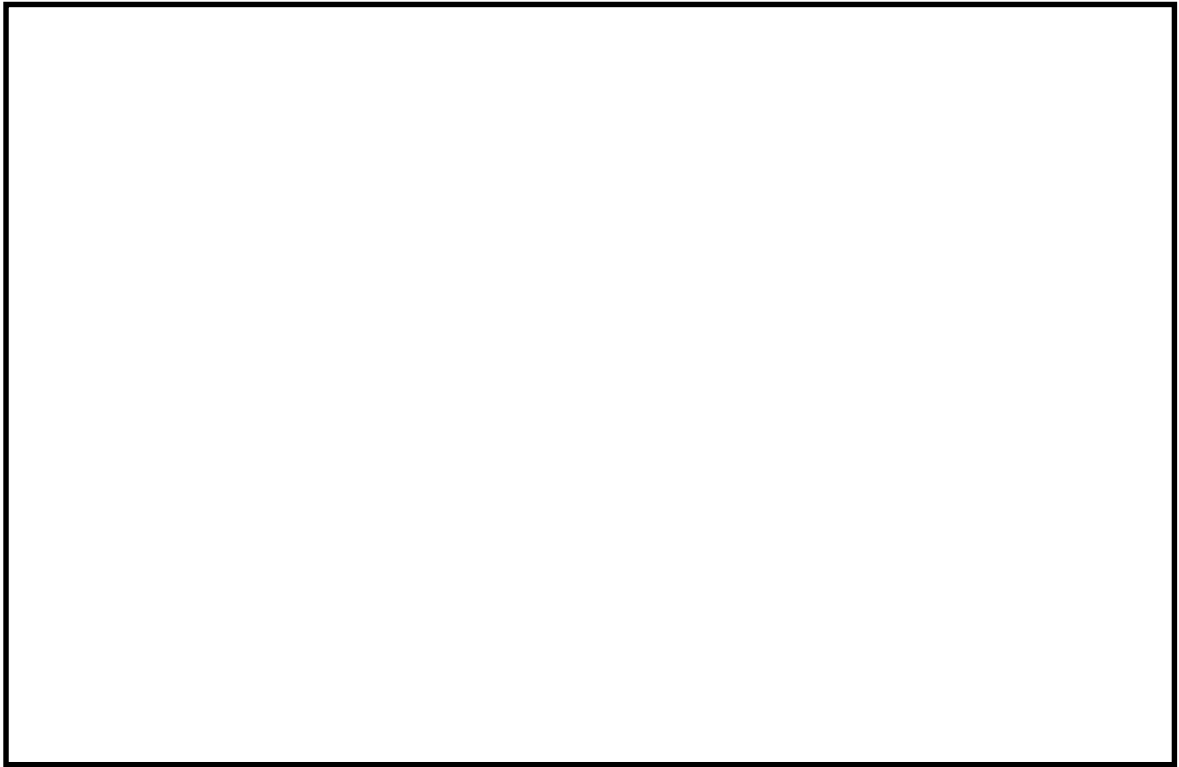
第 3 図 試験装置の概要



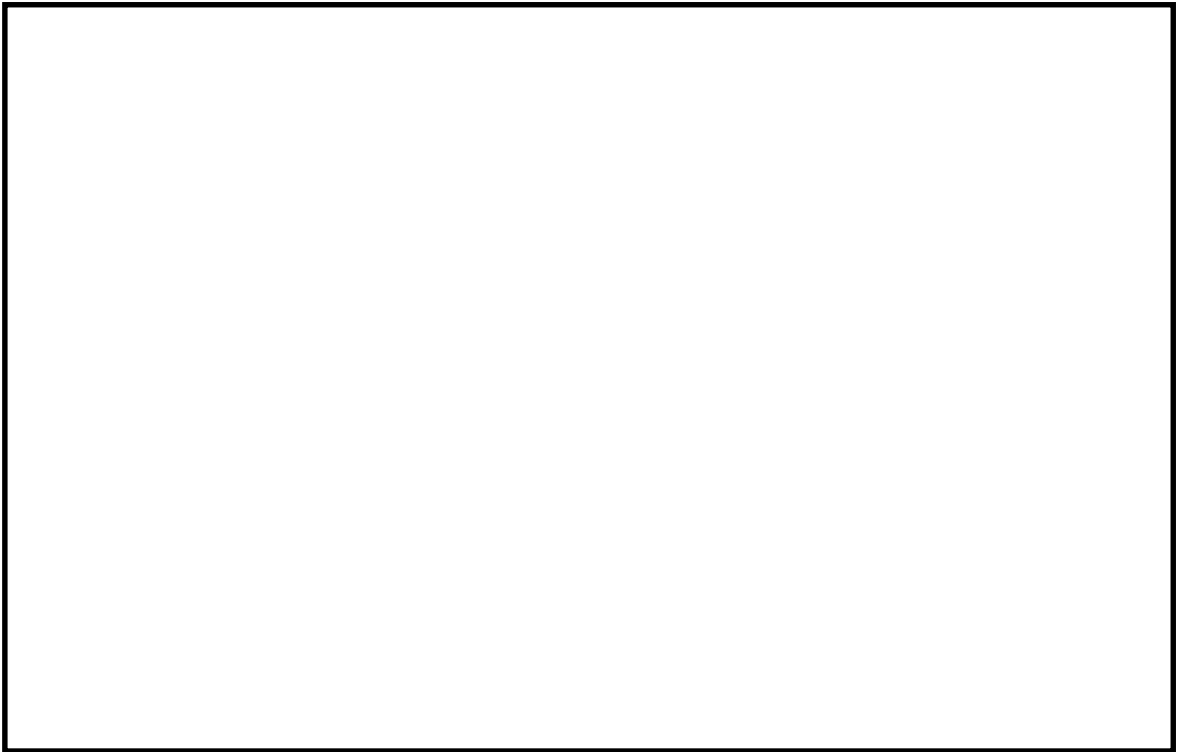
第 4 図 キャリアガス流量に対する D F の比較



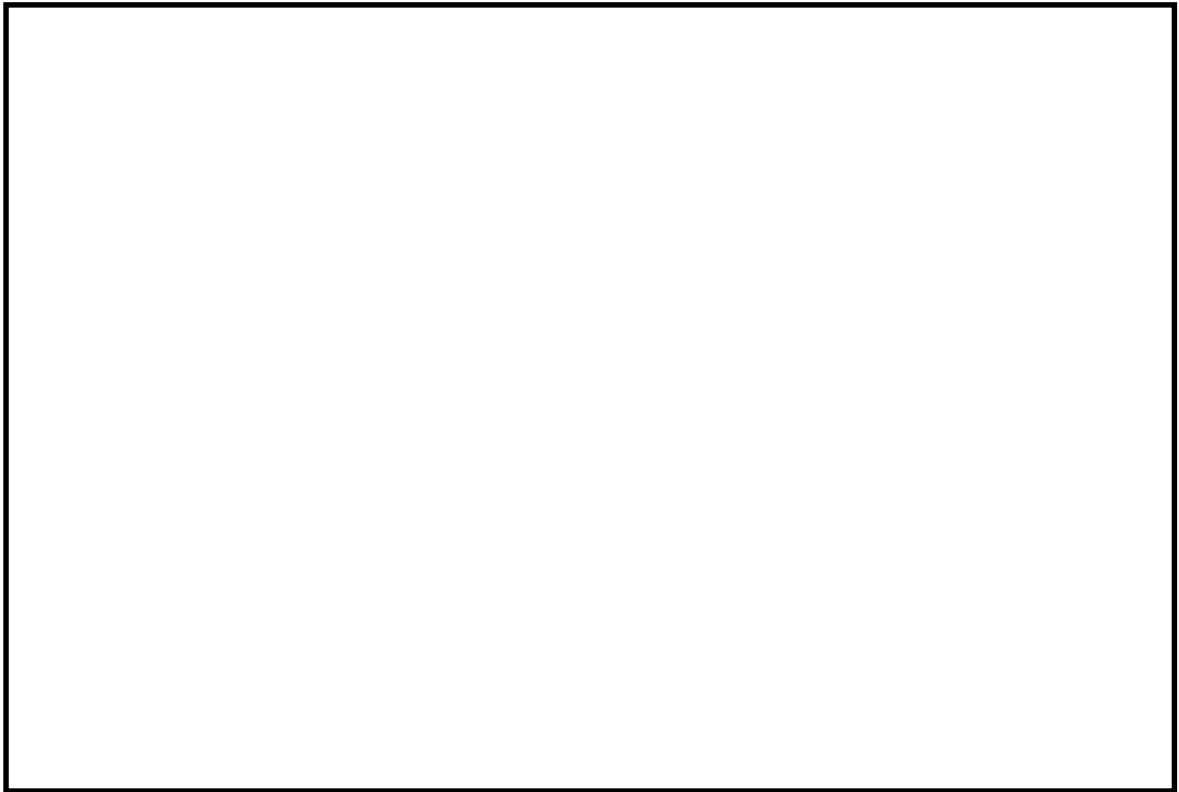
第 5 図 プール水温に対する D F の比較



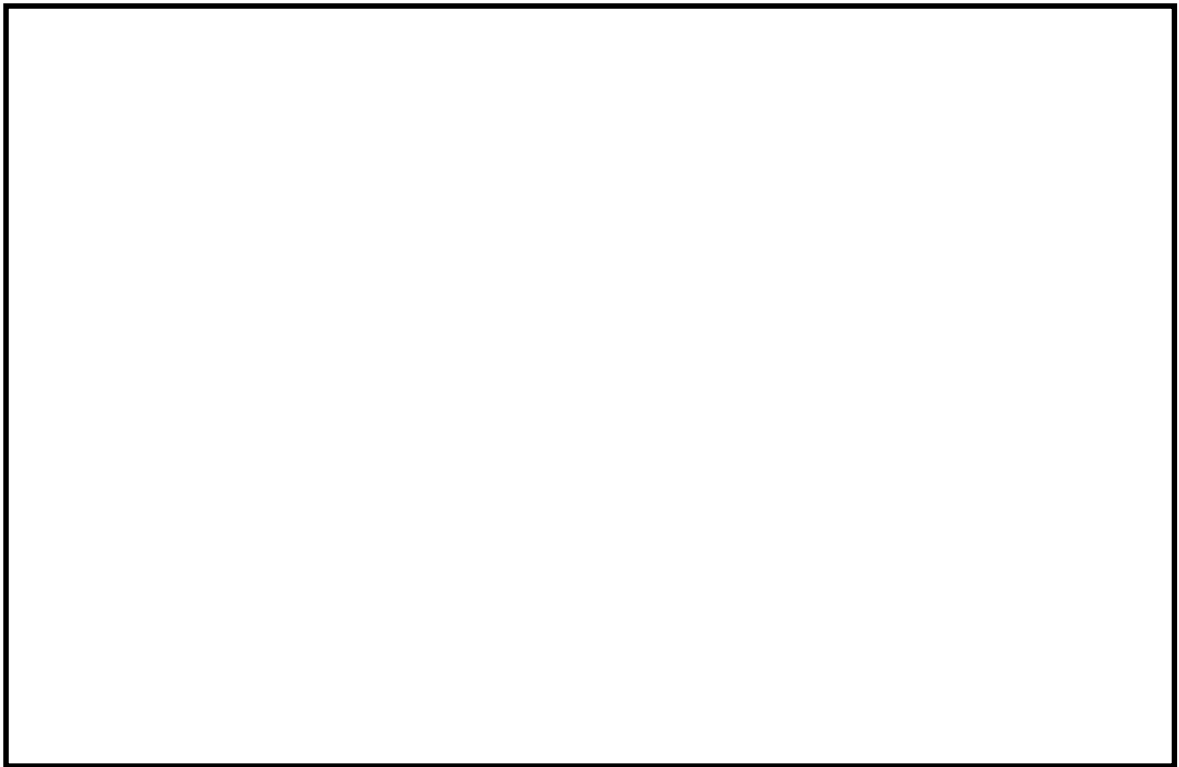
第 6 図 水蒸気割合に対する D F の比較



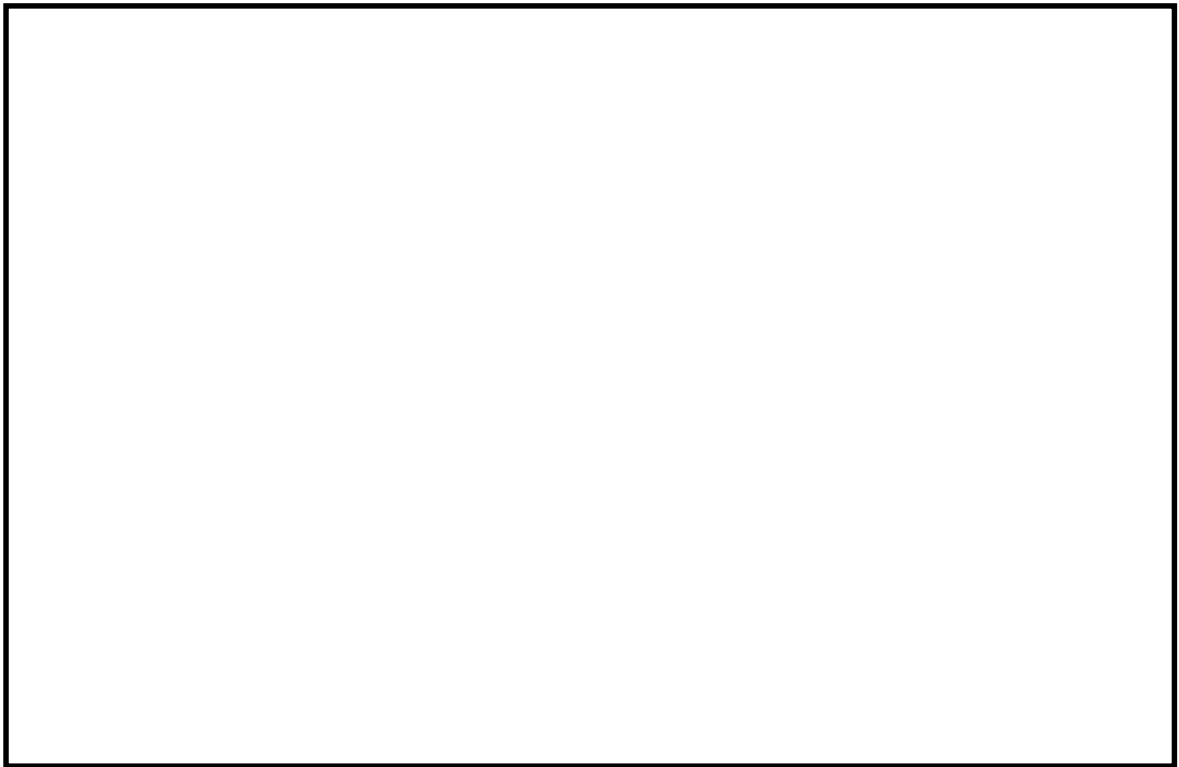
第 7 図 水蒸気割合に対する D F の比較（密度補正）



第 8 図 スクラビング水深に対する D F の比較



第 9 図 スクラビング水深に対する D F の比較（密度補正）



第 10 図 ガス温度に対する D F の比較

(4) 沸騰による除去効果への影響について

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 11 図のとおり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱の実施に伴いサプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。M A A P 解析条件及び評価結果を第 2 表及び第 3 表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第 3 表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。

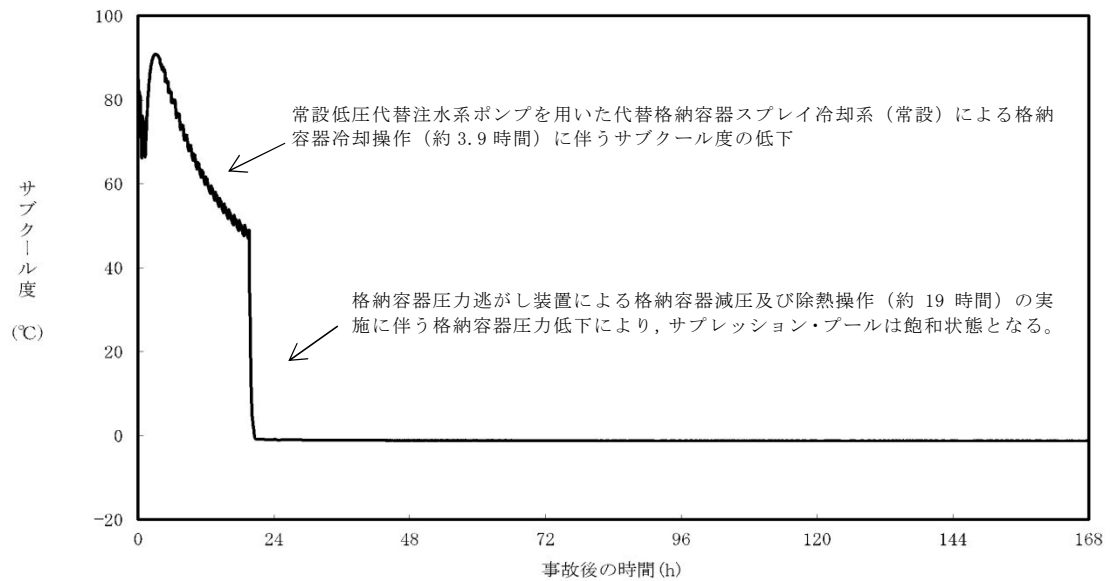
ただし、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の代替循環冷却系を使用できない場合における事故シーケンスでは、第 12

図のとおり，原子炉压力容器内のCs-137は，大破断LOCAにより生じた破断口より格納容器内気相部へ移行し，その後重力沈降等により，事象発生5時間程度で大部分が原子炉格納容器内液相部へ移行するため，本評価においてサプレッション・プールの沸騰による除去効果の減少の影響はほとんどないとする。

なお，CsI，CsOHの沸点はそれぞれ1,280℃，272.3℃以上^{※2}であり，シビアアクシデント時に原子炉格納容器内でCsI，CsOHが揮発することは考えにくい，サプレッション・プールの沸騰に伴い液相部中のCsI，CsOHの一部が気相部へ移行する可能性がある。ただし，その場合でも，ドライウェルから格納容器圧力逃がし装置を介した場合のCs-137放出量（事象発生7日間で約18TBq）に包絡されると考えられる。

※2 化合物の辞典 高本 進・稲本直樹・中原勝儼・山崎 昶[編集] 1997

年11月20日



第 11 図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

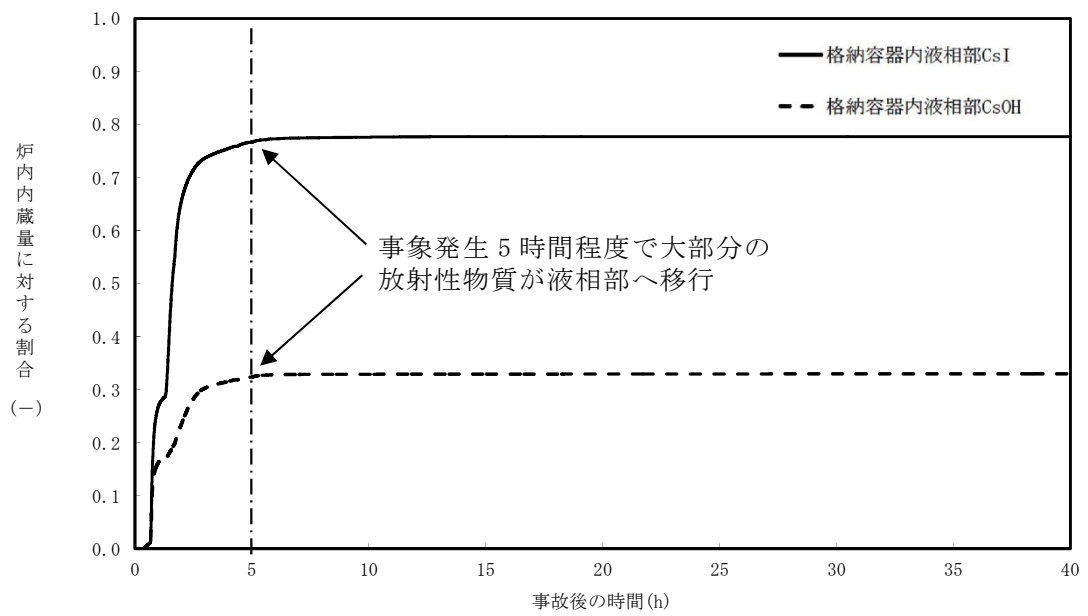
第 2 表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	<input type="text"/> %	格納容器ベント実施前のドライウエルにおける蒸気割合（約 55%）相当
格納容器圧力	<input type="text"/> kPa[gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力（400～465kPa[gage]）相当
サブプレッション・プール水深	<input type="text"/> m	実機では水深 3m 以上のため，設定上限値を採用
サブクール度	<input type="text"/> °C	未飽和状態として設定（設定上限値）
	<input type="text"/> °C	飽和状態として設定（設定下限値）
エアロゾルの粒径（半径）	<input type="text"/> μm	スクラビング前において，最も割合が多い粒径
	<input type="text"/> μm	スクラビング後において，最も割合が多い粒径

※ S U P R A コードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第 3 表 評価結果

粒径（半径）	D F	
	未飽和状態 （サブクール度 <input type="text"/> °C）	飽和状態 （サブクール度 <input type="text"/> °C）
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	<input type="text"/>
<input type="text"/> μm	<input type="text"/>	<input type="text"/>



第 12 図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合

補足 3 原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着効果について

1. 無機よう素の自然沈着率の設定

原子炉格納容器内での無機よう素の除去効果として、自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から 1/200 まで) を用いている。以下に、自然沈着率の算出に関する概要を示す。

原子炉格納容器内における無機よう素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による検討「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成 10 年 3 月）」において、CSE (Containment Systems Experiment) A6 実験に基づく値が示されている。

原子炉格納容器内での無機よう素の自然沈着率を λ_d ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) とすると、原子炉格納容器内における無機よう素濃度 ρ の濃度変化 (1/s) は式 1 で表され、自然沈着率 λ_d は時刻 t_0 における無機よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における無機よう素濃度 ρ_1 を用いて式 2 のとおりとなる。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho \quad (\text{式 1})$$

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log \left(\frac{\rho_1}{\rho_0} \right) \quad (\text{式 2})$$

なお、NUPEC の報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” の記載 (CSE A6 実験) より、時刻 0 分における無機よう素の気相濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ 及び時刻 30 分における無機よう素の気相濃度 $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ を上式に代入することで、式 3 のとおり、無機よう素の自然沈着率 9.0×10^{-4} (1/s) を算出したとしている。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60 - 0} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) \approx 9.0 \times 10^{-4} \quad (\text{式 3})$$

この自然沈着率は, B N W L - 1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Spray-Containment Systems Experiment Interim Report” の C S E A 6 実験による無機よう素の気相部濃度の時間変化を表す図に基づくものである。時刻 0 分～30 分の濃度変化は, よう素の浮遊量が多く, 格納容器スプレイを考慮していない事故初期の状態を模擬していると考えられる。(第 1 図参照)

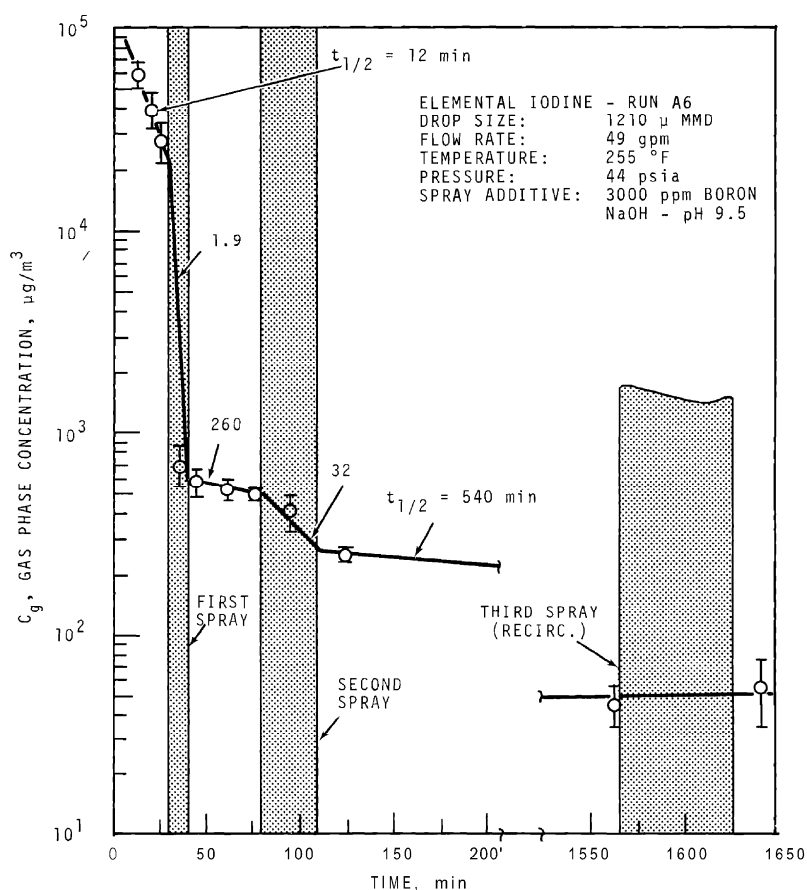


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

第 1 図 CSE A6 実験による無機よう素の濃度変化図

2. C S E 実験の適用について

C S E 実験条件と東海第二発電所の評価条件の比較を第 1 表に示す。

第 1 表 C S E 実験と東海第二発電所の評価条件の比較

	C S E 実験の Run No.			東海第二発電所
	A 6 ※ ^{1,2}	A 5 ※ ³	A 1 1 ※ ³	
雰囲気	蒸気＋空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPa[gage])	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.47 以下※ ⁴
雰囲気温度 (℃)	約 120	約 120	約 120	約 200 以下※ ⁴
格納容器 スプレイ	間欠※ ⁵	なし	なし	間欠※ ⁶

- ※1 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971
- ※2 R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244
- ※3 R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457
- ※4 評価事故シーケンスにおける格納容器圧力及び雰囲気温度の M A A P 解析結果より記載
- ※5 A6 実験はスプレイを伴う実験だが、自然沈着率の算出には 1 回目のスプレイ実施前における原子炉格納容器内の濃度変化より設定している
- ※6 格納容器スプレイを実施するが、評価上は無機よう素の除去効果に対しては自然沈着のみ考慮し、格納容器スプレイによる除去効果は考慮しない

スプレイを使用していない A 5 及び A 1 1 における無機よう素の原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化を第 2 図に示す。初期の沈着については A6 と同様の傾向を示すとともに、初期濃度より数百分の 1 程度まで低下した後は緩やかとなる傾向が見られる。また、米国 SRP6.5.2 では、原子炉格納容器内の無機よう素濃度が 1/200 になるまでは無機よう素の除去が見込まれるとしている。

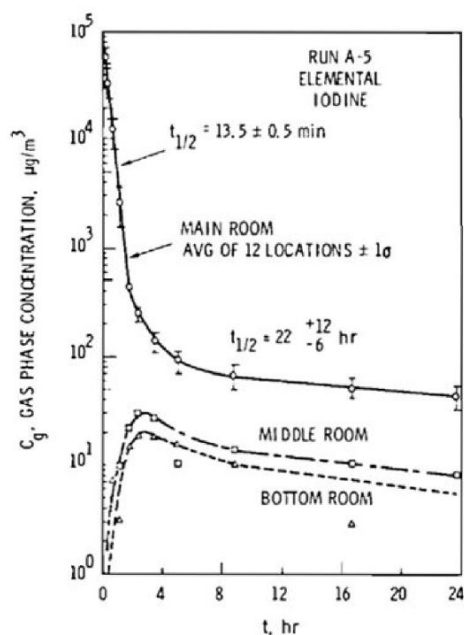


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-5

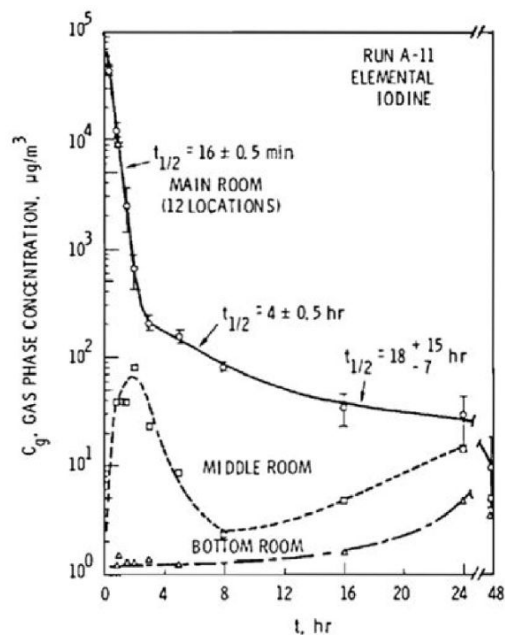


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental
Iodine in Gas Space, Run A-11

第2図 C S E A 5 及び A 1 1 実験における無機よう素の
原子炉格納容器内気相部濃度の時間変化

自然沈着率は、評価する体系の体積と内表面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなると考えられるため、C S E 実験における体系と東海第二発電所の比表面積について第2表に示す。表からC S E 実験と東海第二発電所の比表面積は同程度となっていることが確認できる。

第2表 C S E 実験と東海第二発電所の比表面積の比較

	C S E 実験体系	東海第二発電所
体積 (m³)	約 600	約 5,700
表面積 (m²)	約 570	約 5,900
比表面積 (1/m)	約 0.96	約 1.04

補足 4 サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果（無機よう素）

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果（以下「D F」という。）として、Standard Review Plan 6.5.5に基づきD F 10を設定している。これはStandard Review Plan 6.5.5において、「無機よう素のスクラビングによる除去効果として、M a r k - II及びM a r k - IIIに対してD F 10以下、M a r k - Iに対してD F 5以下を主張する場合は、特に計算を必要とせず容認しても良い」との記載に基づくものであり（抜粋参照）、東海第二発電所はM a r k - II型原子炉格納容器を採用していることから、サプレッション・プールの沸騰の有無に関わらず、D F 10を適用することとしている。

なお、有機よう素についてはガス状の性質であることから、本D Fの効果には期待していない。粒子状よう素のD Fについては、M A A P解析のスクラビング計算プログラム（S U P R Aコード）にて評価している。

「Standard Review Plan 6.5.5」（抜粋）

1. Pool Decontamination Factor. The decontamination factor (DF) of the pool is defined as the ratio of the amount of a contaminant entering the pool to the amount leaving. Decontamination factors for each fission product form as functions of time can be calculated by the SPARC code. An applicant may use the SPARC code or other methods to calculate the retention of fission products within the pool, provided that these methods are described in the SAR adequately to permit review. If the time-integrated DF values claimed by the applicant for removal of particulates and elemental iodine are 10 or less for a Mark II or a Mark III containment, or are 5 or less for a Mark I containment, the applicant's values may be accepted without any need to perform calculations. A DF value of one (no retention) should be used for noble gases and for organic iodides. The applicant should provide justification for any DF values greater than those given above.

The reviewer has an option to perform an independent confirmatory calculation of the DF. If the SPARC code is used for a confirmatory calculation of fission product decontamination, the review should take care in proper establishment of the input parameters for the calculations.

サプレッション・プールでのスクラビングによる
無機よう素の除去効果に関する他の知見について

サプレッション・プールでのスクラビングによる無機よう素の除去効果に関する他の知見として、S P A R Cコードによる計算結果並びにU K A E A及びP O S E I D O Nにて行われた実験がある。

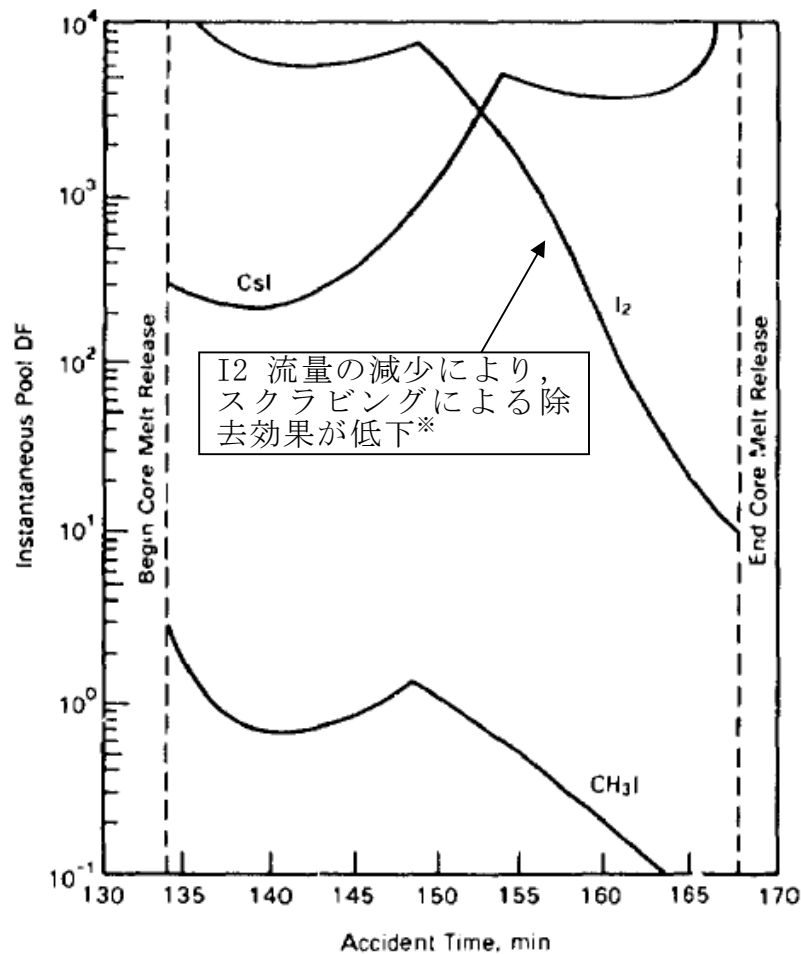
1. S P A R Cコードによる計算結果

Standard Review Plan 6.5.5 の引用文献^{※1}において、S P A R Cコードを用いたよう素のスクラビングによる除去効果を計算している。当該文献では、M a r k - I 型原子炉格納容器を対象として無機よう素 (I_2)、粒子状よう素 (CsI) 及び有機よう素 (CH_3I) に対するスクラビングによる除去効果を計算している。計算結果は第1図のとおりであり、無機よう素に対するD Fは最小で10程度である。

なお、選定した事故シーケンスは、原子炉停止機能喪失であり、以下の事故進展を想定している。

- ・過渡時において制御棒の挿入不良が発生
- ・緊急炉心冷却システムは作動するが、原子炉出力レベルはサプレッション・プールの冷却能力を超過
- ・原子炉圧力容器の過圧破損の発生により冷却材が喪失した結果、炉心損傷が発生

※1 P. C. Owczarski and W. K. Winegardner, “Capture of Iodine in Suppression Pools”, 19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference.



第1図 SPARC計算結果（瞬時値DF）

※文献中の記載（抜粋）

“Here the I_2 flow rate is fairly high until 148.5min, then the rate (and incoming I_2 concentration) decreases. These decreases cause the pool scrubbing to become less effective at the iodine concentrations of pool.”

2. UKAEA及びPOSEIDONにて行われた実験

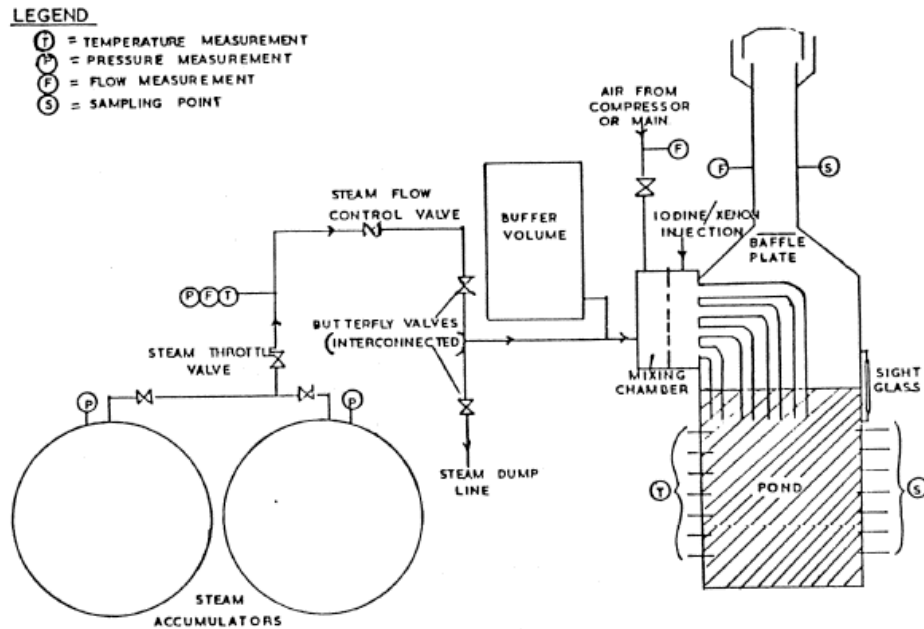
無機よう素に対するスクラビングによる除去効果について、UKAEA^{※2}及びPOSEIDON^{※3}において実験が行われている。実験体系を第2図及び第3図、実験条件及び実験結果を第1表及び第2表に示す^{※4}。第2表のとおり、無機よう素のDFは最小で14である。

※2 イギリスのウィンフリス（重水減速沸騰軽水冷却炉（SGHWR））の蒸気抑制システムにおける核分裂生成物の保持を調べるための実験

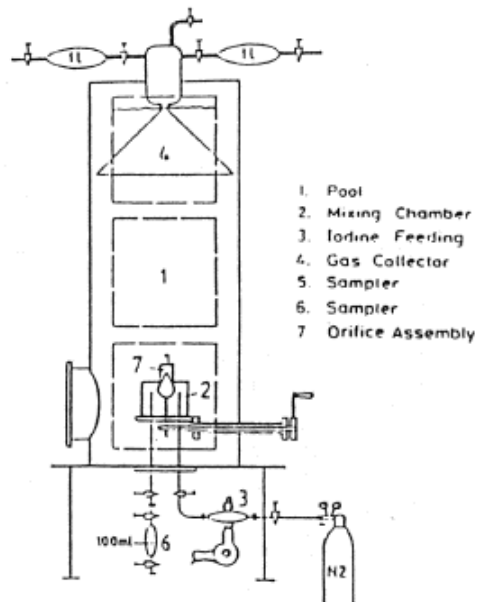
※3 スイスのポール・シェラー研究所で行われた水中へのガス状よう素のス

クラビングに関する実験

- ※4 “State-of-the-art review on fission products aerosol pool scrubbing under severe accident conditions”, 1995



第2図 UKAEA実験体系



第3図 POSEIDON実験体系

第 1 表 実験条件

Program	Aerosol	Aerosol size, μm	Carrier fluid	Steam mass fraction	Water temp., $^{\circ}\text{C}$	Pool pressure	Injector
ACE	CsI CsOH MnO	1.7 - 2.7 1.6 - 2.8 1.7 - 2.3	N_2 + steam	0.008 - 0.31	25 83	ambient	sparger
EPRI	CsI TeO_2 Sn	0.2 - 3.0 0.4 - 2.7 2.7	air, N_2 or He + steam	0 - 0.95	- ambient - near sa- - turated	ambient	single orifice
EPSI	CsI CsOH	~ 4.5 (radius)	steam	1	273 (initially)	1.1 MPa 3.1 MPa 6.1 MPa	single orifice
GE	Eu_2O_3 CsI	0.1 - 40.0 < 0.3	air	0	ambient	ambient	single orifice
JAERI	DOP	0.3 - 10.0	air	0	ambient	ambient	single orifice
LACE - España	CsI	1.7 - 7.2	N_2 + steam	0.07 - 0.85	110	3 bar (abs.)	-single orifice -multior.
SPARTA	CsI	0.7	air + N_2	0	close to saturation	ambient	2 orifices
UKAEA	Cr/Ni	0.06	air + steam	0.25 - 0.96	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
UKAEA	I_2 vapour	-	air and/or steam	0 - 1	ambient	ambient	4 orifices (downco- mers)
POSEI- DON	I_2 vapour	-	N_2	0	ambient	ambient	-single orifice - multior.

第 2 表 実験結果

Experiments	Species tested	DF range
ACE	Cs Mn I DOP	145 - 3000 11 - 260 47 - 1500 6 - 12
EPRI	CsI, TeO ₂ Sn	1.4 - 1600 110 - 6800
EPRI	CsI	2100 - 3300
GE	Eu ₂ O ₃ CsI	68 - 2900 7 - 10
JAERI	DOP	10 - 150
LACE-España	CsI	16 - 3000
SPARTA	CsI	7 *
UKAEA	Ni/Cr I ₂	15 - 1680 14 - 240
POSEIDON	I ₂	20 - 300 000

* Only one test performed.

補足 5 原子炉格納容器外への核分裂生成物の放出割合の設定について

大気への放出量は、炉内蓄積量に原子炉格納容器外への放出割合を乗じることとで算出する。(参考 1 参照)

原子炉格納容器外への放出割合の評価に当たっては、想定事故シナリオ「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)において原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、そのプラント状態を模擬可能な M A A P コードを用いることとするが、以下の考察から、N U R E G - 1465 の知見を用いて一部補正する。M A A P 解析結果を第 1 表、N U R E G - 1465 の知見を用いて一部補正した結果を第 2 表に示す。

第 1 表 放出割合の評価結果 (M A A P 解析)

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合※ ¹		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合※ ¹	
	S / C ベント	D / W ベント	S / C ベント	D / W ベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
C s I 類	約 6.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}	約 3.9×10^{-3}
C s O H 類	約 3.1×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
S b 類	約 7.6×10^{-5}	約 7.5×10^{-5}	約 2.7×10^{-6}	約 1.8×10^{-2}
T e O ₂ 類	約 4.4×10^{-5}	約 4.4×10^{-5}	約 3.8×10^{-7}	約 9.9×10^{-4}
S r O 類	約 8.6×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 2.6×10^{-5}	約 2.4×10^{-1}
B a O 類	約 9.1×10^{-5}	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.4×10^{-1}
M o O ₂ 類	約 9.1×10^{-5}	約 9.0×10^{-5}	約 3.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-2}
C e O ₂ 類	約 1.6×10^{-5}	約 8.3×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}
L a ₂ O ₃ 類	約 1.6×10^{-5}	約 8.3×10^{-6}	約 1.1×10^{-5}	約 7.1×10^{-2}

※1 小数点第 2 位を四捨五入

第2表 放出割合の評価結果（中・低揮発性の核種グループに対する補正後）

核種 グループ	原子炉格納容器から原子炉建屋 への漏えい割合※1		格納容器圧力逃がし装置への 放出割合※1	
	S/Cベント	D/Wベント	S/Cベント	D/Wベント
希ガス類	約 4.3×10^{-3}	約 4.3×10^{-3}	約 9.5×10^{-1}	約 9.5×10^{-1}
CsI類	約 6.2×10^{-5}	約 6.2×10^{-5}	約 1.0×10^{-6}	約 3.9×10^{-3}
CsOH類	約 3.1×10^{-5}	約 3.2×10^{-5}	約 4.0×10^{-7}	約 7.5×10^{-3}
Cs類※2	約 3.4×10^{-5}	約 3.4×10^{-5}	約 4.5×10^{-7}	約 7.2×10^{-3}
Sb類	約 6.7×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-3}
TeO ₂ 類	約 6.7×10^{-6}	約 6.8×10^{-6}	約 8.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-3}
SrO類	約 2.7×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
BaO類	約 2.7×10^{-6}	約 2.7×10^{-6}	約 3.6×10^{-8}	約 5.8×10^{-4}
MoO ₂ 類	約 3.4×10^{-7}	約 3.4×10^{-7}	約 4.5×10^{-9}	約 7.2×10^{-5}
CeO ₂ 類	約 6.7×10^{-8}	約 6.8×10^{-8}	約 8.9×10^{-10}	約 1.4×10^{-5}
La ₂ O ₃ 類	約 2.7×10^{-8}	約 2.7×10^{-8}	約 3.6×10^{-10}	約 5.8×10^{-6}

※1 小数点第2位を四捨五入

※2 CsI類及びCsOH類の値から評価（評価式は式1）

① TMIや福島第一原子力発電所事故での観測事実について

第1表によると、高揮発性核種（CsI、CsOH）の格納容器圧力逃がし装置からの放出割合（ $10^{-6} \sim 10^{-7}$ オーダー）と比べ、中・低揮発性核種の放出割合の方が大きい（ 10^{-5} オーダー）という結果になっている。

一方、TMIや福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が発生した場合に最も多く放出される粒子状物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べて少量であることがわかっている。

第3表は、TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に炉内蓄積量の半分程度放出される一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器に保持されているという評価となっている。

第3表 TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在割合※3

(単位: %)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹²⁹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水、気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47) [†]	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲の濃度測定値と多量のデブリ(おもに地下水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまう。したがって、ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であると考ええる。

※3 存在割合＝サンプル試料の分析結果／ORIGEN2コード解析結果

出典：「TMI－2号機の調査研究成果（渡会 慎祐, 井上 康, 榊田 藤夫 日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4 (1990))」

また、第4表は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやヨウ素）であり、多くの中・低揮発性核種は不検出（ND）という結果となっている。

第4表 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

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

出典：東京電力株式会社 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

②各元素の放出挙動について

燃料からの核分裂生成物の放出及び移行挙動に関する研究結果より、各元素

の放出挙動は以下のように整理されており※4，高揮発性核種が高温ではほぼ全量放出されるのに対し，中・低揮発性核種は雰囲気条件に大きく左右される。

希ガス：高温にてほぼ全量放出される。

I，C s：高温にてほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

S b，T e：被覆管と反応した後，被覆管の酸化に伴い放出される。

S r，M o，R u，R h，B a：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。

C e，N p，P u，Y，Z r，N b：高温状態でも放出速度は低い。

※4 「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review 2013-034，2013 年 12 月）」

③補正について

①及び②より，第 1 表の中・低揮発性核種の放出割合が高揮発性核種よりも大きいという結果は実態に即しておらず，これは，MAAP 解析において，中・低揮発性核種の放出割合が過度に大きく評価されたためと考えられ，要因としては，熔融燃料が再冠水し熔融燃料の外周部が固化した後でも，燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融燃料の平均温度を参照して放出量を評価していることや，熔融燃料上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。なお，MAAP コードの開発元である E P R I から，以下の報告がなされている。

- ・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種（R u 及び M o）の放出について，低温の熔融燃料表面付近ではなく，熔融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため，MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。
- ・M o の放出量評価について，N U R E G - 1465 よりも MAAP の方が放出量を多く評価する。

したがって、T M I 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った、環境中への放出量を評価するため、中・低揮発性核種の放出割合を補正することとした。補正するに当たり、T M I 事故を契機として行われたシビアアクシデントに係るソースターム研究を踏まえ、被覆管材であるジルコニウムの酸化量の違い等により核分裂生成物の放出量や放出タイミングに相違が生じることを考慮し、B W R 及びP W R それぞれに対して放出割合を設定する等、より現実的なソースタームの設定を目的として制定されたN U R E G -1465 の知見を利用する。事象発生後、炉心損傷が開始し、原子炉圧力容器が破損するまでのM A A P 解析とN U R E G -1465 の想定と比較は第5表のとおりであり、想定事故シーケンスでは重大事故等対処設備による原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らないが、N U R E G -1465 の想定とM A A P 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価においてN U R E G -1465 の知見は利用可能と判断している。

第5表 M A A P 事象進展とN U R E G -1465 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間
M A A P	約4分～約27分※ ⁵	約27分～約3.3時間※ ⁶
N U R E G -1465	～30分	30分～2時間

※⁵ 炉心損傷開始（燃料被覆管 1,000K）～燃料溶融開始（燃料温度 2,500K）

※⁶ 原子炉注水をしない場合における原子炉圧力容器破損時間（本評価においては原子炉注水により原子炉圧力容器破損には至らない）

以下、各核種グループにおける放出割合の具体的な評価手法を示す。

(1) 希ガスグループ、C s I グループ、C s O H グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループについては、MAAP解析結果から得られた放出割合を採用する。

なお、Csの放出割合については、CsIグループ及びCsOHグループの放出割合、I元素とCs元素の原子炉停止直後の炉内蓄積重量より、式1を用いて評価する。(式1の導出過程は、参考2参照)

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式 1})$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻 T における Cs の放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOHグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsIグループの放出割合

M_I : 停止直後の I の炉内蓄積重量

M_{Cs} : 停止直後の Cs の炉内蓄積重量

W_I : I の分子量

W_{Cs} : Cs の分子量

(2) 中・低揮発性の核種グループ

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP解析から得られた放出割合は採用せず、MAAP解析の結果から得られたCsの放出割合、希ガスグループの放出割合及びNUREG-1465の知見を利用して放出割合を評価する。

ここで、中・低揮発性の核種における放出割合の経時的な振る舞いは、格納容器圧力逃がし装置への放出については希ガス、原子炉建屋への漏えいについてはCsと同一になるものとし^{※7}、事象発生から168時間経過時点におけるCsの放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率はNUREG-1465で得られた比率に等しいとして、式2及び式3に基づき

評価する。また、第 6 表に、N U R E G－1465 で評価された格納容器内への放出割合を示す。

【格納容器圧力逃がし装置への放出】

$$Fi(T)=F_{Cs}(168h) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \times \frac{F_{NG}(T)}{F_{NG}(168h)} \quad (\text{式 2})$$

【原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい】

$$Fi(T)=F_{Cs}(T) \times \frac{\gamma_i}{\gamma_{Cs}} \quad (\text{式 3})$$

$F_i(T)$ ：時刻 T における i 番目の M A A P 核種グループの放出割合

$F_{NG}(T)$ ：時刻 T における希ガスグループの放出割合

$F_{Cs}(T)$ ：時刻 T における C s の放出割合

γ_i ：N U R E G－1465 における i 番目の M A A P 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

γ_{Cs} ：N U R E G－1465 における C s に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※7 格納容器内に放出された中・低揮発性の核種グループは、粒子状として振る舞い、沈着やドライウェルスプレイ等による除去効果を受けると考えられる。したがって、中・低揮発性の核種グループの原子炉建屋への漏えいについては、沈着等による除去効果を受ける C s の振る舞いに近いと考えられる。

また、中・低揮発性の核種グループは、C s に比べて原子炉格納容器内に放出される量が少なく、壁面等への付着量も少ない。したがって、格納容器圧力逃がし装置への放出については、格納容器ベントに伴い大気に放出された後も、壁面等に付着した放射性物質の再浮遊に伴い大気への放出が生じる C s ではなく、原子炉格納容器気相部に浮遊し、壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の

振る舞いに近いと考えられる。

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

第6表 NUREG-1465での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※ ⁸
C s	0.25
T e O ₂ , S b	0.05
S r O, B a O	0.02
M o O ₂	0.0025
C e O ₂	0.0005
L a ₂ O ₃	0.0002

※8 NUREG-1465のTable3.12「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値の和（NUREG-1465では、「Gap Release」,「Early In-Vessel」,「Ex-Vessel」及び「Late In-Vessel」の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。本評価事象は原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため、原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する「Gap Release」及び「Early In-Vessel」の値を用いる。）

参考1 大気への放出量評価過程について

大気への放出量は、「核種ごとに評価した炉内蓄積量」に「MAAPにより評価した核種グループごとの格納容器外への放出割合」を乗じることで算出する。本評価において考慮したMAAPにおける核種グループと各グループの核種を第7表に示す。なお、MAAPにおける核種グループとNUREG-1465における核種グループの比較は第1図のとおりであり、分類数に違いはあるが、取り扱っている核種は同等である。

第7表 MAAPにおける核種グループと各グループの核種

核種グループ	核種※ ⁹
希ガス類	K r , X e
C s I 類	I
C s O H 類	C s , R b
S b 類	S b
T e O ₂ 類	T e
S r O 類	S r
B a O 類	B a
M o O ₂ 類	M o , C o , T c , R u , R h
C e O ₂ 類	C e , N p , P u
L a ₂ O ₃ 類	L a , Y , Z r , N b , P r , N d , A m , C m

※9 本評価において「T e₂類」及び「U O₂類」の核種グループに対するMAAP解析結果がゼロのため、対象外とした。

[FP の核種グループ]

(NUREG-1465)

グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

(MAAP)

グループ	核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO ₂
4	SrO
5	MoO ₂
6	CsOH
7	BaO
8	La ₂ O ₃
9	CeO ₂
10	Sb
11	Te ₂
12	UO ₂

第1図 MAAP及びNUREG-1465における核種グループの比較（「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」の「第5部 MAAP」（抜粋））

参考2 C s の放出割合の評価式について

C s の放出割合については、C s I グループ及びC s OHグループの放出割合、I 及びC s の原子炉停止直後の炉内蓄積重量並びにI 及びC s の分子量を用いて、下記の式1により評価している。ここでは、式1の導出過程について示す。

$$F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \quad (\text{式1})$$

$F_{Cs}(T)$: 時刻TにおけるC s の放出割合

$F_{CsOH}(T)$: 時刻TにおけるC s OHグループの放出割合

$F_{CsI}(T)$: 時刻TにおけるC s I グループの放出割合

M_I : 停止直後のI の炉内蓄積重量

M_{Cs} : 停止直後のC s の炉内蓄積重量

W_I : I の分子量

W_{Cs} : C s の分子量

1. C s I に含まれるC s

I は全てC s I として存在しているため、C s I 中に含まれるC s は、C s I 中に含まれるI の重量にI 及びC s の分子量の比を乗ずることで算出する。

$$M_{Cs(CsI)}(T) = M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T)$$

$M_{Cs(CsI)}(T)$: 時刻TにおけるC s I 中に含まれるC s の放出量

2. C s OHに含まれるC s

C s はC s I 又はC s OHのいずれかの形態で存在しているため、C s OH 中に含まれるC s は、1. で算出したC s I 中に含まれるC s を差引くことで算出する。

$$M_{Cs(CsOH)}(T) = (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)$$

$M_{Cs(OH)}(T)$: 時刻 T におけるC s OH中に含まれるC s の放出量

3. C s の放出割合

1. 及び2. で得られたC s の放出量をC s の炉内蓄積重量で除することで、C s の放出割合を算出する。

$$\begin{aligned} F_{Cs}(T) &= \frac{M_{Cs(CsI)}(T) + M_{Cs(CsOH)}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_{Cs(CsI)}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= \frac{M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times F_{CsI}(T) + (M_{Cs} - M_I \times \frac{W_{Cs}}{W_I}) \times F_{CsOH}(T)}{M_{Cs}} \\ &= F_{CsOH}(T) + \frac{M_I}{M_{Cs}} \times \frac{W_{Cs}}{W_I} \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T)) \end{aligned}$$

参考3 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合について

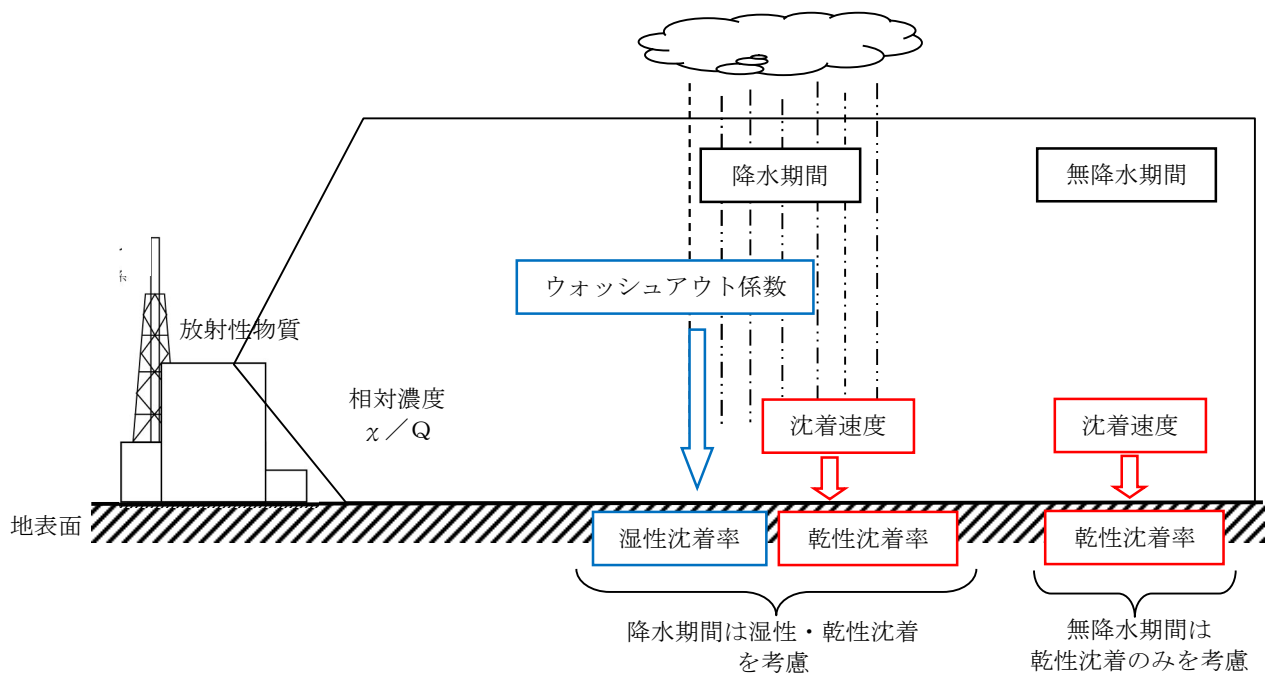
被ばく評価への寄与が大きい核種に対するMAAP解析結果及びNUREG-1465の放出割合を第8表に示す。第8表のとおり、Cs及びIについてはMAAP解析結果の方が大きい。また、希ガスについては、NUREG-1465の放出割合の方が大きい。これは東海第二の想定事故シナリオでは、原子炉注水により炉心が再冠水することで炉心内に健全な状態の燃料が一部存在するためと考える。

第8表 MAA P解析結果及びNUREG-1465の放出割合

	MAAP	NUREG-1465
希ガス	約 0.95	1
I	約 0.78	0.30
Cs	約 0.37	0.25

補足 6 地表面への沈着速度の設定について

地表面への放射性物質の沈着は、第 1 図に示すように乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地表面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地表面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示すウォッシュアウト係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

現場作業の線量影響評価においては、地表面の放射性物質の沈着速度として、乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.5cm/s を用いる。

以下では、無機よう素の湿性沈着を考慮した地表面沈着速度として 0.5cm/s

※¹を用いることの適用性について確認した。

※¹ 有機よう素の地表面への沈着速度としては $1.7 \times 10^{-3}\text{cm/s}$

1. 評価手法

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度（0.5cm/s）の適用性は、乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97% 値を求め、乾性沈着率の累積出現頻度 97% 値との比を求める。その比と乾性沈着速度（0.3cm/s，補足 8 参照）の積が 0.5cm/s を超えていないことを確認する。乾性沈着率及び湿性沈着率は以下のように定義される。

(1) 乾性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_D(x,y,z)_i$: 時刻 i での乾性沈着率 [$1/m^2$]

$\chi/Q(x,y,z)_i$: 時刻 i での相対濃度 [s/m^3]

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

(2) 湿性沈着率

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

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

$(\chi/Q)_w(x,y)_i$: 時刻 i での湿性沈着率 $[1/m^2]$

$\chi/Q(x,y,0)_i$: 時刻 i での地表面高さでの相対濃度 $[s/m^3]$

Λ_i : 時刻 i でのウォッシュアウト係数 $[1/s]$
 $(= 9.5 \times 10^{-5} \times Pr_i^{0.8}$ 学会標準より)

P_{ri} : 時刻 i での降水強度 $[mm/h]$

Σ_{zi} : 時刻 i での建屋影響を考慮した放射性雲の鉛直方向
 の拡散幅 $[m]$

h : 放出高さ $[m]$

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

乾性沈着率と湿性沈着率を合計した沈着率の累積出現頻度 97%値 (①+②)

乾性沈着率の累積出現頻度 97%値 (①)

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

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97%値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97%値の求め方^{※2}に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①及び式②を用いて χ/Q 、乾性沈着

率，湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお，評価対象方位以外に風が吹いた時刻については，評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため，地表面沈着率（乾性沈着率＋湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は，評価対象方位をSWとした場合であり， χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位SW以外の方位に風が吹いた時刻については，地表面沈着率はゼロとなる。

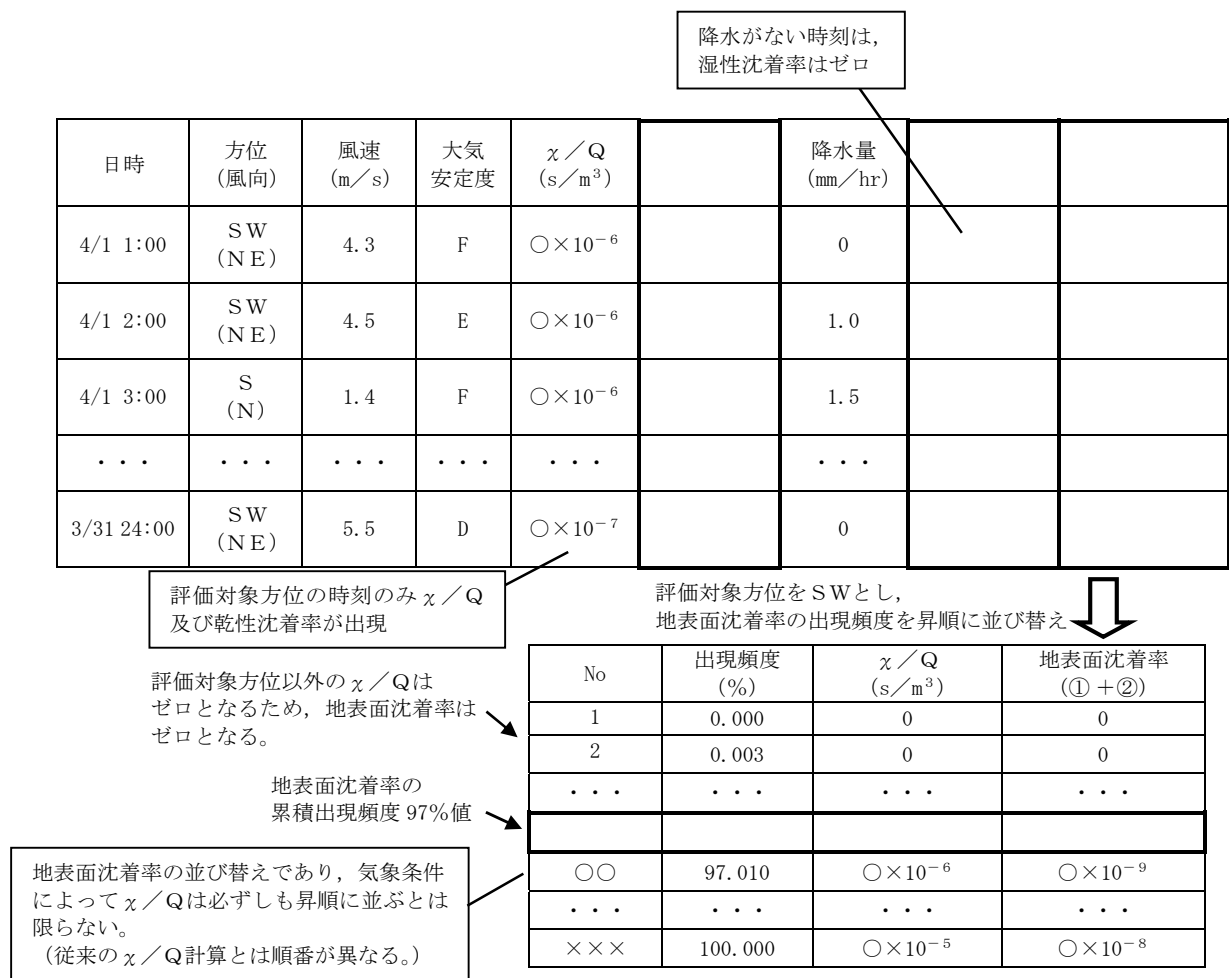
(2) 上記(1)で求めた1時間ごとの地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ，小さい方から数えて累積出現頻度が97%値を超えたところの沈着率を，地表面沈着率の97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため， χ/Q の累積出現頻度と異なる）。

※2（気象指針解説抜粋）

VI. 想定事故時等の大気拡散の解析方法

1. 線量計算に用いる相対濃度

(2) 着目地点の相対濃度は，毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合，その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。



第2図 地表面沈着率の累積出現頻度 97% 値の求め方

(評価対象方位がSWの場合)

3. 評価結果

各放出点の地表面沈着率の評価結果を第1表、地表面沈着率の累積出現頻度97%値付近の値を第2表～第4表に示す。

気象指針では、大気拡散評価においてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件として累積出現頻度97%値を採用^{※3}している。このことから、地表面沈着率の評価においても同様に、実際の降雨を考慮してめったに遭遇しないと思われる気象条件として累積出現頻度97%値を評価した。その結果、各地表面沈着率（乾性＋湿性）は乾性沈着率の約1.22倍～1.34倍程度となった。なお、風速、風向、大気安定度、降雨状況等様々な条件から計算を行うため、厳しい気象条件として選定される地表面沈着率の累積出現頻度97%値は、必ずしも降雨があるとは限らない。

以上より、無機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度として、乾性沈着速度（0.3cm/s）の1.34倍（約0.4cm/s）から保守的に0.5cm/sと設定することは適切であると考えられる。また、有機よう素の湿性沈着を考慮した沈着速度は、NRPB-B322レポートから乾性沈着速度 10^{-3} （cm/s）を引用（補足7参照）し、乾性沈着速度（ 10^{-3} cm/s）に対して上記と同じ倍率（=0.5/0.3）から 1.7×10^{-3} cm/sを採用した。

なお、中央制御室の居住性評価及び緊急時対策所の居住性評価においては、更に保守性を持たせ、沈着速度として1.2cm/sを採用している。

※3 （気象指針解説抜粋）

I. 指針作成の考え方

想定事故時における安全解析は、想定事故期間中の線量を評価するものである。この場合には、想定事故が任意の時刻に起こること及び実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、平均的な気象条件よりもむしろ出現頻

度からみてめったに遭遇しないと思われる厳しい気象条件を用いる必要がある。このため、指針では、気象観測資料を基に出現確率的観点から想定事故期間中の相対濃度を解析し、その出現頻度が極めて小さいものを選ぶことによって、放射性物質の濃度が厳しい気象条件に相当するものとなるように考慮することとした。

VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法

1. 相対濃度

指針では、想定事故時においてめったに遭遇しない気象条件下の濃度を導くため、相対濃度の出現確率は過去の経験に照らして 97%を採用して解析することとした。

第 1 表 沈着率評価結果

放出点	相対濃度 (s/m^3)	乾性沈着率 (①) ($1/\text{m}^2$)	地表面沈着率 (①+②) ($1/\text{m}^2$)	③比 ($((①+②)/①)$)	湿性沈着を考慮 した沈着速度 (cm/s)
原子炉建屋	約 8.3×10^{-4}	約 2.5×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 1.22	約 0.36
原子炉 建屋屋上	約 4.2×10^{-4}	約 1.2×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	約 0.36
排気筒	約 3.0×10^{-6}	約 8.9×10^{-9}	約 1.2×10^{-8}	約 1.34	約 0.40

第 2 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋）

No	方位※ ⁴ (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97% 値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	14.0	約 6.4×10^{-5}	約 2.9×10^{-6}	約 1.22	96.990
8498	<u>SW</u> <u>(NE)</u>	5.0	約 1.4×10^{-4}	約 3.0×10^{-6}	約 1.22	97.001
8499	SW (NE)	3.0	約 2.0×10^{-4}	約 3.0×10^{-6}	約 1.22	97.013
...

※4 評価対象方位（E，E S E，S E，S S E，S，S S W，SW，WSW，W）

第 3 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：原子炉建屋屋上）

No	方位※ ⁵ (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97% 値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	14.0	約 3.2×10^{-5}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	96.990
8498	<u>SW</u> <u>(NE)</u>	5.0	約 7.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	97.001
8499	SW (NE)	3.0	約 1.0×10^{-4}	約 1.5×10^{-6}	約 1.22	97.013
...

※5 評価対象方位（E，E S E，S E，S S E，S，S S W，SW，WSW，W）

第 4 表 東海第二発電所における地表面沈着率（放出点：排気筒）

No	方位※ ⁶ (風向)	降水量 (mm/hr)	χ/Q (s/m ³)	地表面沈着率 (1/m ²) (①+②)	乾性沈着率の累積出現 頻度 97% 値との比率 (③)	累積出現頻度 (%)
...
8497	SW (NE)	0.5	約 7.1×10^{-7}	約 1.2×10^{-8}	約 1.33	96.983
8498	<u>SW</u> <u>(NE)</u>	0	約 4.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-8}	約 1.34	97.006
8499	SW (NE)	0	約 4.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-8}	約 1.34	97.018
...

※6 評価対象方位（SW）

4. 降雨時における被ばく低減について

事故発生後は、原子炉建屋を取り囲むようにモニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストを設置し、敷地内の放射線環境状況を監視するとともに、作業の際は個人線量計を着用し、作業員の被ばく線量を管理することとしている。

降雨時においては、屋外の移動又は作業をする場合には、現場作業員はアノラック、ゴム手袋及び長靴を着用することにより、体表面の汚染を防止する。

また、実際には、事故時の降雨や風向といった気象条件によって、敷地内の放射性物質の沈着の濃淡ができると考えられることから、モニタリング・ポスト等の測定値より著しい線量率の上昇がある方位や作業時及び移動時に携行するサーベイ・メータ等により高線量となる場所を把握し、著しく線量率が高くなると想定されるルート等を避けて移動することやルート上の高線量物の移動などの運用により、被ばく低減を図ることが可能である。

補足 7 有機よう素の乾性沈着速度について

原子炉建屋から放出されるよう素のうち、無機よう素はエアロゾルと同じ沈着速度を用いる。有機よう素についてはエアロゾルと別に設定した。以下にその根拠を示す。

(1) 英国放射線防護庁（NRPB）による報告

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

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

(2) 日本原子力学会による報告

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

- ・ヨウ化メチルは非反応性の化合物であり、沈着速度が小さく、実験で $10^{-4}\text{cm/s} \sim 10^{-2}\text{cm/s}$ の範囲である。
- ・ヨウ化メチルの沈着は、公衆のリスクに対し僅かな寄与をするだけであり、事故影響評価においてはその沈着は無視できる。

以上のことから、有機よう素の乾性沈着速度はエアロゾルの乾性沈着速度 0.3cm/s に比べて小さいことがいえる。

また、原子力発電所内は、コンクリート、道路、芝生及び木々で構成されて

いるがエアロゾルへの沈着速度の実験結果（NUREG／CR－4551）によると，沈着速度が大きいのは芝生や木々であり，植物に対する沈着速度が大きくなる傾向であった。

したがって，有機よう素の乾性沈着速度として，NRPB－R322 の植物に対する沈着速度である 10^{-3}cm/s を用いるのは妥当と判断した。

※1 NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

2.2.2

Methyl iodide

There are fewer data for methyl iodide than for elemental iodine, but all the data indicate that it is poorly absorbed by vegetation, such that surface resistance is by far the dominant resistance component. The early data have been reviewed elsewhere (Underwood, 1988; Harper *et al*, 1994) and no substantial body of new data is available. The measured values range between 10^{-6} and 10^{-4} m s^{-1} approximately. Again, there are no strong reasons for taking r_s to be a function of windspeed, so it is recommended that v_d is taken to be a constant. Based on the limited data available, the 'best judgement' value of v_d is taken as [] and the 'conservative' value as 10^{-4} m s^{-1} . Where there is uncertainty as to the chemical species of the iodine, it is clearly safest to assume that it is all in elemental form from the viewpoint of making a conservative estimate of deposition flux.

2.2.3 Urban

Methyl iodide

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

補足 8 エアロゾルの乾性沈着速度について

現場作業の線量影響評価では、地表面への放射性物質の沈着速度として乾性沈着及び降水による湿性沈着を考慮した沈着速度（ 0.5cm/s ，補足 6 参照）を用いており，沈着速度の評価に当たっては，乾性沈着速度として 0.3cm/s を用いている。以下に，乾性沈着速度の設定の考え方を示す。

エアロゾルの乾性沈着速度は，NUREG/CR-4551^{*1}に基づき 0.3cm/s と設定した。NUREG/CR-4551 では郊外を対象としており，郊外とは道路，芝生及び木々で構成されとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため，この沈着速度が適用できると考えられる。また，NUREG/CR-4551 では $0.5\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径に対して検討されているが，格納容器内の除去過程で，相対的に粒子径の大きなエアロゾルは格納容器内に十分捕集されるため，粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

また，W. G. N. Slinn の検討^{*2}によると，草や水，小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており，これによると $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3cm/s 程度（第 1 図）である。以上のことから，現場作業の線量影響評価におけるエアロゾルの乾性の沈着速度として 0.3cm/s を適用できると判断した。

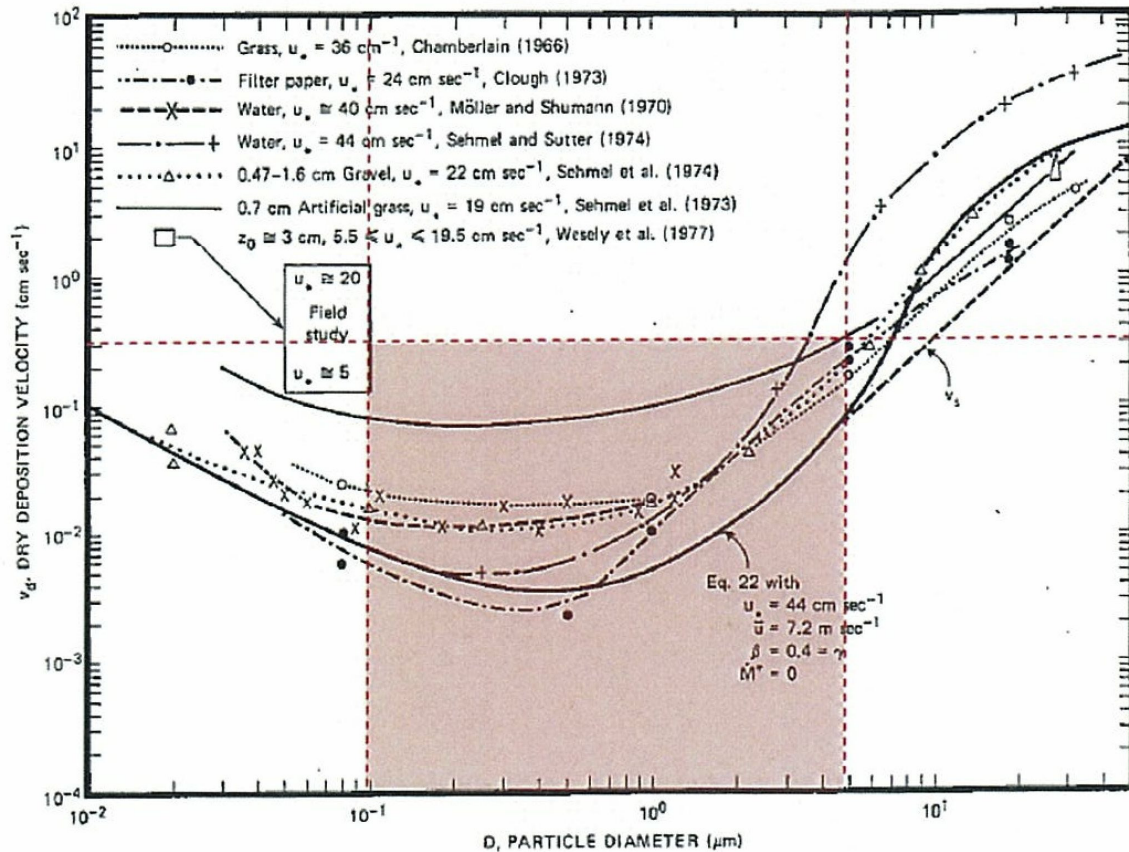


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹⁹⁻²² The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain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

第1図 様々な粒径における地表沈着速度 (Nuclear Safety Vol.19^{*2})

- ※1 J.L. Sprung 等 : Evaluation of severe accident risk : quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990
- ※2 W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

(参考) シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒径分布として「 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ 」の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には格納容器内にスプレー等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し、「格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された第1表の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（第1表の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を第1表に示す。

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

したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、 $0.1\mu\text{m}\sim 5\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定することは妥当である。

第1表 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は 報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2※ ¹	約0.5～5 (第1図参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験
②	NUREG/CR-5901※ ²	0.25～2.5 (参考1-1)	格納容器内に水が存在し、熔融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート
③	AECLが実施した試験※ ³	0.1～3.0 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
④	PBF-SFD※ ³	0.29～0.56 (参考1-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験
⑤	PHEBUS-FP※ ³	0.5～0.65 (参考1-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験 (左記のエアロゾル粒径はPHEBUS FP実験の格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果)

- ※¹ J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※² D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※³ STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)

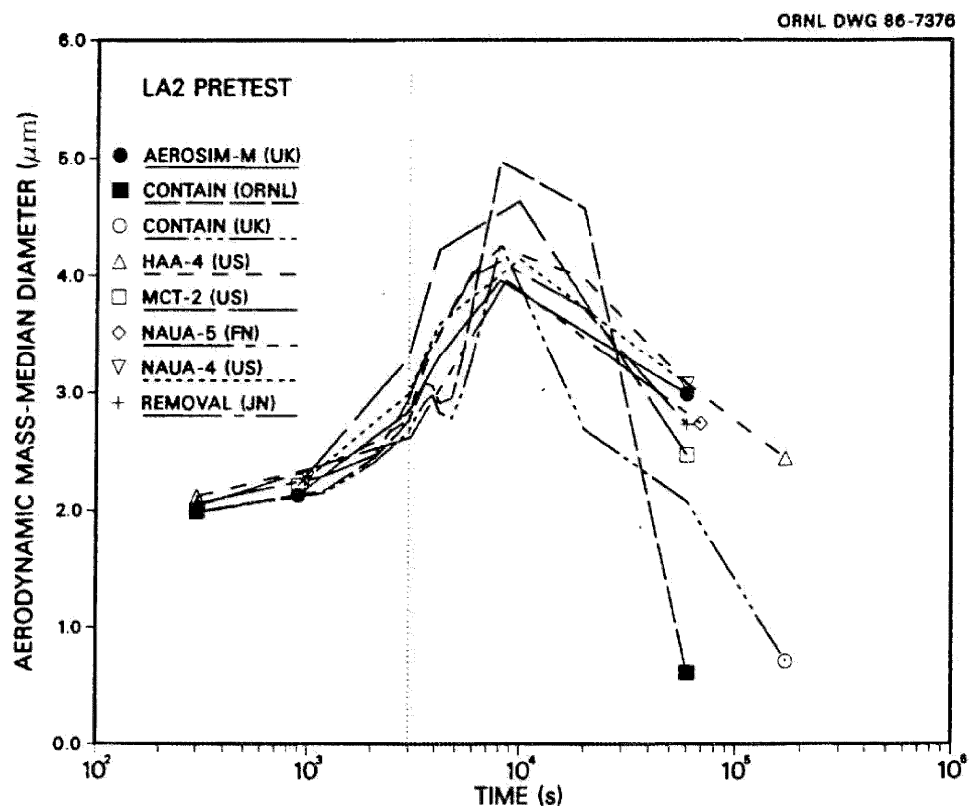


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化
グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

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

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

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

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

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

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

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

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

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

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

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

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

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

9.2.1 Aerosols in the RCS

9.2.1.1 AECL

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

9.2.1.2 PBF-SFD

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

9.2.2 Aerosols in the containment

9.2.2.1 PHEBUS FP

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

試験名又は報告書名等	試験の概要
AFCLが実施した実験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系でも核分裂生成物の挙動についての試験
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験
PHEBUS FP	フランスカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験

補足 9 実効放出継続時間の設定について

大気拡散評価に用いる実効放出継続時間は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」※¹に従い、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値として計算する。実効放出継続時間は、大気拡散評価で放出継続時間を考慮した単位時間当たりの拡散係数を求めるために設定するものであり、被ばく評価においては、評価対象期間の放出率に拡散係数を乗じることにより大気拡散を考慮した評価を行う。

実効放出継続時間は放出経路ごとに設定しており、原子炉建屋、非常用ガス処理系排気筒及び格納容器圧力逃がし装置排気口のそれぞれの放出経路について実効放出継続時間を計算した結果を第 1 表～第 2 表に示す。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出の実効放出継続時間は 1 時間程度であり、非常用ガス処理系排気筒からの放出の実効放出継続時間は 20 時間～30 時間程度となっている。

大気拡散評価に用いる風速、風向などの気象データは、1 時間ごとのデータとして整理されており、実効放出継続時間として設定できる最小単位は 1 時間である。

また、実効放出継続時間を 2 時間以上で設定した場合、その期間に同一風向の風が吹き続けることを想定し、その期間の拡散係数の平均を単位時間当たりの拡散係数としている。なお、平均する期間に異なる風向が含まれる場合は、拡散係数を 0 として平均を計算する。このため、実効放出継続時間が長くなるほど平均される期間が長くなり拡散係数は小さい傾向となる。

このことから、ベント実施に伴う被ばく評価では、保守的に被ばく評価上の影響が大きい原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置からの放出における実効放出継続時間である 1 時間を適用し大気拡散評価を行った。

なお、参考として実効放出継続時間の違いによる拡散係数（相対濃度，相対線量）の変化について第 3 表に示す。

また、評価対象期間の放出率及び拡散係数（相対線量）から行う被ばく評価の例として、第二弁開操作後（S／C からベントを行う場合）に大気中へ放出された放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果について第 4 表に示す。

※1 （気象指針解説抜粋）

- (3) 実効放出継続時間（T）は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を 1 時間当たりの最大放出量で除した値を用いることもひとつの方法である。

第 1 表 S／Cからベントを行う場合の実効放出継続時間

	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.9×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 8.7×10^{18}	約 1.5	約 25.1	約 1.0
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.6×10^{15}	約 7.2×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.2×10^{13}	約 7.1×10^{15}	約 1.4	約 26.3	約 1.0

第 2 表 D／Wからベントを行う場合の実効放出継続時間

	① 放出量 (Bq)			② 最大放出率 (Bq/h)			①÷② 実効放出継続時間 (h)		
	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分	原子炉建屋 放出分	非常用ガス処理 系排気筒放出分	ベント 放出分
希ガス	約 4.6×10^{15}	約 3.1×10^{16}	約 8.8×10^{18}	約 3.1×10^{15}	約 1.2×10^{15}	約 7.4×10^{18}	約 1.5	約 25.2	約 1.2
希ガス以外	約 1.3×10^{15}	約 1.7×10^{15}	約 7.5×10^{15}	約 9.2×10^{14}	約 6.3×10^{13}	約 6.4×10^{15}	約 1.4	約 26.4	約 1.2

第 3 表 実効放出継続時間の違いによる拡散係数の変更

	相対濃度 (s/m^3)	相対線量 (Gy/Bq)
1 時間	約 3.0×10^{-6}	約 1.2×10^{-19}
5 時間	約 2.9×10^{-6}	約 8.8×10^{-20}
10 時間	約 1.7×10^{-6}	約 7.5×10^{-20}
20 時間	約 1.2×10^{-6}	約 6.2×10^{-20}

第 4 表 第二弁開操作後（S／Cからベントを行う場合）に大気に放出された
放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価結果

項 目	ベント実施後に大気中へ放出された 放射性物質による屋外移動時の外部被ばく評価		備 考
放出経路	非常用ガス処理系 排気筒	格納容器圧力逃がし装置 排気口	ベント実施後の放出経路
放出率 (Bq/h)	約 3.3×10^{14}	約 8.3×10^{13}	(①) 事故後約 22 時間～約 23 時間の放出率
相対線量 (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}	約 8.7×10^{-19}	(②) 実効放出継続時間 1 時間 の相対線量（拡散係数）
線量率 ^{※1} (mSv/h)	約 3.8×10^{-2}	約 7.1×10^{-2}	(①×②× 10^3) 評価対象期間の線量率
屋外移動時 線量率 (mSv/h)	約 1.1×10^{-1}		

※1 事故時には換算係数を $1\text{Sv}/\text{Gy}$ として計算

補足 10 ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価で
考慮している線源の選定について

ベント実施に伴うベント操作時の作業員の被ばく評価では、放出する放射性物質による被ばく経路として以下の被ばく経路を考慮している。

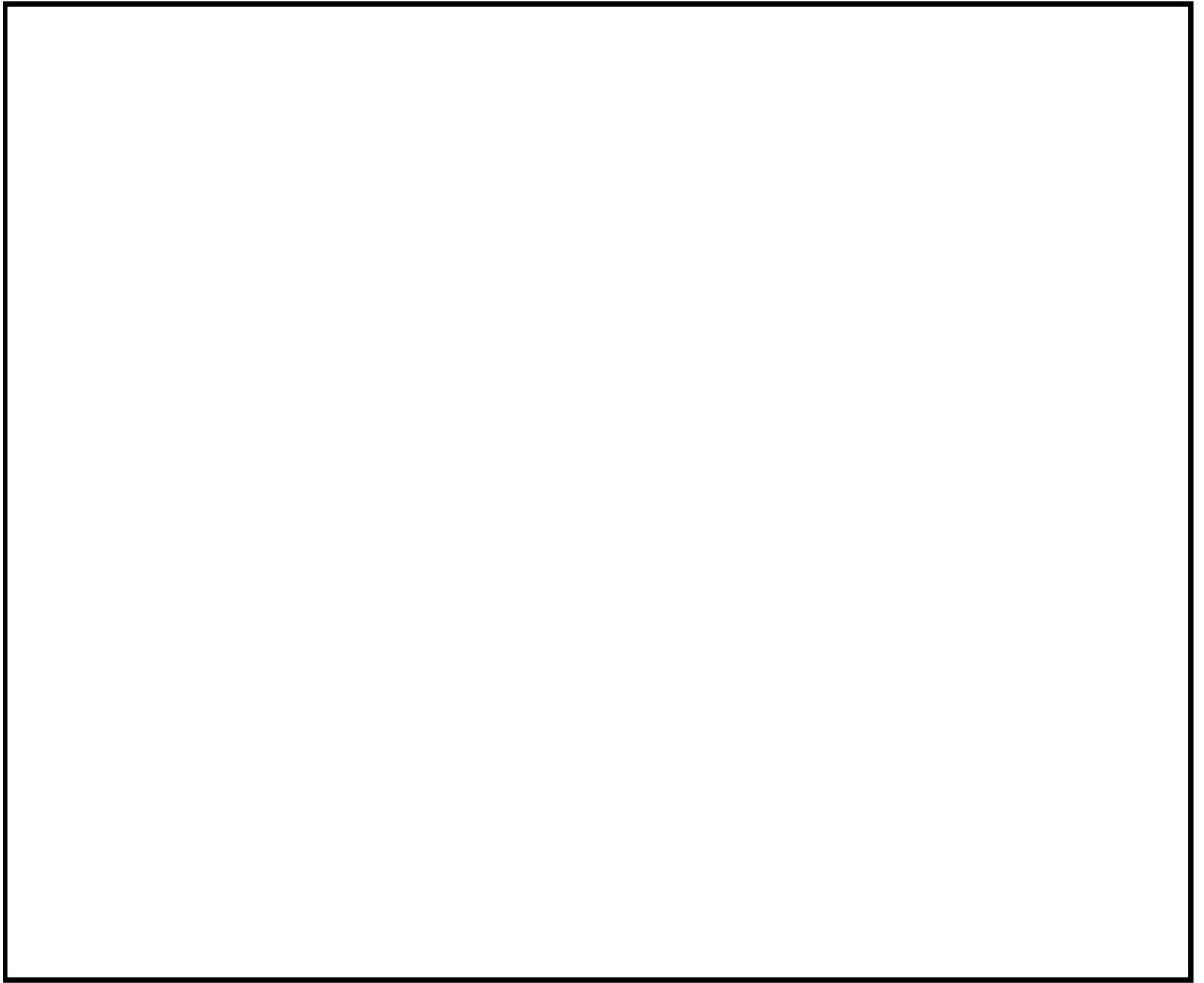
- ・ 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
- ・ 外気から作業場所に流入した放射性物質による被ばく
- ・ ベント系配管内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく
- ・ 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

上記の被ばく経路以外にアクセスルート等には、第 1 表に示すとおり、換気系フィルタ、貯蔵タンク等の線源となる設備があるが、設備からアクセスルート等が十分に離れていること、設備とアクセスルートの間の壁に十分な遮蔽効果が得られること、移動時間を考慮すると設備からの影響は短時間であることなどから、被ばく評価への影響が小さいため評価上考慮していない。設備とアクセスルート等の関係を第 1 図～第 7 図に示す。

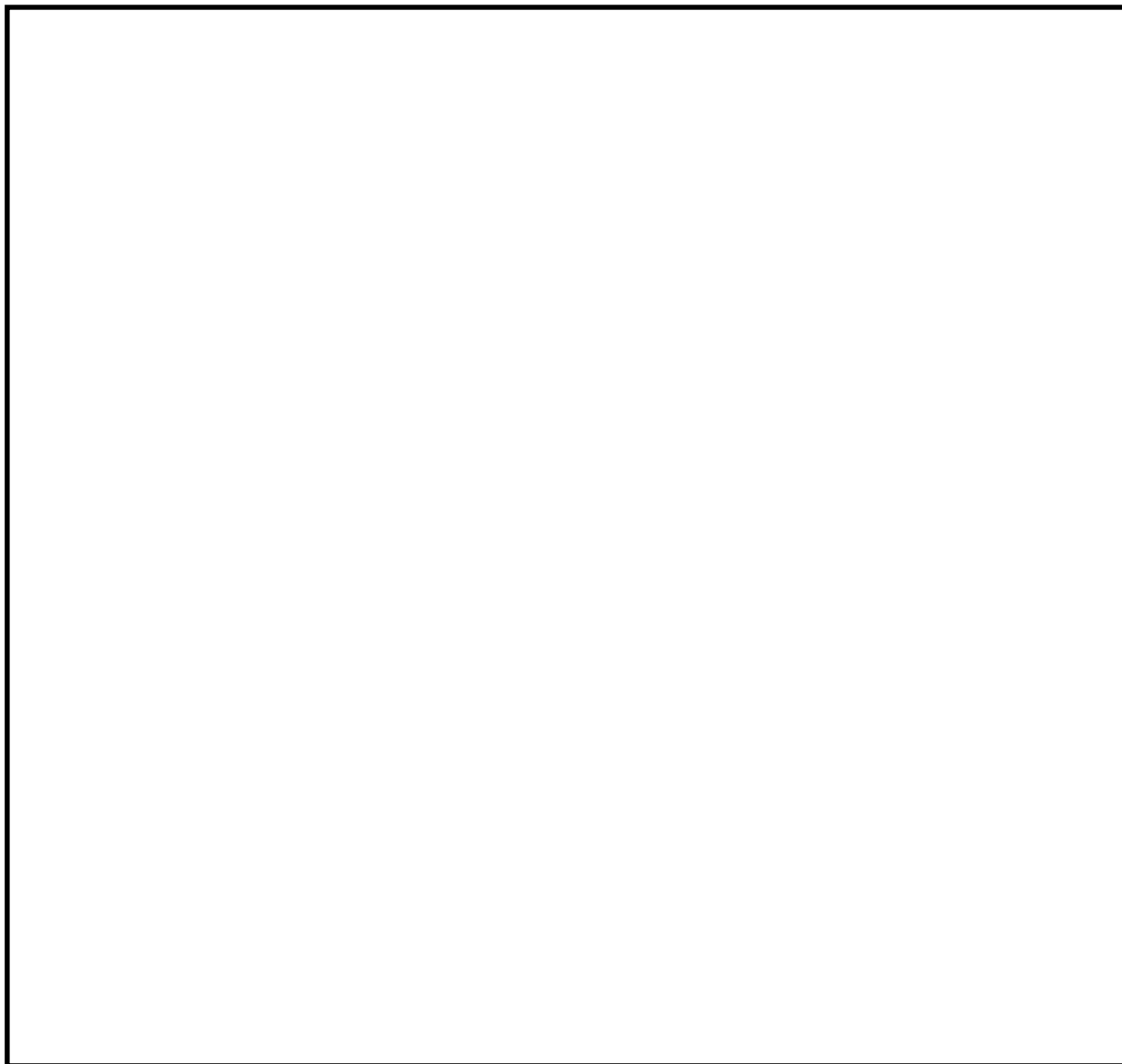
第1表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設備※1	考慮していない理由	隔離距離， 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ， 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり，アクセスルート等から十分離れており，設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁，床があり十分な遮蔽効果に期待でき，被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚（床，壁）： 約 100 cm 距離：10m 以上	10^{-1} mSv/h 以下	① (第6図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており，移動時における影響は短時間で被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：なし 距離：10m 以上	0.5mSv/h 以下	② (第4図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 100 cm 距離：20m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	③ (第3図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 100 cm 距離：10m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	④ (第3図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており，アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 80 cm 距離：10m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑤ (第3図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり，移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 80 cm 距離：1m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑥ (第4図)
格納容器圧力逃がし装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており，格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚：160 cm 以上 距離：40m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑦ (第1図)

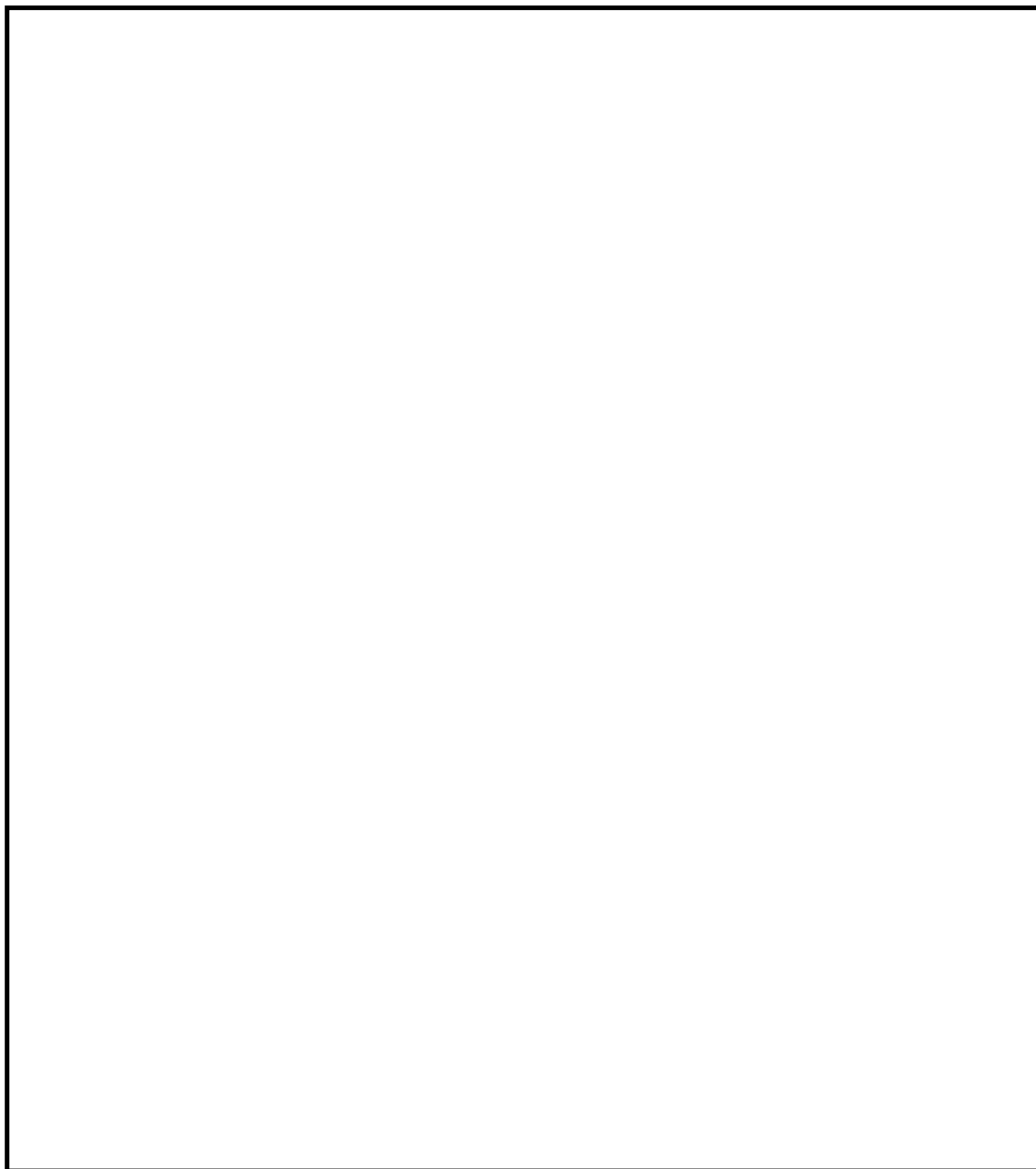
※1 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが，管理区域の区域区分Ⅰ又はⅡ (0.1mSv/h 未満)にある設備であり，被ばく評価上影響は小さい。



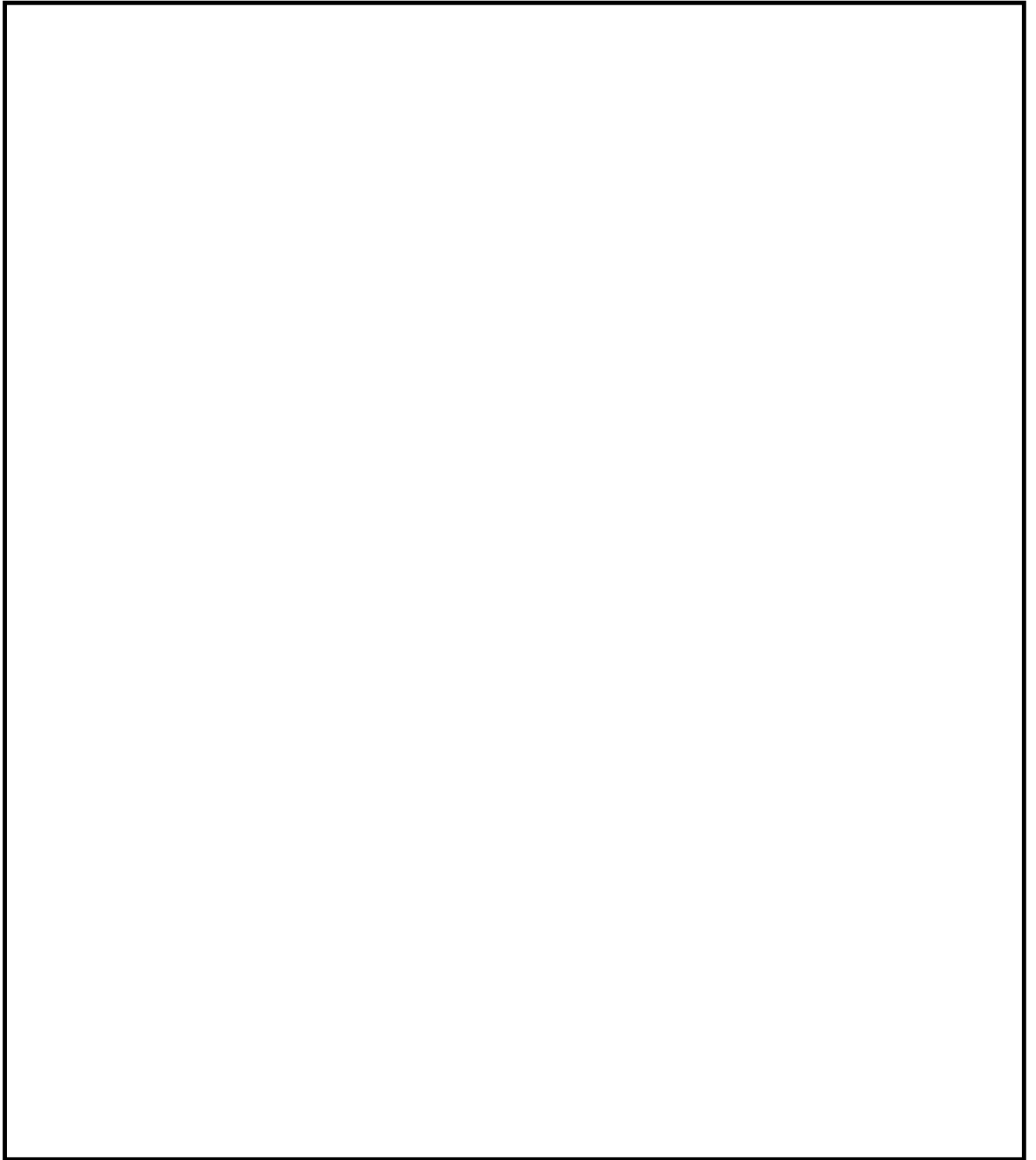
第1図 屋外アクセスルート



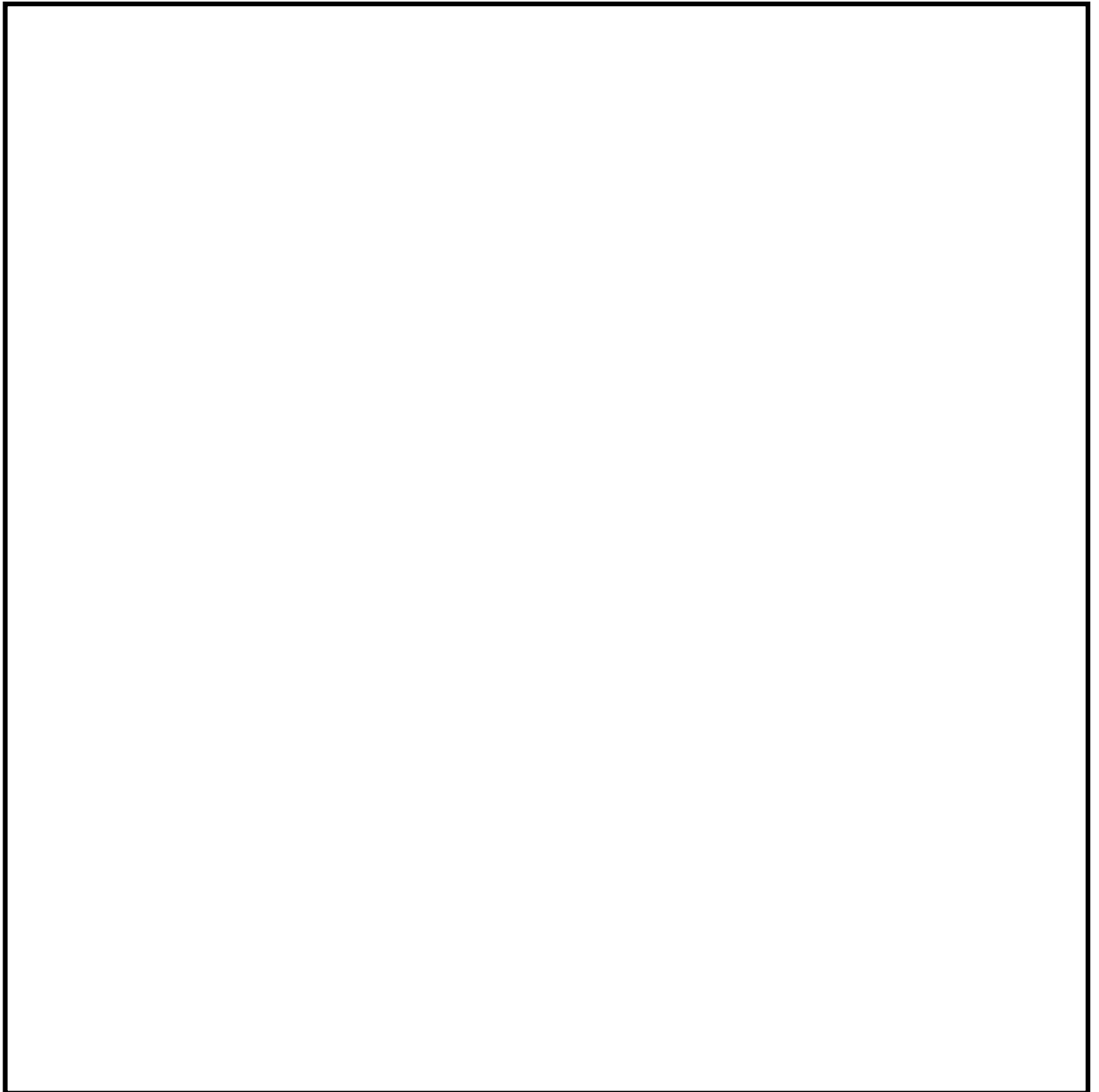
第 2 図 原子炉建屋 1 階の操作場所及びアクセスルート



第 3 図 原子炉建屋 2 階の操作場所及びアクセスルート



第 4 図 原子炉建屋 3 階及び原子炉建屋付属棟 4 階の
操作場所及びアクセスルート



第 5 図 原子炉建屋 4 階の操作場所及びアクセスルート



第 6 図 原子炉建屋 5 階



第 7 図 原子炉建屋 6 階

補足 11 線量評価に用いた気象データについて

1. はじめに

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当たっては、東海第二発電所敷地内で 2005 年度に観測された風向、風速等を用いて線量評価を行っている。本補足資料では、2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性について説明する。

2. 設置変更許可申請において 2005 年度の気象データを用いた理由

新規制基準適合性に係る設置変更許可申請に当り、添付書類十に新たに追加された炉心損傷防止対策の有効性評価で、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合の敷地境界における実効線量の評価が必要となった。その際、添付書類六に記載している 1981 年度の気象データの代表性について、申請準備時点の最新気象データを用いて確認したところ、代表性が確認できなかった。このため、平常時線量評価用の風洞実験結果（原子炉熱出力向上の検討の一環で準備）※が整備されている 2005 年度の気象データについて、申請時点での最新気象データにて代表性を確認した上で、安全解析に用いる気象条件として適用することにした。これに伴い、添付書類九（通常運転時の線量評価）、添付書類十（設計基準事故時の線量評価）の安全解析にも適用し、評価を見直すこととした（参考 1 参照）。

※：線量評価には「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下、気象指針という。）に基づき統計処理された気象データを用いる。また、気象データのほかに放射性物質の放出量、排気筒高さ等のプラントデータ、評価点までの距離、排気筒有効高さ（風洞実験結果）等のデータが必要となる。

風洞実験は平常時、事故時の放出源高さで平地実験、模型実験を行い排気筒の有効高さを求めている。平常時の放出源高さの設定に当たっては、吹上げ高さを考慮しており、吹上げ高さの計算に 2005 年度の気象データ（風向別風速逆数の平均）を用いている。

これは、2011 年 3 月以前、東海第二発電所において、次のように 2005 年度の気象データを用いて原子炉熱出力の向上について検討していたことによる。

原子炉熱出力向上に伴い添付書類九の通常運転時の線量評価条件が変更になること（主蒸気流量の 5% 増による冷却材中のよう素濃度減少により、換気系からの気体状よう素放出量の減少等、参考 2 参照）、また、南南東方向（常陸那珂火力発電所方向）、北東方向（海岸方向）の線量評価地点の追加も必要であったことから、中立の大気安定度の気流条件での風洞実験を新たに規定した「(社) 日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準：2003」に基づき、使用済燃料乾式貯蔵建屋、固体廃棄物作業建屋等の当初の風洞実験（1982 年）以降に増設された建屋も反映し、2005 年度の気象データを用いて風洞実験（参考 3 参照）を実施した。

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。この評価においては、1981 年度と 2005 年度の気象データから吹上げ高さを加えて評価した放出源高さの差異が、人の居住を考慮した線量評価点のうち線量が最大となる評価点に向かう風向を含む主要風向において僅かであったため、従来の風洞実験（1982 年）の結果による有効高さを用いることにした（参考 4 参照）。

3. 2005 年度の気象データを用いて線量評価することの妥当性

線量評価に用いる気象データについては、気象指針に従い統計処理された 1 年間の気象データを使用している。気象指針（参考参照）では、その年の気象がとくに異常であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましいとしている。

以上のことから、2005 年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データと比較し、以下について確認する。

- ・ 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度
- ・ 異常年検定

4. 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度と異常年検定の評価結果

(1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度の最新の気象との比較

想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象（2005 年度）と最新の気象（2015 年度）との比較を行った。その結果、2005 年度気象での相対濃度^{※2}は $2.01 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、2015 年度気象では $2.04 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ である。2005 年度に対し 2015 年度の相対濃度は約 1% の増加（気象指針に記載の相対濃度の年変動の範囲 30% 以内）であり、2005 年度の気象データに特異性はない。

※2 排気筒放出における各方位の 1 時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が 97% に当たる相対濃度を算出し、各方位の最大値を比較

(2) 異常年検定

a. 検定に用いた観測記録

検定に用いた観測記録は第 1 表のとおりである。

なお、参考として、最寄の気象官署（水戸地方気象台、小名浜特別地域

気象観測所) の観測記録についても使用した。

第 1 表 検定に用いた観測記録

検定年	統計年※ ³	観測地点※ ⁴
2005 年度： 2005 年 4 月 ～ 2006 年 3 月	① 2001 年 4 月～2013 年 3 月 (申請時最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m)
	② 2004 年 4 月～2016 年 3 月 (最新 10 年の気象データ)	・敷地内観測地点 (地上高 10m, 81m, 140m) < 参考 > ・水戸地方気象台 ・小名浜特別地域気象観測所

※³ 2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※⁴ 敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータである
が、気象の特異性を確認するため評価

b. 検定方法

不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順により異常年検定を行った (参考 5 参照)。

c. 検定結果 (①～⑯ 棄却検定表参照)

検定結果は第 2 表のとおりであり, 最新の気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) を用いた場合でも, 有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく, 有意な増加はない。また, 最寄の気象官署の気象データにおいても, 有意水準 (危険率) 5% での棄却数は少なく, 2005 年度の気象データは異常年とは判断されない。

第 2 表 検定結果

検定年	統計年※ ⁵	棄却数				
		敷地内観測地点			参 考	
		地上高 10m	地上高 81m※ ⁶	地上高 140m	水戸地方 気象台	小名浜特 別地域気 象観測所
2005 年度	①	1 個	0 個	3 個	—	—
	②	3 個	1 個	4 個	1 個	3 個

※5 ①：2001 年 4 月～2013 年 3 月（申請時最新 10 年の気象データ）

②：2004 年 4 月～2016 年 3 月（最新 10 年の気象データ）

2006 年度は気象データの欠測率が高いため統計年から除外

※6 敷地内観測地点地上 81m は東海発電所の排気筒付近のデータである
が、気象の特異性を確認するため評価

5. 異常年検定による棄却項目の線量評価に与える影響

異常年検定については、風向別出現頻度 17 項目、風速階級別出現頻度 10 項目についてそれぞれ検定を行っている。

線量評価に用いる気象(2005 年度)を最新の気象データ(2004 年 4 月～2016 年 3 月)にて検定した結果、最大の棄却数は地上高 140m の観測地点で 27 項目中 4 個であった。棄却された項目について着目すると、棄却された項目は全て風向別出現頻度であり、その方位は E N E, E, E S E, S S W である。

ここで、最新の気象データを用いた場合の線量評価への影響を確認するため、棄却された各風向の相対濃度について、2005 年度と 2015 年度を第 3 表のとおり比較した。

E N E, E, E S Eについては2005年度に対し2015年度は0.5倍～0.9倍程度の相対濃度となり、2005年度での評価は保守的な評価となっており、線量評価結果への影響を与えない。なお、S S Wについては2005年度に対し2015年度は約1.1倍の相対濃度とほぼ同等であり、また、S S Wは頻度が比較的強く相対濃度の最大方位とはならないため線量評価への影響はない。

第3表 棄却された各風向の相対濃度の比較結果

風向	相対濃度 ^{※7} (s/m ³) (2005年度) : A	相対濃度 ^{※7} (s/m ³) (2015年度) : B	比 (B / A)
E N E	1.456×10^{-6}	1.258×10^{-6}	0.864
E	1.982×10^{-6}	1.010×10^{-6}	0.510
E S E	1.810×10^{-6}	1.062×10^{-6}	0.587
S S W	1.265×10^{-6}	1.421×10^{-6}	1.123

※7 燃料集合体落下事故を想定した排気筒放出における、各方位の1時間ごとの気象データを用いた年間の相対濃度を小さい方から累積し、その累積頻度が97%に当たる相対濃度を算出

6. 結 論

2005年度の気象データを用いることの妥当性を最新の気象データとの比較により評価した結果は以下のとおり。

- (1) 想定事故時の線量計算に用いる相対濃度について、線量評価に用いる気象(2005年度)と最新の気象(2015年度)での計算結果について比較を行った結果、気象指針に記載されている相対濃度の年変動(30%以内)の範囲に収まり、2005年度の気象データに特異性はない。
- (2) 2005年度の気象データについて申請時の最新気象データ(2001年4月～

2013 年 3 月) 及び最新気象データ (2004 年 4 月～2016 年 3 月) で異常年検定を行った結果、棄却数は少なく、有意な増加はない。また、気象指針にて調査することが推奨されている最寄の気象官署の気象データにおいても、2005 年度の気象データは棄却数は少なく、異常年とは判断されない。

(3) 異常年検定にて棄却された風向の相対濃度については、最新気象データと比べて保守的、あるいは、ほぼ同等となっており、線量評価結果への影響を与えない。

以上より、2005 年度の気象データを線量評価に用いることは妥当である。

① 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.96	5.85	3.78	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.39	3.52	6.02	2.77	○
NNE	8.89	8.15	6.91	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.20	11.76	6.67	21.42	2.11	○
NE	19.71	24.49	23.29	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.60	18.49	18.41	27.13	9.84	○
ENE	8.31	8.38	10.04	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.10	7.00	9.80	11.55	2.46	○
E	4.39	3.76	4.56	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.70	3.74	5.55	5.88	1.59	○
ESE	2.79	2.86	2.93	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.20	2.57	3.66	3.37	1.76	×
SE	2.90	2.61	2.95	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	3.00	2.73	3.09	3.31	2.14	○
SSE	3.35	3.34	3.74	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.50	4.06	3.32	5.80	2.33	○
S	5.00	4.13	5.02	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	7.00	5.65	4.99	7.72	3.59	○
SSW	3.79	3.56	4.35	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.70	4.61	3.13	6.15	3.06	○
SW	4.32	4.90	4.93	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.40	4.75	3.67	6.44	3.06	○
WSW	4.38	4.09	3.53	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.70	4.18	4.25	5.31	3.05	○
W	5.44	4.16	4.23	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.49	5.13	5.88	3.09	○
WNW	5.95	5.05	6.19	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.30	6.09	7.65	7.12	5.06	×
NW	7.95	7.42	7.60	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.10	8.42	9.54	10.41	6.42	○
NNW	7.63	6.60	5.19	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.60	6.20	6.53	8.35	4.05	○
CALM	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.2	0.90	1.10	1.73	0.06	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

② 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速(m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.24	0.65	0.75	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.20	0.90	1.10	1.73	0.06	○
0.5～1.4	6.70	5.19	5.56	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.40	6.12	6.99	8.26	3.98	○
1.5～2.4	10.58	8.92	9.61	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	11.00	10.20	11.28	12.53	7.87	○
2.5～3.4	12.17	11.15	12.55	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.40	12.24	14.10	13.99	10.48	×
3.5～4.4	12.57	12.25	12.80	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.10	12.74	13.85	13.97	11.51	○
4.5～5.4	11.54	10.97	11.30	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.00	12.07	12.03	14.11	10.03	○
5.5～6.4	10.66	9.62	10.10	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.00	10.40	9.92	12.02	8.79	○
6.5～7.4	7.67	8.18	8.82	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.60	8.34	7.40	9.30	7.38	○
7.5～8.4	6.17	7.68	7.35	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.30	6.64	5.51	8.40	4.89	○
8.5～9.4	5.14	6.84	6.01	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.00	5.48	4.82	7.03	3.92	○
9.5以上	15.56	18.54	15.15	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	13.00	14.88	13.00	19.70	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

③ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	4.09	4.59	3.42	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.5	4.67	3.79	6.79	2.56	○
NNE	8.41	7.81	7.03	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.46	6.60	21.28	1.64	○
NE	17.97	21.91	21.50	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	16.75	17.88	25.36	8.14	○
ENE	7.76	8.22	9.86	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	6.48	8.95	11.52	1.44	○
E	3.34	3.80	4.30	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	3.35	4.32	5.55	1.16	○
ESE	2.40	2.79	2.47	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.34	2.77	3.26	1.42	○
SE	2.74	2.86	2.96	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.81	2.75	3.47	2.16	○
SSE	3.78	3.48	3.96	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.42	4.16	6.63	2.22	○
S	4.77	3.66	4.43	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.19	4.88	7.35	3.03	○
SSW	2.86	2.56	3.20	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	3.55	2.43	5.07	2.02	○
SW	3.26	3.62	3.42	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.37	2.64	4.63	2.11	○
WSW	3.32	3.33	3.11	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.22	3.08	3.87	2.58	○
W	4.53	4.08	4.57	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.30	4.58	5.30	3.30	○
WNW	8.29	7.52	8.02	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	8.21	9.14	9.34	7.08	○
NW	15.13	13.32	12.41	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.34	15.31	17.17	9.50	○
NNW	6.67	5.88	4.76	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.73	6.03	7.32	4.15	○
CALM	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

④ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風速 (m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.65	0.58	0.59	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	0.81	0.69	1.41	0.21	○
0.5～1.4	4.92	4.95	5.23	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	6.08	5.79	9.13	3.03	○
1.5～2.4	10.06	10.15	10.09	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	11.15	10.58	14.05	8.25	○
2.5～3.4	13.91	14.28	14.41	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	14.42	15.24	16.19	12.65	○
3.5～4.4	15.55	14.93	14.78	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.29	16.48	16.57	14.01	○
4.5～5.4	13.97	12.98	12.75	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	13.44	13.66	15.04	11.84	○
5.5～6.4	11.36	10.40	11.85	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.74	11.14	12.35	9.13	○
6.5～7.4	8.16	8.38	8.75	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.95	8.04	9.29	6.62	○
7.5～8.4	6.41	6.50	6.98	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	6.02	5.64	7.35	4.70	○
8.5～9.4	4.97	5.31	4.65	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.43	4.02	5.81	3.06	○
9.5以上	10.04	11.52	9.92	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	9.67	8.74	12.98	6.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2001年度を追加した。

⑤ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）

統計年 風向	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.29	3.24	2.85	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.40	2.70	2.15	3.54	1.85	○
NNE	12.39	12.29	12.11	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.50	10.45	9.93	14.64	6.26	○
NE	12.70	15.12	17.57	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.60	14.35	15.15	19.68	9.02	○
ENE	3.27	3.57	3.90	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.40	4.74	4.49	7.52	1.97	○
E	2.51	2.86	2.84	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.80	2.49	2.60	3.55	1.43	○
ESE	3.04	3.68	3.30	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.30	3.36	3.49	4.46	2.26	○
SE	5.14	5.79	5.80	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.60	5.00	5.73	6.40	3.59	○
SSE	4.00	3.66	3.99	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.00	4.95	4.59	7.16	2.73	○
S	2.41	2.22	2.63	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.41	2.31	5.25	1.57	○
SSW	3.52	3.26	3.07	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.40	3.23	2.36	4.06	2.40	×
SW	1.37	0.79	1.35	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.30	1.17	1.22	1.68	0.66	○
WSW	2.94	2.70	2.48	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.90	2.23	2.40	3.54	0.92	○
W	12.93	11.05	10.01	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.30	8.31	10.13	15.30	1.31	○
WNW	19.82	18.95	18.46	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.90	21.43	21.68	26.45	16.42	○
NW	6.86	6.86	6.03	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.90	7.78	7.42	11.65	3.91	○
NNW	2.97	2.92	2.33	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.50	2.93	2.65	3.87	1.99	○
CALM	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.6	1.9	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑥ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m，地上高 10m）（％）

統計年 風速 (m/s)	2001	2002	2003	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.82	1.03	1.29	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.48	1.69	2.46	0.49	○
0.5～1.4	12.24	12.79	13.24	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.70	14.59	15.14	18.20	10.98	○
1.5～2.4	30.43	30.39	28.56	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.40	31.62	32.77	35.24	28.00	○
2.5～3.4	22.23	21.48	21.80	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.90	22.42	20.88	24.29	20.55	○
3.5～4.4	10.85	10.91	11.31	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.70	10.74	10.16	11.83	9.66	○
4.5～5.4	7.69	8.16	9.27	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.10	7.20	7.09	9.49	4.91	○
5.5～6.4	5.21	6.40	6.23	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.50	4.72	4.79	6.97	2.46	○
6.5～7.4	4.20	4.07	3.92	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.60	3.07	3.01	4.96	1.18	○
7.5～8.4	2.84	2.51	2.18	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.60	1.93	2.29	3.28	0.57	○
8.5～9.4	1.77	1.12	1.07	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.70	1.06	1.09	1.90	0.22	○
9.5以上	1.70	1.13	1.13	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.80	1.18	1.10	1.99	0.36	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2001年度を追加した。

⑦ 棄却検定表（風向）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.40	5.01	4.27	4.11	4.62	4.43	4.50	4.48	4.38	5.20	4.44	3.52	5.60	3.28	○
NNE	6.22	11.41	13.51	18.30	14.74	15.31	14.10	11.42	14.59	20.56	14.02	6.67	23.32	4.72	○
NE	18.45	18.06	20.80	16.75	14.99	14.71	13.66	15.68	13.11	13.60	15.98	18.41	21.91	10.05	○
ENE	8.97	7.09	6.97	5.51	5.25	5.40	4.16	5.74	5.59	4.95	5.96	9.80	9.21	2.72	×
E	4.42	4.59	4.14	3.49	3.17	3.13	1.65	3.02	3.06	3.04	3.37	5.55	5.40	1.34	×
ESE	2.99	2.32	2.85	2.26	2.26	2.22	2.17	2.00	2.36	2.20	2.36	3.66	3.10	1.62	×
SE	2.66	2.15	2.85	2.59	2.74	2.82	2.98	2.99	2.79	2.26	2.69	3.09	3.36	2.01	○
SSE	3.54	3.69	3.73	4.18	4.89	4.68	5.52	4.76	5.29	5.12	4.54	3.32	6.23	2.85	○
S	6.63	6.33	5.38	5.19	6.03	5.83	6.96	6.48	5.87	5.76	6.04	4.99	7.36	4.73	○
SSW	5.02	4.54	4.55	4.43	5.35	4.76	5.68	6.07	4.89	5.45	5.08	3.13	6.37	3.78	×
SW	5.16	3.92	3.40	4.53	5.16	5.76	5.38	4.94	4.64	5.05	4.79	3.67	6.46	3.13	○
WSW	4.31	4.66	3.29	4.11	4.67	4.07	4.63	4.81	5.16	4.10	4.38	4.25	5.62	3.14	○
W	4.65	3.89	3.81	4.47	5.55	4.26	4.40	4.64	5.07	4.24	4.50	5.13	5.74	3.26	○
WNW	6.71	5.87	6.13	6.26	6.05	6.37	6.29	6.75	7.56	5.62	6.36	7.65	7.65	5.07	○
NW	9.12	9.02	8.06	7.95	7.99	8.94	10.14	8.95	9.69	6.99	8.68	9.54	10.90	6.47	○
NNW	6.97	7.03	5.86	4.90	5.27	5.98	6.57	6.52	5.08	4.81	5.90	6.53	7.92	3.88	○
CALM	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑧ 棄却検定表（風速）（標高148m）

観測場所：敷地内A地点（標高148m，地上高140m）（％）

統計年 風速 (m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.76	0.42	0.39	0.98	1.26	1.32	1.21	0.75	0.88	1.04	0.90	1.10	1.68	0.12	○
0.5～1.4	6.43	5.00	4.91	6.14	6.91	6.97	7.32	5.92	6.20	6.78	6.26	6.99	8.18	4.33	○
1.5～2.4	11.42	8.63	9.44	10.82	11.16	10.43	10.94	10.58	9.76	10.98	10.42	11.28	12.50	8.33	○
2.5～3.4	13.72	11.36	12.24	11.61	12.66	12.49	12.38	12.89	12.13	13.45	12.49	14.10	14.24	10.75	○
3.5～4.4	13.58	12.63	13.41	13.26	12.52	12.24	12.12	14.22	13.05	13.51	13.05	13.85	14.64	11.47	○
4.5～5.4	12.07	13.08	12.09	12.67	13.40	12.60	11.01	12.52	12.25	11.78	12.35	12.03	13.95	10.75	○
5.5～6.4	9.68	11.98	10.33	10.78	10.64	10.24	10.01	10.35	11.29	9.51	10.48	9.92	12.23	8.73	○
6.5～7.4	7.95	8.74	8.28	8.19	8.89	8.08	8.62	8.57	9.22	7.47	8.40	7.40	9.61	7.19	○
7.5～8.4	5.34	6.97	7.05	5.91	6.39	6.28	7.32	7.01	6.63	5.89	6.48	5.51	7.98	4.98	○
8.5～9.4	5.03	5.60	4.77	5.03	4.82	5.52	6.08	5.01	5.14	4.97	5.20	4.82	6.17	4.22	○
9.5以上	14.02	15.61	17.08	14.61	11.35	13.84	12.98	12.18	13.45	14.63	13.97	13.00	17.90	10.05	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑨ 棄却検定表（風向）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	3.25	4.84	4.64	4.84	5.88	5.68	5.50	5.04	5.05	6.22	5.09	3.79	7.05	3.14	○
NNE	6.03	10.15	12.15	17.45	14.51	16.54	14.50	11.55	14.10	19.46	13.64	6.60	22.84	4.45	○
NE	17.51	16.08	19.04	16.64	13.25	12.20	11.40	14.95	13.31	12.28	14.67	17.88	20.77	8.56	○
ENE	7.84	6.78	7.22	5.33	4.72	3.74	3.30	5.73	4.21	4.52	5.34	8.95	8.97	1.71	○
E	4.02	4.35	4.18	3.00	2.48	2.26	1.80	2.89	2.33	2.47	2.98	4.32	5.11	0.85	○
ESE	2.75	2.29	2.79	2.30	2.05	1.83	1.70	2.17	2.07	1.91	2.19	2.77	3.04	1.33	○
SE	2.80	2.21	2.96	2.89	2.53	2.99	3.20	2.56	3.40	2.60	2.81	2.75	3.64	1.98	○
SSE	3.77	3.74	3.90	4.83	5.80	4.88	6.10	4.79	5.78	5.58	4.92	4.16	7.03	2.81	○
S	6.82	5.76	4.74	4.64	5.94	5.42	5.70	5.01	4.67	4.87	5.36	4.88	7.03	3.68	○
SSW	3.86	3.40	3.06	3.59	4.46	4.16	4.30	4.07	3.53	4.25	3.87	2.43	4.95	2.79	×
SW	3.63	3.07	2.30	2.96	3.33	4.04	4.10	3.45	3.38	3.56	3.38	2.64	4.63	2.13	○
WSW	3.09	3.28	2.75	3.08	3.37	3.10	3.80	3.50	4.06	3.23	3.33	3.08	4.23	2.42	○
W	4.17	4.04	3.59	4.13	5.19	4.29	4.40	4.66	4.76	4.26	4.35	4.58	5.39	3.31	○
WNW	9.03	7.66	7.81	8.17	8.29	8.59	8.70	9.54	10.05	7.43	8.53	9.14	10.51	6.54	○
NW	15.17	15.33	12.82	10.66	11.34	13.08	14.10	13.28	12.90	10.98	12.97	15.31	16.82	9.11	○
NNW	5.67	6.32	5.42	4.60	5.65	6.05	6.30	5.80	5.54	5.08	5.64	6.03	6.90	4.38	○
CALM	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑩ 棄却検定表（風速）（標高89m）

観測場所：敷地内A地点（標高 89m，地上高 81m）（％）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界（5％）		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	0.61	0.68	0.65	0.90	1.21	1.14	1.10	1.01	0.86	1.29	0.95	0.69	1.53	0.37	○
0.5～1.4	5.62	4.89	5.08	6.94	7.56	7.82	7.80	7.41	6.47	7.60	6.72	5.79	9.42	4.01	○
1.5～2.4	11.31	9.38	10.83	12.09	12.36	12.35	12.90	12.41	11.84	13.06	11.85	10.58	14.46	9.24	○
2.5～3.4	14.52	13.35	14.11	14.46	16.20	14.86	14.10	15.47	15.34	15.31	14.77	15.24	16.74	12.80	○
3.5～4.4	16.34	14.98	15.93	15.47	15.05	15.26	14.60	15.94	15.26	14.65	15.35	16.48	16.71	13.98	○
4.5～5.4	13.85	14.76	13.52	13.42	13.75	12.61	12.80	12.85	13.64	12.56	13.38	13.66	15.00	11.75	○
5.5～6.4	10.73	11.54	10.67	10.40	10.51	9.52	10.40	10.94	10.49	9.78	10.50	11.14	11.84	9.16	○
6.5～7.4	7.90	8.66	7.72	7.14	7.22	7.49	8.10	7.38	8.49	7.34	7.74	8.04	9.01	6.48	○
7.5～8.4	5.44	6.25	5.74	5.23	5.40	6.17	6.10	4.94	5.67	5.51	5.64	5.64	6.66	4.63	○
8.5～9.4	4.10	4.85	4.30	4.12	3.20	4.43	4.40	4.20	3.89	4.42	4.19	4.02	5.22	3.16	○
9.5以上	9.58	10.65	11.45	9.84	7.54	8.37	7.80	7.44	8.05	8.47	8.92	8.74	12.21	5.63	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し，2004年度を追加した。

⑪ 棄却検定表（風向）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（%）

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	2.50	2.57	2.17	2.52	2.81	2.62	2.39	2.26	2.16	2.70	2.47	2.15	2.99	1.95	○
NNE	10.30	7.29	9.57	11.21	9.18	11.62	8.49	8.24	8.84	11.06	9.58	9.93	12.98	6.18	○
NE	13.28	15.17	17.51	16.15	12.25	12.18	11.58	12.60	12.33	13.45	13.65	15.15	18.32	8.98	○
ENE	3.74	5.42	6.41	5.52	5.07	4.14	6.39	7.34	6.61	7.12	5.78	4.49	8.65	2.90	○
E	2.62	3.05	2.44	2.85	2.19	1.78	1.78	2.84	2.14	3.40	2.51	2.60	3.79	1.23	○
ESE	3.81	3.44	3.44	3.98	3.36	3.25	2.38	3.01	3.47	2.82	3.30	3.49	4.40	2.19	○
SE	5.63	4.29	4.37	4.59	5.21	4.53	4.58	4.04	4.56	4.03	4.58	5.73	5.76	3.40	○
SSE	5.62	5.03	4.47	4.63	6.32	5.73	6.01	4.96	4.74	5.63	5.31	4.59	6.81	3.82	○
S	3.85	3.68	3.79	3.25	4.55	3.54	4.20	3.69	3.42	3.50	3.75	2.31	4.66	2.84	×
SSW	3.20	3.19	2.35	3.28	3.64	3.38	3.39	3.47	3.14	3.32	3.23	2.36	4.05	2.42	×
SW	1.08	1.53	1.09	1.06	1.00	1.12	1.27	1.47	1.34	1.78	1.27	1.22	1.88	0.67	○
WSW	2.15	1.44	1.25	2.47	2.66	2.34	1.91	1.97	2.52	1.97	2.07	2.40	3.16	0.97	○
W	11.71	4.73	4.55	6.91	6.99	7.88	6.34	5.87	6.41	5.74	6.71	10.13	11.52	1.91	○
WNW	19.53	24.91	22.81	21.72	22.62	22.60	22.88	22.63	24.11	20.77	22.46	21.68	26.09	18.83	○
NW	6.52	9.65	8.87	6.09	7.67	8.35	10.93	9.78	9.37	7.93	8.51	7.42	12.10	4.93	○
NNW	2.61	3.51	3.10	2.43	2.87	3.04	3.49	4.17	3.20	3.09	3.15	2.65	4.32	1.98	○
CALM	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑫ 棄却検定表（風速）（標高18m）

観測場所：敷地内A地点（標高 18m, 地上高 10m）（%）

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.85	1.11	1.82	1.35	1.60	1.90	2.00	1.68	1.64	1.70	1.66	1.69	2.30	1.03	○
0.5～1.4	14.96	14.40	15.93	13.88	15.83	15.92	16.73	15.60	15.63	16.08	15.50	15.14	17.51	13.48	○
1.5～2.4	31.22	32.03	33.39	32.69	32.91	33.15	31.38	32.64	33.04	31.24	32.37	32.77	34.35	30.39	○
2.5～3.4	22.97	21.70	21.95	23.48	23.08	23.60	21.94	22.79	24.23	23.94	22.97	20.88	25.05	20.88	×
3.5～4.4	9.77	10.95	10.88	10.69	11.19	10.19	10.67	11.34	11.65	11.54	10.89	10.16	12.28	9.49	○
4.5～5.4	6.25	6.89	6.66	7.22	6.75	6.01	7.06	7.04	6.89	7.48	6.83	7.09	7.87	5.79	○
5.5～6.4	4.34	4.69	4.15	3.91	3.58	4.17	4.48	3.78	3.36	4.17	4.06	4.79	5.04	3.09	○
6.5～7.4	3.30	3.31	2.25	2.60	2.02	2.44	2.63	2.19	1.59	1.93	2.43	3.01	3.75	1.10	○
7.5～8.4	2.34	2.24	1.20	1.70	1.39	1.25	1.55	1.37	0.94	1.05	1.50	2.29	2.62	0.39	○
8.5～9.4	1.33	1.24	0.86	1.20	0.72	0.60	0.72	0.71	0.47	0.49	0.83	1.09	1.58	0.09	○
9.5以上	1.67	1.45	0.90	1.30	0.94	0.75	0.84	0.86	0.56	0.37	0.96	1.10	1.91	0.01	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑬ 棄却検定表（風向）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.34	17.09	18.48	14.84	16.36	17.58	14.82	13.31	12.53	11.75	15.21	13.38	20.47	9.95	○
NNE	6.78	6.87	8.19	7.57	7.63	7.52	7.05	7.07	6.68	7.83	7.32	6.68	8.51	6.13	○
NE	6.22	6.14	8.14	9.37	6.51	7.25	6.82	6.01	6.65	8.23	7.13	7.36	9.76	4.51	○
ENE	8.70	8.79	9.94	10.20	7.40	7.33	7.71	9.20	8.31	8.81	8.64	9.50	10.97	6.30	○
E	9.92	9.38	10.94	9.26	8.55	7.28	6.49	9.98	8.95	8.87	8.96	10.92	12.05	5.87	○
ESE	4.37	3.22	5.08	3.38	4.19	3.72	4.02	3.43	3.79	3.81	3.90	4.41	5.21	2.60	○
SE	3.11	3.02	3.38	3.05	2.99	3.05	3.74	2.82	2.95	3.07	3.12	2.91	3.74	2.50	○
SSE	1.30	1.50	1.12	1.15	1.29	1.47	1.36	1.10	1.28	1.17	1.27	1.43	1.61	0.94	○
S	2.99	2.43	1.56	2.49	2.82	2.74	2.98	2.96	2.17	2.47	2.56	1.96	3.62	1.50	○
SSW	5.32	5.83	4.64	5.28	6.78	6.32	6.22	5.78	5.79	6.40	5.84	4.24	7.34	4.33	×
SW	5.47	4.84	3.40	3.77	4.86	5.08	4.00	4.01	3.92	3.97	4.33	4.20	5.93	2.73	○
WSW	2.97	3.28	2.61	2.74	3.62	2.91	3.41	3.21	3.66	3.56	3.20	3.26	4.09	2.31	○
W	3.18	2.86	2.83	2.84	3.49	3.07	3.70	3.27	4.34	2.82	3.24	3.81	4.40	2.08	○
WNW	2.75	2.57	2.17	1.72	1.84	2.24	2.89	2.56	2.54	1.59	2.29	3.17	3.35	1.22	○
NW	6.63	5.69	3.15	4.59	4.86	4.11	6.10	6.47	7.06	5.48	5.41	7.67	8.34	2.49	○
NNW	13.20	14.77	12.63	16.29	15.44	16.86	17.84	17.99	18.01	19.29	16.23	13.36	21.45	11.01	○
CALM	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑭ 棄却検定表（風速）（水戸地方気象台）

観測場所：水戸地方気象台(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	1.75	1.73	1.74	1.45	1.36	1.47	0.83	0.85	1.38	0.87	1.34	1.74	2.22	0.46	○
0.5～1.4	33.41	35.08	36.96	37.22	32.05	33.83	31.50	32.61	32.82	26.35	33.18	35.02	40.51	25.85	○
1.5～2.4	29.63	29.88	30.31	28.20	30.41	29.79	31.92	31.80	30.66	35.10	30.77	29.14	35.18	26.36	○
2.5～3.4	16.75	17.72	16.28	15.96	17.80	16.66	16.03	16.83	16.86	17.36	16.83	16.52	18.36	15.29	○
3.5～4.4	9.81	9.42	8.08	8.85	9.43	9.50	9.63	9.81	10.24	11.26	9.60	10.01	11.57	7.63	○
4.5～5.4	4.93	3.73	3.76	4.08	4.11	4.18	5.29	4.44	4.23	4.93	4.37	4.93	5.61	3.13	○
5.5～6.4	2.05	1.30	1.53	2.14	2.59	2.17	2.47	1.80	1.97	2.78	2.08	1.84	3.18	0.98	○
6.5～7.4	0.96	0.63	0.51	1.14	1.19	1.13	1.25	0.82	1.14	0.98	0.98	0.46	1.57	0.38	○
7.5～8.4	0.41	0.26	0.31	0.46	0.53	0.56	0.67	0.39	0.43	0.20	0.42	0.19	0.76	0.08	○
8.5～9.4	0.18	0.15	0.18	0.21	0.29	0.37	0.24	0.21	0.18	0.08	0.21	0.09	0.40	0.02	○
9.5以上	0.11	0.11	0.34	0.30	0.25	0.34	0.16	0.43	0.08	0.09	0.22	0.06	0.52	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑮ 棄却検定表（風向）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風向	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
N	15.61	18.08	19.49	16.90	17.05	16.58	16.86	16.92	16.52	18.76	17.28	14.97	20.03	14.53	○
NNE	9.51	9.46	11.94	13.36	9.44	11.36	9.70	10.37	9.91	12.46	10.75	9.71	14.14	7.36	○
NE	5.07	5.21	5.40	6.15	5.19	4.83	5.89	5.79	5.13	5.70	5.44	4.45	6.44	4.43	○
ENE	1.70	2.19	2.22	2.20	2.22	1.88	2.00	2.43	2.69	2.79	2.23	1.89	3.03	1.43	○
E	2.15	2.92	2.36	2.48	2.38	2.37	1.90	2.42	2.68	2.52	2.42	2.17	3.07	1.76	○
ESE	1.32	1.95	2.02	1.75	1.78	1.60	1.68	2.15	2.14	1.88	1.83	1.77	2.44	1.22	○
SE	2.96	2.68	2.94	2.19	2.64	2.86	2.81	2.98	2.96	2.60	2.76	3.36	3.35	2.18	×
SSE	5.80	4.93	4.51	4.91	5.09	5.79	5.05	4.80	4.77	4.66	5.03	6.02	6.07	3.99	○
S	11.32	9.73	8.58	9.45	11.91	10.63	10.26	8.92	9.93	12.47	10.32	10.33	13.33	7.31	○
SSW	7.56	5.71	5.88	6.43	7.42	6.79	7.04	7.74	6.28	7.56	6.84	4.77	8.59	5.09	×
SW	2.13	1.79	1.58	2.68	2.70	2.29	2.70	2.79	3.04	1.79	2.35	1.69	3.55	1.15	○
WSW	0.95	0.82	1.05	1.13	0.97	0.97	1.18	1.11	1.07	1.15	1.04	0.95	1.30	0.78	○
W	1.80	1.70	1.58	1.70	1.44	1.71	1.50	1.42	1.75	1.46	1.61	1.89	1.94	1.27	○
WNW	4.70	4.69	3.84	3.98	3.98	4.36	4.28	4.43	4.94	2.88	4.21	6.05	5.60	2.82	×
NW	9.27	8.70	7.85	7.77	7.62	8.06	10.22	9.14	9.83	6.42	8.49	10.63	11.23	5.75	○
NNW	15.51	17.31	16.04	14.80	15.83	15.60	16.16	16.05	15.40	13.91	15.66	16.88	17.78	13.54	○
CALM	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

⑯ 棄却検定表（風速）（小名浜気象観測所）

観測場所：小名浜気象観測所(%)

統計年 風速(m/s)	2004	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	平均値	検定年 2005	棄却限界(5%)		判定 ○採択 ×棄却
													上限	下限	
0.0～0.4	2.64	2.15	2.73	2.11	2.33	2.34	0.80	0.56	0.94	1.00	1.76	2.47	3.74	0.00	○
0.5～1.4	21.92	21.13	22.45	22.79	22.30	22.11	16.85	18.40	18.83	18.49	20.53	20.97	25.64	15.41	○
1.5～2.4	28.61	30.72	31.17	29.65	30.58	28.79	30.61	29.38	32.17	31.56	30.32	30.33	33.13	27.52	○
2.5～3.4	17.92	18.99	17.19	18.04	20.06	19.71	21.00	20.11	20.21	20.27	19.35	18.36	22.32	16.38	○
3.5～4.4	11.69	11.62	10.66	12.27	11.79	12.18	12.28	13.73	12.06	12.35	12.06	10.84	13.89	10.23	○
4.5～5.4	7.47	7.33	6.90	7.80	7.11	6.84	7.96	7.82	7.11	7.86	7.42	7.32	8.42	6.42	○
5.5～6.4	5.06	3.87	4.62	3.81	3.73	3.96	5.41	5.02	3.85	4.28	4.36	4.91	5.83	2.89	○
6.5～7.4	2.45	2.43	2.27	1.93	1.32	2.23	2.79	2.55	2.47	2.17	2.26	2.56	3.22	1.30	○
7.5～8.4	1.11	1.08	0.99	0.96	0.48	1.03	1.21	1.45	1.37	1.05	1.07	1.14	1.70	0.45	○
8.5～9.4	0.75	0.34	0.70	0.43	0.15	0.50	0.59	0.45	0.63	0.60	0.51	0.72	0.94	0.09	○
9.5以上	0.39	0.34	0.32	0.21	0.15	0.31	0.50	0.54	0.37	0.36	0.35	0.39	0.63	0.07	○

注1) 2006年度は標高148mのデータにノイズの影響があったため除外し、2004年度を追加した。

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説 X. での記載

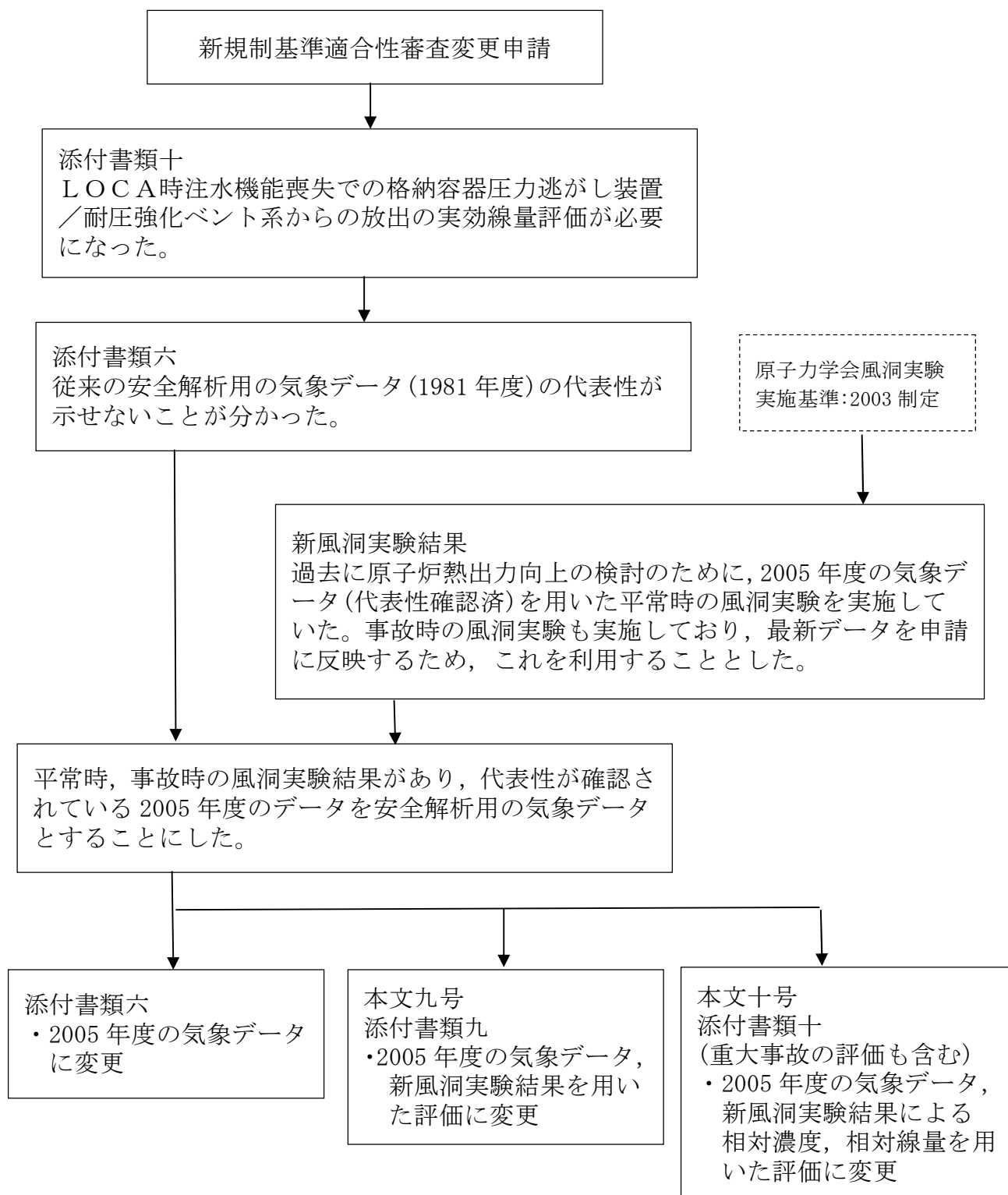
1. 気象現象の年変動

気象現象は、ほぼ1年周期でくり返されているが、年による変動も存在する。このため、想定事故時の線量計算に用いる相対濃度についてその年変動を比較的長期にわたって調査してみると、相対濃度の平均値に対する各年の相対濃度の偏差の比は、30%以内であった。

このことから、1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。

その場合には、その年がとくに異常な年であるか否かを最寄の気象官署の気象資料を用いて調査することが望ましい。また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。

安全解析用気象データ及び風洞実験結果変更経緯について



平常時の気体状よう素放出量について

平常時の気体状よう素放出量の主要な放出経路である換気系からの放射性よう素放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、換気系の漏えい係数に冷却材中の放射性よう素濃度を乗じて求めている。

一方、冷却材中の放射性よう素濃度は、次式により求めている。例えば、ここで主蒸気流量 $F S$ が増加した場合 γ が増加するため、放射性よう素濃度は減少する。

$$I_i = 2.47 \cdot f \cdot Y_i \cdot \lambda_i^{0.5}$$

$$A_i = \frac{I_i}{M(\lambda_i + \beta + \gamma)}$$

I_i : 核種 i の炉心燃料からの漏えい率 (Bq/s)

f : 全希ガス漏えい率 (1.11×10^{-10})

Y_i : 核種 i の核分裂収率 (%)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

A_i : 核種 i の冷却材中濃度 (Bq/g)

M : 冷却材保有量 (g)

β : 原子炉冷却材浄化系のよう素除去率 (s^{-1})

$$\beta = \left(1 - \frac{1}{DF}\right) \cdot \frac{FC}{M}$$

DF : 原子炉冷却材浄化系の除染係数

FC : 原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)

γ : よう素の主蒸気への移行率 (s^{-1})

$$\gamma = CF \cdot \frac{FS}{M}$$

CF : よう素の主蒸気中への移行割合

FS : 主蒸気流量 (g/s)

前述の換気系の漏えい係数は変わらないため、放射性よう素濃度の減少に伴い気体状よう素放出量は減少する。

東海第二発電所風洞実験結果の概要について

風洞実験結果は、参考文献「東海第二発電所大気拡散風洞実験報告書」（平成 25 年 12 月，三菱重工業株式会社）で公開している。風洞実験結果の概要を以下に示す。

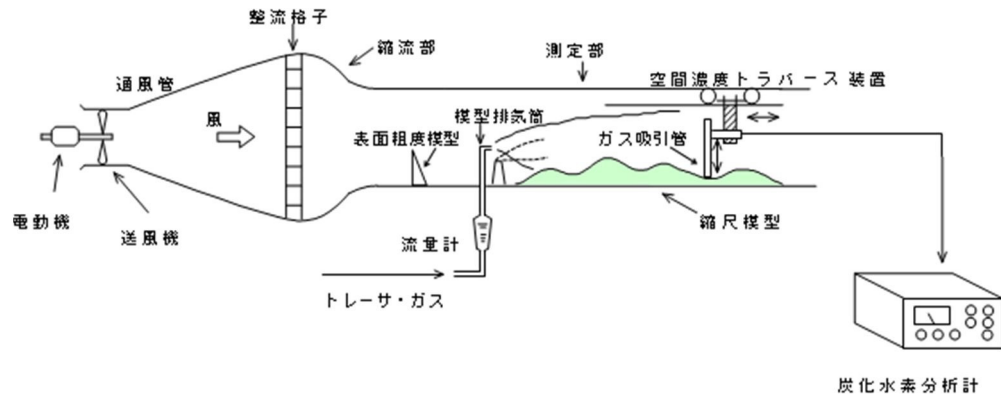
なお，風洞実験は「（社）日本原子力学会標準 発電用原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準」（2003 年 6 月，社団法人 日本原子力学会）に基づき実施している。

その後，風洞実験実施基準：2003 は改訂され風洞実験実施基準：2009 が発刊されているが，実験の要求事項は変更されておらず，複雑地形の発電所で風洞実験で求めた有効高さをを用いて大気拡散評価を行う際の留意点，野外拡散実験結果と野外拡散条件を模擬した風洞実験結果を用いて平地用の基本拡散式（ガウスプルーム拡散式）で評価した結果の比較等の参考事項が追加されたもので，2005 年に実施した風洞実験結果は風洞実験実施基準：2009 も満足している。

1. 実験手順

- （1）大気安定度で中立（C～D）^{注）}に相当する条件になるように風洞実験装置（第 1 図参照）内の気流（風速分布，乱流強度分布）を調整する（第 2 図参照）。
- （2）排気筒有効高さを決定するスケールを作成するため，風洞実験装置内に縮尺模型を入れないで高度を変えて模型排気筒からトレーサガス（ CH_4 ）を放出し，地表濃度を測定する平地実験を実施する（第 3 図参照）。
- （3）風洞実験装置内に縮尺模型（1/2,000，風下 10Km）を入れ，所定の高度の模型排気筒からトレーサガスを放出し，地表濃度を測定する模型実験

を行い平地実験結果と照合し、排気筒源有効高さを求める(第4図参照)。
これにより、建屋、地形の大気拡散に及ぼす影響を把握する。



第1図 風洞実験装置

注) 風洞実験の気流条件を大気安定度で中立相当にする効果について

風洞実験装置内の気流は、風洞測定部入口付近に設置した表面粗度模型で調整している。初期の風洞実験では、アングル鋼等を用いて気流の乱れを与えており、中立よりも安定側の気流状態になっていたが、風洞実験の知見が蓄積されるに従い専用の表面粗度模型（スパイア）が製作、採用されるようになり、風洞実験実施基準を制定した時期には中立相当の気流状態に調整できるようになった。

このため、放出源高さが同じ事故時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の80～110mに対し、今回は95～115mと高く評価されている。今回の風洞実験では中立の大気安定度（C～D）を再現したため、建屋模型がない平地の気流の乱れが大きくなり、建屋模型の追加により生じる気流の乱れの影響が相対的に小さく、見掛け上の放出源高さの減少が小さくなったためと推定される。前回は、D～Eの大気安定度に相当する気流の乱れであり、建屋模型の追加で生じる気流の乱れが大きく作用して、見掛け上の放出源高さの減少が大きくなったと考えられる。

一方、平常時の排気筒有効高さを比較すると、1987年の風洞実験の120～180mに対し、今回は150～220mと高く評価されている。これは、上記の気流の調整方法の違いによる影響に加え、気象データの変更及び吹出し速度の増加（14m/sから16m/sに増加）により模型実験時の放出源高さが大きくなった影響によると推定される。

図5及び図6に1987年の平地実験の結果、模型実験結果の一例を示す。

2. 放出源高さ

放出源高さは、事故時は通常の換気系は運転されないと想定し、排気筒実高 $H_{01}=H_s$ 、平常時は換気系の運転による吹上げ効果を考慮し、次式のように排気筒実高に吹上げ高さを加えた放出高さ H_{02} とする。ここで、 $1/U$ には、2005年度の気象データを用いた。第1表に風洞実験の放出源高さを示す。

$$H_{02}=H_s + \Delta H$$

$$\Delta H = 3 \frac{W}{U} D$$

H_s : 排気筒実高 (m)

D : 排気筒出口の内径 (m)

W : 吹出し速度 (m/s)

$1/U$: 風速逆数の平均 (s/m)

第1表 放出源高さ

風向	着目方位	風速逆数の平均 (s/m)	吹上げ高さ(m)	放出源高さ (GL m)	
				事故時	平常時
N	S	0.42	90.7	140	231
NNE	SSW	0.32	69.1	140	209
NE	SW	0.21	45.4	140	185
ENE	WSW	0.30	64.8	140	205
E	W	0.40	86.4	140	226
ESE	WNW	0.47	101.5	140	242
SE	NW	0.49	105.8	140	246
SSE	NNW	0.36	77.8	140	218
S	N	0.31	67.0	140	207
SSW	NNE	0.40	86.4	140	226
SW	NE	0.35	75.6	—	216
WSW	ENE	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—
NW	SE	0.27	58.3	—	198
NNW	SSE	0.29	62.6	140	203
排気筒出口の内径 (m)				4.5	
吹出し速度 (m/s)				16.0	
排気筒高さ (GL) (m)				140.0	

*1 風速逆数の平均 (2005年4月～2006年3月)

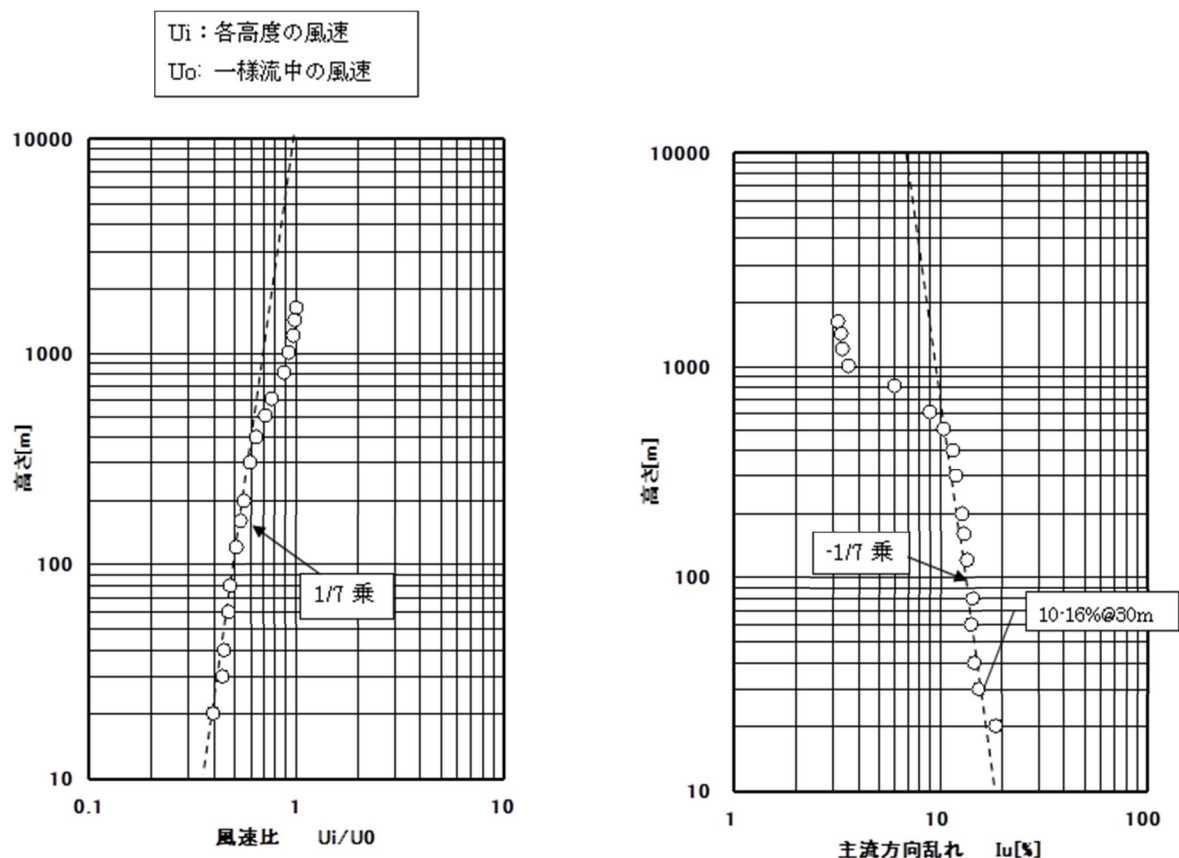
*2 排気筒設置位置標高: EL 8m

3. 排気筒有効高さ

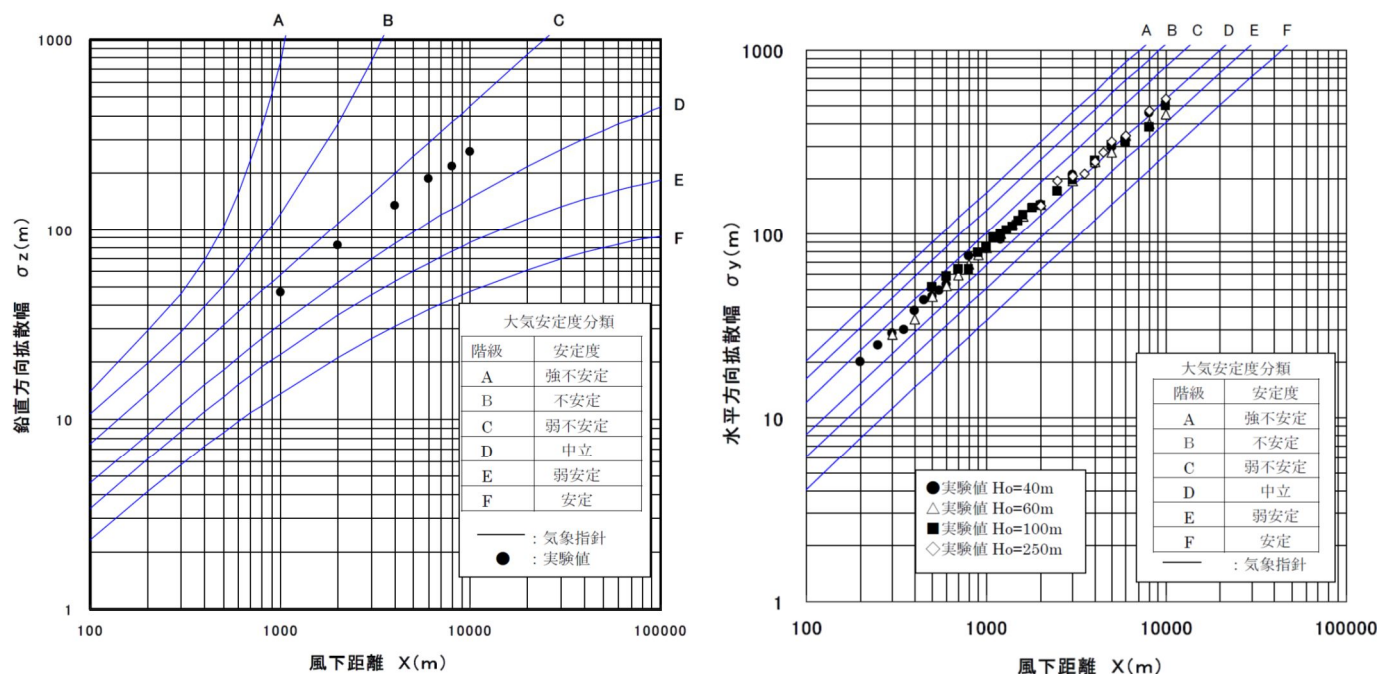
縮尺模型を入れない平地実験と縮尺模型を入れた模型実験（平常時及び事故時）の結果から、第4図のように求めた排気筒有効高さを第2表に示す。

第2表 排気筒有効高さ

風 向	着目方位	平常時			事故時		
		評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)	評価地点 (m)	放出源高さ (m)	有効高さ (m)
N	S	330	231	210	1870	140	105
NNE	SSW	350	209	180	1690	140	100
NE	SW	460	185	150	1300	140	110
ENE	WSW	640	205	195	930	140	110
E	W	530	226	205	530	140	115
ESE	WNW	600	242	205	600	140	105
SE	NW	660	246	220	660	140	105
SSE	NNW	890	218	200	890	140	105
S	N	850	207	190	850	140	105
SSW	NNE	600	226	200	600	140	95
SW	NE	360	216	195	—	—	—
WSW	ENE	—	—	—	—	—	—
W	E	—	—	—	—	—	—
WNW	ESE	—	—	—	—	—	—
NW	SE	290	198	170	—	—	—
NNW	SSE	350	203	185	2900	140	115



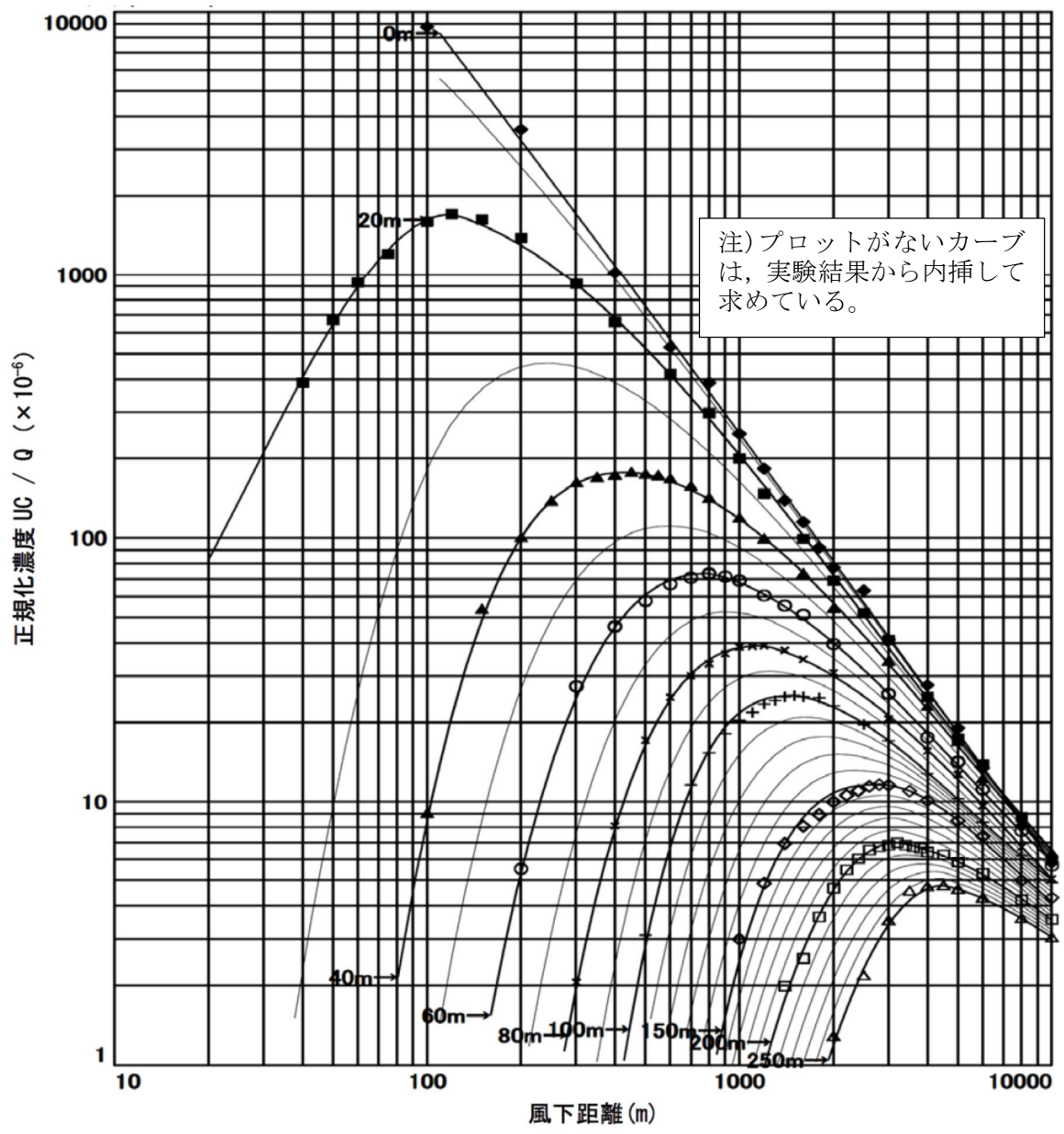
注) 野外の相当高さで 400m までは風速分布, 乱れ分布を再現する。



注) 鉛直方向拡散幅は大気安定度が中立に相当する値(C～D)になっている。水平方向拡散幅もほぼ大気安定度が中立に相当する値(C～D)になっている。

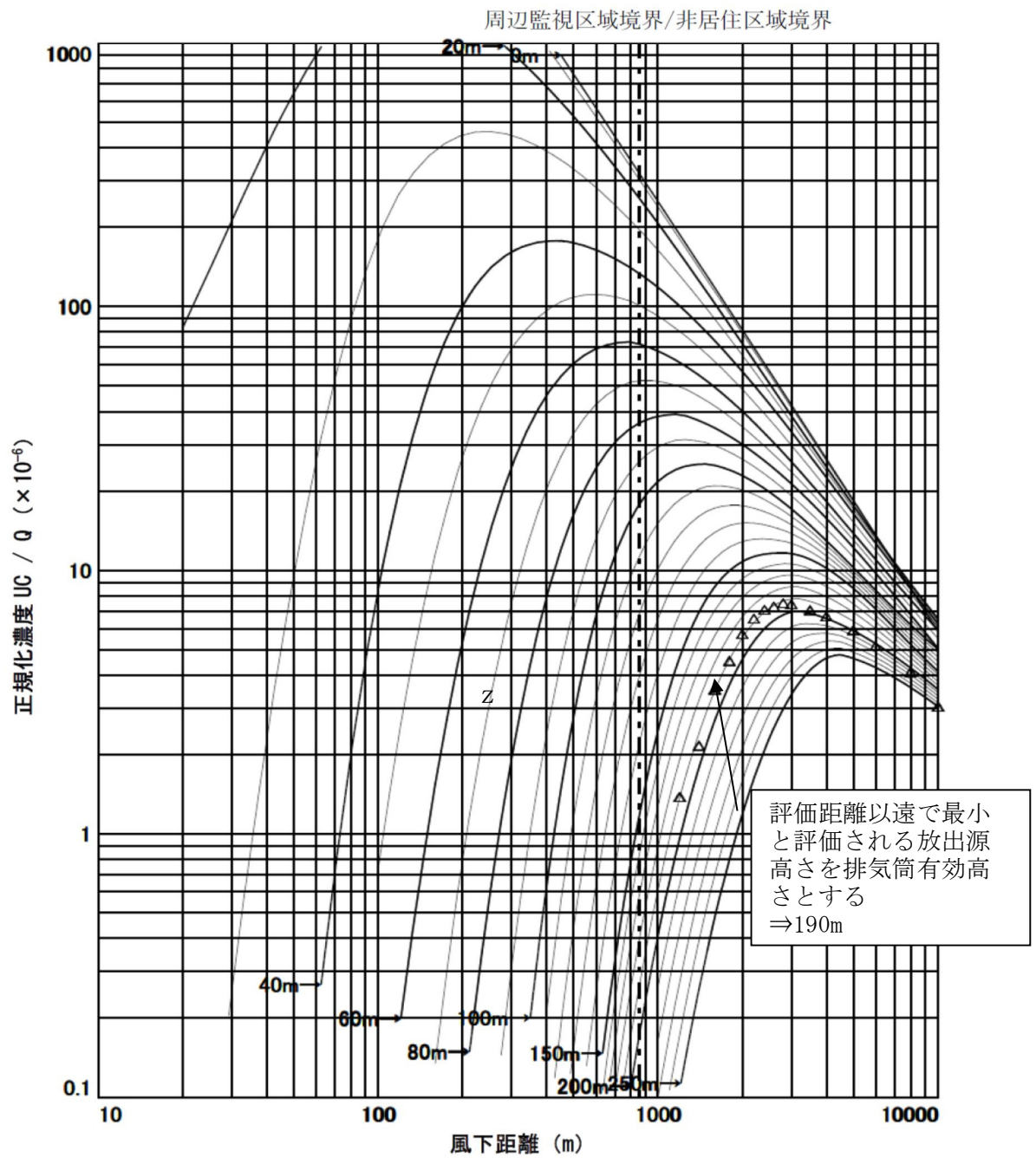
第 2 図 気流条件調整結果

記号	Ho(m)	記号	Ho(m)
◆	0	+	100
■	20	◇	150
▲	40	□	200
○	60	△	250
×	80		



第 3 図 平地実験結果

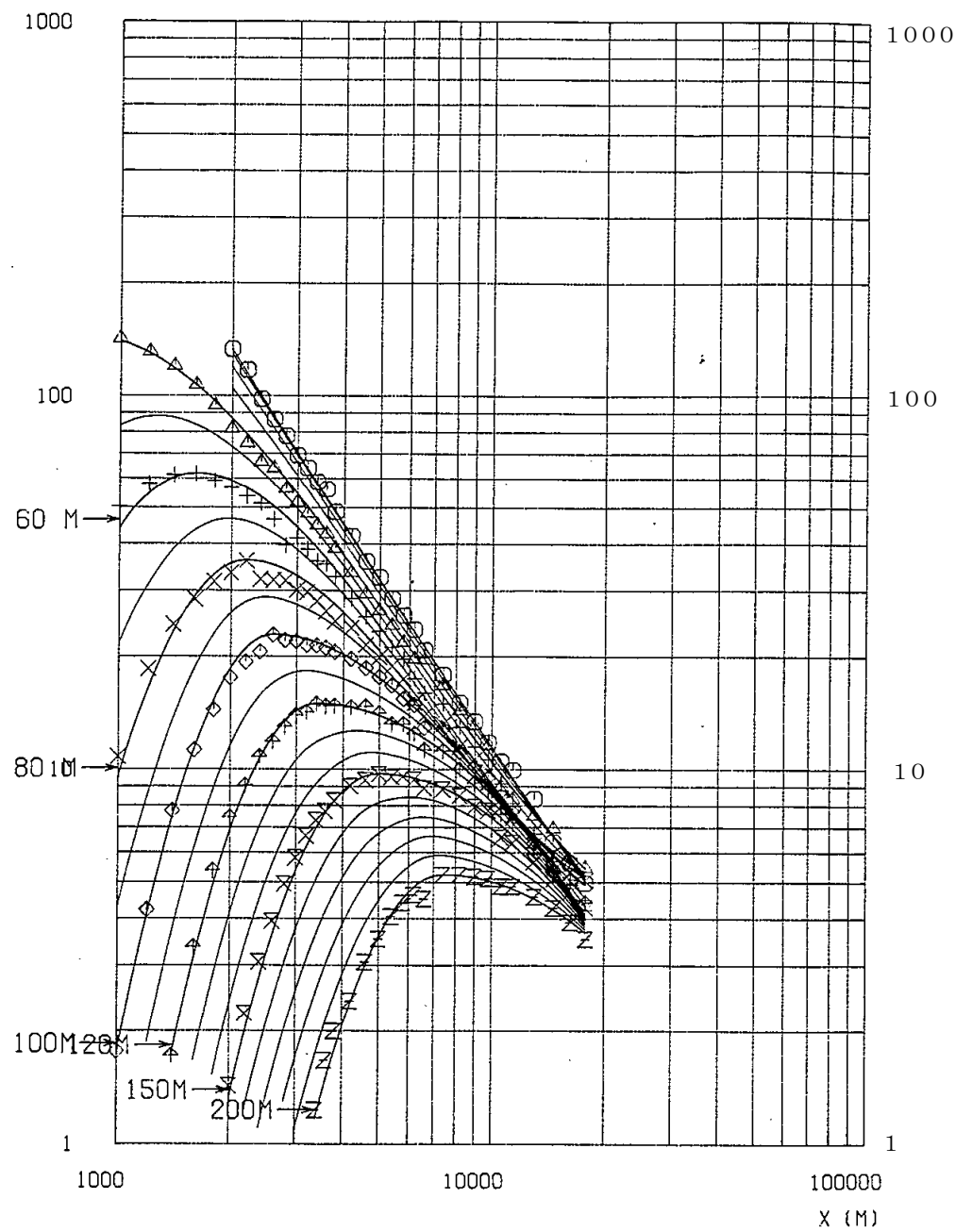
風向	S
△	平常時 Ho=207m
—	平地
評価距離	850m



第4図 排気筒有効高さの求め方（風向：S，平常時の例）

$U \cdot C/Q \approx 0.000001$

—— は近似曲線

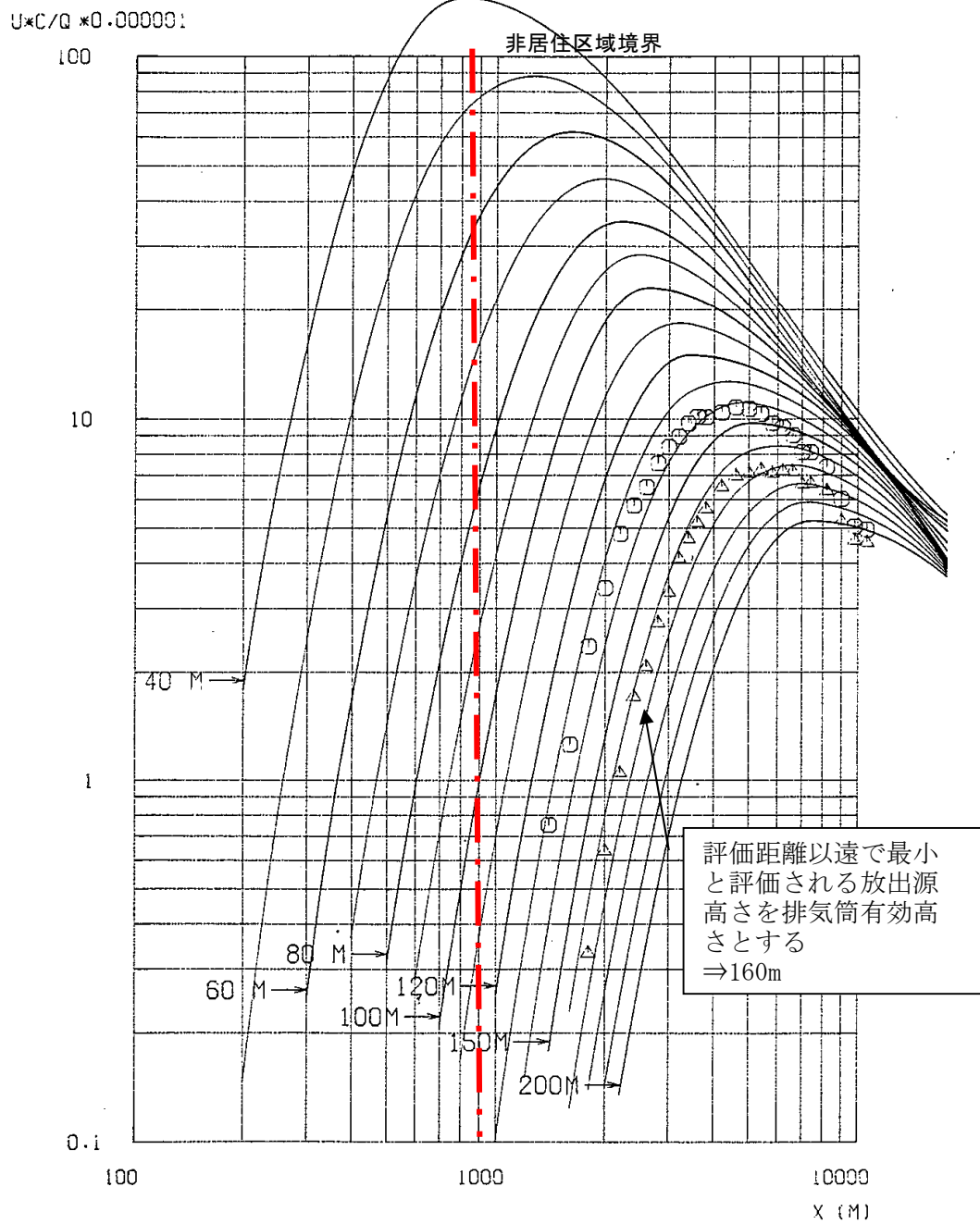


GENDEN-6A10-HEI-0(1)
 GENDEN-HEI-40(3)
 GENDEN-HEI-60(1)
 GENDEN-D-HEI-80(1)
 GENDEN-D-HEI-100(1)
 GENDEN-D-HEI-120(1)
 GENDEN-D-HEI-150(1)
 GENDEN-D-HEI-200(1)

○ △ + × ◇ ★ ✕ Z

第5図 1982年風洞実験の平地実験結果

風 下 方 位	風 向	放出高度 H _o m	有効高さ H _e m	評価地点 X _p Km	符 号
N	S	166	135~135	0.86	○
		191	160		△



注) ○は参考評価

第 6 図 1982 年風洞実験の模型実験結果の一例（風向：S，平常時の例）

東海発電所の排気筒有効高さについて

東海第二発電所の添付書類九では、廃止措置中の東海発電所についても通常運転状態を仮定した線量評価を行っている。ここでは、排気筒有効高さは1982年に実施した風洞実験結果を使用している。

風洞実験実施基準:2003 の解説「2. 原子炉増設の際の実験の必要性について」^{※1}では、建屋配置から増設建屋の影響が大きいと考えられる、既設・増設建屋の並びに直角な風向と、既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向で風洞実験を行い、有効高さの変動が10%以内であれば従来の風洞実験結果を継続使用できるとしている。これを参考に、平常時の線量評価にあたり人の居住を考慮した希ガスによる線量評価点のうち線量が最大となる評価点(SW方向)に向かう風の風向を含む主要風向において、風洞実験で用いる放出源高さを1981年度と2005年度気象データから求め比較した結果+5～-3%と変動が10%以内であった。放出源高さとは有効高さはほぼ比例である^{※2}ため有効高さの変動も10%以内に収まると推定されることから、1987年に実施した風洞実験結果を用いることにした。これに対し、東海第二発電所は+6～+14%と10%を超えていた（下図参照）。

東海発電所							
風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	45	126	51	132	5	3.79
NNE	SSW	30	111	35	116	5	6.60
NE	SW	26	107	25	106	-1	17.88
ENE	WSW	40	121	36	117	-3	8.95
E	W	51	132	48	129	-2	4.32
ESE	WNW	66	147	60	141	-4	2.77
SE	NW	49	130	56	137	5	2.75
SSE	NNW	34	115	47	128	11	4.16
S	N	35	116	40	121	4	4.88
SSW	NNE	36	117	52	133	13	2.43
排気筒直径(m)		2.7		←			
吹出し速度(m/s)		16		←			
排気筒高さ(m)		81		←			

(参考)

東海第二発電所

水俣第二発電所							
風向	着目方位	1981年度データ (1982年風洞実験)		2005年度データ (2007年風洞実験)		放出高さ 変動割合 (%)	風向頻度(%) (2005年度)
		吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)	吹上げ高さ (m)	放出高さ (m)		
N	S	73	213	91	231	8	3.52
NNE	SSW	43	183	69	209	14	6.67
NE	SW	34	174	45	185	6	18.41
ENE	WSW	51	191	65	205	7	9.80
E	W	69	209	86	226	8	5.55
ESE	WNW	81	221	102	242	10	3.66
SE	NW	56	196	106	246	26	3.09
SSE	NNW	44	184	78	218	18	3.32
S	N	51	191	67	207	8	4.99
SSW	NNE	47	187	86	226	21	3.13
排気筒直径(m)		4.5		←			
吹出し速度(m/s)		14		16			
排気筒高さ(m)		140		←			

※ 1 風洞実験実施基準:2003 解説抜粋

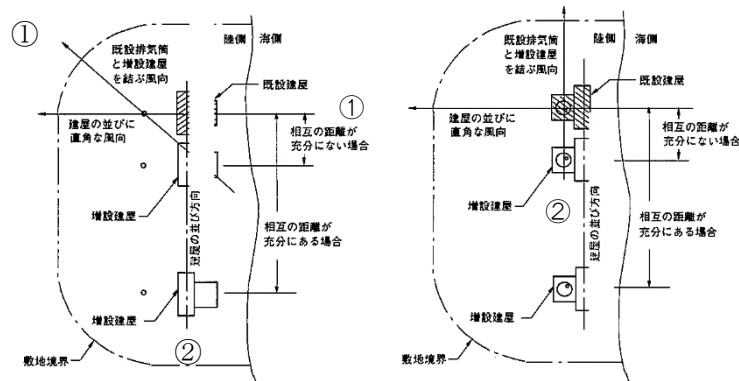
2. 原子炉増設の際の実験の必要性について

- a) 本体の「既設排気筒に対する増設建屋の影響が著しくないと予想される場合」とは、放出源近傍の地形が増設により極端に変化しない場合であって、かつ、既設排気筒高さが増設建屋の高さの 2.5 倍以上ある場合、または相互の距離が十分ある場合をいう。

ただし、このうち増設建屋の影響については、上記の条件が満たされない場合でも、次のように取り扱うことができる。

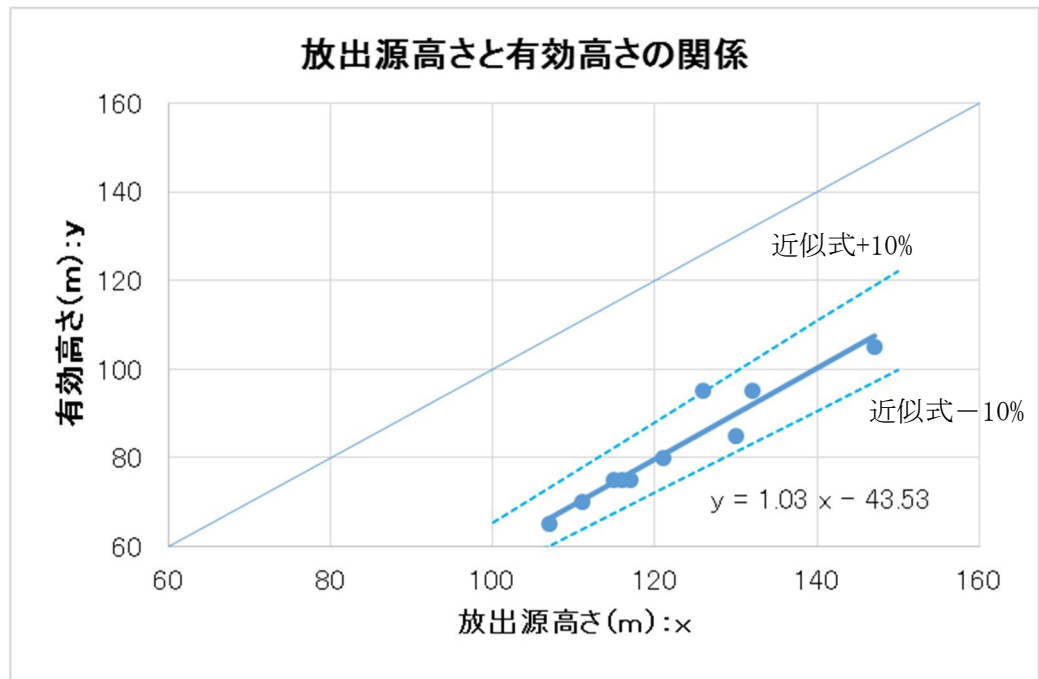
- 1) 既設、増設建屋配置により、①建屋の並びに直角な風向、②既設排気筒と増設建屋を結ぶ風向を求め、既設建屋のみで実施した既存の実験風向のうち、最も①、②に近い 2 風向を選定して増設建屋を加えた実験を行い、その結果が既存の実験結果と比較してあまり変わらない場合*は、既存の実験結果をそのまま使用できる(解説図 2-1 参照)。

* ここで、あまり変わらない場合とは、有効高さの変化が 10%以内であり、かつ、線量目標値、めやす線量等を下回ることが明らかな場合である。



※2 1982 年東海発電所風洞実験時の放出源高さと有効高さの関係

平常時風洞実験時の放出源高さと有効高さは、下図のようにほぼ比例関係にあると認められる。これから、放出源高さが 10% 変動したとしても、有効高さの変動は 10% 以内に収まると推定される。



異常年検定法の概要について

F 分布検定の手順により異常年検定を行った。

この検定方法は、正規分布をなす母集団から取り出した標本のうち、不良標本と見られるものを X_0 (検定年)、その他のものを $X_1, X_2, X_3, \dots, X_i, \dots, X_n$ (比較年) とした場合、 X_0 を除く他の n 個の標本の平均を $\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n$ として、標本の分散から見て X_0 と \bar{X} との差が有意ならば X_0 を棄却とする方法である。検定手順を以下に示す。

- (1) 仮説: 不良標本 X_0 と他の標本 (その平均値) \bar{X} との間に有意な差はないとする。

$$H_0: X_0 = \bar{X} (\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i/n)$$

- (2) 分散比 F_0 を計算する。

$$F_0 = \frac{(n-1)(X_0 - \bar{X})^2}{(n+1)S^2}$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2/n$$

- (3) 検定年は 1 年、比較年は 10 年、有意水準 (危険率) は 5% として、F 分布表の F 境界値 ($F_9^1(0.05) = 5.12$) を求める。
- (4) F_0 と F 境界値を比較して、 $F_0 < F$ 境界値であれば仮説は採択する。具体的には、次のように棄却限界の上限値と下限値を求め、その範囲に検定年 X_0 が収まっているかを確認して検定している。

$$\bar{X} - S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F \text{境界値}} < X_0 < \bar{X} + S \sqrt{\frac{(n+1)}{(n-1)} F \text{境界値}}$$

補足 12 コンクリート密度の根拠について

1. はじめに

日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（以下，JASS 5N）」に基づき，コンクリート密度を乾燥単位容積質量として計算を実施した。

2. 乾燥単位容積質量の推定方法

JASS 5N に記載されている予測式（解 3. 6）を用いて，以下の手順で推定した。

- ① 骨材（砂，砂利）試験記録より絶乾比重最小値と表乾比重最大値の割合を求め，調合表上の骨材重量を表乾から絶乾に変換
- ② JASS 5N の予測式（解 3. 6）により，含水率を 0 とした場合の乾燥単位容積質量 ρ_p を算出
- ③ コンクリートのばらつきを考慮して， ρ_p から $3\sigma_d$ を差し引く。（解説図 3. 10）

標準偏差 σ_d は JASS 5N に記載されている既往の原子力発電所工事の品質管理試験の結果から 0.024t/m^3 （最大値）を採用

$$\rho_p = G_0 + S_0 + 1.2C_0 + w \quad (\text{解 3. 6 より})$$

ρ_p : 乾燥単位容積質量 (kg/m^3)

G_0 : 調合計画における粗骨材量（絶乾）(kg/m^3) ※参考参照

S_0 : 調合計画における細骨材量（絶乾）(kg/m^3) ※参考参照

C_0 : 調合計画におけるセメント量 (kg/m^3) ※参考参照

w : コンクリート中の含水量 (kg/m^3) ※安全側に 0 とする。

3. 推定乾燥単位容積質量について (参考参照)

推定乾燥単位容積質量の最小値は $2.016\text{g}/\text{cm}^3$ となり, 遮蔽計算に使用する
コンクリート密度はこれを包絡する $2.00\text{ g}/\text{cm}^3$ とする。

コンクリート調合（東海第二発電所建設記録より）からの推定乾燥容積質量

σ d=

(J A S S 5 N より)

No.	打設場所	重量調査[kg/m3]					砂 (絶乾)	砂利 (絶乾)
		水	セメント	砂(表乾)	砂利(表乾)	混和材		
1	一次遮蔽壁							
2								
3								
4								
5								
6								
7	二次遮蔽壁 原子炉建屋原子炉棟 原子炉建屋付属棟 タービン建屋							
8								
9								
10								
11								
12								
13								
14								
15								
16								
17								
18								
19								
20								
21								
22								
23								
24								
25								
26								
27								
28								
29								
30								
31								
32								
33								
34								
35								
36								
37								
38								
39								
40								
41								
42								
43								
44								
45								
46								
47								
48								
49								
50								
51								
52								
53								
54								
55								
56								
57								
58								
59								
60								
61								
62								
63								
64								
65								
66								
67								
68								
69								
70								
71								
72								
73								
74								

ρ p=60+S0+1.2C0

最小値2.016

スクラビング水補給及び窒素供給作業の作業員の被ばく評価

格納容器圧力逃がし装置格納槽へのスクラビング水の補給及び原子炉建屋系統内への窒素ガスの供給作業における作業員の被ばく評価を以下のとおり行った。なお、評価に当たっては、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合及びドライウェル（D/W）からのベントを行う場合のそれぞれについて評価を行った。

(1) 評価条件

a. 放出量評価条件

想定事象として格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスにおいて、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。また、放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図～第 5 図に示す。

b. 被ばく評価条件

被ばく経路は、第 6 図及び第 7 図に示すとおり大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線、原子炉建屋からの直接ガンマ線等による外部被ばくを考慮した。

大気中へ放出される放射性物質による外部被ばく及び内部被ばく、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による外部被ばくについては、第 2 表～第 4 表に示すとおり拡散効果等を考慮し、作業場所における相対線量（D/Q）及び相対濃度（ χ /Q）から被ばく評価を行った。なお、内部被ばくについてはマスク等の放射線防護効果を考慮し評価を行った。

原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接ガンマ線等による外部被ばくについては、第 5 表及び第 6 表に示すとおり原子炉建屋の外壁及び格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁の遮蔽効果を考慮し評価を行った。

c. 評価地点

評価地点は、第 8 図に示すとおりとした。

d. 作業開始時間

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給は事象発生から 7 日後に実施することを想定し評価した。

(2) 評価結果

スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業場所の線量率は、第 7 表及び第 8 表に示すとおり、サプレッション・チェンバ（S/C）からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 13mSv/h、窒素ガスの供給作業については 3.6mSv/h となり、ドライウェル（D/W）からのベントを行う場合、スクラビング水の補給作業については 15mSv/h、窒素ガスの供給作業については 4.6mSv/h となり、スクラビング水の補給及び窒素ガスの供給作業を行うことができる放射線環境であることを確認した。

なお、スクラビング水の補給作業及び窒素ガスの供給作業の作業時間は、移動及び補給等の準備を含めても 2 時間～3 時間であり、作業が可能である。

第 1 表 放出量評価条件 (1/3)

項 目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」 (代替循環冷却系を使用できない場合) (全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	格納容器破損防止対策の有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち, 中央制御室の運転員又は対策要員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを選定
炉心熱出力	3, 293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10, 000 時間 (約 416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日)を考慮して 設定
取替炉心の 燃料装荷割合	1 サイクル : 0. 229 2 サイクル : 0. 229 3 サイクル : 0. 229 4 サイクル : 0. 229 5 サイクル : 0. 084	取替炉心の燃料装荷 割合に基づき設定
炉内蓄積量	希ガス類 : 約 $2. 2 \times 10^{19}$ Bq よう素類 : 約 $2. 8 \times 10^{19}$ Bq C s O H 類 : 約 $1. 1 \times 10^{18}$ Bq S b 類 : 約 $1. 3 \times 10^{18}$ Bq T e O ₂ 類 : 約 $6. 7 \times 10^{18}$ Bq S r O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq B a O 類 : 約 $1. 2 \times 10^{19}$ Bq M o O ₂ 類 : 約 $2. 4 \times 10^{19}$ Bq C e O ₂ 類 : 約 $7. 4 \times 10^{19}$ Bq L a ₂ O ₃ 類 : 約 $5. 5 \times 10^{19}$ Bq (核種ごとの炉内蓄積量を核種グループごとに集約して記載)	「単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW)」×「3, 293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉内蓄積量 (Bq/MW) は, BWR 共通条件として, 東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10, 000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後 格納容器圧力逃がし装置による格納容器減圧及び除熱 : 事象発生から約 19h 後	M A A P 解析結果
原子炉格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール内 p H 制御設備は, 重大事故等対処設備と位置付けていないため, 保守的に設定
よう素の形態	粒子状よう素 : 5% 無機よう素 : 91% 有機よう素 : 4%	R . G . 1. 195※ ¹ に 基づき設定

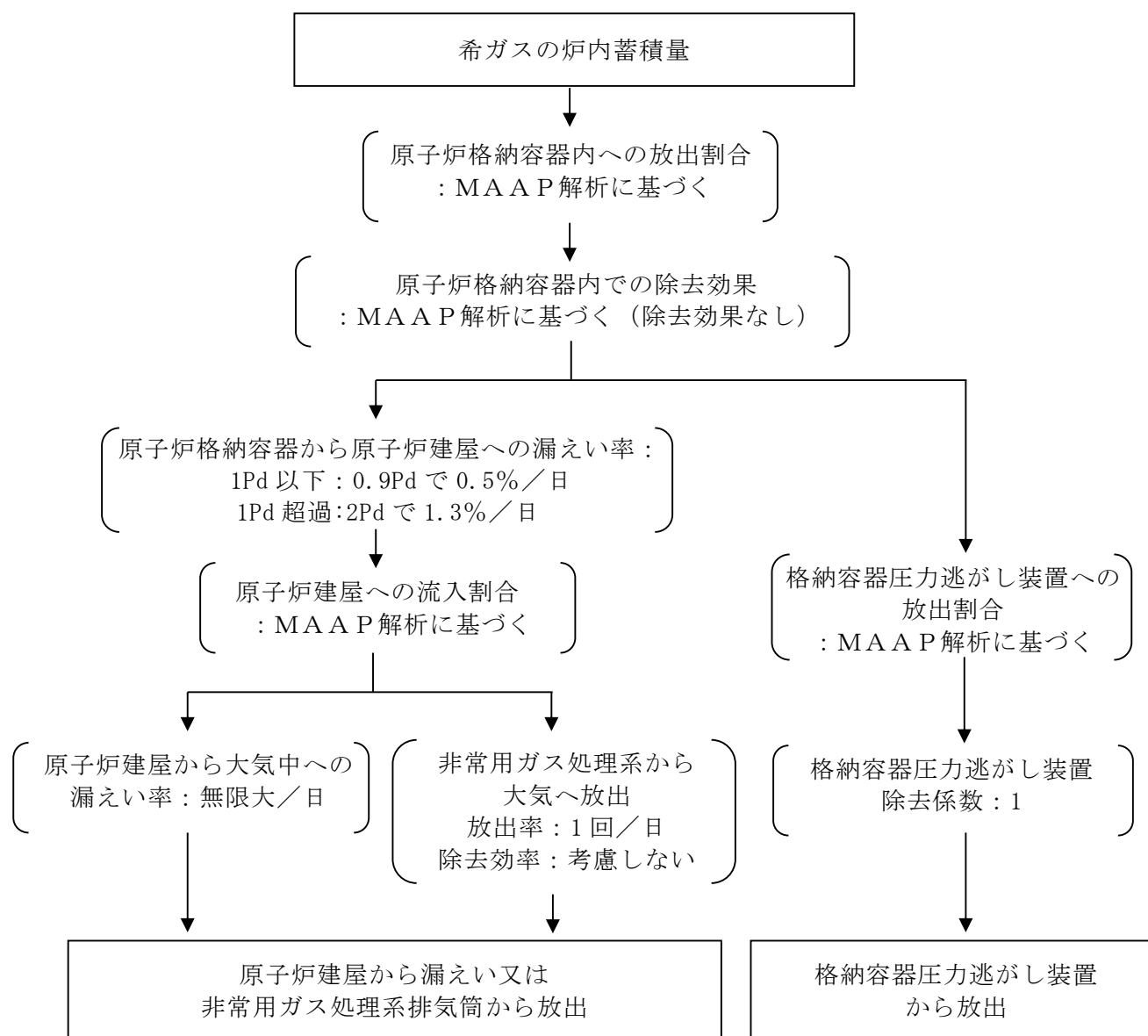
第 1 表 放出量評価条件 (2/3)

項 目	評価条件			選定理由
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (希ガス, エアロゾル及び有機よう素)	1Pd以下: 0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過: 2Pdで1.3%/日			MAAP解析にて原子炉格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし, 原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.9Pd で 0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (別紙 17 補足 1 参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率 (無機よう素)	1.5h後~19.5h後: 1.3%/日 (一定) その他の期間: 0.5%/日 (一定)			原子炉格納容器の設計漏えい率 (0.5%/日) 及びAECの式等に基づき設定 (格納容器圧力が0.9Pdを超える期間を包絡するように 1.3%/日の漏えい率を設定) (別紙17補足1参照)
原子炉格納容器の漏えい孔における捕集効果	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (エアロゾル)	MAAP解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)			MAAPのFP挙動モデル (別紙17補足2参照)
原子炉格納容器内での除去効果 (有機よう素)	考慮しない			保守的に設定
原子炉格納容器内での除去効果 (無機よう素)	自然沈着率: 9.0×10^{-4} (1/s) (原子炉格納容器内の最大存在量から1/200まで)			CSE実験及び Standard Review Plan 6.5.2 ^{*2} に基づき設定 (別紙17補足3参照)
	サプレッション・プールでのスクラビングによる除去効果: 10 (S/Cベントのみ)			Standard Review Plan6.5.5 ^{*3} に基づき 設定 (別紙 17 補足 4 参照)
原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類	S/Cベント : 約 4.3×10^{-3}	D/Wベント : 約 4.3×10^{-3}	MAAP解析結果及び NUREG-1465 ^{*4} に基づき設定 (別紙 17 補足 5 参照)
	CsI類	: 約 6.2×10^{-5}	: 約 6.2×10^{-5}	
	CsOH類	: 約 3.1×10^{-5}	: 約 3.2×10^{-5}	
	Sb類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	TeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-6}	: 約 6.8×10^{-6}	
	SrO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	
	BaO類	: 約 2.7×10^{-6}	: 約 2.7×10^{-6}	
	MoO ₂ 類	: 約 3.4×10^{-7}	: 約 3.4×10^{-7}	
	CeO ₂ 類	: 約 6.7×10^{-8}	: 約 6.8×10^{-8}	
	La ₂ O ₃ 類	: 約 2.7×10^{-8}	: 約 2.7×10^{-8}	

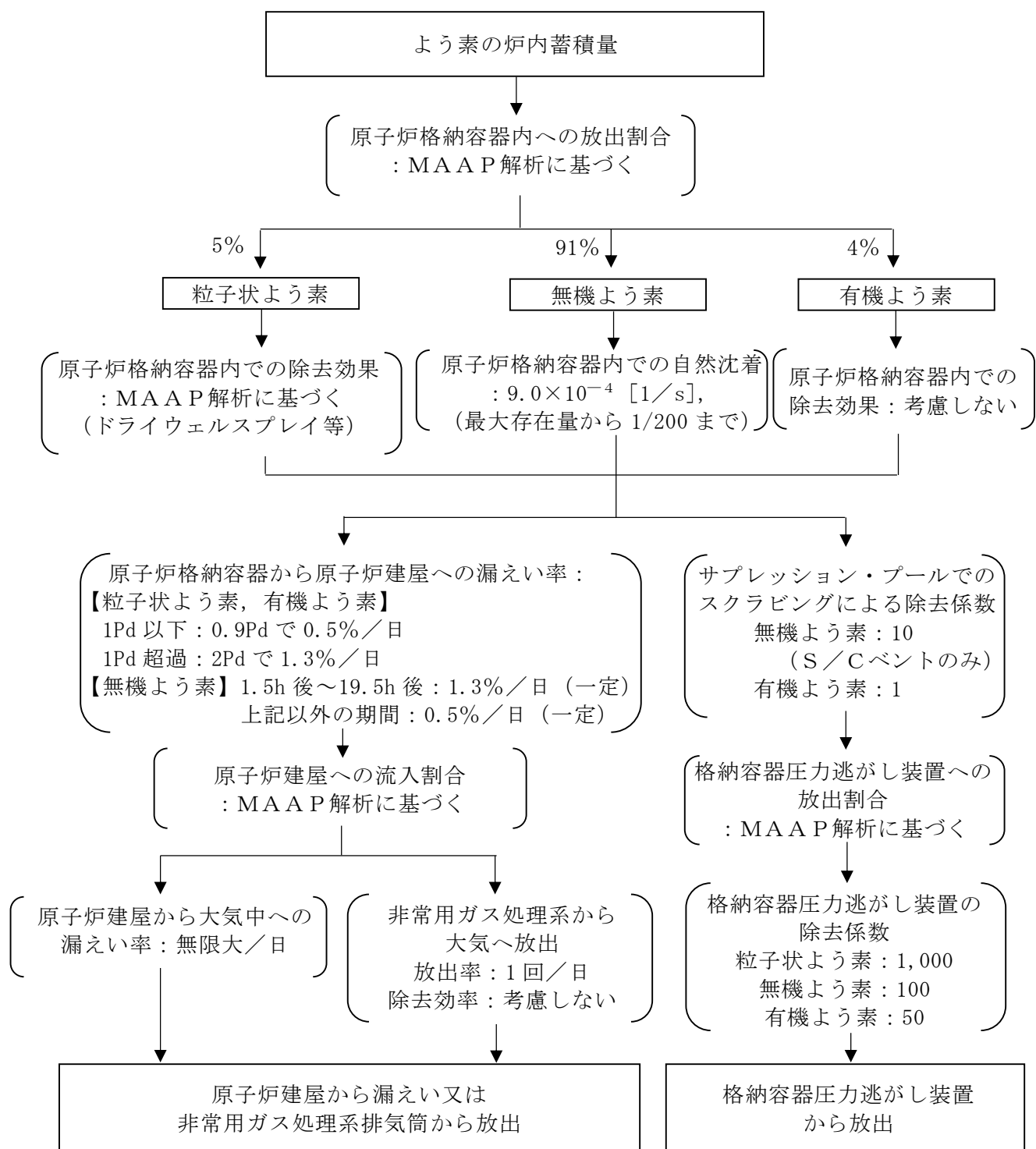
第1表 放出量評価条件 (3/3)

項 目	評価条件			選定理由
原子炉建屋から大気への漏えい率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前）	無限大／日（地上放出） （原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は，即座に大気へ漏えいするものとして評価）			保守的に設定
非常用ガス処理系から大気への放出率（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後）	1 回／日（排気筒放出）			設計値に基づき設定 （非常用ガス処理系のファン容量）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後			起動操作時間（115分）＋負圧達成時間（5分）（起動に伴い原子炉建屋原子炉棟内は負圧になるが，保守的に負圧達成時間として5分を想定）
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない			保守的に設定
原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態			原子炉建屋原子炉棟内の急激な圧力上昇等による原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放がないため
格納容器圧力逃がし装置への放出割合	希ガス類 C s I 類 C s O H 類 S b 類 T e O ₂ 類 S r O 類 B a O 類 M o O ₂ 類 C e O ₂ 類 L a ₂ O ₃ 類	S／Cベント ：約 9.5×10^{-1} ：約 1.0×10^{-6} ：約 4.0×10^{-7} ：約 8.9×10^{-8} ：約 8.9×10^{-8} ：約 3.6×10^{-8} ：約 3.6×10^{-8} ：約 4.5×10^{-9} ：約 8.9×10^{-10} ：約 3.6×10^{-10}	D／Wベント ：約 9.5×10^{-1} ：約 3.9×10^{-3} ：約 7.5×10^{-3} ：約 1.4×10^{-3} ：約 1.4×10^{-3} ：約 5.8×10^{-4} ：約 5.8×10^{-4} ：約 7.2×10^{-5} ：約 1.4×10^{-5} ：約 5.8×10^{-6}	M A A P 解析結果及びN U R E G - 1465 に基づき設定（別紙 17 補足 5 参照）
格納容器圧力逃がし装置の除去係数	希ガス：1 有機よう素：50 無機よう素：100 エアロゾル（粒子状よう素含む）：1,000			設計値に基づき設定

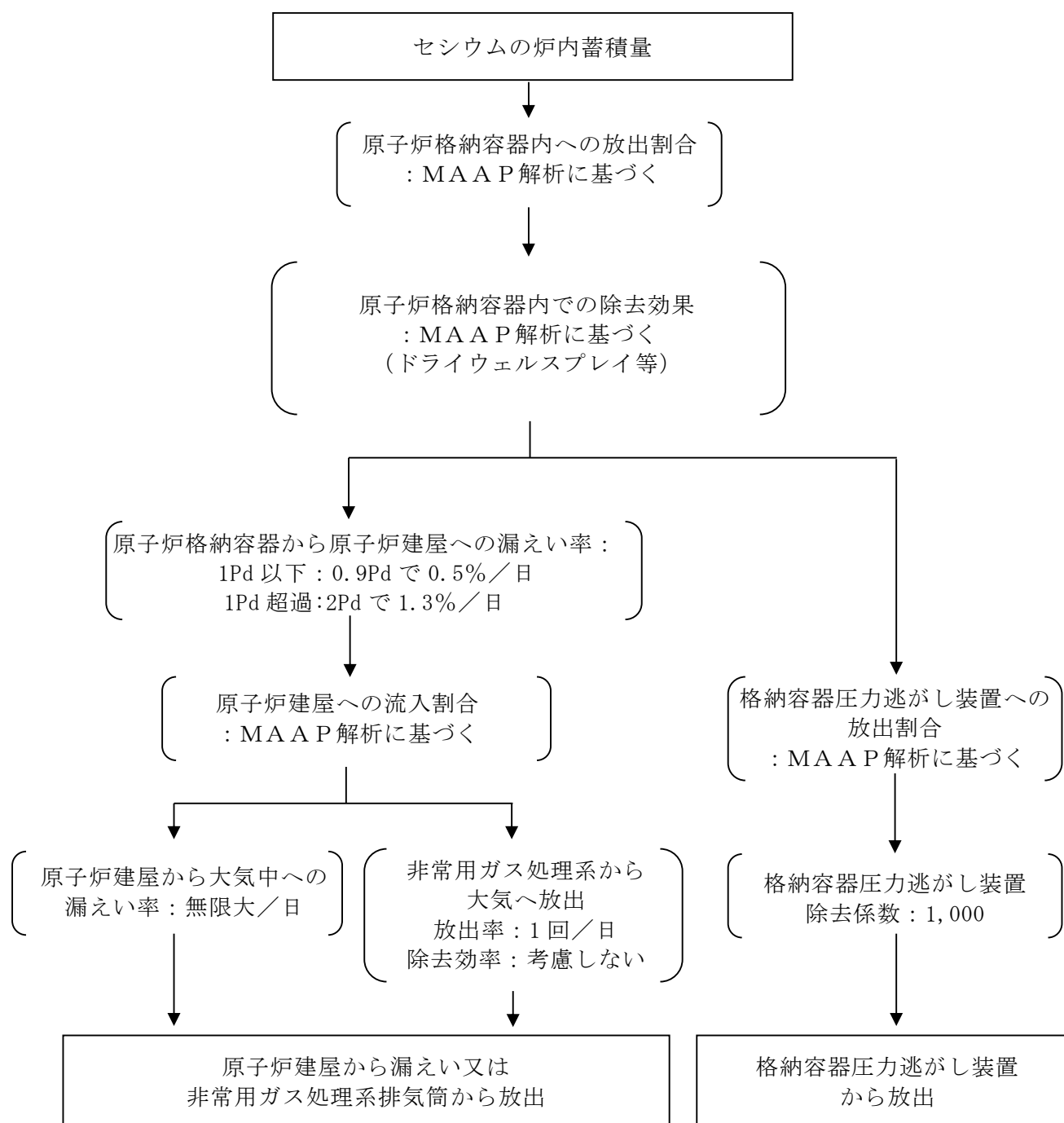
- ※1 Regulatory Guide 1.195, “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” ,May 2003
- ※2 Standard Review Plan6.5.2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System” ,December 2005
- ※3 Standard Review Plan6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System” ,March 2007
- ※4 NUREG-1465, “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” ,1995



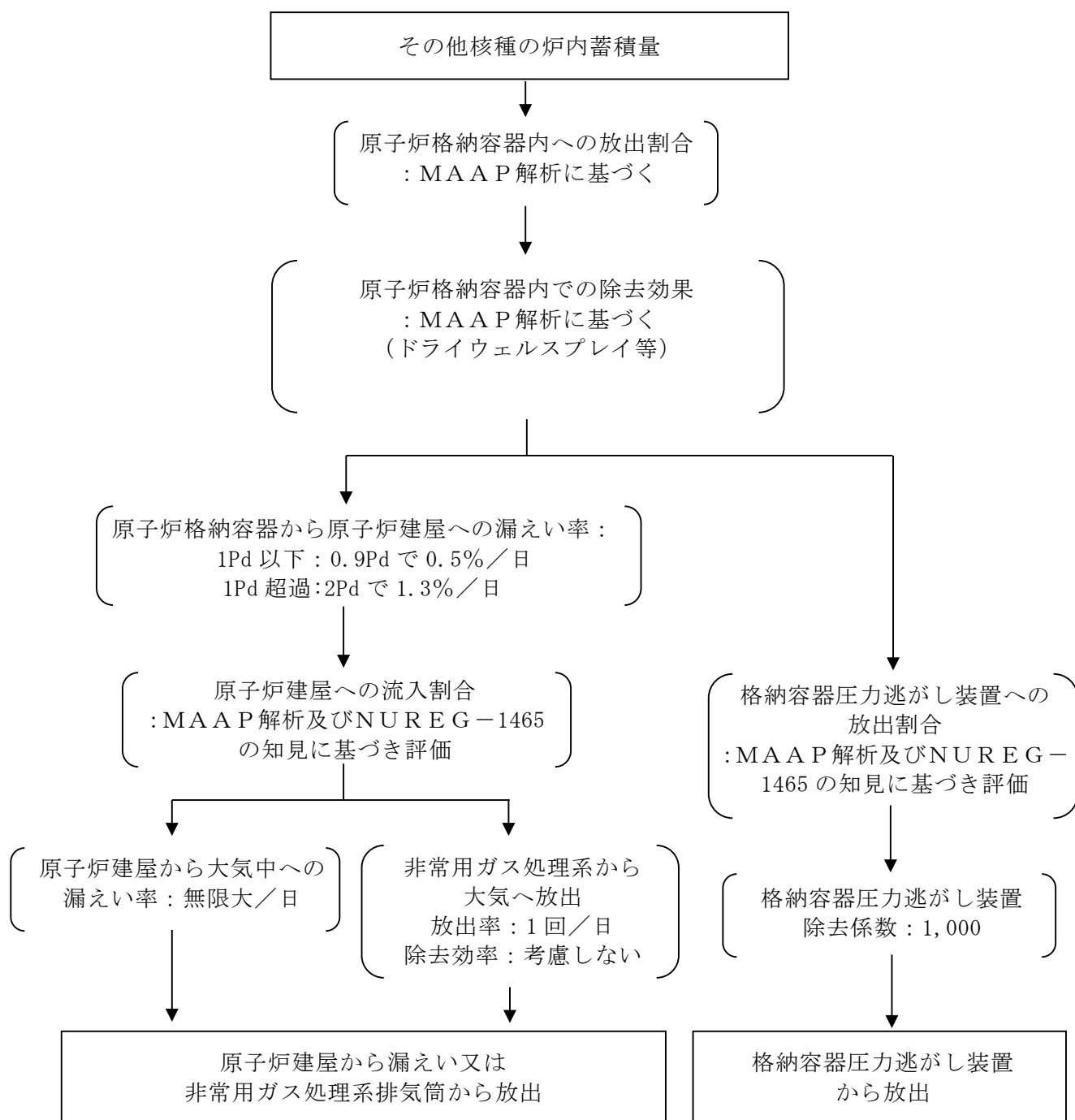
第 1 図 希ガスの大気放出過程



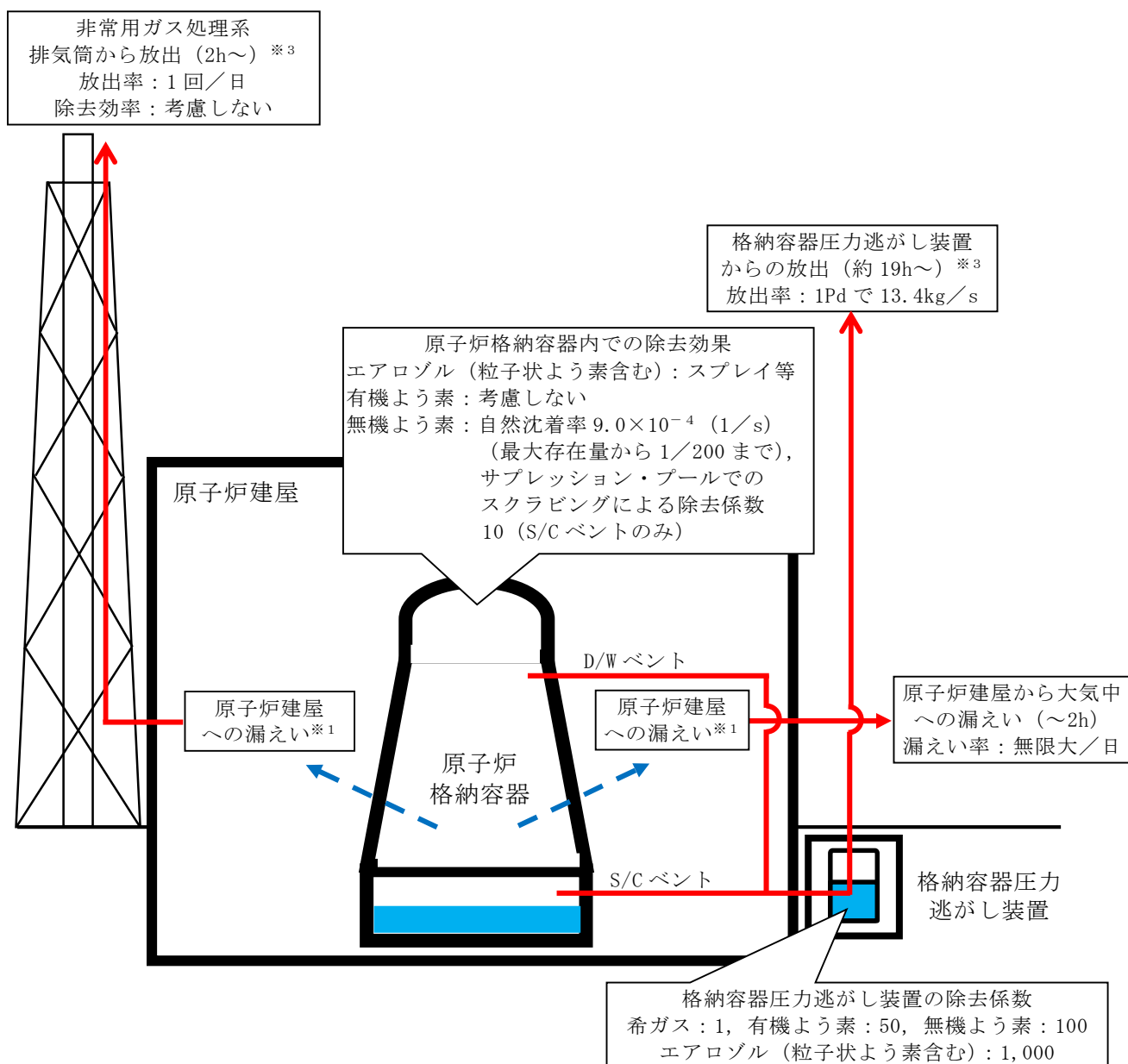
第 2 図 よう素の大気放出過程



第 3 図 セシウムの大気放出過程



第4図 その他核種の大気放出過程



※¹ 原子炉格納容器から原子炉建屋への漏えい率

【希ガス, エアロゾル (粒子状よう素含む), 有機よう素】

1Pd 以下：0.9Pd で 0.5%/日, 1Pd 超過：2Pd で 1.3%/日

【無機よう素】

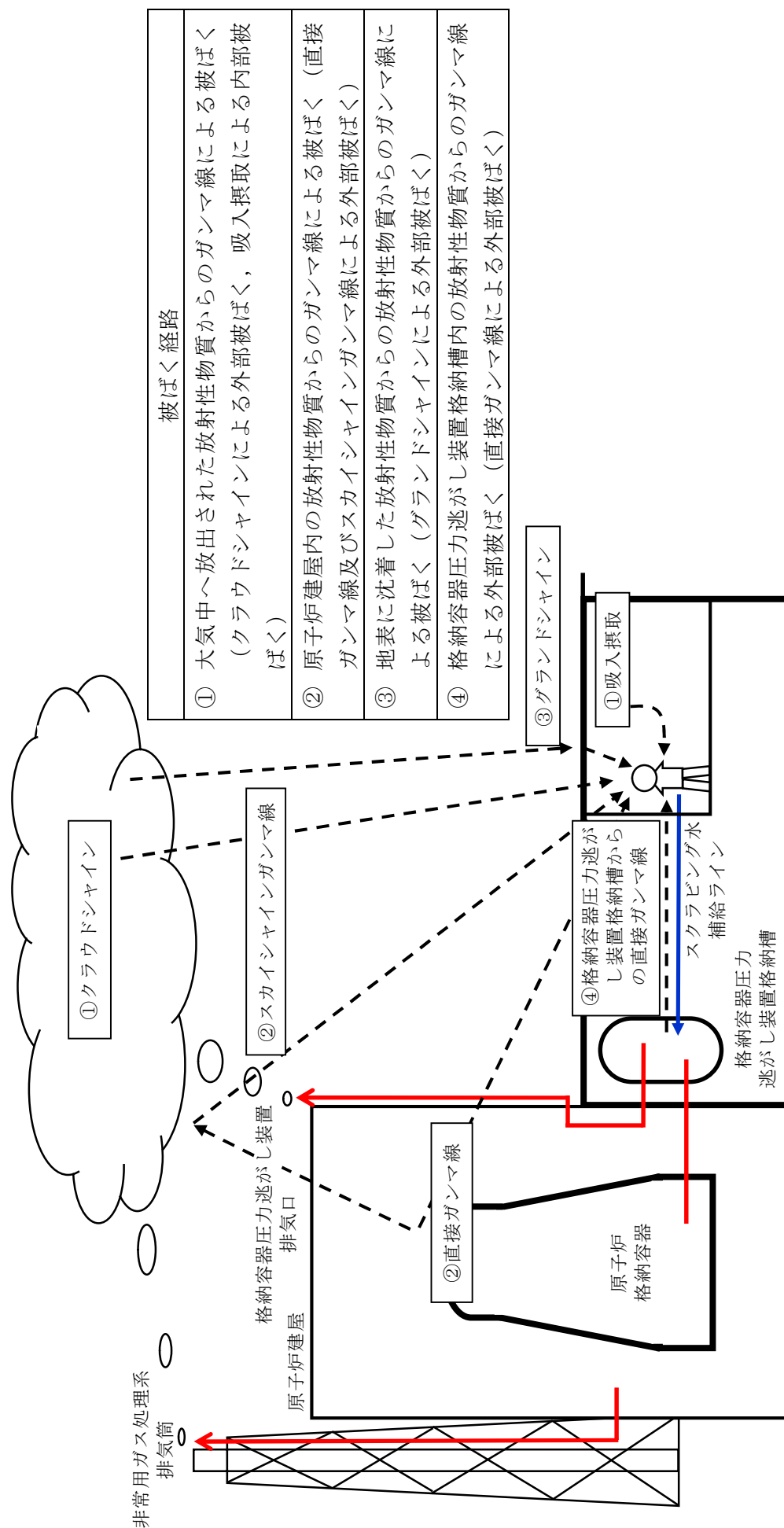
1.5h 後～19.5h 後：1.3%/日 (一定), 上記以外の期間：0.5%/日 (一定)

大気への放出経路	0h	▼2h※ ²	▼19h※ ³	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい	斜線			
非常用ガス処理系排気筒から放出		斜線	斜線	斜線
格納容器圧力逃がし装置からの放出			斜線	斜線

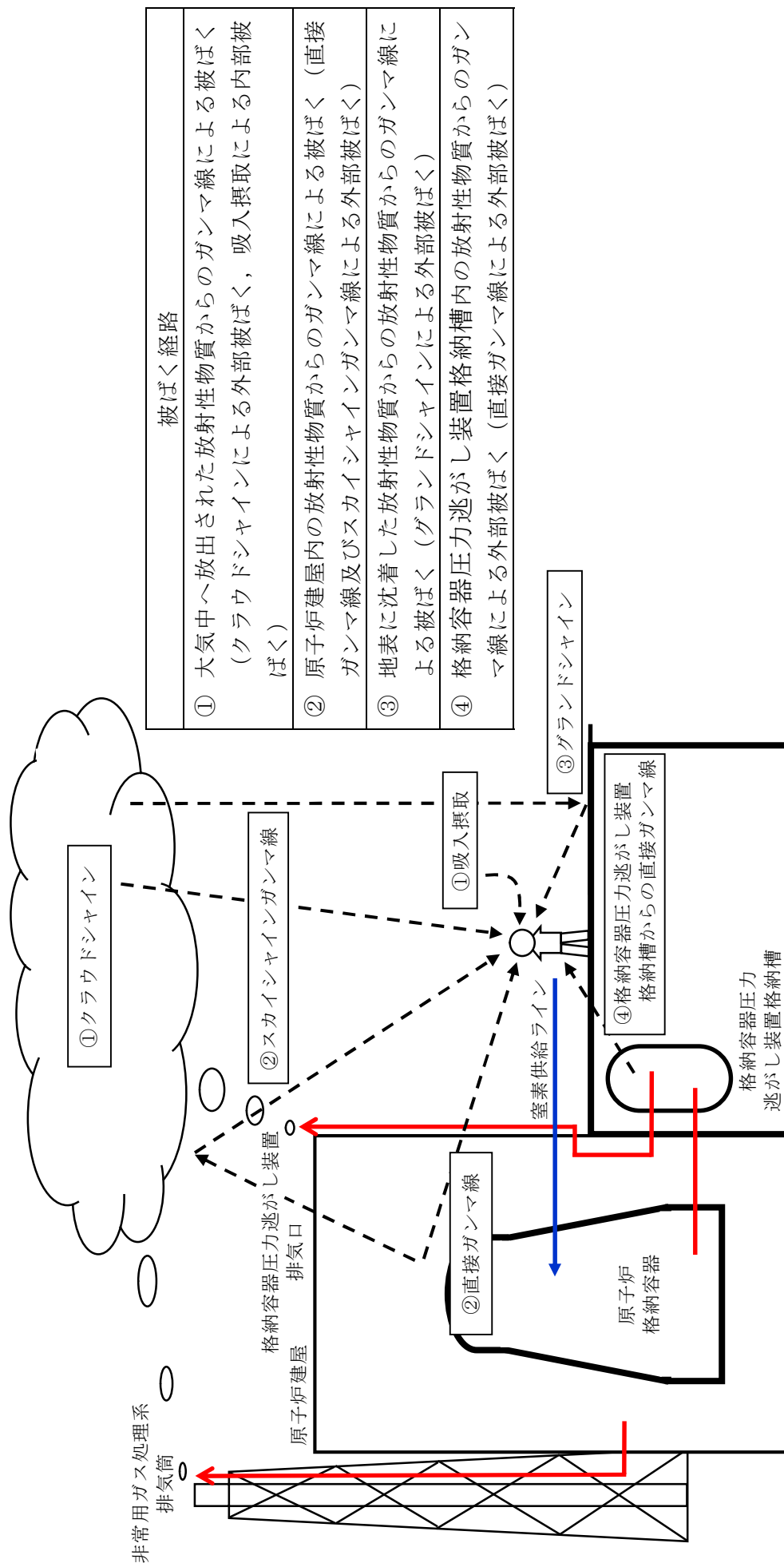
※² 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋原子炉棟内は負圧となるため, 事象発生 2h 以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

※³ 事象発生後 19h 以降は, 「非常用ガス処理系排気筒から放出」及び「格納容器圧力逃がし装置からの放出」の両経路から放射性物質を放出する。

第 5 図 大気放出過程概略図 (イメージ)



第6図 スクラビング水補給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ



第7図 室素供給作業時の作業員の被ばく評価経路イメージ

第 2 表 大気拡散評価条件

項 目	評価条件	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（以下「気象指針」という）に基づき評価
気象資料	東海第二発電所における 1 年間の気象資料（2005 年 4 月～2006 年 3 月） 地上風：地上 10m 排気筒風：地上 140m	格納容器圧力逃がし装置排気口及び原子炉建屋からの放出は地上風（地上高 10m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出は排気筒風（地上高 140m）の気象データを使用（別紙 17 補足 11 参照）
放出源及び放出源高さ（有効高さ）	原子炉建屋漏えい：地上 0m 格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出：地上 57m 非常用ガス処理系排気筒からの放出：地上 95m	格納容器圧力逃がし装置排気口からの放出は建屋影響を考慮し建屋屋上からの放出と想定し設定 非常用ガス処理系排気筒からの放出は方位ごとの風洞実験結果のうち保守的に最低の方位の有効高さを設定
実効放出継続時間	1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定（別紙 17 補足 9 参照）
累積出現頻度	小さい方から 97%	気象指針に基づき設定
建屋の影響	考慮する	格納容器圧力逃がし装置排気口放出及び原子炉建屋漏えいにおいては放出源から近距離の原子炉建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として選定
大気拡散評価点	第 8 図参照	屋外移動時は敷地内の最大濃度点で設定 作業時は作業地点のある原子炉建屋外壁で設定
着目方位	非常用ガス処理系排気筒：1 方位 原子炉建屋及び格納容器圧力逃がし装置排気口：9 方位	非常用ガス処理系排気筒（排気筒放出）については評価点の方位とし、建屋放出及び格納容器圧力逃がし装置排気口については放出源が評価点に近いことから、180 度をカバーする方位を対象とする。
建屋影響	3, 000m ²	原子炉建屋の最小投影断面積を設定
形状係数	0.5	気象指針に基づき設定

第3表 評価に使用する相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q)

作業内容		放出箇所	χ/Q 及び D/Q	
スクラビング 水補給作業	屋外移動時 ／作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
窒素供給作業	屋外移動時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 8.3×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置 排気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 4.2×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 8.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 1.2×10^{-19}
	作業時	原子炉建屋漏えい (地上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 7.4×10^{-4}
		格納容器圧力逃がし装置排 気口 (建屋屋上放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.7×10^{-4}
			D/Q (Gy/Bq)	約 7.7×10^{-19}
		非常用ガス処理系排気筒 (排気筒放出)	χ/Q (s/m^3)	約 3.0×10^{-6}
			D/Q (Gy/Bq)	約 6.3×10^{-20}

第 4 表 線量換算係数，呼吸率等

項 目	評価条件	選定理由
線量換算係数	<p>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す)</p> <p>I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq</p> <p>上記以外の核種は ICRP Pub. 71 等に基づく</p>	ICRP Publication 71 に基づき設定
呼吸率	$1.2 \text{ m}^3/\text{h}$	<p>成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づき設定</p>
マスクの除染係数	D F 50	性能上期待できる値から設定
地表面への沈着速度	<p>粒子状物質 : $0.5 \text{ cm}/\text{s}$ 無機よう素 : $0.5 \text{ cm}/\text{s}$ 有機よう素 : $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm}/\text{s}$</p>	東海第二発電所の実気象から求めた沈着速度から保守的に設定 (別紙 17 補足 6～補足 8 参照)

第5表 原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
原子炉建屋内線源強度分布	原子炉建屋内に放出された放射性物質が均一に分布	審査ガイドに示されたとおり設定
原子炉建屋のモデル	原子炉建屋の幾何形状をモデル化	建屋外壁を遮蔽体として考慮
直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線評価コード	直接ガンマ線評価： QAD-CGGP2R スカイシャインガンマ線評価： ANISN G33-GP2R	現行許認可（添十）に同じ
許容差	評価で考慮するコンクリート遮蔽は、公称値からマイナス側許容差（-5mm）を引いた値を適用	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）に基づき設定
コンクリート密度	2.00g/cm ³	建築工事標準仕様書 JASS 5N・同解説（原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事，日本建築学会）を基に算出した値を設定

第6表 フィルタ装置からの直接ガンマ線

項 目	評価条件	選定理由
スクラビング水補給場所作業場所壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（10mSv/h 以下）に基づき設定
格納容器圧力逃がし装置格納槽外壁壁厚		格納容器圧力逃がし装置格納槽遮蔽設計値（0.62mSv/h 以下）に基づき設定
コンクリート密度	2.10g/cm ³	新設遮蔽はコンクリート密度 2.10g/cm ³ 以上で施工



第 8 図 大気中に放出された放射性物質の濃度評価点

第7表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（S/Cからのベント操作の場合）

(単位：mSv/h)

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	内部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 3.3×10^0	約 3.3×10^0	約 2.9×10^0	約 3.3×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約 1.0×10^1	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}
作業線量率	約 1.3×10^1	約 3.9×10^0	約 3.6×10^0	約 3.9×10^0

第8表 スクラビング水補給作業及び窒素供給作業における被ばく評価（D/Wからのベント操作の場合）

（単位：mSv/h）

被ばく経路	スクラビング水補給作業		窒素供給作業	
	補給作業時	屋外移動時	供給作業時	屋外移動時
原子炉建屋内の放射性物質からの ガンマ線による外部被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出された 放射性物質による被ばく	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下	1.0×10^{-2} 以下
大気中へ放出され地表面に沈着した 放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.5×10^0	約 4.5×10^0	約 4.0×10^0	約 4.5×10^0
格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置格納槽からの直接線	約 1.0×10^1	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}	約 6.3×10^{-1}
作業線量率	約 1.5×10^1	約 5.1×10^0	約 4.6×10^0	約 5.1×10^0

補足-40-16 【ブローアウトパネル関連設備の設計方針】

目次

補足 16-1	原子炉建屋外側ブローアウトパネル関連設備の要求機能について……	補足 16-1-1
補足 16-2	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの配置と構造について……	補足 16-2-1
補足 16-3	原子炉建屋外側ブローアウトパネル枚数の変更とその影響について……	補足 16-3-1
補足 16-4	クリップ単体試験について……	補足 16-4-1
補足 16-5	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能を担保する設計条件 について……	補足 16-5-1
補足 16-6	原子炉建屋内側ブローアウトパネルの配置と構造について……	補足 16-6-1
補足 16-7	クリップ破損時の他設備への影響について……	補足 16-7-1
補足 16-8	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの同時開放について……	補足 16-8-1
補足 16-9	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの飛出し挙動について……	補足 16-9-1
補足 16-10	原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時の他設備への影響について…	補足 16-10-1
補足 16-11	原子炉建屋外側ブローアウトパネルの保安全管理について……	補足 16-11-1
補足 16-12	原子炉建屋外側ブローアウトパネル機能確認試験要領について……	補足 16-12-1
補足 16-13	原子炉建屋外側ブローアウトパネル機能確認試験結果について……	補足 16-13-1
補足 16-14	原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時の設計基準事故時 被ばく評価への影響について……	補足 16-14-1
補足 16-15	ブローアウトパネル閉止装置の配置と構造について……	補足 16-15-1
補足 16-16	ブローアウトパネル閉止装置の技術基準規則第五十四条への 適合性について……	補足 16-16-1
補足 16-17	ブローアウトパネル閉止装置のパッキン耐久性試験について……	補足 16-17-1
補足 16-18	ブローアウトパネル閉止装置の保安全管理について……	補足 16-18-1
補足 16-19	ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験要領について……	補足 16-19-1
補足 16-20	ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験結果（6 月）について……	補足 16-20-1
補足 16-21	ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験（6 月）不具合の原因と 対策について……	補足 16-21-1
補足 16-22	ブローアウトパネル閉止装置の試験体の荷重伝達経路各部位の 簡易強度計算について……	補足 16-22-1
補足 16-23	ブローアウトパネル閉止装置の門ピンと門受の熱膨張による影響 について……	補足 16-23-1
補足 16-24	ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験結果（7 月）について……	補足 16-24-1
補足 16-25	ブローアウトパネル強制開放装置（自主対策設備）の配置と構造 について……	補足 16-25-1
補足 16-26	ブローアウトパネル閉止装置の開放を仮定した場合の中央制御室の 被ばく評価への影響について……	補足 16-26-1

原子炉建屋外側ブローアウトパネル関連設備の要求機能について

1. はじめに

ブローアウトパネル関連設備（原子炉建屋外側ブローアウトパネル、ブローアウトパネル閉止装置（以下「閉止装置」という。）、竜巻防護ネット及びブローアウトパネル強制開放装置（以下「強制開放装置」という。））について、技術基準上の主な要求事項を整理した。

なお、竜巻防護ネットの要求事項については、添付書類「V-1-1-2 発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書」のうち「V-1-1-2-1-1 発電用原子炉施設に対する自然現象等による損傷の防止に関する基本方針」に整理した。

2. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの要求事項

(1) 開放機能

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、主蒸気配管破断等を想定した場合の放出蒸気による圧力から原子炉建屋や原子炉格納容器等を防護するため、放出蒸気を建屋外に放出することを目的に設置されている。このため、建屋の内外差圧により自動的に開放する機能が必要である。（技術基準規則 第 12 条 溢水等による損傷の防止）

設計基準対処設備である原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、待機状態（閉状態）にて、基準地震動 S_s により開放機能を損なわないようにする必要があるため、基準地震動 S_s に対する耐震健全性（建屋躯体の健全性）を確保することが必要である。また、設計竜巻により開放機能を損なわないようにする必要があるが、設計竜巻は、その発生頻度が非常に小さく、設計基準事故との重畳は、判断基準の目安となる 10^{-7} 回／年を下回り十分小さいこと、プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しないことから、安全上支障のない期間に補修が可能な設計とすることで安全機能を損なわない設計とする。なお、竜巻飛来物からは竜巻防護ネットにて防護する設計とする。

(2) 2 次格納施設のバウンダリ機能

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、上記(1)の開放機能を満足させるため、原子炉建屋原子炉棟外壁に設置されており、原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2 次格納施設のバウンダリとしての機能維持が必要である。（技術基準規則 第 38 条 原子炉制御室等及び第 44 条 原子炉格納施設）

このため、設計基準対処設備である原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、待機状態（閉状態）にて、基準地震動 S_s により 2 次格納施設としてのバウンダリ機能を損なわないようにする必要があるが、その一方で、地震動により開放しないように設計する場合、本来の差圧による開放機能を阻害する可能性がある。この 2 つの要求機能を考慮した結果、2 次格納施設のバウンダリ機能維持に対しては、ブローアウトパネルの設置目的である差圧による開放機能を阻害しない範囲で耐震性を確保する設計とする。具体的には原子力発電所耐震設計技術指針 重

要度分類・許容応力編（JEAG4601・補）によれば、基準地震動 S_2 （ S_s 相当）と運転状態Ⅳ（設計基準事故）の組合せは不要であるが、基準地震動 S_1 （ S_d 相当）と運転状態Ⅳ（設計基準事故）の荷重の組合せは必要とされているため、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは2次格納施設としてのバウンダリ機能を有するため、長期にわたり事象が継続した場合も考慮し、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計とする。設計竜巻については、その設計差圧が原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放の設計差圧より大きく、竜巻差圧により開放の可能性を否定できないが、設計竜巻の発生頻度は非常に小さく、設計基準事故との重畳は、判断基準の目安となる 10^{-7} 回／年を下回り十分小さいこと、プラント運転中又は停止中の設計竜巻を想定してもプラント停止及び冷却に必要な設備は確保でき原子炉安全に影響しない。このため、万一、地震や竜巻により開放し、2次格納施設としてのバウンダリ機能が維持できない場合には、速やかに安全な状態に移行（運転中は冷温停止へ移行、停止中は使用済燃料に関連する作業の停止）することを保安規定に定める。

3. 閉止装置の要求事項

(1) 閉止機能

技術基準第七十四条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）の解釈では、「原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、ブローアウトパネルは、現場において人力による操作が可能なものとする。」が要求されている。

東海第二発電所の原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、構造上、開放した場合には、容易に再閉止操作を行うことが困難であるため、技術基準第七十四条要求に合致させるために閉止装置を設置する。

このため、重大事故等対処設備である閉止装置は、待機状態（開状態）にて、基準地震動 S_s により閉止機能を損なわないようにする必要があるため、基準地震動 S_s に対する耐震健全性を確保することが必要である。

(2) 2次格納容器のバウンダリ機能

閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルに代わって原子炉建屋原子炉棟の壁の一部となることから、2次格納施設のバウンダリとしての機能（原子炉建屋原子炉棟の気密性能確保）が必要である。

一方、閉止装置の閉機能維持が必要な状況とは、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが格納容器バイパス又は過渡事象（過渡事象のうち主蒸気隔離弁閉の隔離事象を想定している場合、主蒸気管破断は当該事象に含まれるとの整理をした場合）により開放し、更に重大事故に至った場合である。技術基準第74条（運転員が原子炉制御室にとどまるための設備）では、7日間で100 mSvを超えないことが要求されており、7日間で想定する地震動は、設置許可基準規則第39条（地震による損傷の防止）で整理するSA発生後の最大荷重の組合せの考え方を踏まえ、閉止装置が閉状態で組み合わせるべき地震動は弾性設計用地震動 S_d とする。

4. 強制開放装置（自主設備）への要求事項

ブローアウトパネル強制開放装置は、大規模損壊時の水素対策や使用済燃料プールへの放水手段の確保等のブローアウトパネルを強制的に開放する必要が発生した場合に用いる自主対策設備であるため、強制開放装置の損傷が安全上重要な他設備に波及的影響を及ぼさないように構造強度を確保する必要がある。表 4-1 にブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理を示す。

表 4-1 ブローアウトパネル関連設備に要求される機能の整理

ブローアウトパネル関連設備		設計基準対処設備			重大事故等対処設備		
		5 条 地震	7 条 竜巻 (差圧)	7 条 竜巻 (飛来物)	50 条 地震	54 条 竜巻 (差圧)	54 条 竜巻 (飛来物)
原子炉建屋外側ブローアウトパネル	開機能 (12 条)	○ (S _s)	○ プラント停止にて対応	○ 竜巻防護 ネットで 防護	—	—	—
	閉維持（建屋気密性） (38 条, 44 条)	○ (S _d)			—	—	—
閉止装置 (S A 緩和設備)	閉機能 (74 条)	—	—	—	○ (S _s)	○ (影響なし)	— *1
	閉止後の建屋気密性 (74 条)	—	—	—	○ (S _s)	— *2	— *2
	閉止時の建屋気密性 (74 条)	—	—	—	○ (S _d)	— *2	— *2

注記 *1：閉止装置は、S A 緩和設備であるため共通要因故障としての考慮は不要（ブローアウトパネル本体を飛来物から防護）

*2：S A 後の閉止状態での設計竜巻は、事象の重ね合わせの頻度から組み合わせ不要

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの配置と構造について

1. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの配置について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟の外壁に建設時より合計 12 か所に設置されているが、今回、新規制基準対応（設計竜巻対応）として、原子炉棟 5 階の東側及び南側の 2 か所を閉鎖し合計 10 か所とする。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの配置について表 1-1 と図 1-1 に、設置状況の例（写真）を図 1-2 に示す。

表 1-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの配置について

設置階	現状	新規制基準対応後	備 考
原子炉棟 6 階	東西南北の壁面に各 2 箇所 の合計 8 箇所	同左	
原子炉棟 5 階	東西南北の壁面に各 1 箇所 の合計 4 箇所	西面及び北面に各 1 箇所 の合計 2 箇所	設計竜巻対策として 2 枚閉鎖

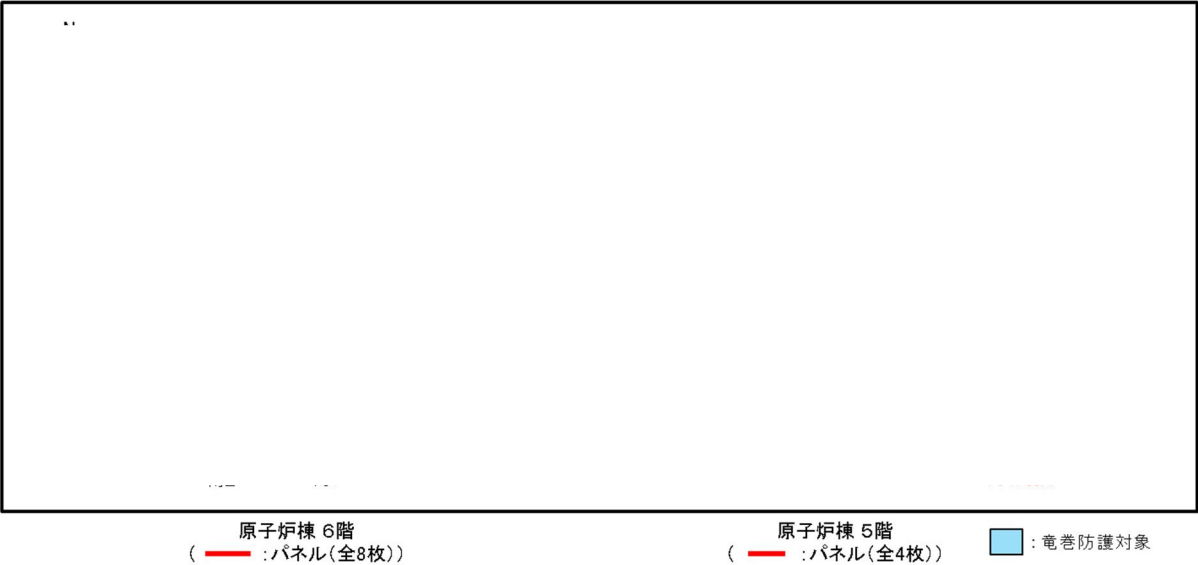


図 1-1 ブローアウトパネル配置図

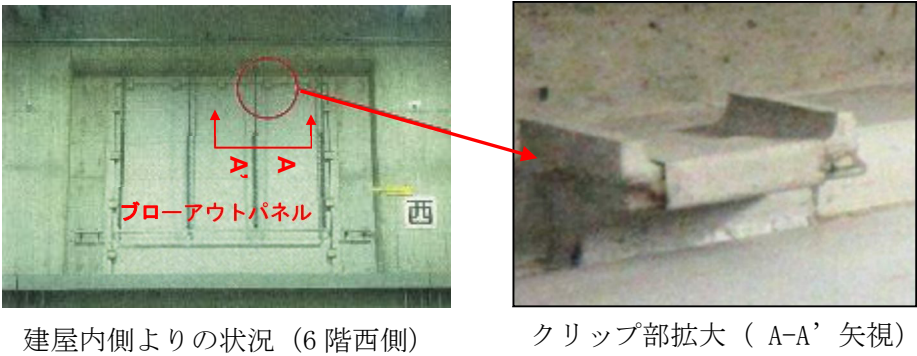


図 1-2 原子炉建屋外側ブローアウトパネル状況（建屋内より撮影）

2. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの構造について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、厚さ 2.3 mm のクリップと呼ばれる装置 18 個で原子炉建屋原子炉棟外壁に設置されており、原子炉格納容器の設計上の最高使用外圧 2 psi に対し、1 psi で開放するように設計されている。設置場所毎のパネル寸法と現状のクリップ数を表 2-1 に、構造概要を図 2-1 に示す。

現在、クリップはパネル 1 枚あたり 18 個が設置されているが、新規規制基準対応として、確実に設計圧力で開放させる観点からクリップ形状、数を最適化し、クリップは原子炉建屋外側ブローアウトパネル 1 枚あたり 10 個とする。

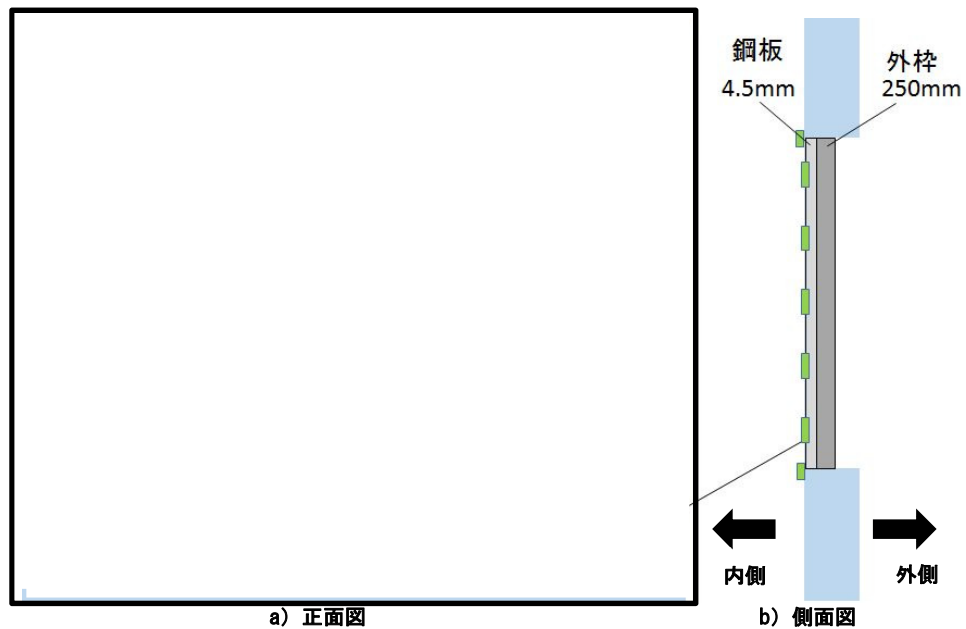
原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、このクリップだけで建屋躯体側の枠材に固定されている。また、パネル下部には、パネルと躯体の間に適切な間隙を確保し、パネル移動時（開放時）の摩擦による抗力を低減するためにスペーサが設置され、パネルと躯体の間隙にはシール材が充填され、原子炉建屋原子炉棟の 2 次格納施設としてのバウンダリ機能を確保する設計としている。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、内圧によりパネル本体が外側に押され、このクリップが破損（外れ）し、更に内圧により外側に押されて開放する構造であり、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、電源や空気源に頼ることなく、静的、かつ圧力上昇に対して確実に開放できる仕組みとして、クリップ構造が採用されており、この開放機構は、既設系統設備でも採用実績のある破壊板（ラプチャーディスク）と同様の考え方（差圧により部材を破壊）であり、構造が単純であることから、信頼性が高いものである。

表 2-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの主要仕様

設置場所		寸法（躯体開口部）	材質	クリップ数
5 階	北，西	4000 mm×4000 mm	炭素鋼 (SS400)	10 個（18 個）
6 階	北 1，北 2， 南 1，南 2	3680 mm×4170 mm		10 個（18 個）
	西 1，西 2， 東 1，東 2	4170 mm×3680 mm		10 個（18 個）

クリップ数の（ ）個数は、変更前の個数



○：新規制基準対応としてクリップ形状等を最適化した後のクリップ位置

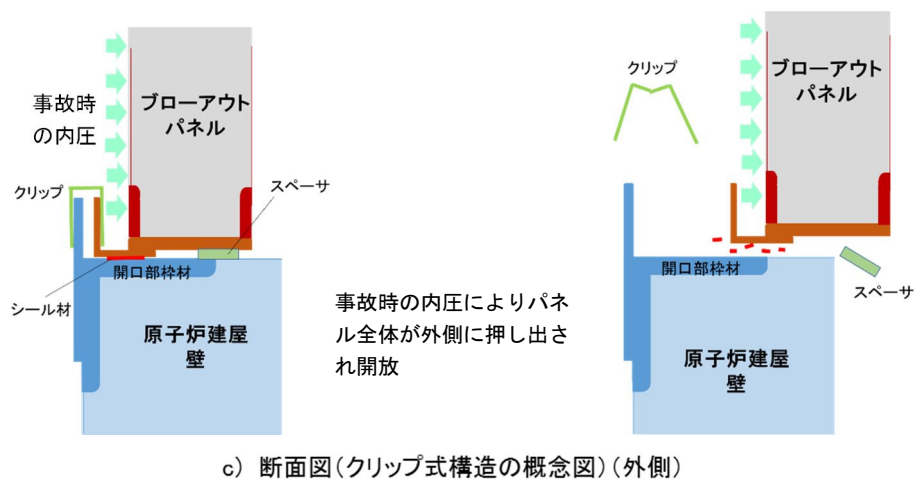


図 2-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの構造と作動原理

3. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放するための条件の整理

建屋内圧力によるクリップの変形及びパネルの開放時の具体的な流れを図 3-1 に示す。パネルを規定差圧で開放させるためには、パネルの開放に対する抗力（下記①～③）を規定差圧による開放荷重より小さく設定する必要がある。また、原子炉建屋外側ブローアウトパネルへの要求機能（2 次格納施設としてのバウンダリ機能）から、弾性設計用地震動 S_d では開放しない設計とすることがある。

以上より、原子炉建屋外側ブローアウトパネルに要求される機能を満たすための条件は以下のとおりであり、本条件を満足するように設計する。

$$\begin{array}{ccccc} \text{弾性設計用地震動 } S_d & < & \text{パネルの開放に必要な荷重} & < & \text{建屋内圧力による荷重} \\ \text{(⑤)} & & \text{(パネル開放時の抗力)} & & \text{(④)} \\ & & \text{(①+②+③)} & & \end{array}$$

ここで、

①：クリップを変形させる荷重×クリップ個数

- ・クリップを変形されるための荷重はクリップ試験の結果を踏まえて保守的に設定
- ・クリップ個数は弾性設計用地震動 S_d ，クリップ試験結果を踏まえて設定

②：パネルと躯体枠部の摩擦力

- ・パネル鋼材－枠鋼材及び枠躯体間の摩擦係数 0.6（保守的に静止摩擦係数として考慮）

③：シール材の破断に必要な荷重（シール材メーカーカタログ値より保守的に設定）

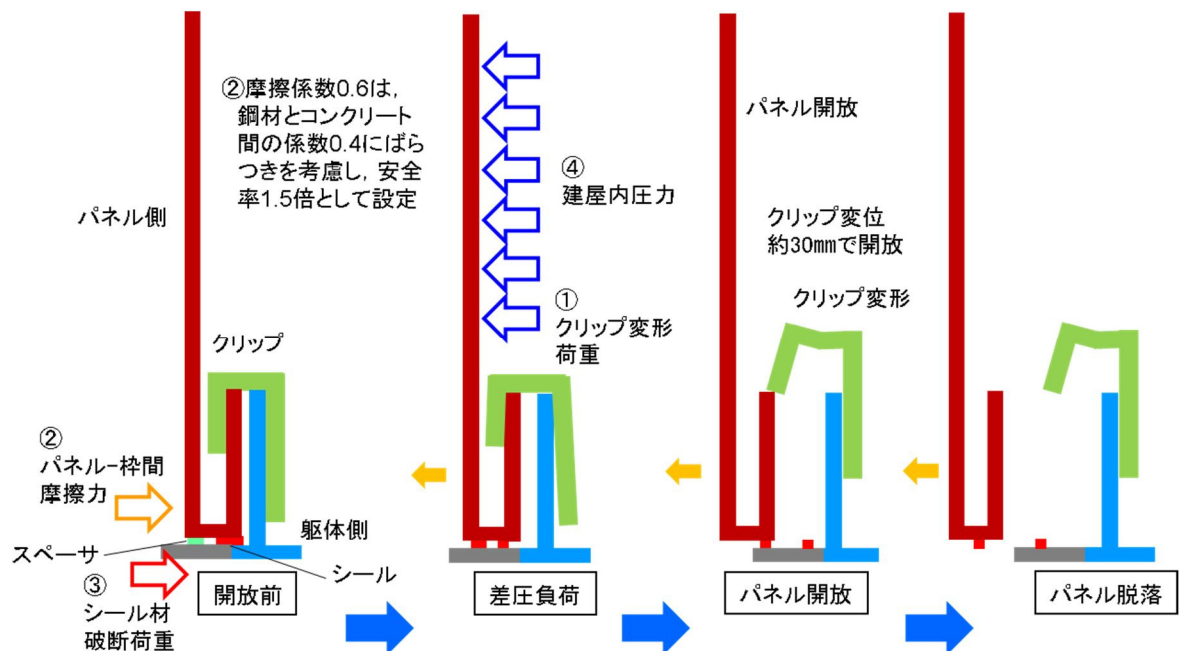


図 3-1 ブローアウトパネル開放のメカニズム

4. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放の検知について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を検知し、プラント停止やブローアウトパネル閉止装置による開口部の閉止等の対応措置を速やかに実施するため、個々の原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放を検知するリミットスイッチを設置し、中央制御室で状態を把握可能な設計とする。

図 4-1 にブローアウトパネル開放検知用リミットスイッチ設置位置概要図を示す。開放検知用リミットスイッチは、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放状況を確実に検知できるよう、パネル 1 枚について左右の上下方向に 2 個ずつ計 4 箇所、パネル枠材部へ設置し、開放時のパネル本体の移動により信号を発信する構造とする。

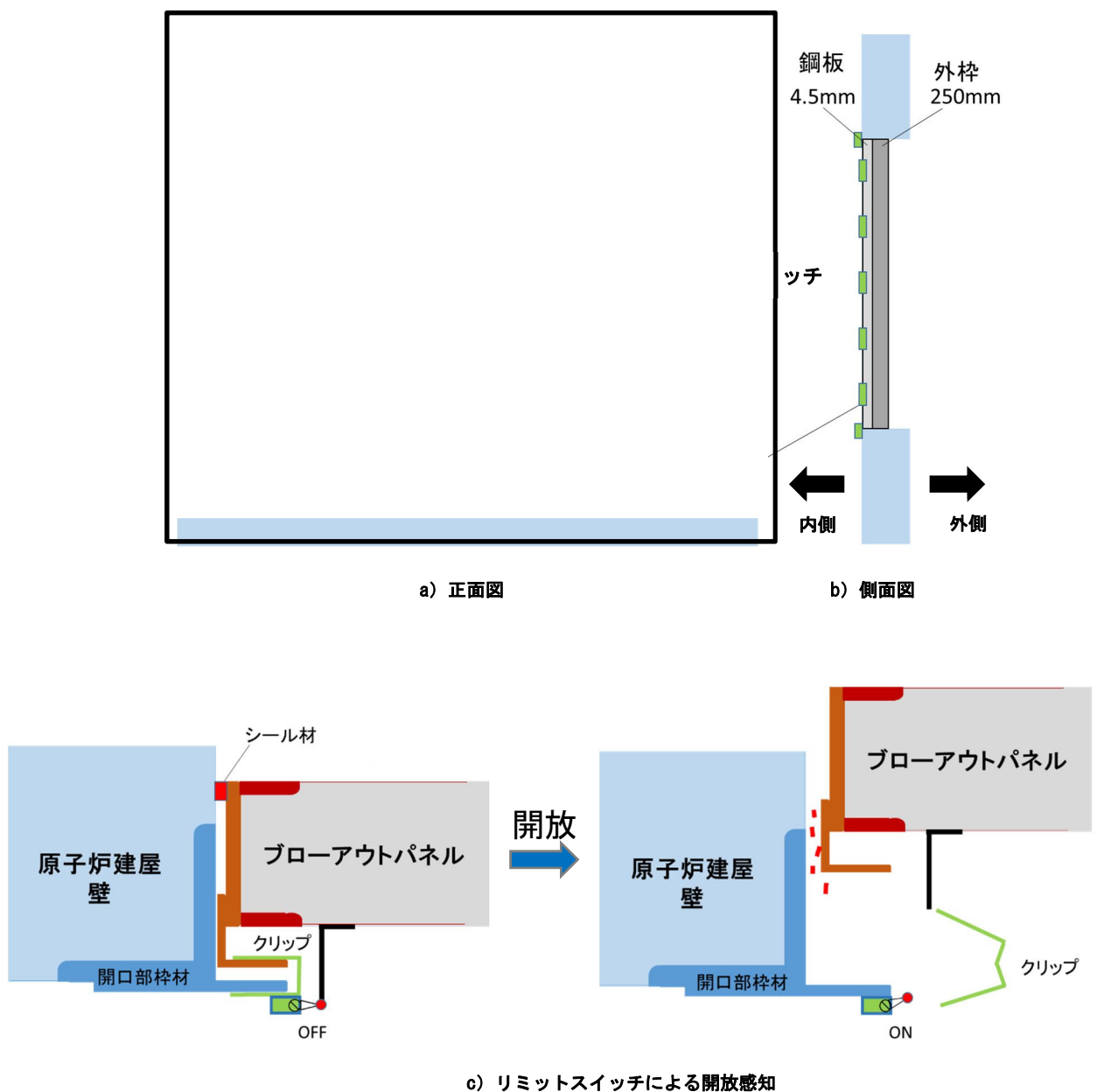


図 4-1 ブローアウトパネル開放検知用リミットスイッチ設置位置概要図

原子炉建屋外側ブローアウトパネル枚数の変更とその影響について

1. 背景・目的

設計竜巻の差圧は約 8.9 kPa と評価されており，原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放のための設計最大差圧約 6.9 kPa を超えると評価されており，設計竜巻により原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合，原子炉建屋原子炉棟内の安全上重要な機器が設計竜巻の影響を受けること懸念される。

原子炉棟 5 階には安全上重要な設備として，西側エリアにはほう酸水注入設備，東側エリアには非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系設備が設置されている。設計竜巻により原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した場合，西側エリアについては竜巻による強風が通り抜ける範囲にほう酸水注入設備は配置されていないが，東側エリアでは強風の吹き抜ける範囲に非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系が配置されており，これらの設備への竜巻の影響を評価することは困難であるため，東側エリアのブローアウトパネル 2 枚を閉鎖する。

原子炉棟 5 階の安全上重要な設備と原子炉建屋外側ブローアウトパネルの配置とパネル開放時の強風影響範囲について，図 1-1 に示す。





 : 西側区画ブローアウトパネルから見通せる範囲
 : 開口部を繋ぐ風の流れ

図 1-1 原子炉棟 5 階の安全上重要な設備配置とパネル開放時の強風影響範囲

2. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの一部閉鎖による影響

原子炉棟 5 階に設置されている原子炉建屋外側ブローアウトパネル 4 枚のうち、2 枚を閉鎖するため、この影響について確認する。

影響確認は、3 次元流体解析コード（GOTHIC）により、ブローアウトパネル枚数を 10 枚に変更した場合の主蒸気管破断事故時の建屋内圧力、温度を評価し、これらが設計条件内にあることを確認した。解析結果を図 2-1 及び図 2-2 示す。

原子炉棟 5 階東南側のブローアウトパネル 2 枚を閉鎖し、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが 10 枚としても、原子炉棟内の温度は設計条件を満足することを確認した（図 2-1）。また、同条件で原子炉棟 6 階面の圧力を確認した結果、6 階面のパネルが 4 枚以上開放することで、圧力は 1psi 以下にできることを確認した（図 2-2）。

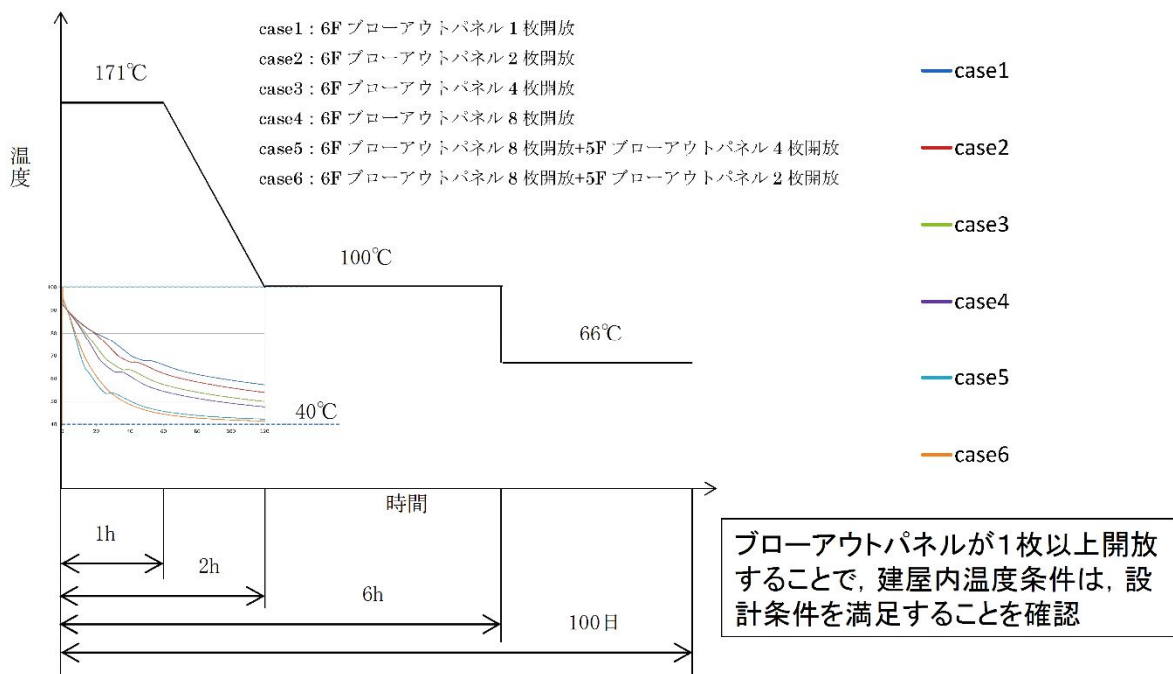


図 2-1 主蒸気管破断時の原子炉棟内温度の解析結果

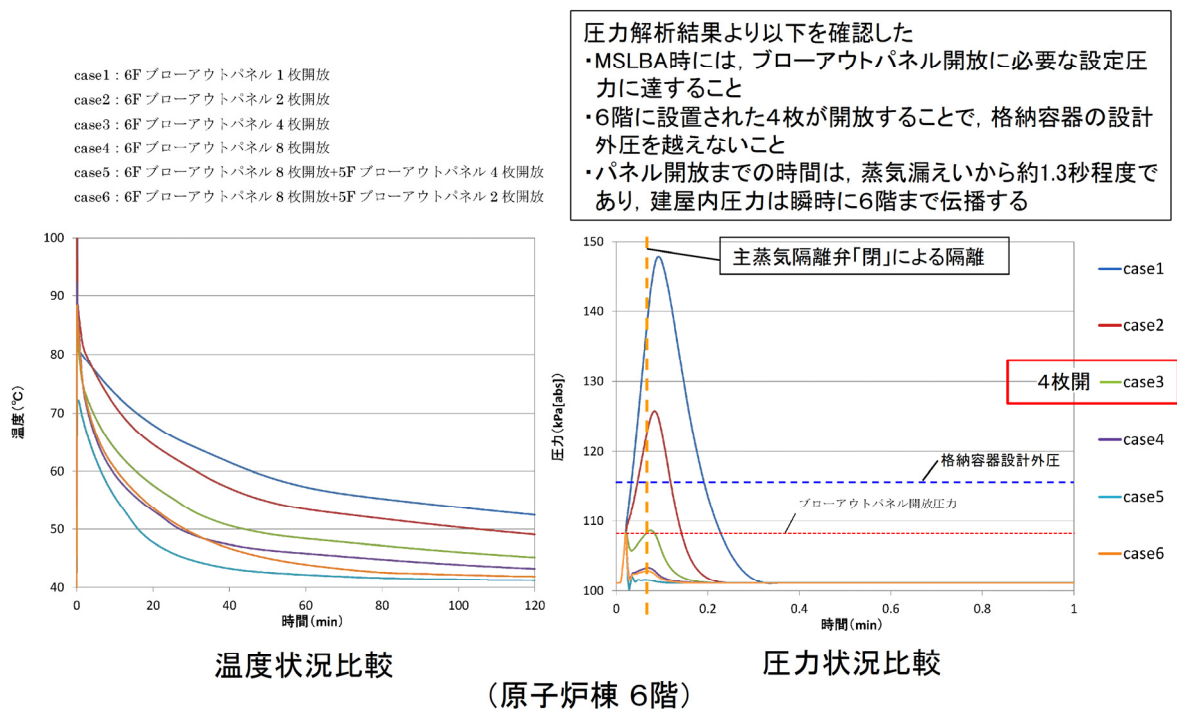


図 2-2 ブローアウトパネル作動枚数による温度及び圧力状況比較

3. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの必要枚数について

原子炉格納容器の設計外圧に着目すると、主蒸気管破断事故時の開放必要枚数は 3 次元流体解析の結果から、必要な原子炉建屋外側ブローアウトパネル枚数は 4 枚以上となることを確認した。5 枚以上の開放は、建屋内雰囲気温度と圧力の更なる低下に寄与するものであり、設備防護上は考慮するものであるが必須ではない。

しかしながら、より裕度を確保する観点から建設時の考え方を踏襲し、できるだけ多くのブローアウトパネルを残す方針とした。

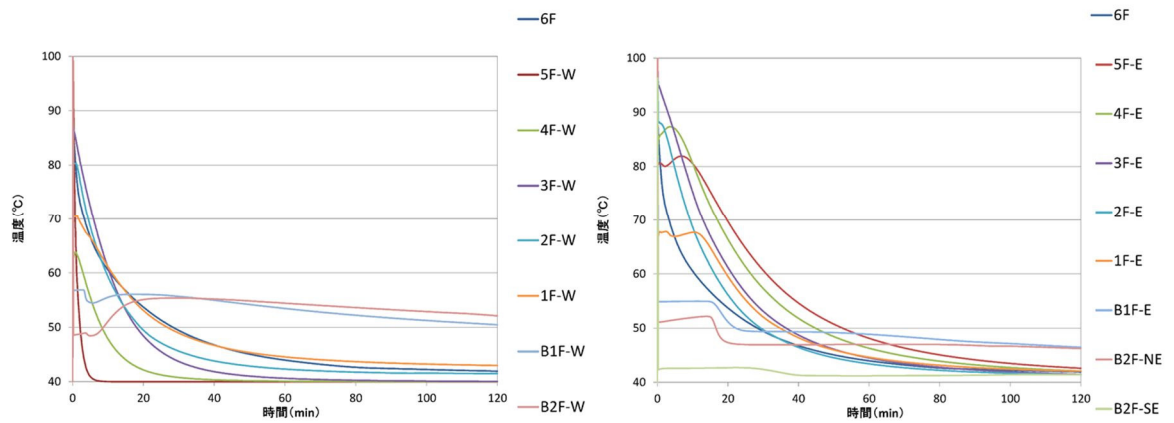
4. 原子炉建屋外側ブローアウトパネル 2 枚閉鎖後の建屋内温度評価の結果について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの 2 枚閉鎖後の建屋内温度評価の詳細を図 4-1 及び図 4-2 に示す。また、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの作動枚数による建屋内温度状況の代表例として、原子炉棟 3 階の結果を図 4-3 及び図 4-4 に示す。

図 4-1 に示す原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放後に温度が停滞する箇所は、蒸気が自然対流で上昇する流れと、外気から流入する下降気流がぶつかり、入れ替る際の停滞状況を示している。また、5 階東側及び南側の原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止することにより、東側は大物搬入口を通じた上昇気流が発生し、6 階に高温の蒸気が抜ける流れが主となる。これに対し、西側エリアにおいては、5 階から取り入れられた外気の下降気流が主となり、主蒸気管室で西から東の流れができると考えられる。このため、原子炉建屋外側ブローアウトパネル 12 枚が開放する場合と比べて、5 階西側（ほう酸水注入ポンプ設置側）の温度が下がる結果となっている。

原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放後に一時温度低下が停滞するのは、漏えいした高温の蒸気が大物搬入口開口部を上昇する流れと、外気が流入する際の下降気流がぶつかり、入れ替るためと推定される。原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放枚数が多い方が蒸気漏えい後の早い段階でこの状況が現れる結果となる。また、5階、6階の原子炉建屋外側ブローアウトパネル全数12枚が開放する場合と比較して、5階の東側及び南側の2枚を閉鎖する方が温度低下が早くなる原因は、5階西側から取入れられた外気が、東側大物搬入口吹抜け部で発生する煙突効果により、主蒸気管室の西側から東側への流れとなり、原子炉棟内で大きな循環が発生することで、外気の流入が速やかに進むためである。これらの状況を図4-5及び図4-6に建屋の断面図と平面図により示す。

BOP開条件:全10枚「開」(6階 全8枚 + 5階西側 全2枚。5階東側「閉」)

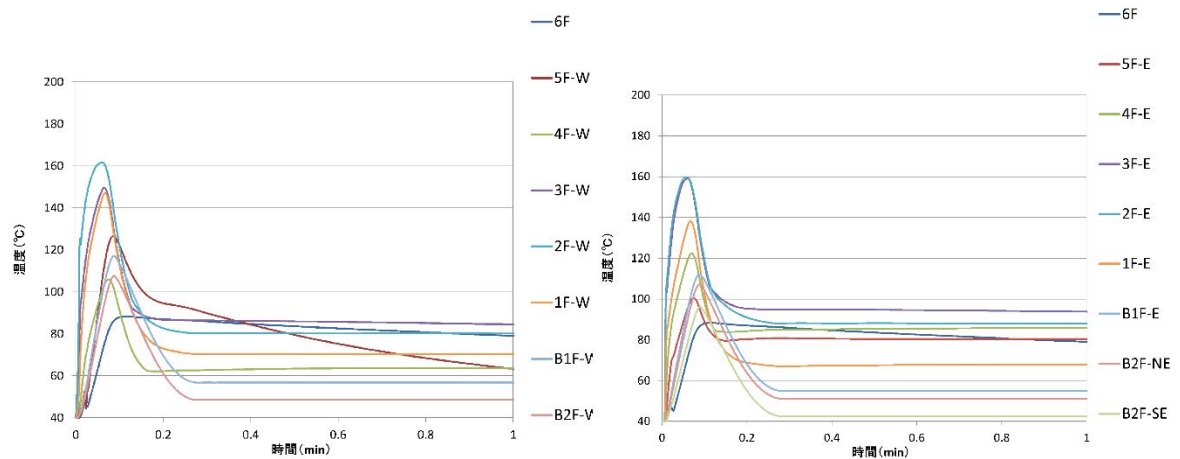


(原子炉棟 西)

(原子炉棟 東)

図 4-1 対策後の温度状況比較

BOP開条件:全10枚「開」(6階 全8枚 + 5階西側 全2枚。5階東側「閉」)

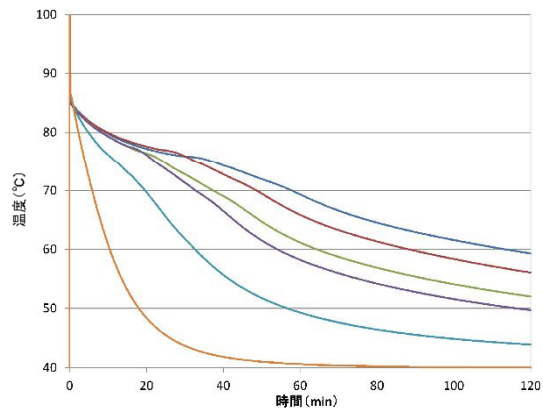


(原子炉棟 西)

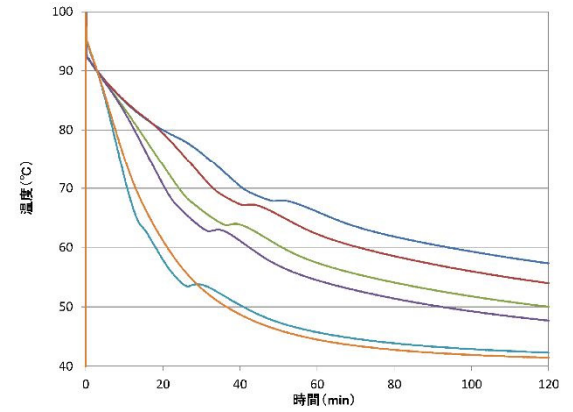
(原子炉棟 東)

図 4-2 対策後の温度状況比較 (最高温度)

case1 : 6F ブローアウトパネル 1 枚開放
case2 : 6F ブローアウトパネル 2 枚開放
case3 : 6F ブローアウトパネル 4 枚開放
case4 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放
case5 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
case6 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放



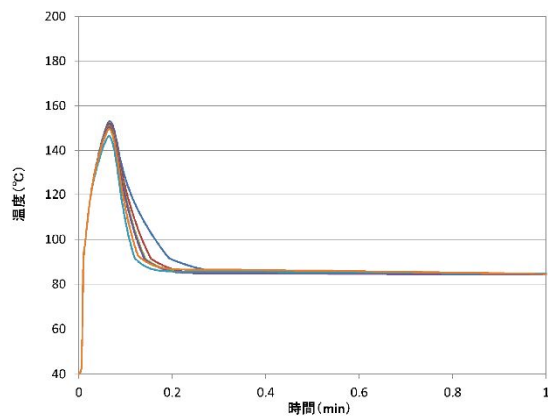
(原子炉棟 3階西)



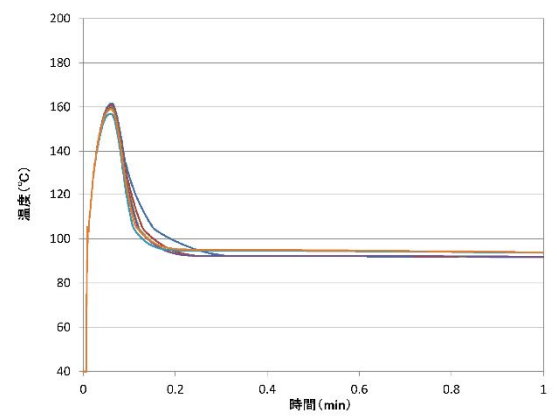
(原子炉棟 3階東)

図 4-3 ブローアウトパネル作動枚数による温度状況比較

case1 : 6F ブローアウトパネル 1 枚開放
case2 : 6F ブローアウトパネル 2 枚開放
case3 : 6F ブローアウトパネル 4 枚開放
case4 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放
case5 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 4 枚開放
case6 : 6F ブローアウトパネル 8 枚開放+5F ブローアウトパネル 2 枚開放



(原子炉棟 3階西)



(原子炉棟 3階東)

図 4-4 ブローアウトパネル作動枚数による温度状況比較 (最高温度)

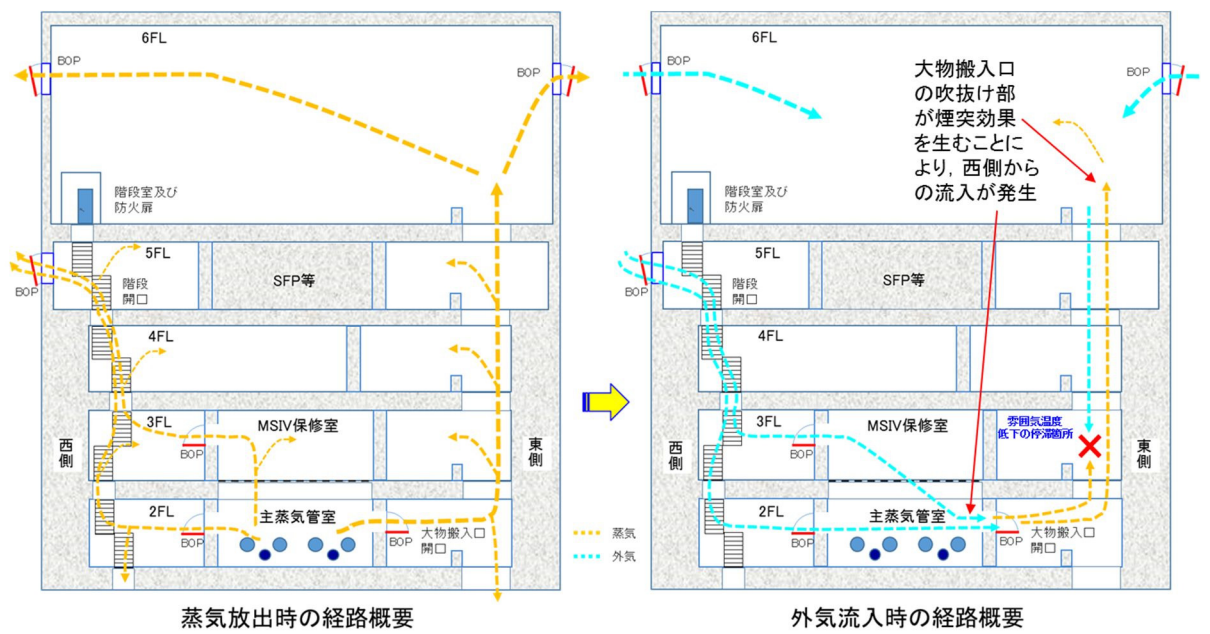


図 4-5 原子炉棟断面図

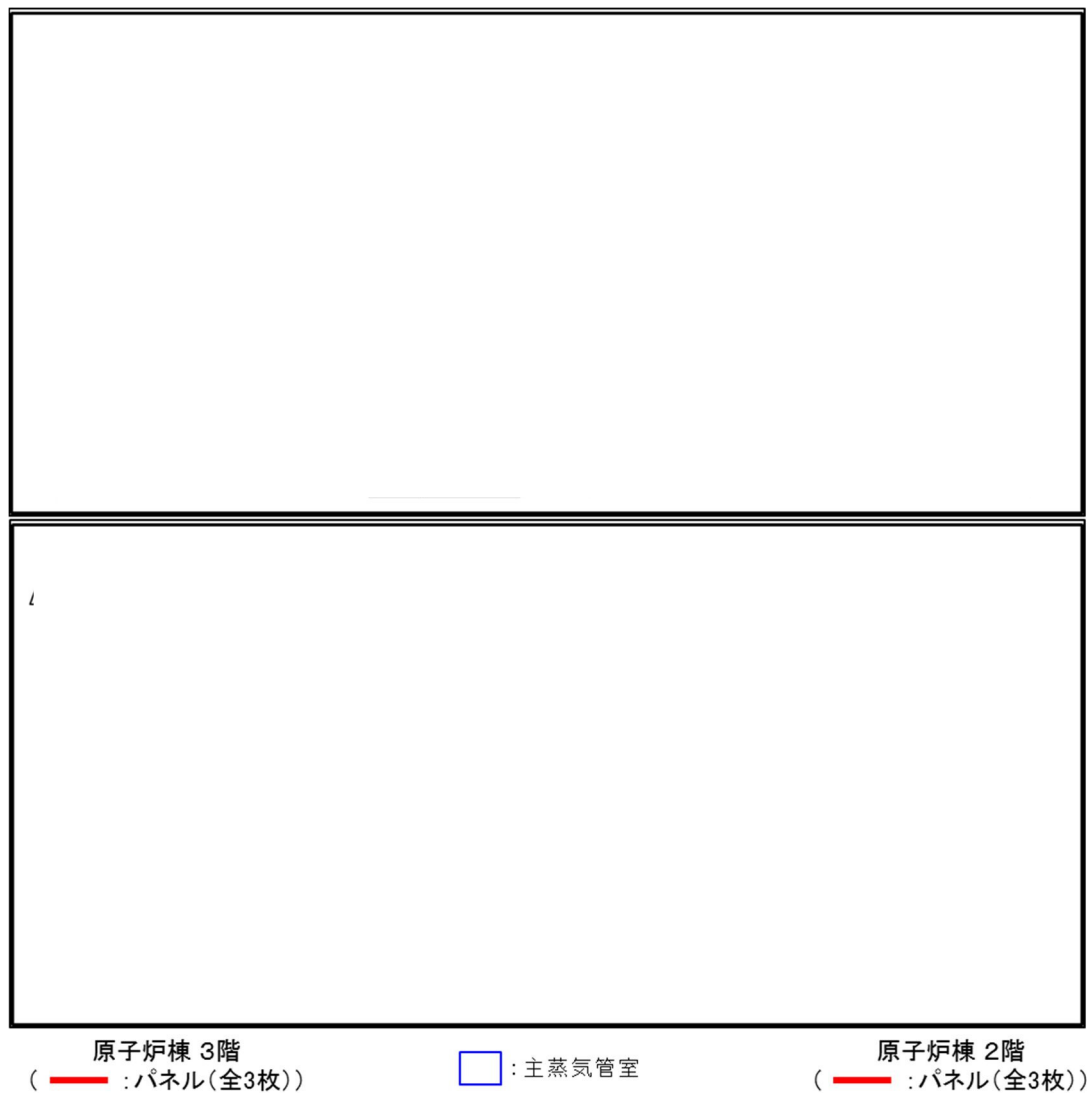




図 4-6 原子炉建屋平面図

5 階東側及び南側の原子炉建屋外側ブローアウトパネルを閉止することにより、東側は大物搬入口を通じた上昇気流が発生し、6 階に高温の蒸気が抜ける流れが主となる。(図中の )

これに対し、西側エリアにおいては、5 階から取り入れられた外気の下降気流が主となり、主蒸気管室で西から東の流れができると考えられる。(図中の )

このため、原子炉建屋外側ブローアウトパネル全数 12 枚が開放する場合と比べて、5 階西側（ほう酸水注入ポンプ設置側）の温度が下がる結果となる。

クリップ単体試験について

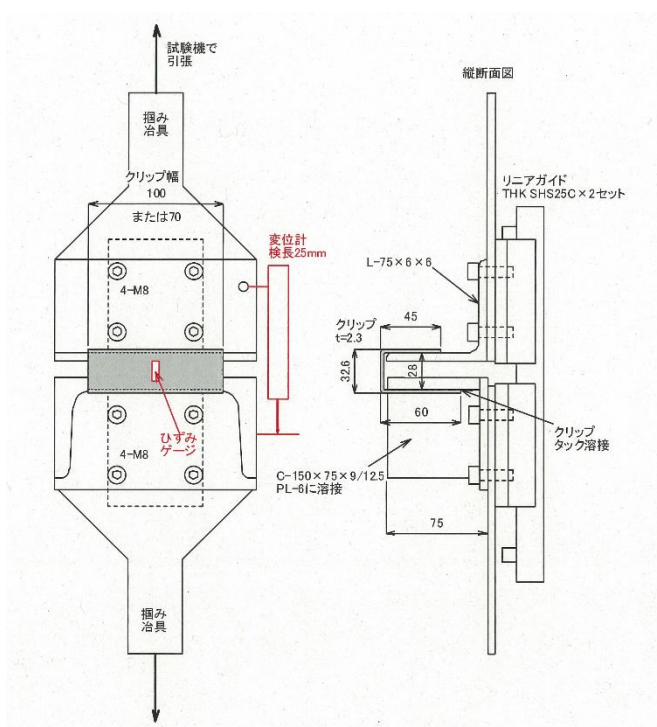
1. 目的

クリップは原子炉建屋外側ブローアウトパネルを建屋躯体に固定するとともに、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放圧力を決定する主要な部品である。このため、設計差圧（1 psi＝6.9 kPa）以下でパネルが確実に開放し、弾性設計用地震動 S_d では開放しないことを設計上担保し、今後のクリップの維持管理に資するため、クリップ単体での開放試験を実施する。

2. 試験方法

試験は、クリップ取付部を模擬した鋼材に試験体としてのクリップを取り付け、引張試験機にて鋼材を引っ張ることにより、クリップに付加される荷重、変位、ひずみ等を測定した。図 2-1 にクリップの引張試験概要図を示す。試験条件は以下のとおり。

- ・引張試験器：オートグラフ試験機（AG-50 k N B）
- ・制御方式：変位制御（引張速度 1 mm/min）



◆ 引張試験内容

クリップ単体を引張試験にてパネルの水平方向の荷重を模擬する

【測定項目】

- ①試験荷重,
- ②クリップ変位,
- ③クリップのひずみ

【測定結果の評価】

クリップの最大荷重と変位の試験結果より、クリップの作動時におけるばらつきを検証する
パネルが設定差圧にて確実に開放するための管理項目を検証する

【クリップの管理項目】

- ①材質,
- ②形状,
- ③クリップの寸法(板厚, 幅),
- ④取付方法と取付寸法

図 2-1 クリップの引張試験概要図

3. 基本試験結果

(1) 基本試験での試験体仕様

クリップ設計のための基本データを取得するため、材質は2種類、板厚は1種類（既設クリップと同厚）、クリップ幅は2種類、掛り寸法は3種類、曲げ加工後のクリップ幅は2種類を組合せて試験体を作成した。各項目の試験目的と具体的な仕様を表 3-1、具体的な試験片寸法を図 3-2、試験片のまとめを表 3-2 に示す。

表 3-1 試験確認項目、目的と具体的な仕様

項目	目 的	具体的な仕様
材質	材質による強度のばらつき確認	SS400／SPCC
板厚	－（既設品と同じ）	2.3 mm
幅（a）	クリップ幅と強度の関係確認	100 mm／70 mm
掛り寸法（c）	掛り寸法による強度（クリップの外れ易さ）のばらつき確認	45 mm／20 mm／15 mm
曲げ加工後のクリップ幅（b）	曲げ加工後のクリップ幅と強度のばらつき確認	28 mm／35 mm

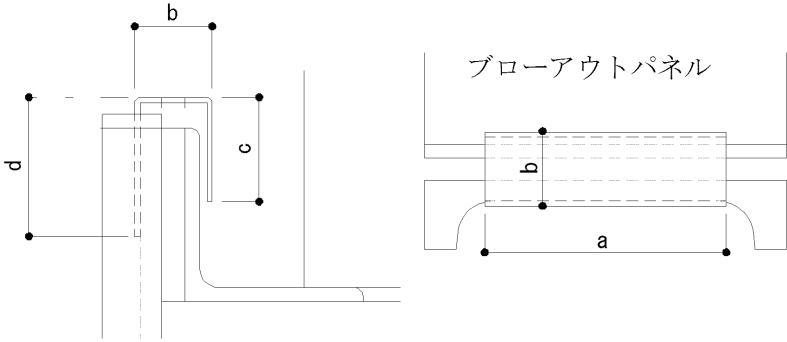
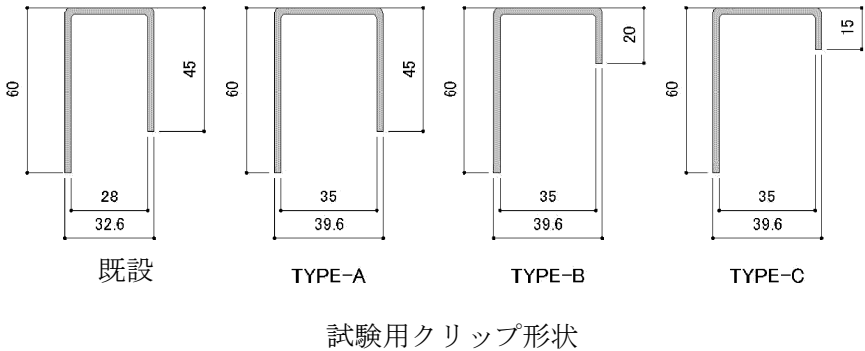


図 3-2 クリップの形状及び試験体寸法測定箇所

表 3-2 試験用クリップ一覧

区分	試験体 NO	材質	板 厚	幅 (a)	掛り寸法 (c)	曲げ加工後 幅 (b)	形状	変位 速度	試験体 数
試験 1	C70	SPCC* ¹	2.3 mm	70 mm	45 mm	28 mm	既設と 同じ	1 mm/分	5
	C100			100 mm					5
	H70	70 mm		5					
	H100	100 mm		5					
試験 2	H100AP	SS400* ²		100 mm	45 mm	35 mm	TYPE-A		5
	H100BP				20 mm		TYPE-B		5
	H100CP				15 mm		TYPE-C		5

注記 *1：冷間圧延鋼板

*2：一般構造用圧延鋼材

(2) 基本試験結果及び考察

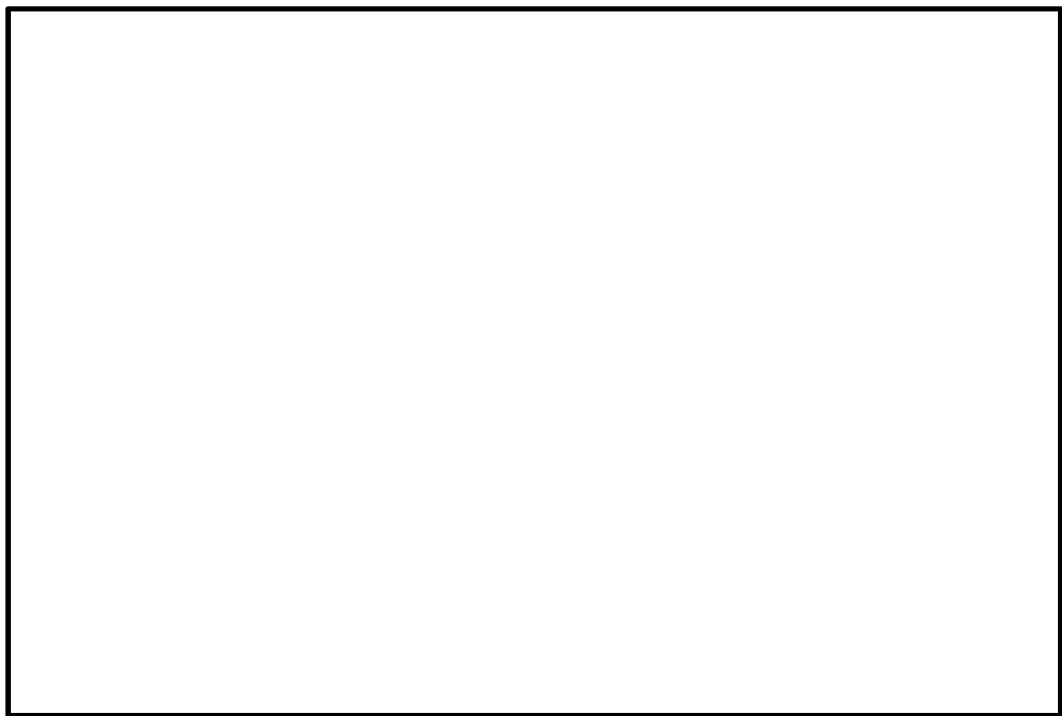
試験結果を最大耐力の測定値で整理した結果を表 3-3 にまとめる。材質を変えた試験結果（試験 1）から、SPCC に比べ SS400 は降伏点が明確でばらつきも低減できることを確認したため、クリップ材質は現行品と同じ SS400 を選定した。また、同じく、試験 1 の結果から、材料に関係なく、降伏荷重（平均値）はクリップ幅に比例することを確認した。（ $C70/C100 = H70/H100 \approx 0.69$ ）

材質を SS400 に限定し、クリップの掛り寸法を変化させた試験 2 の結果から、掛り寸法は、20 mm 程度（TYPE-B）が最もばらつきが小さく適切な形状であることを確認した。

SS400 で掛り寸法 20 mm（TYPE-B）のクリップの荷重と変位の関係を図 3-3 に示す。試験体は 5 つであるが、最大耐力に達したのち、クリップが降伏して開くことで荷重が低下する傾きはほぼ同じであり、クリップは約 11 mm 変位した状態で完全に外れることを確認した。

本試験結果をもとに適切なクリップ幅を設定し、実機適用するためのクリップ形状を確定したうえで、試験体数を増やしてクリップ単体試験を実施し、採用するクリップ形状を確定する。

This image shows a completely blank white rectangular area enclosed within a thin black frame. There are no markings, text, or illustrations present on the page.



4. 実機適用クリップに対する試験結果

前項の基本試験結果等を踏まえて総合的に検討した結果、クリップ幅を基本試験の 100 mm から 80 mm に変更し、クリップ 1 個当たりが負担する荷重を下げることにより、設計差圧に対してより小さい差圧で確実に開放する設計とすることとし、ばらつきを考慮するため、30 個のクリップの開放試験を実施した。試験結果を表 4-1 に、クリップの荷重・変位の関係を図 4-1 に示す。

クリップの最大耐力の平均値は N、標準偏差 σ は N であった。クリップ数の決定にあたっては、6.9 kPa 以下での開放が必要であることから、クリップ 1 個が開放するための必要荷重は、保守的に標準偏差の 3 倍を見込み、1 個当たり N として考慮する。また、クリップは約 11 mm 引っ張られるとクリップ取付部から外れる（クリップは開放の抵抗とならない）ことを確認した。

表 4-1 実機用クリップ試験結果

項目（試験体数は 30 個）		荷重（N）	
最大耐力	平均値	<div></div>	
	最大値		
	最小値		
標準偏差 σ			
最大耐力（平均） $+3\sigma$			
最大耐力（平均） -3σ			

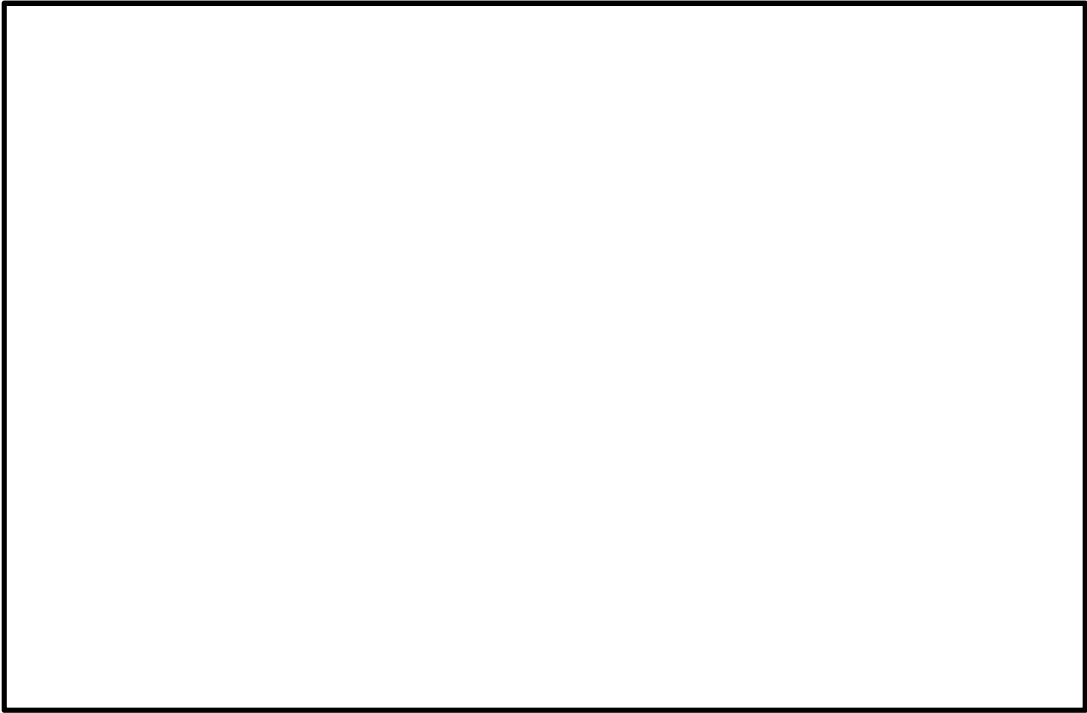


図 4-1 クリップの荷重・変位の関係

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放機能を担保する設計条件について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの満たすべき開放条件について整理した。ブローアウトパネルを開放させるために満足すべき条件は以下の通りであり、抵抗力（②クリップの抗力、③パネル移動時の摩擦力による抗力、④パネルと躯体間のシール材の抗力の合計）が、⑤差圧による荷重以下（6.9 kPa 以下）の条件を満足する必要がある。また、2 次格納施設としての原子炉建屋原子炉棟のバウンダリ機能確保の観点から、①弾性設計用地震動 S_d で開放しないように設計する。

①弾性設計用地震動 S_d による開放荷重	$<$	抵抗力（②クリップの抗力+③摩擦による抗力+④シール材抗力）	$<$	⑤設計差圧 6.9 kPa による開放荷重
-------------------------	-----	--------------------------------	-----	-----------------------

各項目の考え方、根拠は以下のとおり。

(1) 基本パラメータ・条件

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの重量は、2000 kg として評価する。

弾性設計用地震動 S_d の加速度は、ブローアウトパネル設置位置より高く、地震加速度が大きい原子炉棟屋上（EL. 63.65 m）での基準地震動 S_s （最大応答加速度）である 2.45G（ばらつき 1.5 倍を考慮した 1.2ZPA）の 1/2 である 1.23G 用いて評価する。

(2) 設計差圧 6.9 kPa 時の開放荷重（上記⑤）

設計最大差圧以下でパネルを開放させるため、設計最大差圧 6.9 kPa とする。原子炉建屋外側ブローアウトパネルは大きさが 2 種類あるため、保守的に最も面積の小さいパネル（差圧による開放荷重が最も小さいパネル）に 6.9 kPa が付加する場合の荷重として約 kN（ kN）と評価する。

(3) 弾性設計用地震動 S_d による開放荷重

弾性設計用地震動 S_d による地震力としては、約 25 kN（ $2000 \text{ kg} \times 1.23\text{G} \times 9.8 \text{ m/s}^2 = 24108 \text{ N}$ ）とする。なお、パネルの固有振動数を両端ピン支持のはりとして保守的に算出し、パネルは剛構造であることを確認するとともに、実機大モックアップ試験装置での固有振動数を測定し、1 次固有振動数は約 25 Hz、2 次固有振動数は約 50 Hz であり、剛構造として扱えることを確認した。

(4) クリップの個数と配置

クリップの抗力算定に使用するクリップ開放荷重は、30 個のクリップ試験結果から、保守的に N/個（クリップ開放試験での平均値+3 σ ）=約 kN と評価した。

クリップはブローアウトパネルが傾くことを回避し、可能な限り平行移動するよう、上下左右での抵抗が可能な限り同じとなるように配置する方針とする。この場合、パネル下側はパネル移動時に摩擦力が発生するが、パネル上側には摩擦力が発生しないため、パネル上端側には

摩擦力相当分のクリップ（2 枚）を増加して設置する。

このため、クリップは、の合計 10 個とする。クリップ 10 個の場合の抗力は約 kN として設計する。なお、実機大モックアップ試験にて設計最大差圧 6.9 kPa での開放が確認できなかった場合には、クリップ配置の対称性を踏まえて、クリップはと開放に対する抗力を下げて対応する。

(5) 摩擦力（摩擦係数）

摩擦力算定に用いる摩擦係数は静止摩擦係数 0.6 を採用して設計する。なお、パネル移動時に生じる摩擦による抗力についても、保守的に 0.6 を採用して設計する。この場合の摩擦による抗力は約 12 kN ($2000 \text{ kg} \times 0.6 \times 9.8 \text{ m/s}^2 = 11760 \text{ N}$) と評価した。

(6) シール材の抗力

シール材はシール材幅約 mm として設計するため、シール材接触面積が約 mm²（シール材面積が最大となるパネルは面積が最大となる 4000 mm×4000 mm のパネルであり、この周長は 4000 mm×4=16000 mm であるため、シール材接触面積は mm²）である。また、シール材メーカーのカタログによれば、最大引張応力は 0.36 N/mm²、最大荷重時の伸びは約 600 % であり、シール材の最大抗力は、 $0.36 \text{ N/mm}^2 \times \text{ mm}^2 = \text{約 kN}$ と評価される。一方、クリップ試験結果からクリップはパネルが約 6 mm 移動した際に最大耐力を示すが、約 10 mm 移動した際の耐力は最大耐力の 1/3 以下であり、11～12 mm 程度でクリップは完全にブローアウトパネルから外れることが判明している。このためクリップの最大荷重時に重畳させるべきシール材の抗力として、 mm 幅のシール材が約 mm 伸びた場合（伸びが 100 %）のシール材の抗力を考慮する。この場合、シール材幅は mm であるので、 mm の移動は 100 % の伸びに相当し、その際の荷重は $\text{ kN} \times 100 / 600 = \text{約 kN}$ である。

(7) まとめ

以上より、 S_d による地震荷重は約 25 kN、クリップ抗力+摩擦による抗力+シール材の抗力の合計は約 99 kN ($\text{ kN} + 12 \text{ kN} + \text{ kN} = \text{約 kN}$)、設計差圧 6.9 kPa 時の開放荷重は約 110 kN となり、クリップ抗力等を保守的に見積もっても上限側の条件を満足できることを確認した。

また、クリップ試験の結果から、クリップの最大耐力（平均値-3 σ ）は約 4524 N であり、クリップ 10 個で約 45 kN となるため、クリップのみの抗力でも弾性設計用地震動 S_d による地震荷重を十分に上回り、下限側の条件を満足できることを確認した。

原子炉建屋内側ブローアウトパネルの配置と構造について

1. 原子炉建屋内側ブローアウトパネルの配置について

原子炉建屋外側ブローアウトパネル以外に，原子炉棟内のブローアウトパネルとして主蒸気管室の壁面 6 箇所 にブローアウトパネルが設置されている。原子炉建屋内側ブローアウトパネルの配置について表 1-1 と図 1-1 に示す。

表 1-1 原子炉建屋内側ブローアウトパネルの主な仕様

設置場所		寸法（躯体開口部）	材質	パネル枚数	パネル 1 枚のクリップ数
2 階	2F1, 2F3	2969 mm×1400 mm	炭素鋼 (SS400)	2 枚	2 個
	2F2	4031 mm×1400 mm		2 枚	2 個
3 階	3F1	2250 mm×3000 mm		2 枚	2 個
	3F2, 3F3	4500 mm×3000 mm		4 枚	2 個

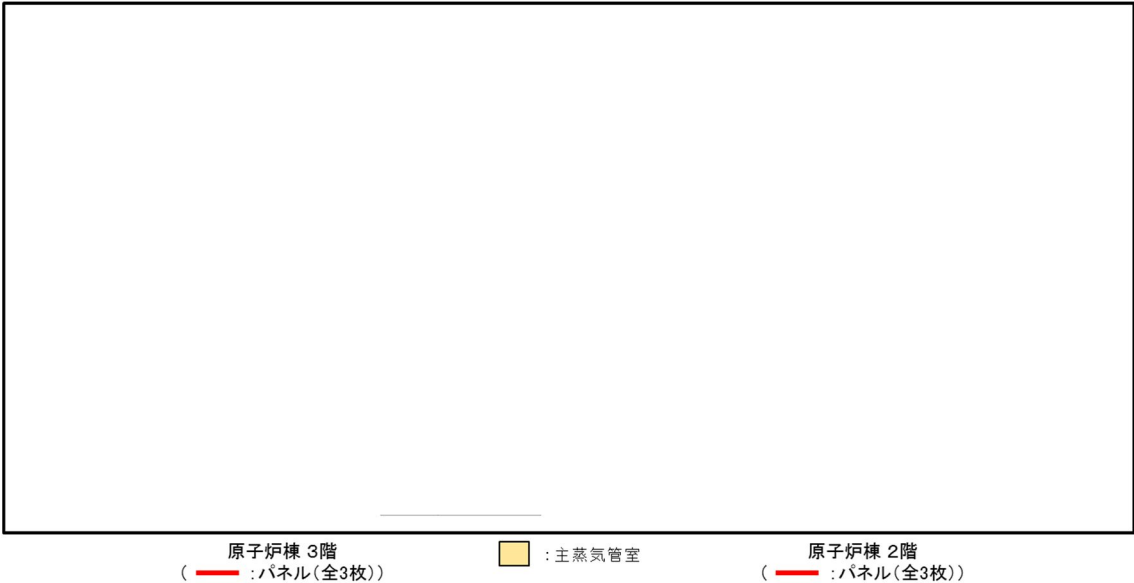
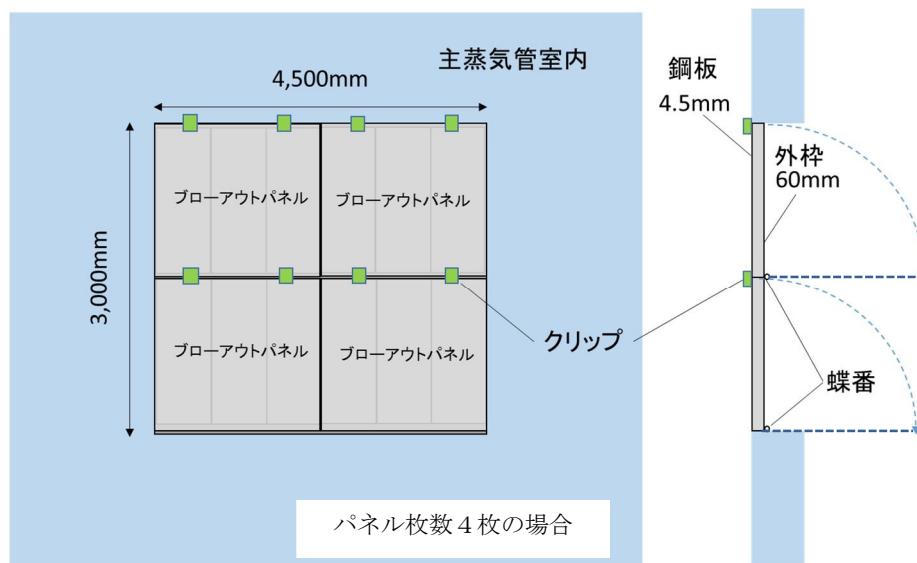


図 1-1 原子炉建屋内側ブローアウトパネル配置図

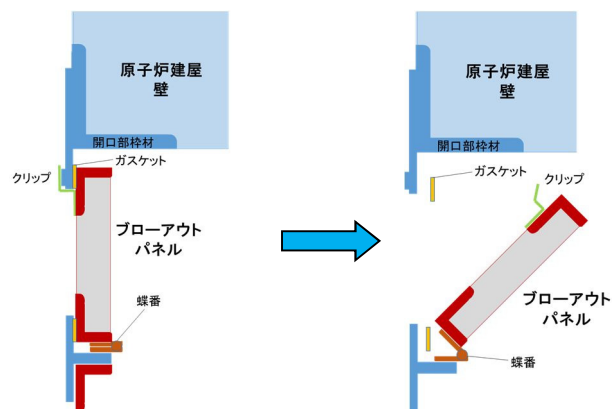
2. 原子炉建屋内側ブローアウトパネルの構造について

主蒸気管室のブローアウトパネルは，厚さ約 1 mm（原子炉建屋外側ブローアウトパネル用クリップの厚さは約 2.3 mm）のクリップと呼ばれる装置 2 個で壁に設置されており，差圧のみで自動開放し，主蒸気管室での漏えい蒸気を原子炉棟内に放出するよう設計されている。図 2-1 に原子炉建屋内側ブローアウトパネルの概要を示す。

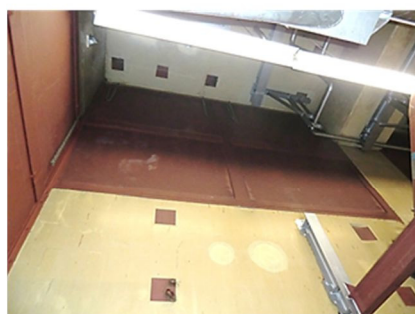


a) 正面図

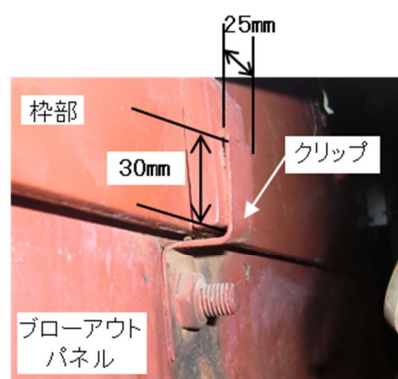
b) 側面図



c) 断面図（クリップ式構造の概念図）（内側）



室内よりの状況
(3階 3F2)



クリップ部

図 2-1 原子炉建屋内側ブローアウトパネルの構造

3. 原子炉建屋内側ブローアウトパネル用クリップの開放荷重について

内側ブローアウトパネルは、原子炉建屋外側ブローアウトパネル用クリップに比べて厚さが半分以下で幅も 1/3 程度である。また、クリップは建設時の試験結果より、外側ブローアウトパネルのクリップの約 1/2 以下の荷重で開放する構造であり、パネルの面積とクリップの個数より、容易に（1 psi 以下で）開放する構造である。

クリップ破損時の他設備への影響について

1. 概要

原子炉建屋外側ブローアウトパネルのクリップは、ボルトにて躯体側に固定する設計（実機用クリップ試験も模擬して固定）としており、容易に脱落することはないが、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放時に、万一クリップが破損した場合を想定し、この影響について検討し、防護対象設備等への影響がないことを確認した。

2. 影響を考慮する範囲とパネル周辺の重要設備

原子炉建屋外側ブローアウトパネル配置に対し、クリップの飛散する水平距離を落下高さとした場合の飛散範囲と主な防護対象設備の配置を図 2-1 に示す。また、パネル周辺にあり防護すべき設備を表 2-1 に示す。

なお、原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、建屋壁内に設置され、固定用クリップもほぼ壁面に設置されており、大きく飛散することは考えられないため、床面からのクリップ設置高さの水平距離を飛散範囲と仮定して評価した。評価範囲内には使用済燃料プールの一部が含まれるが、クリップの重量は約 230 グラムであり、燃料集合体を損傷させることはない。

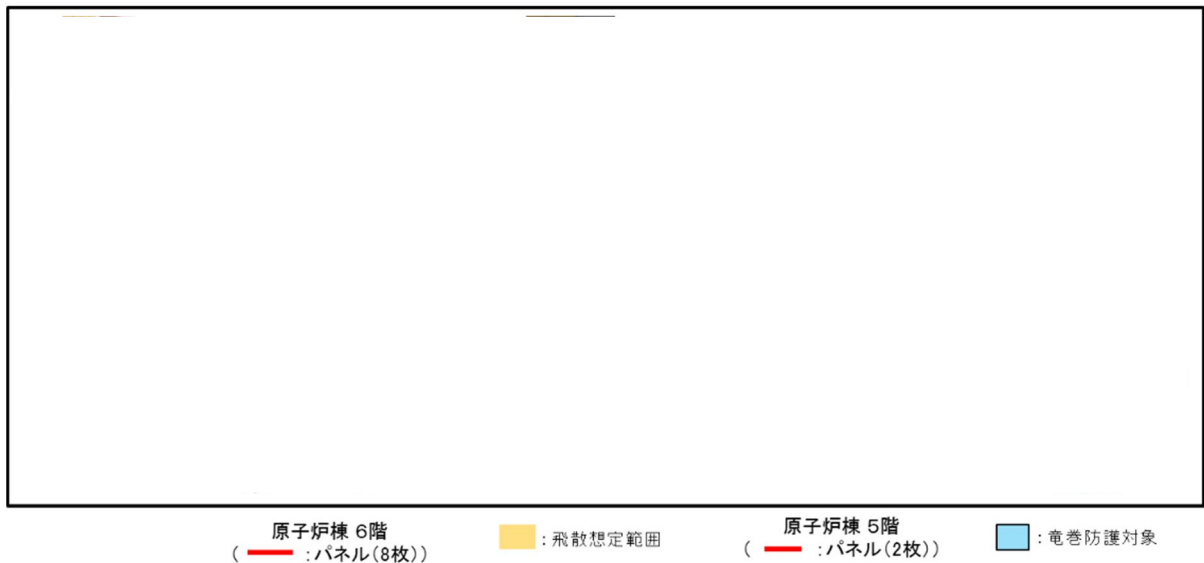


図 2-1 飛散想定範囲と防護対象設備位置図

表 2-1 影響を考慮する防護対象設備

原子炉棟 6 階の設備

No.	系統名称	機器名称
1	原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (スイッチ) (LSL-9-192)
2	原子炉補機冷却系	RCW SURGE TANK LEVEL (伝送器) (LT-9-192)
3	エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール (検出器) (RE-D21-NS03)
4	エリア放射線モニタ系	燃料取替フロア 燃料プール (現場監視ユニット) (RIA-D21-NS03)
5	燃料プール冷却浄化系	FPC SKIMMER SURGE TANK LI (PNL-LCP-133)
6	燃料プール冷却浄化系	FUEL POOL TEMP (検出器) (TE-G41-N015)
7	プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (A) (検出器) (D17-N300A)
8	プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (B) (検出器) (D17-N300B)
9	プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (C) (検出器) (D17-N300C)
10	プロセス放射線モニタ系	R/B REFUELING EXHAUST RADIATION MONITOR (D) (検出器) (D17-N300D)

原子炉棟 5 階の設備

No.	系統名称	機器名称
1	燃料プール冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (スイッチ) (LSH-G41-N004)
2	燃料プール冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LEVEL (スイッチ) (LSL-G41-N005)
3	燃料プール冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK LO LO LEVEL (スイッチ) (LSLL-G41-N006)
4	燃料プール冷却浄化系	SKIMMER SURGE TANK HI LEVEL (伝送器) (LT-G41-N100)

3. 評価結果

以下のとおり評価し、万一、クリップが破損して飛散した場合でも影響はないことを確認した。

(1) 原子炉建屋 6 階の原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの取付高さは床面より約 12.5 m にあるため、この位置からクリップが落下した場合の影響について評価した。

a. 使用済燃料プールへの影響

クリップの重量は約 230 g と軽いため使用済燃料等への影響はない。

b. エリアモニタへの影響

エリアモニタは床面及びブローアウトパネル下部の壁面に設置されているが、保護カバーにより防護されており影響はない。

c. プロセスモニタへの影響

プロセスモニタはブローアウトパネル下部の壁面に設置されているが、他の構造物配置により直接の影響はない。

d. スキマサージタンクレベル計への影響

スキマサージタンクレベル計はブローアウトパネル下部の壁面に設置されているが、保護カバーにより防護されており影響はない。

(2) 原子炉建屋 5 階の原子炉建屋外側ブローアウトパネル

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの取付高さは床面より約 6.4 m であるが、主要な設備が飛散範囲内にないため影響はない。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの同時開放について

1. 目的

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、原子炉棟 6 階に 8 か所、5 階に 2 か所の合計 10 箇所設置する設計としている。一方、技術基準規則 74 条では、原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、容易かつ確実に閉止操作ができることが要求されている。東海第二発電所では、技術基準 74 条の要求に対して、原子炉建屋外側ブローアウトパネルとは別に、これが開放した場合には開口部を閉止するためのブローアウトパネル閉止装置を設置する設計としている。

原子炉建屋外側ブローアウトパネルが適切に開放しない場合、閉止装置の閉止操作に影響を及ぼす可能性があるため、3次元流体解析により、配置影響による時間遅れを考慮しても、10 箇所の原子炉建屋外側ブローアウトパネルに開放に必要な圧力が付加されること確認する。

2. 解析方法

(1) 解析コード

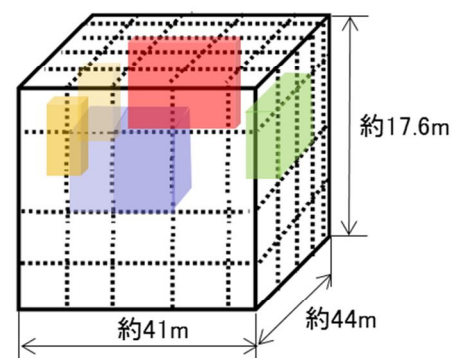
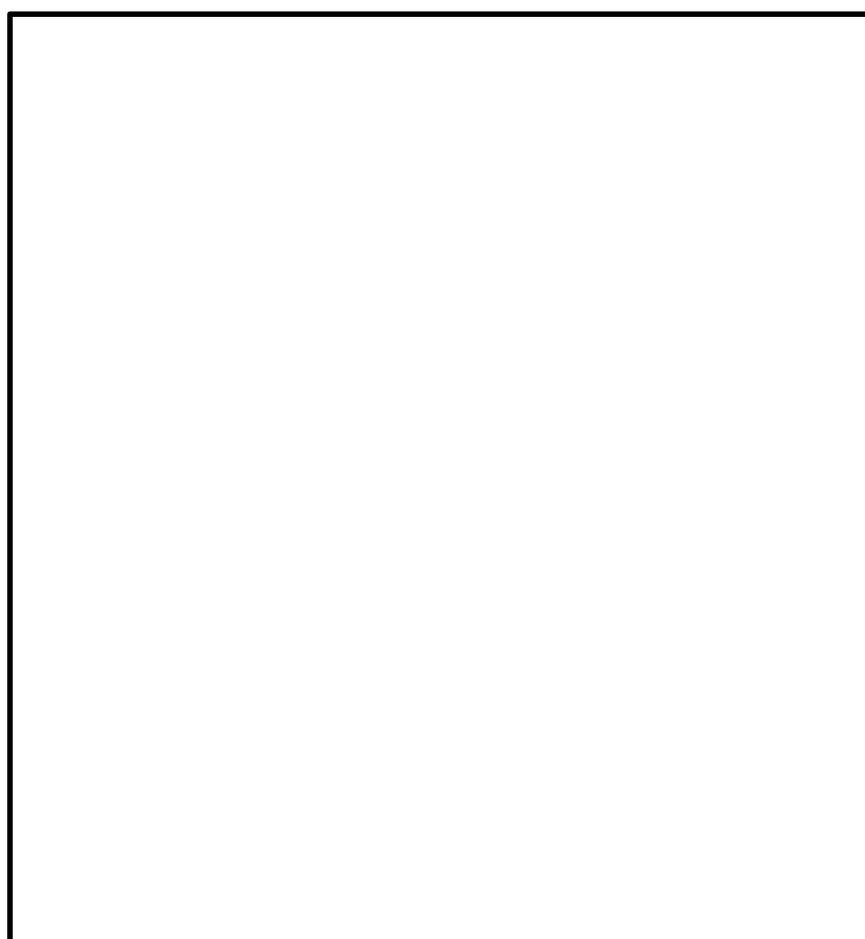
3次元流体解析コード GOTTHIC

(2) 想定事象

主蒸気管破断事故 (MSLBA)

(3) 解析条件・解析ノード

解析条件： 設置許可申請書添付書類十 主蒸気管破断事故解析のとおり。解析ノード：図 2-1 のとおり。原子炉建屋原子炉棟 6 階での時間差等を適切に考慮するため、6 階面を 100 個のメッシュに分割する。



6階部のノード分割(100分割)


 : ブローアウトパネルに対応するノード(5階西側)

図 2-1 GOTHIC解析によるノード分割図

3. 解析結果

圧力伝播とブローアウトパネルの位置関係を図3-1に示すとともに、解析結果を図3-2に示す。解析によれば、最初に主蒸気管室に近い原子炉棟5階のパネル2枚が開放するが、圧力は6階面全般に伝播しており、6階のブローアウトパネル8枚にほぼ同時に1 psi (6.9 kPa)を超える圧力が付加されている。

なお、解析上、ブローアウトパネルの開放圧力を6.9 kPaに設定しているが、実機大モックアップ試験結果によれば、実際の開放圧力は半分程度である。

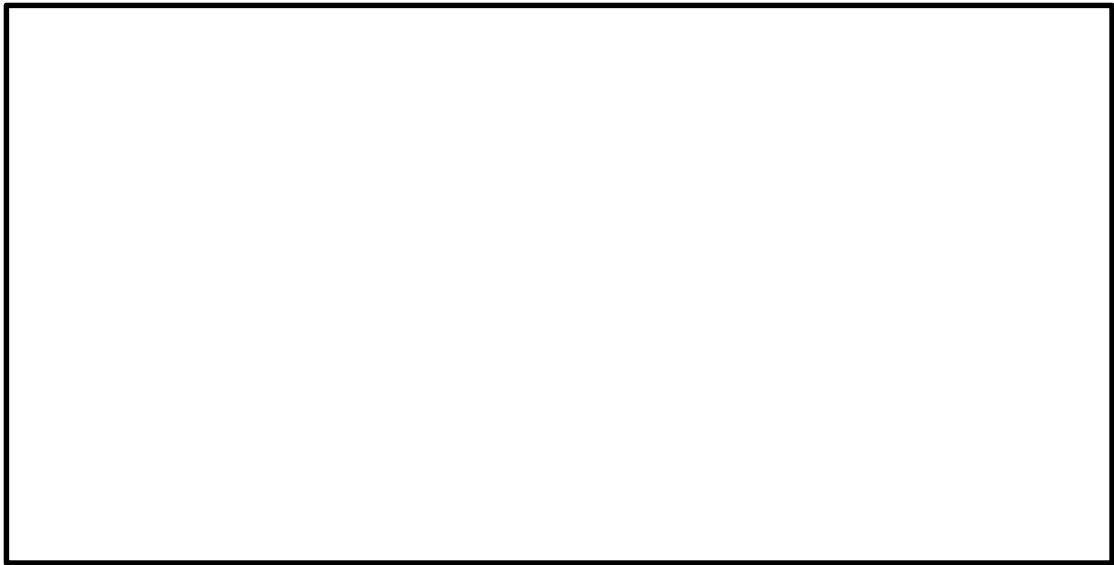


図 3-1 圧力伝播とブローアウトパネルの位置関係

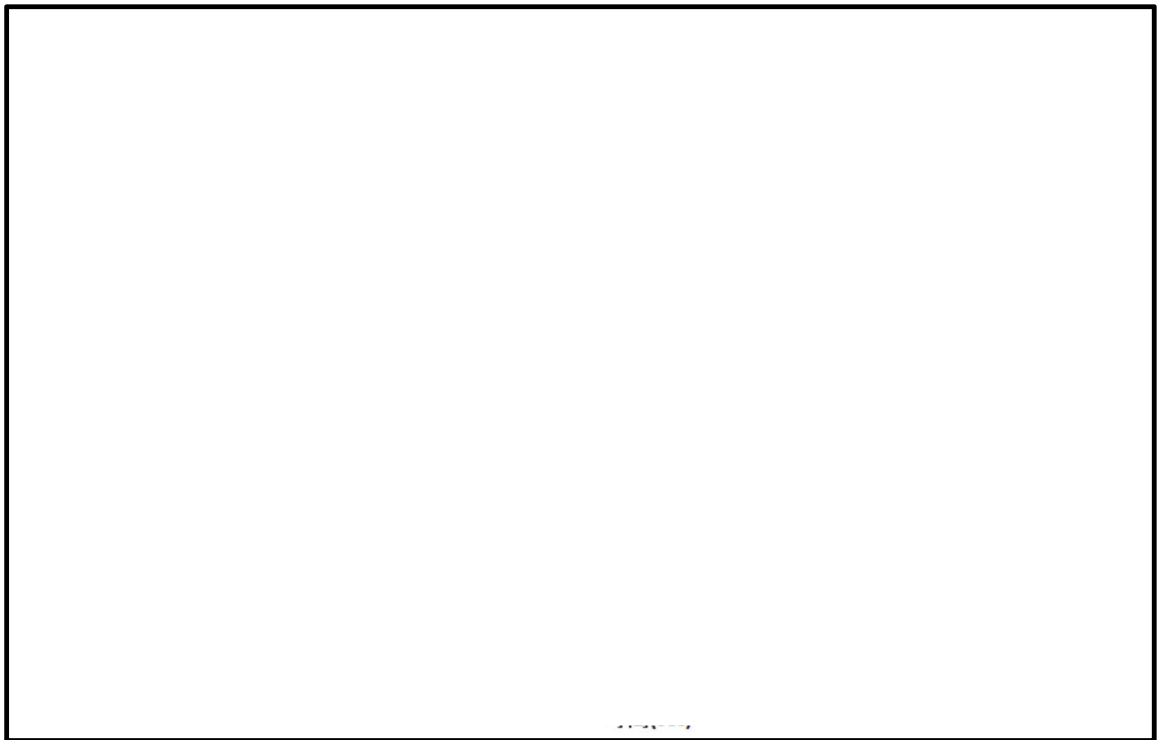


図 3-2 原子炉棟 5 階及び 6 階の解析結果

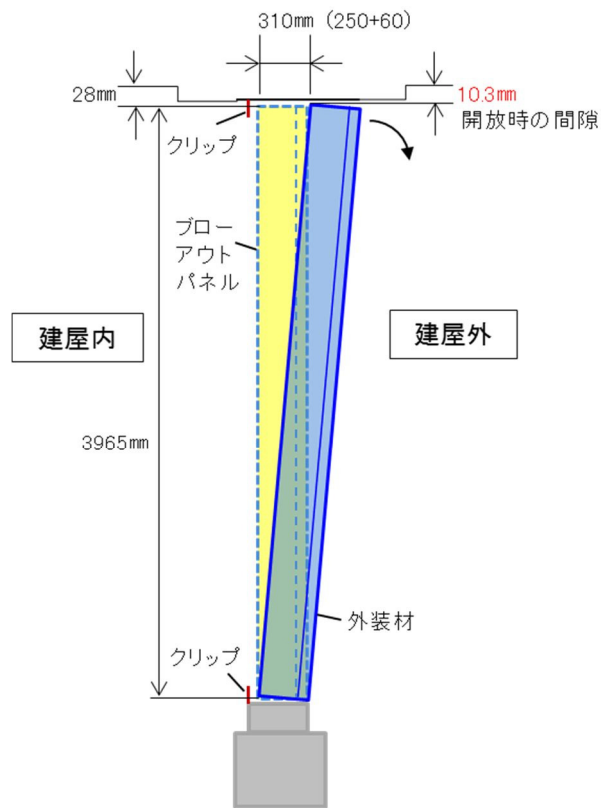
4. パネル取付枠内での物理的な干渉について

ブローアウトパネルの傾き等が発生した場合、パネル本体がパネル枠に物理的に干渉し、移動が拘束される可能性について評価した。その結果、本体の寸法と取付枠の寸法との関係より上、下端、若しくは左端（又は右端）を固定した状態でも、上端、若しくは右端（又は左端）は、型枠に干渉せずに開放することを確認した。

具体的には、ブローアウトパネル設置状態での取付枠との隙間は、上部 28 mm、下部 6 mm、左右 17.5 mm であり、開放時のパネルの移動を保守的に 0 mm（パネル下部若しくは側面が移動量なしで開放する）とした場合でのパネルの倒れこみを考慮しても、パネルと枠間には上部で約 10 mm、

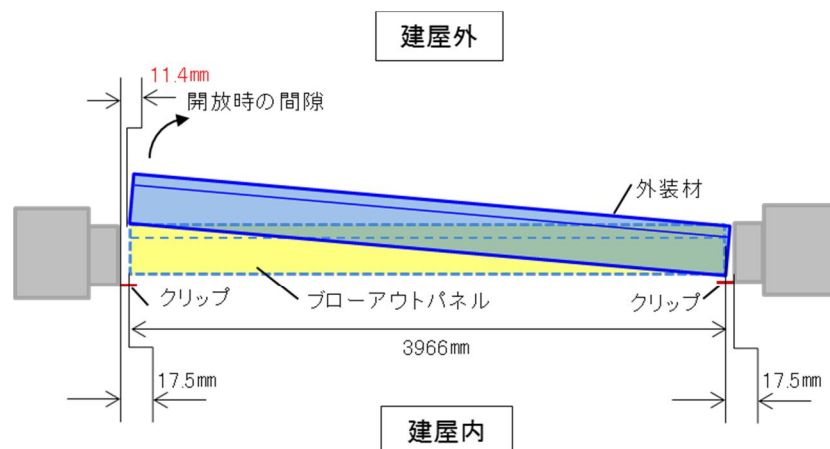
左右で約 11 mm の隙間を有した状態であり、パネルは取付枠に干渉せず開放に影響はない。この状況を図 4-1 及び図 4-2 に示す。なお、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの寸法公差は、保守的に J I S による普通公差とした場合でも ± 4 mm 範囲であり、この分を考慮しても型枠と原子炉建屋外側ブローアウトパネルの間隙は、上部で約 6 mm、左右で約 7 mm が確保されることから開放に影響はない。

このため、強制開放装置は、念のための装置であり、自主設備と位置付けている。



縦断面図

図 4-1 ブローアウトパネル開放時の縦断面図



横断面図

図 4-2 ブローアウトパネル開放時の横断面図

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの飛出し挙動について

1. 目的

原子炉建屋原子炉棟 5, 6 階の原子炉建屋外側ブローアウトパネルが、設計圧力を受圧し、飛び出した際の挙動を検討した。

2. 検討条件

ブローアウトパネル周辺の概要及び評価に用いる寸法等を図 2-1 に示す。

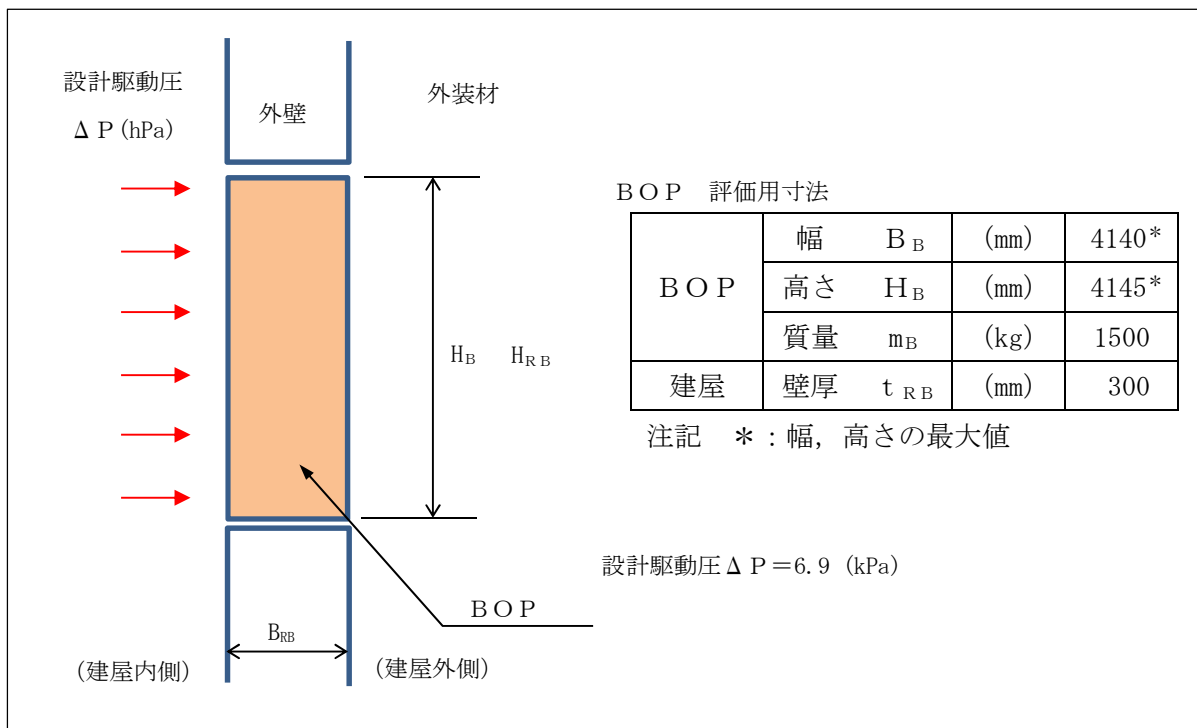


図 2-1 概略図及び寸法条件

3. 飛出し挙動

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、設計差圧 ΔP を受けて、クリップが外れ、図 3-1 に示すように、ブローアウトパネル下端と外壁部が接する。そのため、接触面には摩擦が生じ、ブローアウトパネルの上端と下端の移動速度は異なることとなるが、その差は微小であり、ほぼ垂直状態で移動することを確認する。

図 3-1 のモデル図に示すとおり、ブローアウトパネルの上端が外壁の外縁に達した際の下端との移動量の差である dx を算出することにより、ブローアウトパネルの状態を確認する。

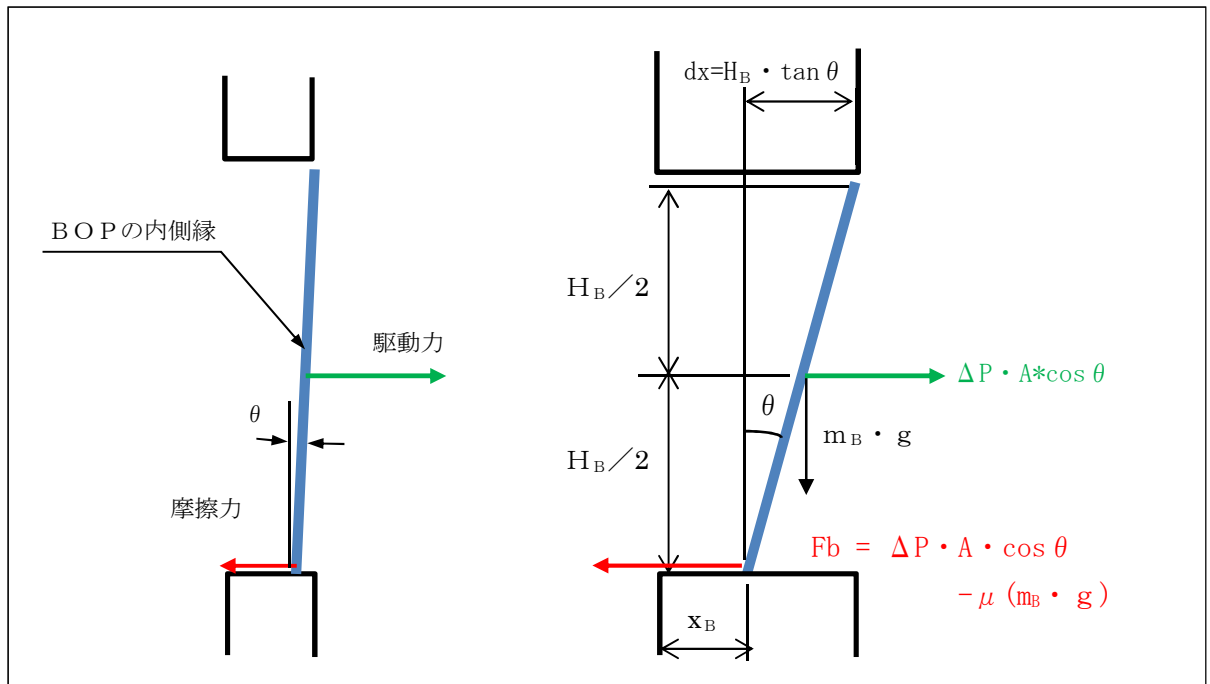


図 3-1 ブローアウトパネル飛出し挙動時の概略図及び検討モデル図

- (1) 下端を中心とする回転時の慣性モーメント（ I ）は、次式により求める。

$$I = m_B \times H_B^2 / 3$$

- (2) ブローアウトパネルの回転に関する運動方程式は、次式のとおりである。

$$I \cdot \ddot{\theta} = \Delta P \cdot A \cdot \cos \theta \times \frac{H_B}{2} + m_B \cdot g \times \frac{H_B}{2} \tan \theta$$

ここで、 $\ddot{\theta}$ ：角加速度

- (3) ブローアウトパネルの並進に関する運動方程式は、次式のとおりである。

$$m_B \cdot \ddot{a} = \Delta P \cdot A \cdot \cos \theta - \mu \cdot m_B \cdot g$$

ここで、 \ddot{a} ：BOPの加速度
 μ ：摩擦係数（=0.6）

クリップが外れた瞬間を $t=0$ とすると、初期条件 $\theta=0$ より、初期角速度 $\dot{\theta}_0$ 及び初期並進加速度 \ddot{a}_0 が算出できる。また、初期の並進速度 $v_0=0$ である。

次に、任意の時刻から微小時間 Δt 後のブローアウトパネルの傾き角度の増加分 $\Delta\theta$ は以下のとおりとなる。

$$\Delta\theta = \frac{1}{2} \cdot \ddot{\theta}_t \cdot \Delta t^2$$

同様に、 Δt 後のブローアウトパネルの下端の移動速度の増分 Δv_t は以下のとおりとなる。

$$\Delta v_t = \ddot{a}_t \cdot \Delta t$$

また、 Δt 後のブローアウトパネルの下端の移動量 Δx_B は以下のとおりとなる。

$$\Delta x_B = v_t \cdot \Delta t + \frac{1}{2} \cdot \ddot{a}_t \cdot \Delta t^2$$

これらの関係を用いて、原子炉建屋外側ブローアウトパネルの上端が外壁外縁まで移動 ($x_B + dx = 300 \text{ mm}$) するまでの時間 t を求めると、

$$t = 0.090 \text{ (s)}$$

となり、このときの傾きと上端の先行変位は、

$$\theta = 0.00129 \text{ (rad)} (= 0.074^\circ)$$

$$dx = 5.4 \text{ (mm)}$$

であることから、上端が飛び出す時点で原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、ほぼ垂直状態を保っており、下端もほぼ外壁外縁に到達していることが分かる。

また、ブローアウトパネルの下端の速度は 6.7 m/s であることから、下端も 0.001 秒後には外壁の外縁に到達する。

4. 検討結果

以上の検討により、ブローアウトパネルは、クリップが開放したのち、開口部からほぼ垂直状態を保って飛び出すと考えられるため、「上端が傾いた状態で飛び出し、竜巻防護ネットに干渉し、下端が拘束されて動かなくなり、ブローアウトパネルが躯体枠から外れない」という事象は起こらない。

原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時の他設備への影響について

- (1) ブローアウトパネルのチェーンが、閉止装置に干渉しない設計
パネル上部に設置する落下防止チェーンは、干渉防止ガイドを設置することで、閉止装置の上部レールに接触しない配置とする。
- (2) ブローアウトパネルの竜巻防護ネットに干渉しない設計
ブローアウトパネル開放時に、パネルの竜巻防護ネットとの干渉を防止する目的で、ストッパーを設置する。
- (3) ブローアウトパネルのチェーンが落下の衝撃荷重に十分耐える設計
十分な強度を有する落下防止チェーンを設置する。なお、過去の強制開放装置設置において実績のある落下防止チェーン、シャックル及び吊ピースとアンカー等の評価により、1本のチェーンで約5.5 tの重量物の高さ4.5 mからの落下を想定しても、衝撃荷重に耐えることを確認済みである。このチェーンを2本以上設置することで、開放時の衝撃に耐える設計とする。
- (4) ブローアウトパネル受け架台を設置
ブローアウトパネルは落下防止チェーンにより開放時の落下防止を図る設計とするが、落下したパネルを受け止め、ブローアウトパネル開放時のチェーンの衝撃を緩和させる役割及び建屋外壁や他関連設備への波及的影響を防止する機能を果たす目的で受け架台を設置する。

以上の対策案を図1-1にまとめる。

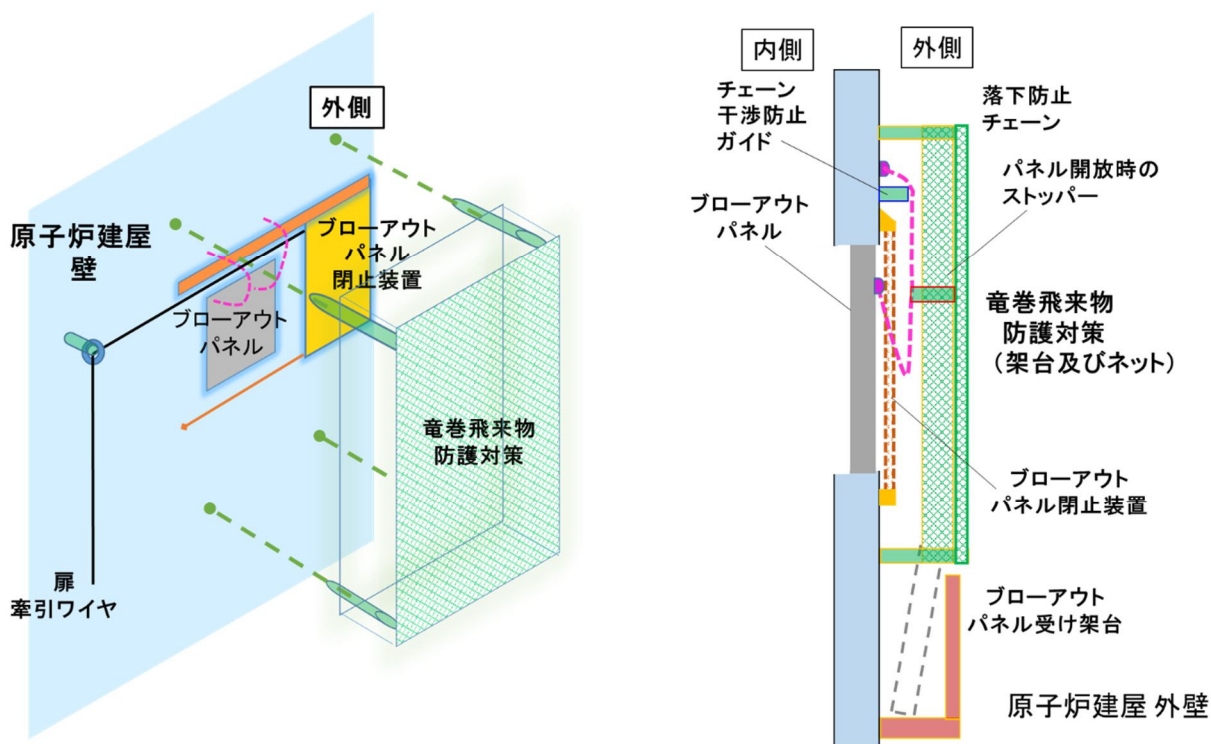


図1-1 ブローアウトパネル開放時等の干渉対策について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルの保安全管理について

1. 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの保安全管理について

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、要求される機能（6.9 kPa 以下の差圧での開放機能及び弾性設計用地震動 S_d で開放しない機能を含む原子炉建屋原子炉棟としてのバウンダリ機能）を担保するため適切に保安全管理することが必要である。

計画中の保安全管理（案）は、表 1-1 のとおりである。なお、点検周期については、今後、要素試験や産業界実績を踏まえ決定し、保全計画に反映していく。

表 1-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの保安全管理（案）

区分	必要な機能	目的	管理項目	実施内容
保守管理	開放機能	抗力を設計範囲内に確保	クリップの性能管理	・定期的に実機クリップを取り外し、クリップが所定荷重以下で降伏することを引張試験にて確認。 なお、クリップが要求仕様を満足しない場合には当該ロットのクリップは全て取替
			型枠内面状況	・シール取替の合わせ型枠の内面（ブローアウトパネルとの間）に異常（有意な腐食やバリ等）がないことを目視にて確認
	気密性能	シール健全性確保	気密性能（建屋）	・原子炉建屋気密性能検査にて、原子炉建屋としての気密性能が確保されることを確認
			外観目視点検（シール部）	・構造健全性確認検査として、シール部に異常がないことを目視にて確認
			シール取替	・定期的な交換。なお、当該シールは紫外線による劣化が想定されず、環境条件も緩やかであるため、シールメーカ等の知見等を踏まえて取替周期を設定
	構造健全性	構造健全性確認	外観目視点検	・構造・機能に影響を及ぼすような損傷、異常のないことを目視にて確認

原子炉建屋外側ブローアウトパネル機能確認試験要領について

1. 目的

原子炉建屋外側ブローアウトパネル（以下「ブローアウトパネル」という。）の機能を確認するため、実機規模の試験体を用いた開放試験を行い、機能維持確認を実施する。

2. 試験期間

実施時期：平成 30 年 6 月 6 日（水）～22 日（金）

場 所：株式会社 根本鉄工 茨城県ひたちなか市十三奉行 2076-2

3. 試験項目

- (1) 作動確認 : ブローアウトパネルの開機能確認
- (2) 閉維持確認 : ブローアウトパネルの耐震性能の確認

ブローアウトパネル及びその取付枠並びに新たに設計したクリップを設置した実機大のモックアップ試験体を製作し、設計作動圧の1 psiで確実に開放されることを確認するため、油圧ジャッキを用いた加力による開放試験を実施する。さらに、本試験にて実測する開放に必要な荷重より、シール材とパネル下部の摩擦による抗力を求め、クリップの条件を必要に応じて最適化する。

上記で求めたクリップの条件により、ブローアウトパネルの耐震性能を確認する。

本試験での確認事項を以下に示す。

【作動確認】

- ①ブローアウトパネルの開放動作の確認
- ②ブローアウトパネルの開放荷重の確認
- ③クリップ脱落荷重の確認*
- ④シール材と下部摩擦の開放荷重に与える影響の確認

【閉維持確認】

- ①固有周期測定
- ②ブローアウトパネルが S_d 相当荷重で開放しないこと（パネルの荷重曲線より評価）

注記 * : クリップは取付部材（溝形鋼）に固定されているため、脱落はしないが、クリップがブローアウトパネルに取り付けられた山形鋼から完全に外れて荷重を負担しなくなった時点を脱落とし、クリップのひずみ計測などから判断する。図3-1にクリップの固定状態及び脱落状態を示す。



図 3-1 クリップの固定状態及び脱落状態

4. 試験概要

4.1 試験場所概要

モックアップ試験は、ブローアウトパネル及び取付け架台を試験場で作成し実施する。図4-1に試験場の配置図を示す。

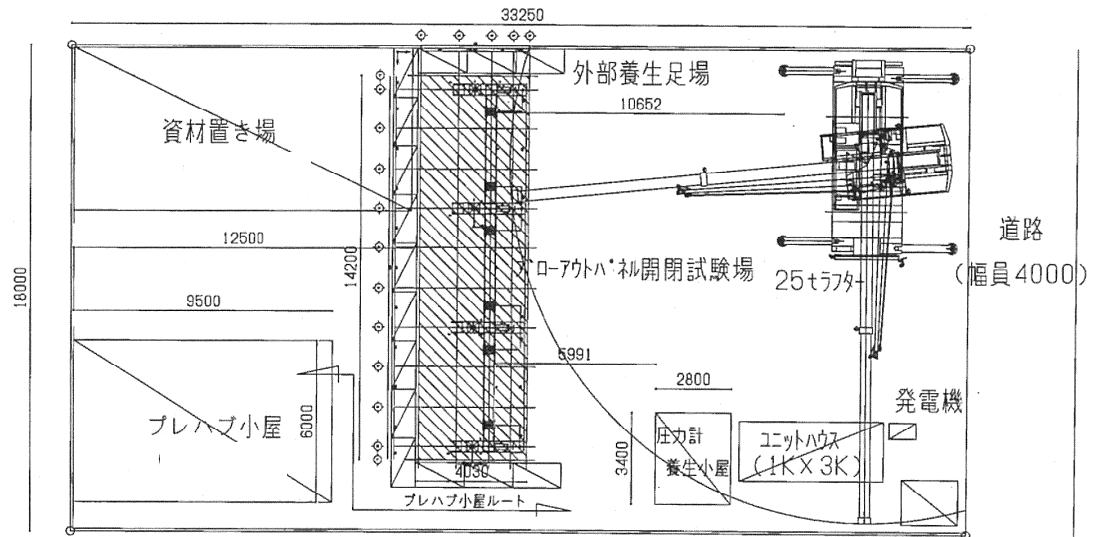


図4-1 試験場配置図

4.2 試験装置概要

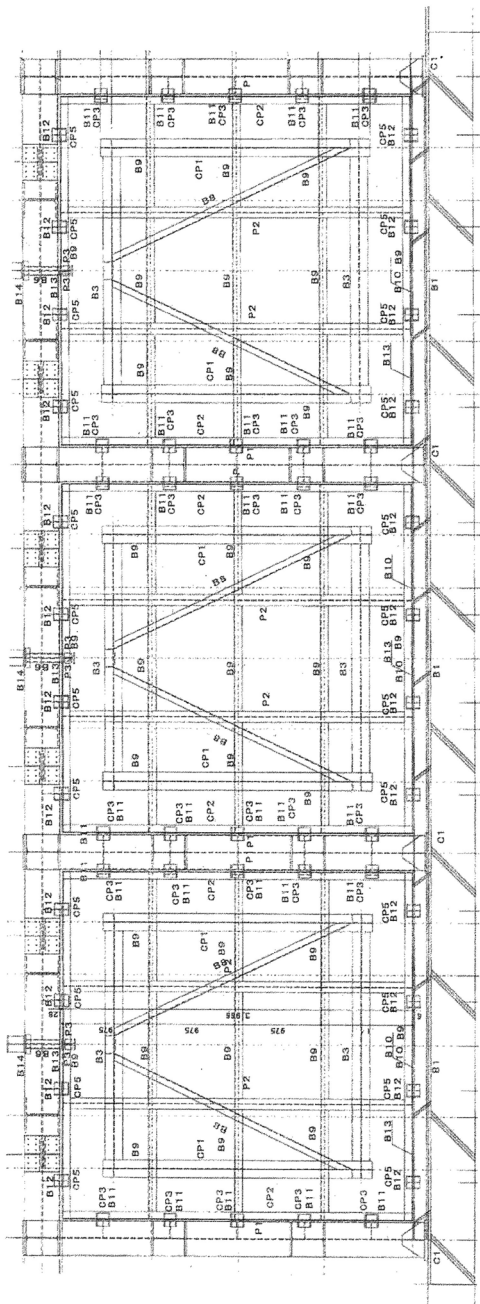
試験装置は、実機を模擬したブローアウトパネル、加力装置及び躯体を再現するブローアウトパネル取付け部と加力装置取付け部を一体化した取付け架台で構成する。図4-2に試験で使用するブローアウトパネル及び取付け架台の概略図を示す。

ブローアウトパネルは実機に取り付けられているブローアウトパネルのうち最大のものを模擬して実施する。サイズは約4 m×約4 m、重量は約2.0 t*である。なお、試験体のブローアウトパネルは3体製作する。

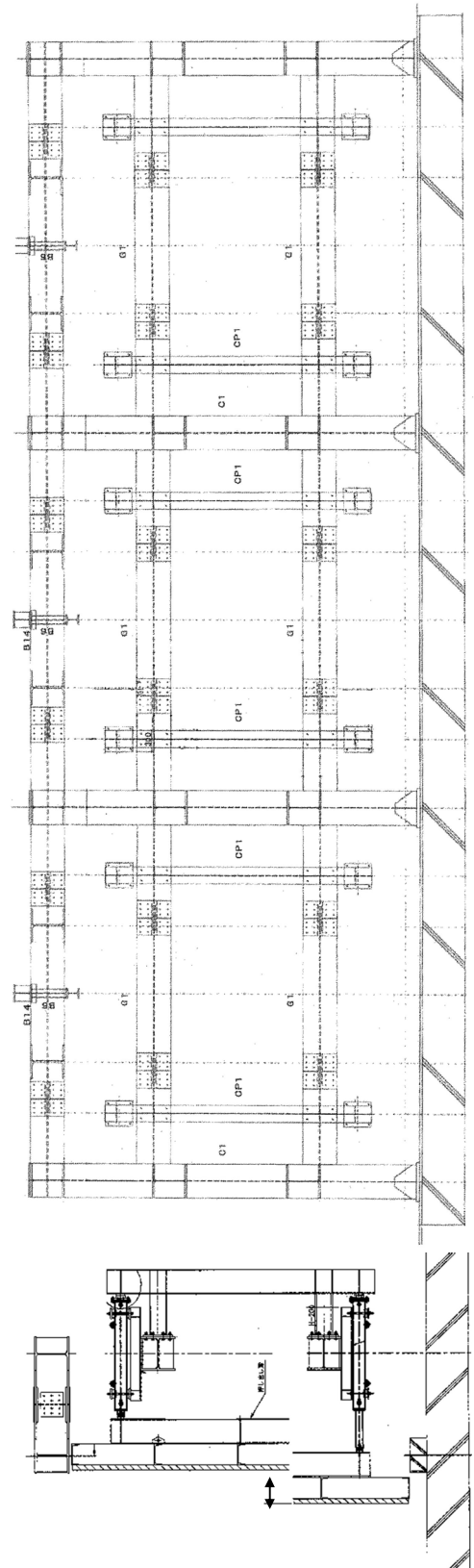
取付け架台は四方が鉄筋コンクリート造の原子炉建屋開口部を再現する。パネルとの接触により摩擦の影響を強く受ける開口部下部のみ鉄筋コンクリート造とし、開口部の側面および上面側はH形鋼によって再現する。

試験体のブローアウトパネルは、脱落時の損傷等を防止するために、クレーンとワイヤにて落下を防止し、復旧による複数回の試験を実施可能とするものとする。

注記 *：本体：約1.8 t、保温材及び外装板：約0.2 t



パネル及び押し出し梁図



側面図

図 4 試験用架構図

4.3 ブローアウトパネルの架台への取付け方法

ブローアウトパネルは、屋外側全周にシーリング材を施工する。シーリング材は、コニシボンド製「MSシーリング」とし、はmmとする。ブローアウトパネルは、試験装置架台（実機では躯体）に取り付けられた溝形鋼と、ブローアウトパネルに取り付けられた山形鋼をクリップで挟むことにより固定する。クリップを取り付が可能な箇所は、上下に各4箇所、左右に各5箇所の計18箇所とする。

クリップの形状および溝形鋼への取付け位置を図4-3に、層間変形角を図4-4示す。クリップの材質はSS400とし、形状は図4-3に示すように、クリップ幅80 mm、mm、アングル側のmmとし、溝形鋼の先端とのをmmとして、M6ボルトにより溝形鋼に取付ける。ここで、溝形鋼とのをmmとしたのは、ブローアウトパネル設置階における S_s に対する地震応答解析結果の層間変形角の最大値 に十分な余裕を見込んだ層間変形角 に対しても、アングル先端がクリップと干渉することを防ぐことを目的としている。

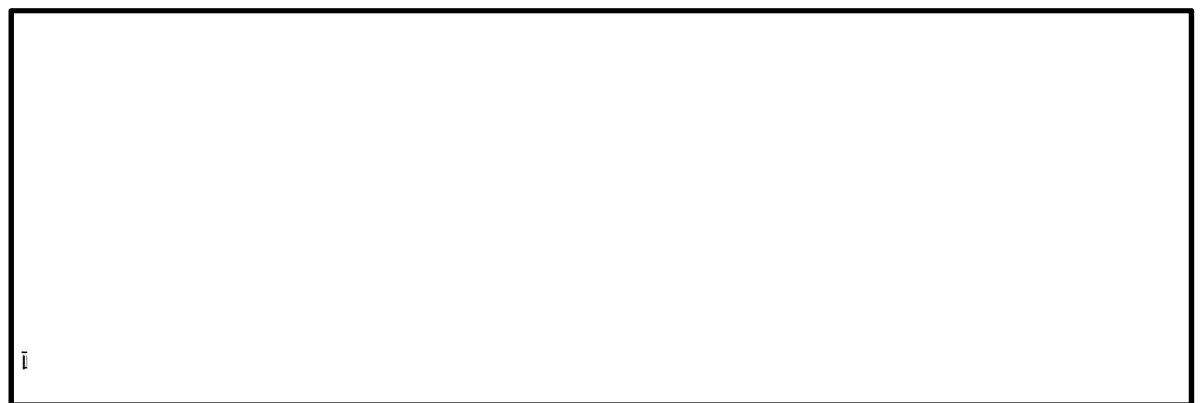


図 4-3 クリップ形状及び取付位置図

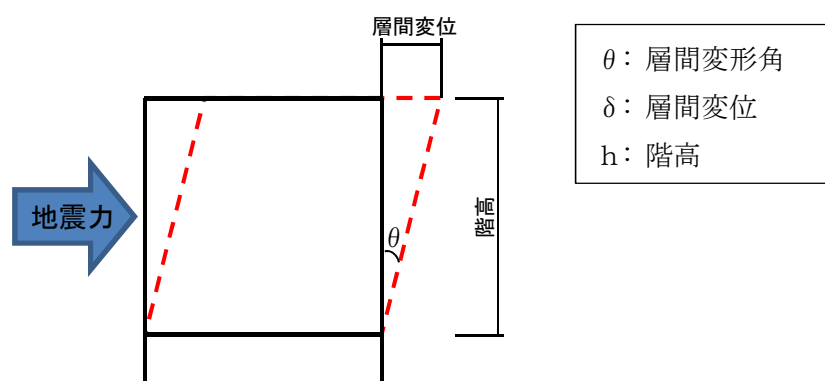


図 4-4 層間変形角

ブローアウトパネルの耐震強度評価結果の詳細については、添付資料「V-2-9-3-1 原子炉建屋原子炉棟の耐震性についての計算書」に示す算定及び結果を基に作成した、添付書類「V-2-9-3-1-1 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震性についての計算書」に示す。

4.4 固有周期測定方法

ブローアウトパネル試験体に加速度計を取り付け、ブローアウトパネルの固有振動数をハンマーによる打撃，又は常時微動計測により測定し固有周期を求める。

注：地盤は常に僅かに揺れており，この微振動を常時微動という。常時微動は，風や波浪などの自然現象や，交通機関，工場の機械などの人工的振動など不特定多数の原因により励起される。この常時微動で地盤や構造物の振動特性を推定することができる。

試験概要

(1) 計測方法

a. ハンマーによる打撃

ブローアウトパネル試験体中央部に設置した加速度計の傍をゴムハンマー（267.5 g）で打撃し，加速度を計測する。

b. 常時微動計測

ブローアウトパネル試験体中央部に設置した加速度計により常時微動により励起された加速度を計測する。

(2) 計測機器

計測機器の取付位置を図 4-5 に示す。

a. 加速度計

メーカー名称：リオン，型番名称：PV85（振動数範囲：1～7000 Hz）

b. アンプ

メーカー名称：リオン，型番名称：UV16

c. マルチチャンネルデータステーション

メーカー名称：小野測器，型番名称：DS2108

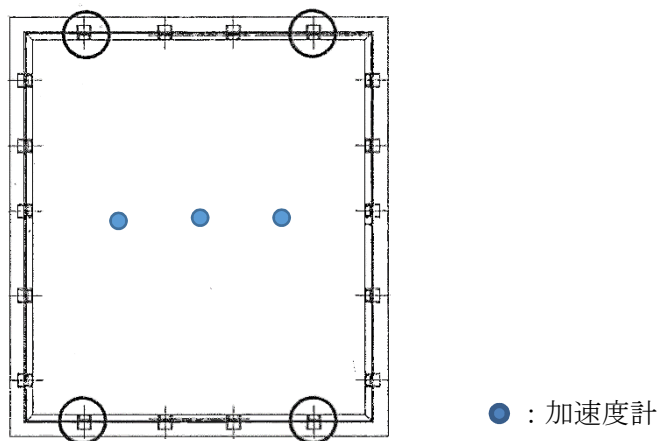


図4-5 計測機器取付位置図

5. 加力方法

5.1 試験機器構成及び加力方法概要

本試験に使用する機器の配置及び構成の概念図を図5-1に、試験用の架構の詳細を図5-2に示す。

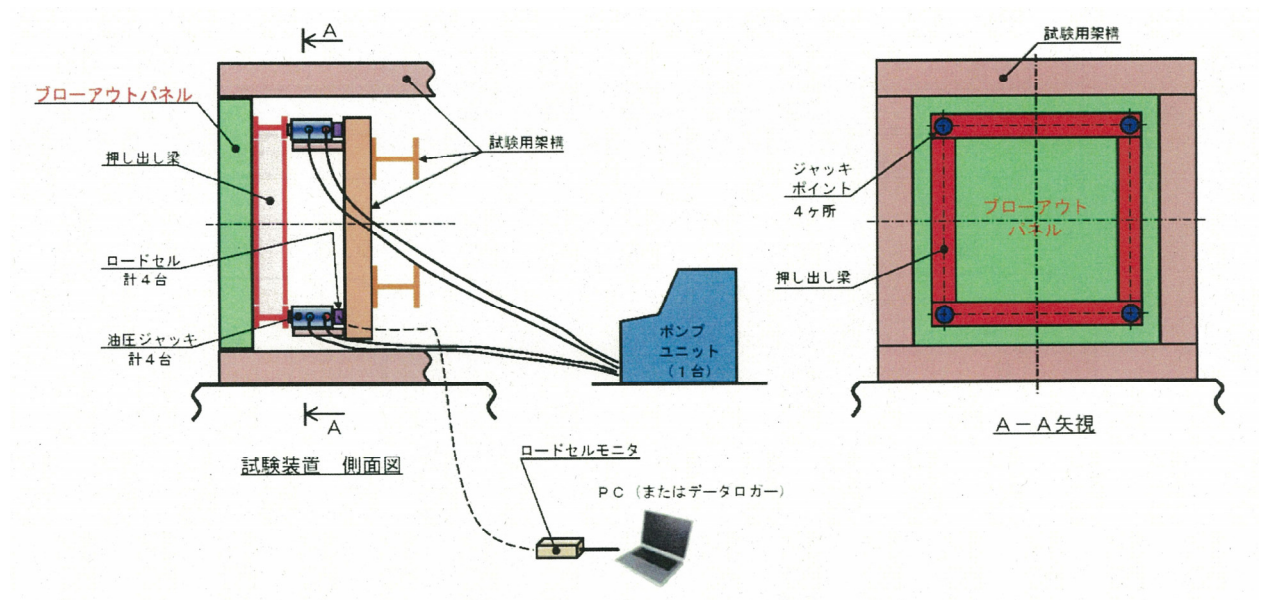


図 5-1 試験機器配置及び構成概念図

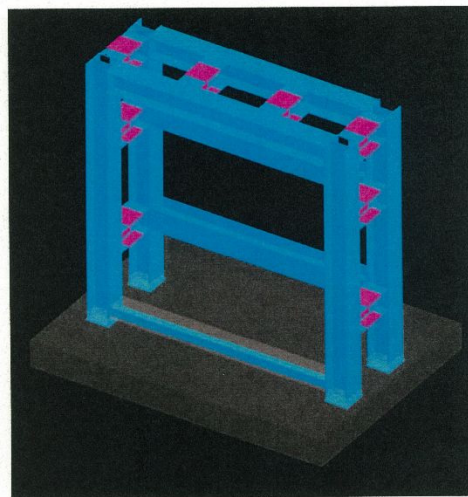


図 5-2 試験用架構詳細図

試験用架構にブローアウトパネル1面を取付する。当該パネルに「押し出し梁」を接触させ、その「押し出し梁」を4台の油圧ジャッキを使用して押し出すことにより、ブローアウトパネルを加力する。

「押し出し梁」はブローアウトパネルに対して独立しており、ブローアウトパネルの開放条件に影響を与えないものとする。

油圧ジャッキの反力は試験用架構で受ける構造とする。

また、各油圧ジャッキの反力側にはロードセルを取付し、各油圧ジャッキから試験体への負荷を測定するものとする。各ロードセルはロードセルモニタにて出力を抽出・変換し、それぞれの出力はP C（またはデータロガー等）で記録するものとする。

試験体は既設仕様に合わせて3体製作する。試験体仕様を表5-1に示す。

表5-1 試験体仕様（試験体1～3）

製 造	清水建設株式会社（株式会社根本鉄工）
型 式	既存パネル模擬
概算質量	2000 kg
数量	各1面
サイズ	幅 3965 mm×高さ 3966 mm
クリップ取付箇所	18箇所（既設置位置と同様）＊
シール材	シリコンシーラント

注記 ＊：クリップ個数及び形状は、試験体により変更する場合有り。

5.2 加力仕様

ブローアウトパネルを押し出し梁により加力するために、複動型油圧ジャッキ4台を使用する。ジャッキは1台のポンプユニットから加圧する。当該ポンプユニットは、4台のジャッキへの吐出油圧を一定とすることで、一定の加重にて作動を制御する。油圧ジャッキは、パネルの開放状況を詳細に確認するために、ストローク及び伸長速度の異なる2種類を準備する。

加力方法概要図を図5-3に、押し出し梁の支持装置を図5-4に示す。油圧ジャッキ及びポンプユニットの仕様を表5-2、表5-3、及び表5-4に示す。

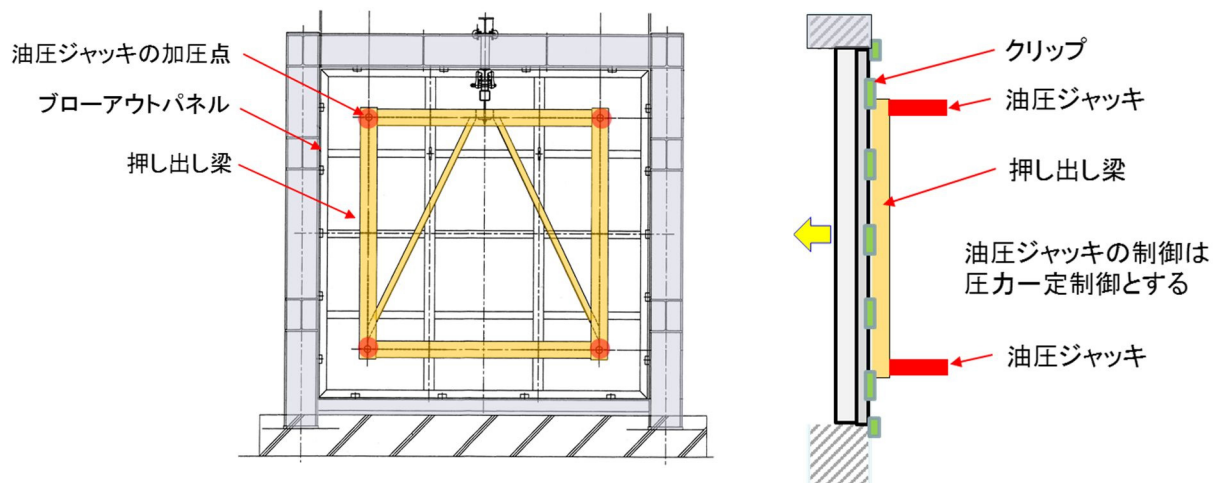


図 5-3 加力方法概要図

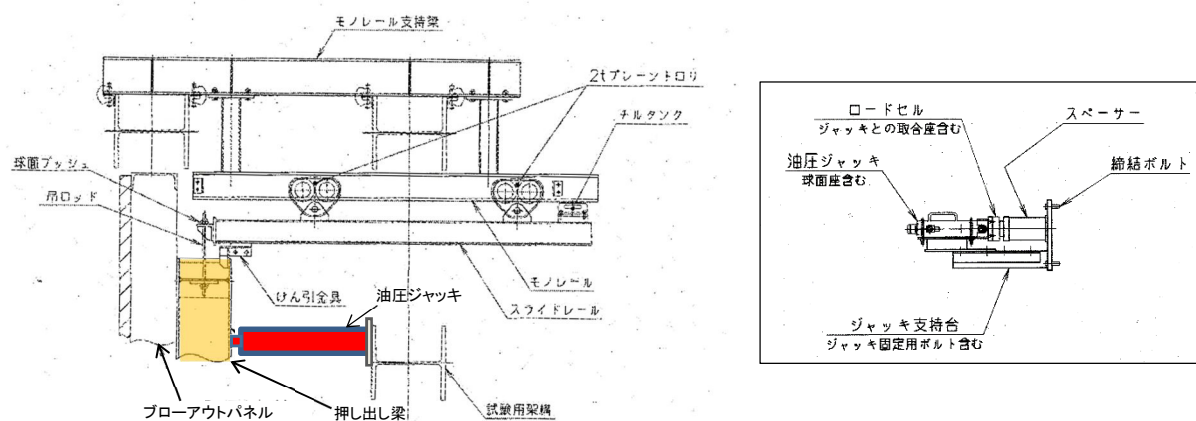


図5-4 押し出し梁と支持装置の概要図

表5-2 油圧ジャッキ仕様（その1）

製造メーカー	オックスジャッキ株式会社
型 式	RM-1020
能力（1台あたり）	100 kN
使用数量	4台
ストローク（最大）	200 mm
伸長速度（理論値）	51.8 mm/s（50 Hz 時）

表5-3 油圧ジャッキ仕様（その2）

製造メーカー	オックスジャッキ株式会社
型 式	SLP-20100
能力（1台あたり）	200 kN
使用数量	4台
ストローク（最大）	1000 mm
伸長速度（理論値）	11.6 mm/s（50 Hz 時）


表5-4 ポンプユニット仕様

製造メーカー	オックスジャッキ株式会社
型 式	4LH-7.5P
吐出量	6.1 ℓ/min（50 Hz時）
使用数量	1台
電 源	AC200V
電動機	7.5×4 kW
質 量	約2100 kg

5.3 試験方法

(1) 試験手順

モックアップ試験は3ケース実施し、試験パラメータはクリップの配置（クリップを取付ける個数）とする。試験ケースを表5-5に示す。

試験体1のクリップ配置は、とする。これは、現状で予想されるシールの抗力とパネル下部の摩擦、クリップ1個あたりの耐力から、 S_d 地震時には開放せず、かつ、設定差圧の1 psiにて確実に開放するように設計された配置である。下側のクリップについては、摩擦による抗力分とほぼ同等となるようにクリップを2個減らしている。なお、この試験体1のクリップ配置については、モックアップ試験に先立ち実施される予定のクリップ耐力試験の結果を踏まえて見直しを実施する。試験体1のクリップ取付位置を図5-5に示す。

試験体2は、試験体1の結果を反映し、より最適化した開放荷重を得ることを目的とする。試験体1で所定の荷重以下での開放動作の機能が確認できた場合は、試験体2は同条件にて再現性を確認するものとする。

開放機能が確認できなかった場合は、試験体1のクリップ数を減して開放荷重の調整を図り試験を実施する。（クリップ数減の場合は、荷重の均一化の観点より左右のクリップ各1を減とする）試験体2のクリップ取付位置（案）を図5-6に示す。





実機では、これら2ケースの試験結果より、試験体1または試験体2の何れかのクリップ配置を採用することとし、設計の妥当性を確認する。

試験体3は、試験体2で所定の荷重以下での開放動作の機能が確認できた場合に、試験体2と同条件にて再現性を確認するものとする。

上記の開放試験を、2種類のジャッキにて実施する。最初に伸長速度の速い油圧ジャッキを用いて試験を行い、パネルの開放状況が確認できた段階で、クリップ等同じ条件にてパネル開放状況等を詳細に確認するために、伸長速度を遅くしたジャッキを用い、詳細に開放状況を確認する。必要に応じて測定機器等の追加を行う。

試験体1～3は、落下防止の目的でワイヤとクレーンを準備することから、必要に応じて復旧し再試験が可能な状態を保つこととする。

表 5-5 試験ケース

	クリップの配置及び個数				クリップ形状、取付寸法			備考
	上	下	左	右	幅	内寸法	掛かり代	
試験体1					80 mm	 mm	 mm	
試験体2	試験体1と同条件				80 mm	 mm	 mm	試験体1で機能確認の場合
	試験体1の条件を踏まえ設定				80 mm	 mm	 mm	試験体1で機能確認できない場合
試験体3	試験体2と同条件				80 mm	 mm	 mm	

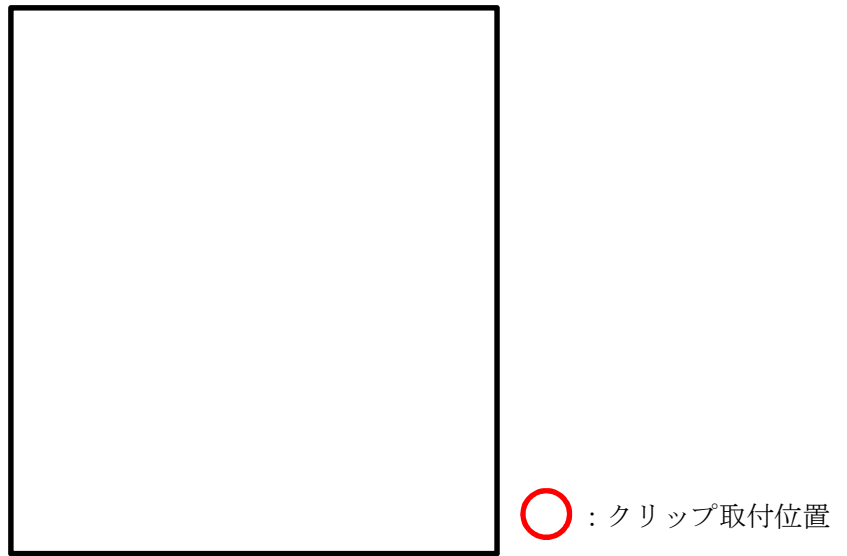


図 5-5 クリップ配置図（ケース 1）

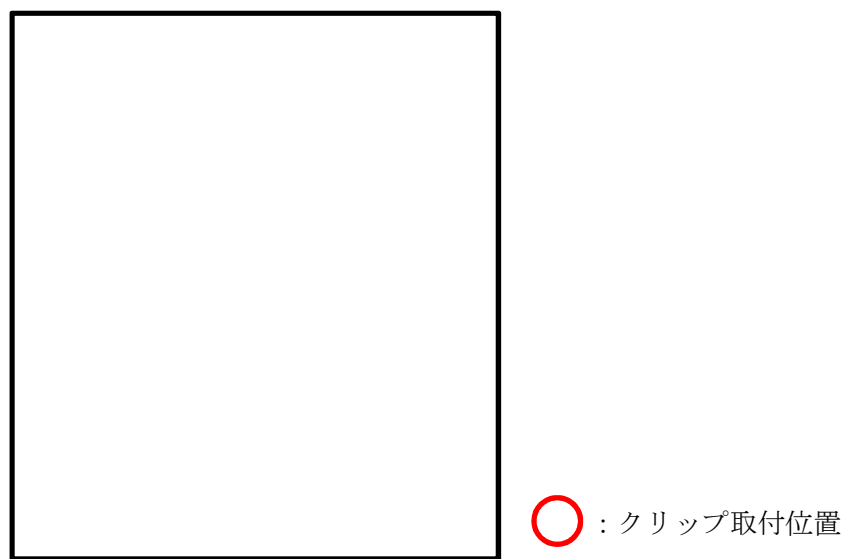


図 5-6 クリップ配置図（案）（ケース 2）

5.4 測定内容及び方法

(1) 測定内容

各油圧ジャッキ負荷，変位

(2) 測定方法

各油圧ジャッキに1台ずつ配置したロードセルを使用する。その他の測定項目と連動し，時刻歴測定とする。

計測項目は，ジャッキによる加力荷重4点（上記，荷重計より取得），ブローアウトパネルの変位4点（加力位置近傍の変位），クリップのひずみ4点（上下の両側，図5-7参照），並びに試験時の開放状況を動画撮影する。荷重，変位及び，ひずみ計測の機器構成を図5-8に示す。加力が短時間で終了する試験のため，動的な計測システムを用い，サンプリング時間は0.005秒程度とする。

表5-6に計測機器等仕様を示す。ただし，今後の詳細検討及び事前の作動確認状況等により，必要に応じ変更の場合が有る。

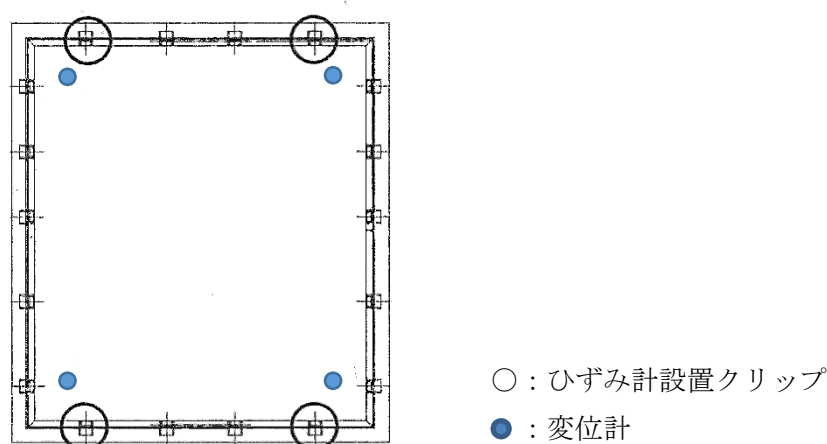
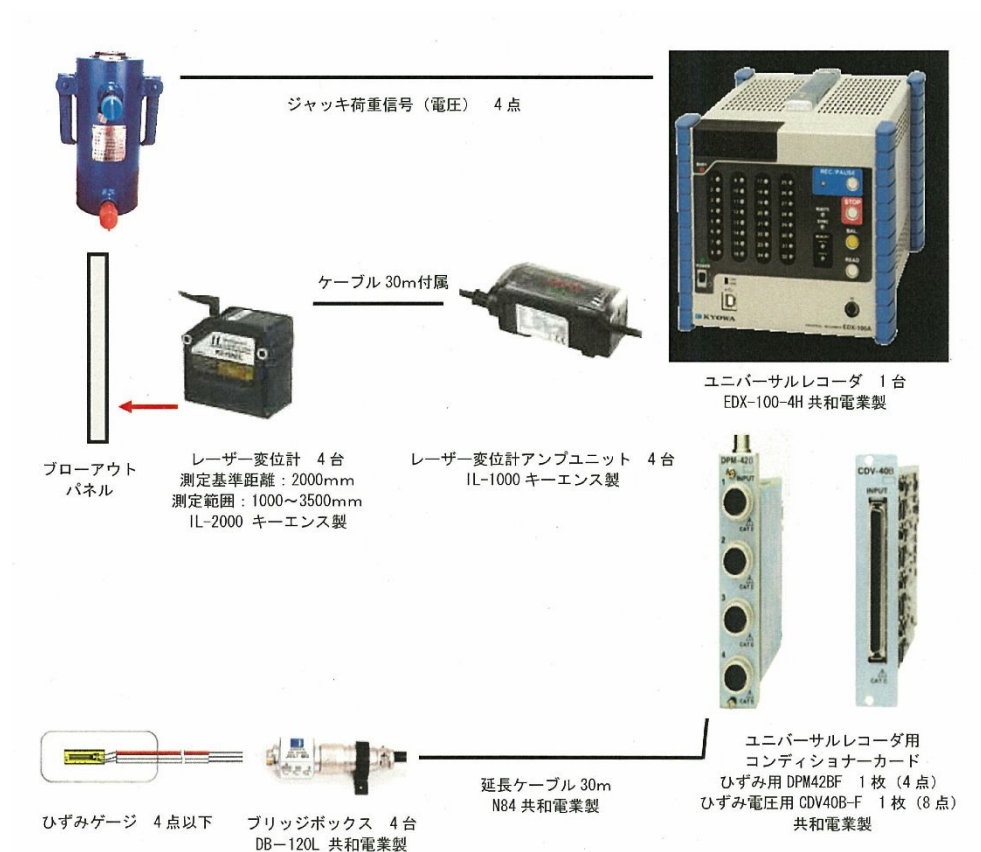


図5-7 計測器取付位置図

表5-6 計測機器等仕様（又は相当品）

No.	機器名	員数	メーカー	型番
1	電動ポンプユニット	1台	オックスジャッキ	4LH-7.5P
2	複動型油圧ジャッキ	4台	オックスジャッキ	RM-1020
3	薄型圧縮型ロードセル	4台	共和電業	LCK-A-100KN
4	レーザ変位計	4台	キーエンス	IL-2000, 1000
5	動ひずみ測定器	4台	共和電業	DPM-911B
6	ユニバーサルレコーダ	1台	共和電業	EDX-100A-4H
7	コンディショナカード	1台	共和電業	CDV-40B-F
8	ノートパソコン	1台	—	—

注：ケーブル等の付属品は省略



注 : 上記の他, パソコン 1 台と収録ソフト (DCS-100A 共和電業製) を準備

図 5-8 計測システム構成

(3) 確認項目

開放試験における確認項目を以下に示すとともに、ブローアウトパネルの開放時の荷重と変位及び他の抗力との関係を求める。

開放試験にて得られる記録値とこの関係から、ブローアウトパネルの耐震性能を確認する。

- ・ ジャッキ荷重 — 変位関係（グラフ）
- ・ ブローアウトパネルの開放荷重
- ・ クリップの脱落時荷重
- ・ シール材の抗力と下部の摩擦

原子炉建屋外側ブローアウトパネル機能確認試験結果について

試験要領書に従って実施した試験結果は以下のとおり。

1. 固有値確認結果

ハンマーによる打撃及び常時微動によるブローアウトパネル中央の加速度波形から高速フーリエ変換により算定したフーリエスペクトルを図1-1に示す。25 Hz並びに50 Hzに大きなピークがあり、それぞれが1次振動数、2次振動数である。

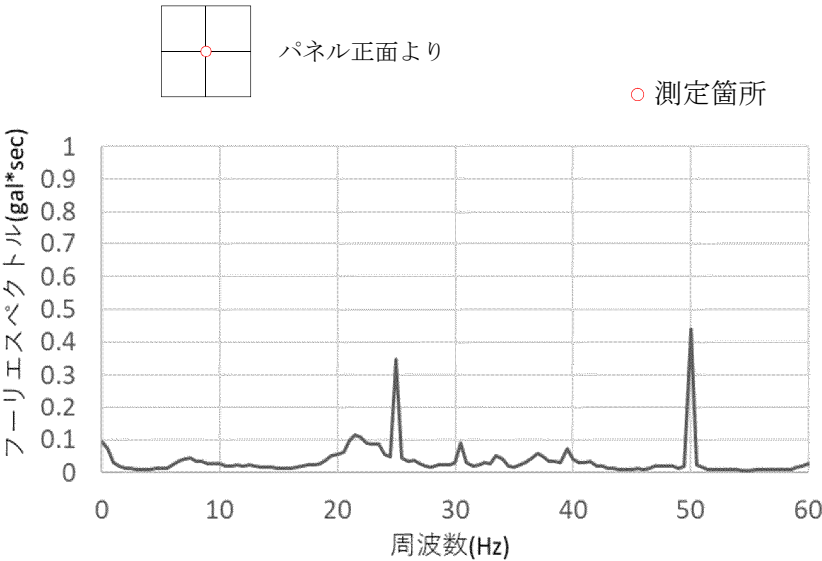


図1-1 ブローアウトパネルの固有振動数測定結果

2. 作動確認結果

(1) 開放機能確認

設計条件としたクリップ数10個（上部4か所，下部2か所，左右各2か所）の実機大モックアップ試験体に対して，4体の油圧ジャッキによる開放試験を実施し，ブローアウトパネルが設計条件（差圧6.9 kPa以下）の荷重にて開放することを確認した（試験体1）。同条件にて再試験を実施し再現性を確認した（試験体2）。試験結果を表2-1に，各油圧ジャッキの反力（ブローアウトパネルの抗力）を図2-1，図2-2及び図2-3，図2-4に示す。

表2-1 パネル開放荷重の最大値（kN）

項目	試験日	測定値	許容値 (6.9 kPa相当値)	判定	備考 相当する差圧値
試験体 1	6/9	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)
試験体 2	6/15	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)

試験体 1



図 2-1 油圧ジャッキの荷重合計と変位図

試験体 1

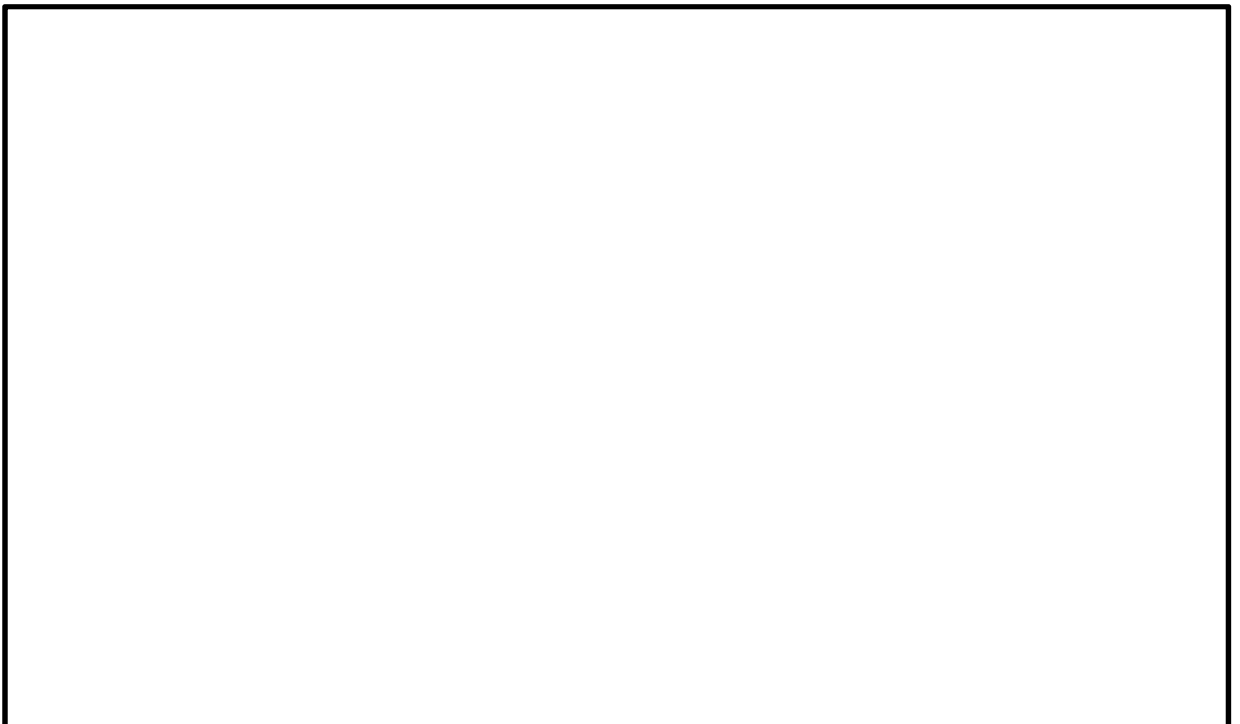


図 2-2 各油圧ジャッキの荷重と変位測定結果（1回目）

試験体 2

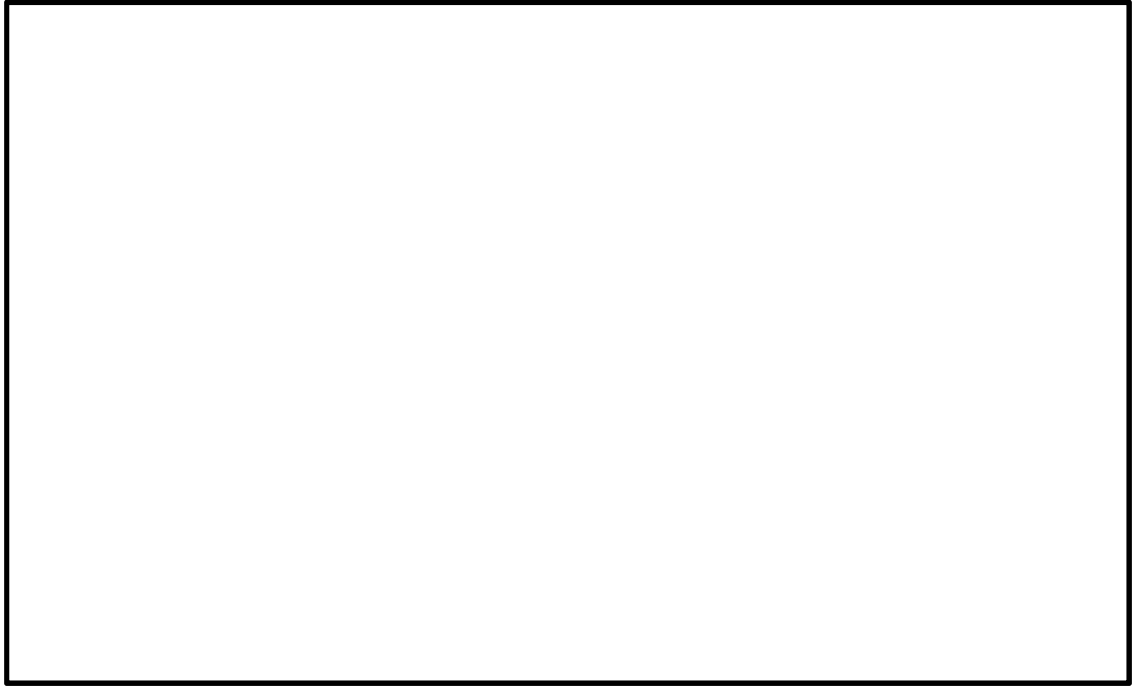


図 2-3 油圧ジャッキの荷重合計と変位図

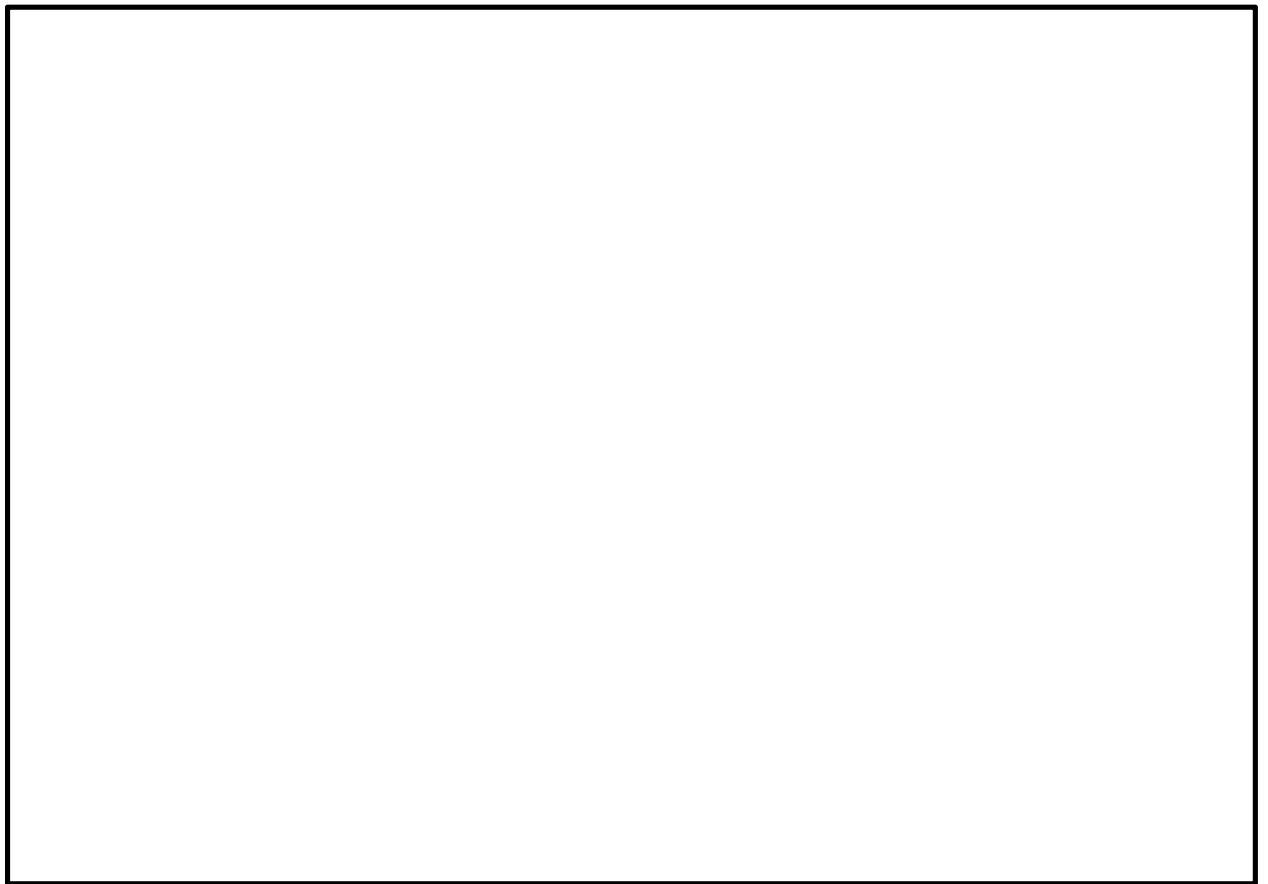


図 2-4 各油圧ジャッキの荷重と変位測定結果（2回目）

(2) 閉維持確認結果

(1)開放機能確認結果より、ブローアウトパネルの開放荷重は S_d 相当荷重値（約25 kN）以上であることを確認した。評価結果を表2-2に示す。

S_d 相当荷重値約25 kNの根拠は、以下のとおり。

ブローアウトパネル重量 : 2000 kg

原子炉建屋外側ブローアウトパネル設置場所 (EL. 57 m) 最大応答加速度 (ZPA) S_d : 1.23G

S_d 相当荷重値 : $2000 \text{ kg} \times 9.8 \text{ m/s}^2 \times 1.23G = 24100 \text{ N}$

表2-2 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの耐震性能確認結果 (kN)

項目	試験日	測定値	判定値 (S_d 相当荷重)	判定
試験体 1	6/9	<input type="text"/>	25以上	○
試験体 2	6/15	<input type="text"/>	25以上	○

3. 実機大モックアップ試験の開放挙動に関する考察

クリップ単体試験により、クリップは変位約12 mmで脱落するため、グラフの最初のピークは、クリップ開放時の荷重である。シール材メーカーの仕様によれば、採用するシール材の最大伸び量は約600 %であるため、2度目の荷重のピークは、クリップ開放後、コーキングが約400 %～600 %（パネルの移動量にしてmm～mmに相当）に伸長し、切断するまでの最大荷重とパネル下部の摩擦荷重の重畳によるものである。

シール材は使用環境により経年劣化するものであることから、接着力及びパネル開放時のシール材の切断荷重は、本試験結果より低下し、パネルが開放し易くなる傾向と想定される。また、上部と下部の荷重の相違は、パネルが上から倒れる状況における上下の速度の違いによるものである。

4. 試験結果（参考）

表2-1に示した開放試験に加え、ストローク及び伸長速度の異なる油圧ジャッキ*による開放試験（追加試験1～追加試験4）を実施した結果を表4-1に示す。

開放荷重に大きな差はなく、設計差圧（6.9 kPa）に対して十分に小さく、弾性設計用地震動 S_d 相当荷重（約25 kN）より十分に大きな荷重にて開放することを確認した。

表4-1 パネル開放荷重の最大値（kN）

項目	試験日	測定値	許容値 (6.9 kPa相当値)	判定	備考 相当する差圧値
試験体 1	6/9	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)
試験体 2	6/15	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)
追加試験 1	6/20	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)
追加試験 2	6/21	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)
追加試験 3	7/5	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)
追加試験 4	7/6	<input type="text"/>	<input type="text"/>	○	<input type="text"/> (kPa)

注記 *：実現象は高速であり油圧ジャッキで模擬することは困難であるため、試験体1，2は伸長速度（理論値）が速い51.8 mm/sの油圧ジャッキ，追加試験は11.6 mm/sの油圧ジャッキにて実施

原子炉建屋外側ブローアウトパネル開放時の設計基準事故時被ばく評価への影響について

1. 概 要

原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、2 次格納施設のバウンダリとしての機能を有しているため、弾性設計用地震動 S_d で開放しない設計としている。このため、設計基準事故事象のうち、2 次格納施設バウンダリ機能の健全性を前提としている事故事象に対して、これら事象との組合せ時期を考慮し、弾性設計用地震動 S_d を超える地震にてパネルが開放した場合の公衆の被ばく影響を確認する。

設計基準事故のうち「燃料集合体の落下」及び「原子炉冷却材喪失」では、放射性物質は非常用ガス処理系等で処理して排気筒から放射性物質が放出される想定としているが、原子炉建屋のブローアウトパネルが開放した場合は、原子炉建屋内の負圧維持ができなくなり、ブローアウトパネル開放部から直接大気中に放射性物質が放出される可能性がある。

本評価では事故発生から 30 日*後以降に地震によりブローアウトパネルが開放されると想定したときの設計基準事故時の被ばく評価への影響について以下のとおり確認した。

注記 *：重大事故の発生確率を 10^{-4} /年、弾性設計用地震動 S_d の発生確率を 10^{-2} /年、重畳を考慮すべき基準を 10^{-7} /年（航空機落下、JEAG4601）とし、重畳を考慮すべき時期として、 $10^{-7}/(10^{-4} \times 10^{-2}) = 0.1$ 年（約 36.5 日）から 30 日を仮定

2. 放出量評価

事故発生から 30 日までは、設置許可申請書添付書類十に記載される評価に基づき放出量評価を行い、31 日後は原子炉建屋から直接大気中に放射性物質が放出されると仮定し、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系を通らずに地上放出されるものとし、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のような素除去効果及び換気率を見込まずに放出量を評価する。

評価対象事故は、事故発生時に非常用ガス処理系排気筒から放射性物質が放出され、長期間放出が継続し、ブローアウトパネルが開放される影響が生じる「原子炉冷却材喪失」とする。具体的な放出量評価方法については別紙 1 に示す。

なお、燃料集合体の落下の放出率は、別紙 1 の別図 1 に示すように約 20 日ではほぼゼロであり、事故発生から 31 日後以降のブローアウトパネル開放の影響はない。

放出量の評価結果を表 2-1 に示す。

表 2-1 原子炉冷却材喪失時の放出量の評価結果

項 目	評価期間	原子炉冷却材喪失	
		希ガス (0.5 MeV 相当値) (Bq)	よう素 (I-131 換算値) (Bq)
設置許可申請書 における放出量	無限期間	4.0×10^{12}	4.8×10^9
ブローアウトパネル開放 を想定した放出量	事故発生から 30 日まで	3.9×10^{12}	4.4×10^9
	事故発生から 31 日後以降	1.1×10^{11}	4.6×10^{10}
	合 計	4.0×10^{12}	5.1×10^{10}

3. 大気拡散条件

大気拡散評価は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき行う。

事故発生から 30 日までは排気筒放出，31 日後以降は地上放出を想定し大気拡散評価を行う。

また，ブローアウトパネルが開放した場合は原子炉建屋から瞬時に放出するものとし実効放出継続時間は 1 時間とする。

大気拡散条件の評価結果を表 3-1 に示す。

表 3-1 原子炉冷却材喪失時の相対濃度及び相対線量の評価結果

項 目		実効放出 継続時間 (h)	相対濃度/相対線量		評価方位
設置許可申請書 における拡散条件		24	D/Q (Gy/Bq)	4.5×10^{-20}	W
		24	χ /Q (s/m ³)	8.0×10^{-7}	
ブローアウト パネル開放 を想定した 拡散条件	事故発生 から 30 日まで	24	D/Q (Gy/Bq)	3.5×10^{-20}	NW
		24	χ /Q (s/m ³)	7.6×10^{-7}	
	事故発生 から 31 日後 以降	1	D/Q (Gy/Bq)	4.0×10^{-19}	
		1	χ /Q (s/m ³)	2.9×10^{-5}	

4. 被ばく評価結果

ブローアウトパネルが開放した場合の設計基準事故時の被ばく評価結果を表 4-1 に示す。ブローアウトパネル開放を考慮した評価結果は、設計基準事故の基準である 5 mSv を十分に下回る結果となっている。また、設置許可申請書の本文十号に記載されている設計基準事故で最も線量が高くなる主蒸気管破断の線量 (1.8×10^{-1} mSv) と比べても十分に低い値となっており、設計基準事故に係る被ばく評価の結論に影響はない。

表 4-1 原子炉冷却材喪失時の被ばく評価結果

項 目			実効線量 (mSv)
設置許可申請書 添付書類十記載値	希ガス		1.8×10^{-4}
	よう素		3.6×10^{-5}
	直接・スカイシャイン線		1.0×10^{-4}
	合 計		3.2×10^{-4}
ブローアウトパネル 開放を想定した場合	事故発生 から 30 日まで	希ガス	1.4×10^{-4}
		よう素	3.3×10^{-5}
	事故発生 から 31 日後以降	希ガス	4.4×10^{-5}
		よう素	1.3×10^{-2}
	直接・スカイシャイン線		1.0×10^{-4}
	合 計		1.3×10^{-2}

注 : ブローアウトパネル開放後は原子炉建屋内の放射性物質は大気中へ放出されるため、原子炉建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線はなくなるが本評価においては考慮しない。

ブローアウトパネルの開放を考慮した放出量評価について

「燃料集合体の落下」及び「原子炉冷却材喪失」の放出量評価においては非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系によるよう素除去効果及び換気率を考慮して式①及び式②により放出量評価を行っている。

ブローアウトパネルが開放した場合には、非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のよう素除去効果及び換気率が期待できなくなる。このため、以下に示す別表 1 及び別表 2 に示す条件の違いを考慮して補正係数を求め、設置許可申請書に基づく放出量の事故発生から 31 日以降の放出量に補正係数を乗じてブローアウトパネル開放後の放出量进行评估した。

1. 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下におけるブローアウトパネル開放時（事故発生から 31 日後以降）の放出量进行评估するための補正係数は、式①で $\frac{F_1}{DF} \cdot Q_p^i$ は定数とし、その他の係数は別表 1 に示す条件から求める。

ただし、燃料集合体の落下の放出率は別図 1 に示すように約 20 日で ≈ 0 であり、事故発生から 31 日後以降のブローアウトパネル開放の影響はない。

$$Q_i = \frac{\lambda LSGTS \cdot (1 - f_2) \cdot \frac{F_1}{DF} \cdot Q_p^i}{(\lambda_R^i + \lambda LSGTS + \lambda LFRVS \cdot f_1)} \cdot \dots \cdot \text{①}$$

Q_i : 大気中に放出される放射性物質の放出量 (Bq)

F_1 : 核分裂生成物の存在割合

$\left[\begin{array}{ll} \text{希ガス} & F=1 \\ \text{有機よう素} & F=\text{全よう素中の有機よう素の割合} \\ \text{無機よう素} & F=\text{全よう素中の無機よう素の割合} \end{array} \right.$

DF : 無機よう素のプール水による除去係数 ($DF=500$)
(希ガス及び有機よう素は $DF=1$)

$\lambda LSGTS$: 非常用ガス処理系による原子炉建屋内空気の換気率 (s^{-1})

$\lambda LFRVS$: 非常用ガス再循環系による原子炉建屋内空気の再循環率 (s^{-1})

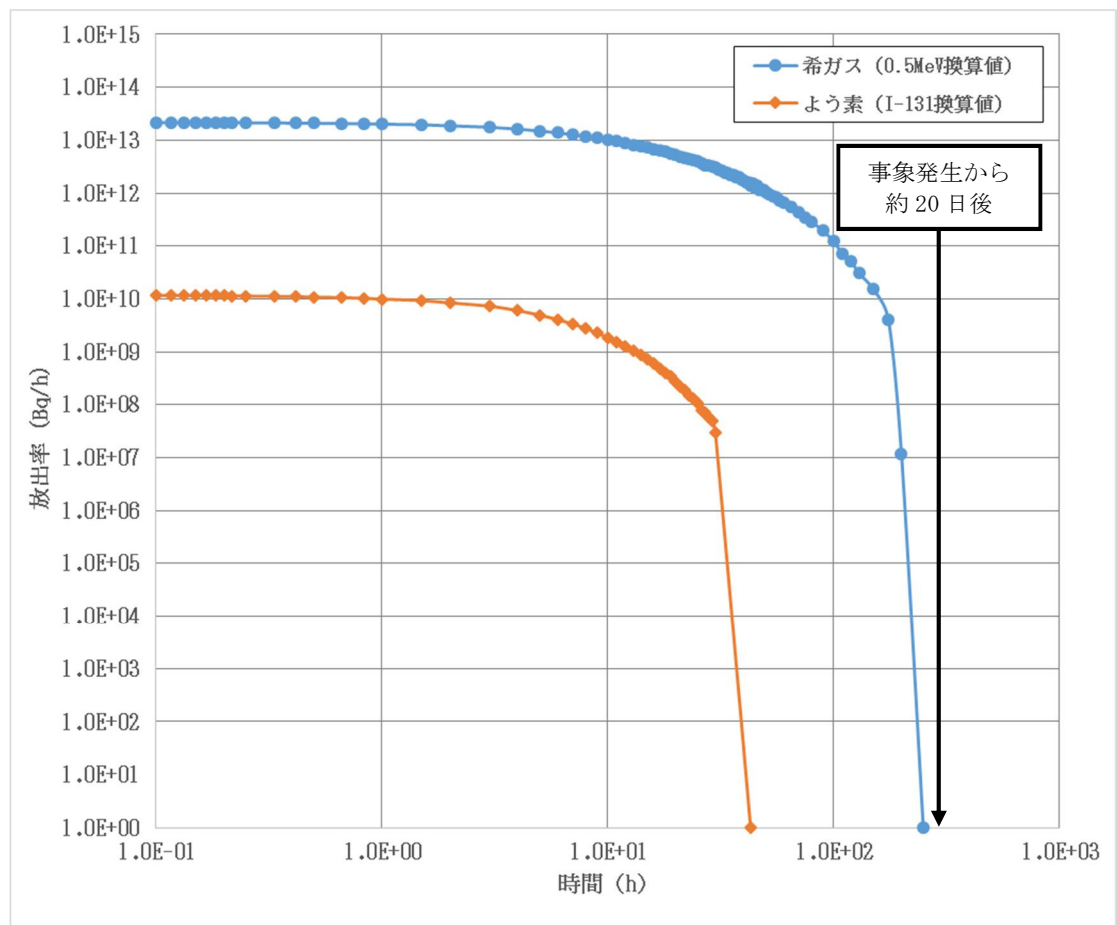
f_1 : 非常用ガス再循環系フィルタのよう素除去効率 (-)

f_2 : 非常用ガス再循環系フィルタ及び非常用ガス処理系フィルタ
を經由した場合の総合よう素除去効率 (-)

λ_R^i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

別表 1 燃料集合体の落下時の非常用ガス処理系等の評価条件

	設置申請書添付書類十 における評価条件	ブローアウトパネルの開放を 考慮した場合の評価条件
F_1	希ガス $F=100\%$ 有機よう素 $F=1\%$ 無機よう素 $F=99\%$	同左
DF	希ガス $DF=1$ 有機よう素 $DF=1$ 無機よう素 $DF=500$	同左
λ LSGTS	1 回/d	無限大
λ LFRVS	4.8 回/d	0 回/d
f_1	90 %	0 %
f_2	97 %	0 %
λ_R^i	(例) 希ガス (Xe-133) : $0.131\text{ (d}^{-1}\text{)}$ よう素 (I-131) : $0.086\text{ (d}^{-1}\text{)}$	同左



別図 1 燃料集合体の落下における放出率の時間推移

2. 原子炉冷却材喪失

原子炉冷却材喪失におけるブローアウトパネル開放時（事故発生から 31 日後以降）の放出量を評価するための補正係数は、式②で $(q_C^i + q_f^i \cdot g) \cdot K_0$ は定数とし、その他の係数は別表 2 に示す条件から求める。

補正前後のブローアウトパネル開放後（事故発生から 31 日後以降）は別表 3 に示すとおりであり、よう素は約 140 倍、希ガスは約 1.1 倍となっている。

$$Q_H^i = (q_C^i + q_f^i \cdot g) \cdot K_0 \cdot (1 - f_2) \cdot \frac{\lambda LPCV \cdot \lambda LSGTS}{(\lambda_R^i + \lambda LPCV \cdot F_3) \cdot (\lambda_R^i + \lambda LSGTS + \lambda LFRVS \cdot f_1)} \cdot \dots \cdot \dots \cdot \dots \quad \textcircled{2}$$

Q_H^i : 大気中に放出される放射性物質の放出量 (Bq)

q_C^i : 核種 i の冷却材中存在量 (Bq)

$$q_C^i = C_W^i \cdot M$$

C_W^i : 核種 i の冷却材中存在量 (Bq/g)

M : 冷却材保有量 (g)

q_f^i : 核種 i の追加放出量

g : 組成構成比

希ガス $g=1$

有機よう素 $g=\text{全よう素中の有機よう素の割合}$

無機よう素 $g=\text{全よう素中の無機よう素の割合}$

K_0 : 格納容器気相部に存在する核分裂生成物の格納容器全存在量に対する割合

$$K_0 = (1 - F_2) \cdot F_3$$

F_2 : 無機よう素の格納容器内の壁面等に付着する割合
(希ガス及び有機よう素はこの効果を見捨てる。)

F_3 : 格納容器内の気相部に浮遊する割合

$$F_3 = \frac{V_A}{V_A + V_W \cdot P}$$

V_A : 格納容器内気相容積 (m^3)

V_W : 格納容器内液相容積 (m^3)

P : 気液分配係数 (-)

$\lambda LPCV$: 格納容器からの漏えい率 (s^{-1})

$\lambda LSGTS$: 非常用ガス処理系による原子炉建屋内空気の換気率 (s^{-1})

$\lambda LFRVS$: 非常用ガス再循環系による原子炉建屋内空気の再循環率 (s^{-1})

f_1 : 非常用ガス再循環系フィルタのよう素除去効率 (-)

f_2 : 非常用ガス再循環系フィルタ及び非常用ガス処理系フィルタを経由した場合の総合よう素除去効率 (-)

λ_R^i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

別表 2 原子炉冷却材喪失時の非常用ガス処理系等の評価条件

	設置申請書添付書類十 における評価条件	ブローアウトパネルの開放を 考慮した場合の評価条件
C_W^i	4.6×10^3 Bq/g (I-131)	同左
M	289 t	同左
q_f^i	2.22×10^{14} Bq (I-131)	同左
g	希ガス F=100 % 有機よう素 F=4 % 無機よう素 F=96 %	同左
F_2	50 %	同左
V_A	9,800 m ³	同左
V_W	3,300 m ³	同左
P	希ガス P=1 有機よう素 P=1 無機よう素 P=100	同左
λ LPCV	0.5 %/d	同左
λ LSGTS	1 回/d	無限大
λ LFRVS	4.8 回/d	0 回/d
f_1	90 %	0 %
f_2	97 %	0 %
λ_R^i	希ガス (Xe-133) : 0.131 (d ⁻¹) よう素 (I-131) : 0.086 (d ⁻¹)	同左

別表 3 ブローアウトパネル開放後（事故発生から 31 日後以降）の放出量

項 目	補正前	補正後	補正後/補正前
ブローアウト パネル開放後 の放出量 (Bq)	希ガス (0.5 MeV 相当値) 1.0×10^{11}	1.1×10^{11}	1.1 倍
	よう素 (I-131 換算値) 3.1×10^8	4.6×10^{10}	140 倍

ブローアウトパネル閉止装置の配置と構造について

1. 概要

ブローアウトパネル閉止装置（以下「閉止装置」という。）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及び規則の解釈の第 74 条で要求される設備であり、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した状態において、炉心の著しい損傷が発生した場合に中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護するため、原子炉建屋外側ブローアウトパネルが開放した後の躯体の開口部を閉止し、原子炉建屋原子炉棟の放射性物質の閉じ込め機能を確保するために設置する。

2. 設置位置及び個数

閉止装置は、原子炉建屋原子炉棟 5 階、6 階に計 10 個設置する。設置位置を図 2-1 に示す。



図 2-1 ブローアウトパネル閉止装置設置位置図

3. 閉止装置の構造

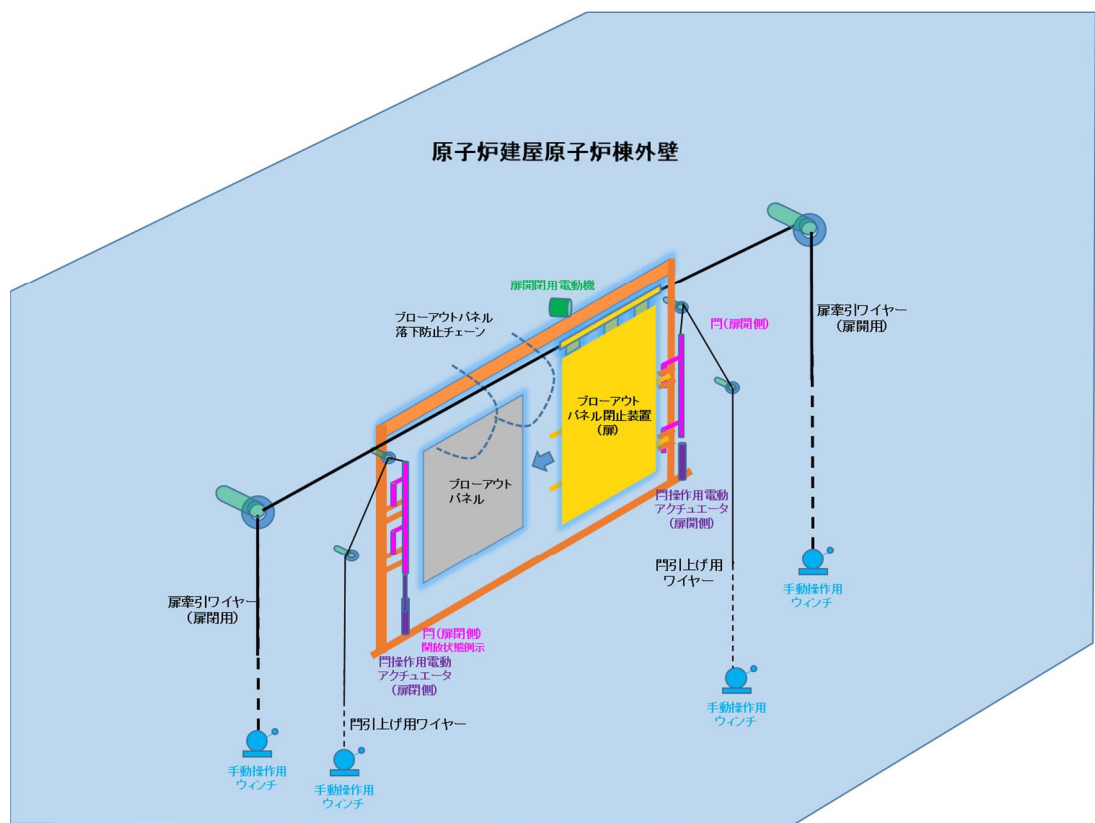
閉止装置は、電動機の回転をハンガーローラに取り付けられているチェーンにより開閉方向の動作に変換することで扉本体の開閉が可能な構造としており、リミットスイッチにより扉本体の開閉状態を中央制御室にて確認できる構造としている。

扉本体は、ハンガーローラを介して上部レールに吊り下げられた構造としており、全開状態においては、テーパブロックとプッシュローラにより扉本体をフレームに押し付けて固定する構造としている。また、全閉状態においては、テーパブロックとプッシュローラにより扉本体をパッキンに押し付けることにより高い気密性を確保する構造としている。

扉本体の開閉は、ガイドローラとガイドレールにより面外方向をガイドする構造となっている。

また、扉は、開状態又は閉状態での地震による扉の慣性力の伴う過度な荷重が、チェーン等の駆

図 3-1 に閉止装置の構造概要図を、図 3-2 に駆動機構概要図を、図 3-3 に手動操作概念図を、図 3-4 に閉止装置を含めた関連設備の設置概要図を示す。



補足 16-15-2

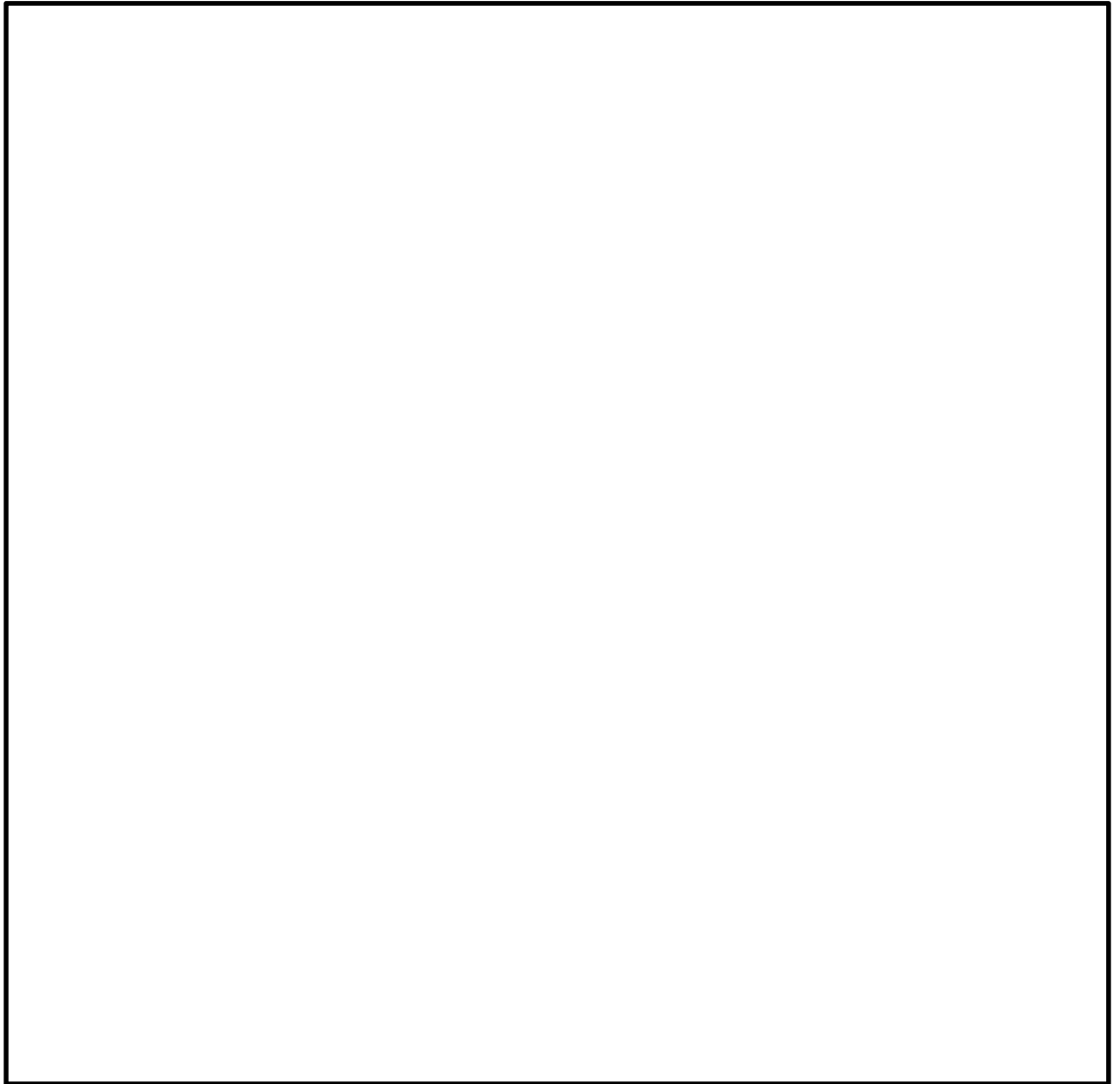


図 3-2 閉止装置の駆動機構概要図

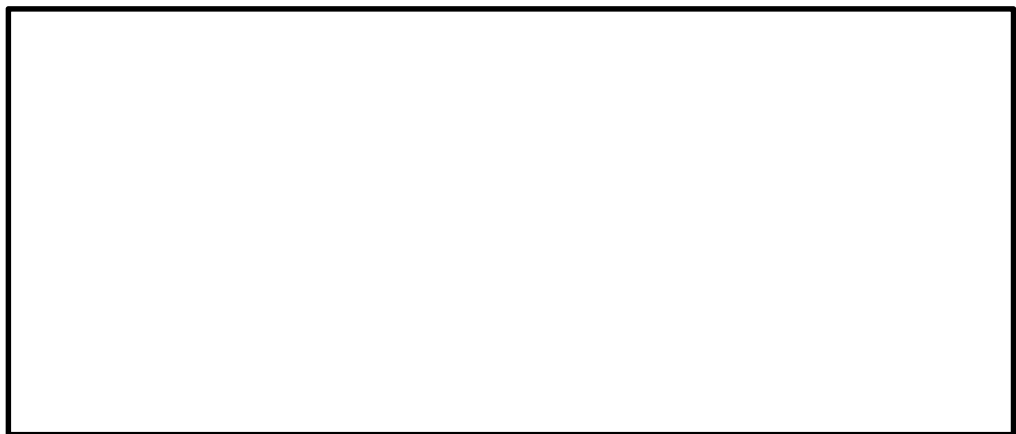


図 3-3 閉止装置の手動操作概念図

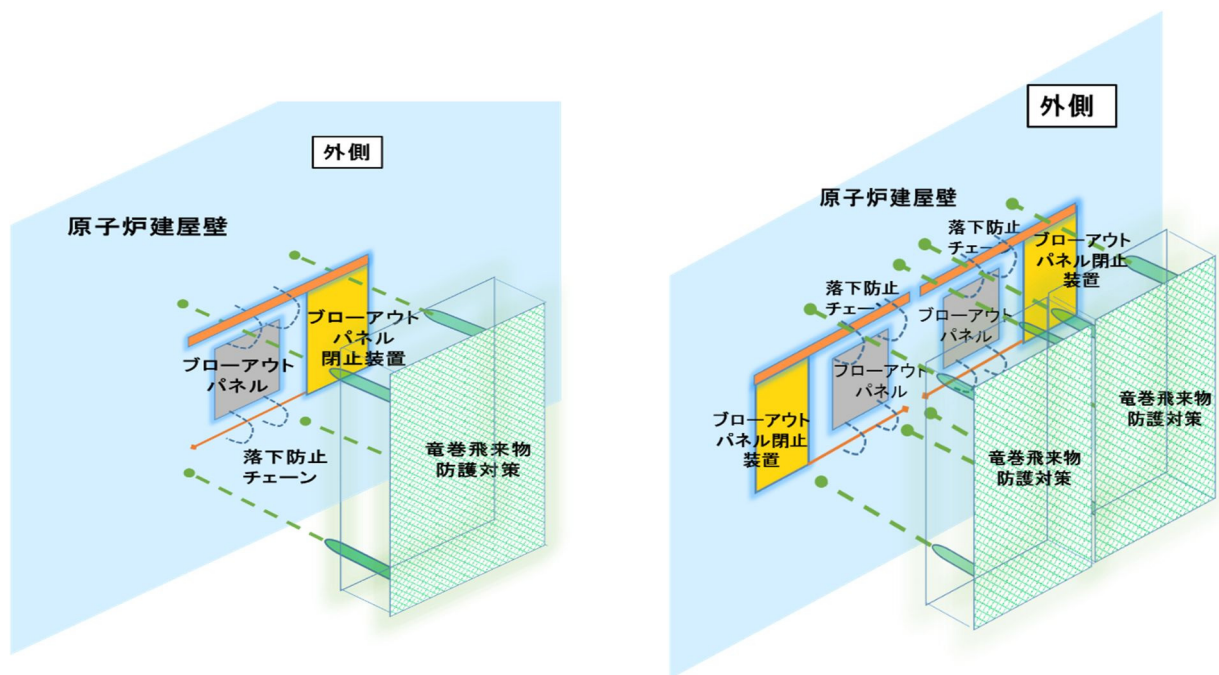


図 3-4 ブローアウトパネル関連設備の設置概要図

4. 閉止装置の動作時のインターロックについて
図 4-1 に閉止装置のインターロック概要を示す。

各リミットスイッチの目的

①	
②	
③	
④	
⑤	
⑥	

各ステップ	扉 状態	門 状態	リミットスイッチ					
			扉開側			扉閉止側		
			① 門挿入	② 門押上げ	③ 扉開	④ 扉閉	⑤ 門押上げ	⑥ 門挿入

図 4-1 閉止装置のインターロック概要

ブローアウトパネル閉止装置の技術基準規則第五十四条への適合性について

1. 技術基準規則第五十四条への適合性について

(1) 環境条件（技術基準規則第五十四条第一項第一号）

a. 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮すること。

b. 適合性

ブローアウトパネル閉止装置は、屋外に設置するが、重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟内の気密性を確保するために閉止する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時における屋外又は原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮している。

(2) 操作性（技術基準規則第五十四条第一項第二号）

a. 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できること。

b. 適合性

閉止装置は、中央制御室の操作盤のスイッチで遠隔による開閉が可能な設計とするとともに、現場においても人力により開閉操作が可能な設計としている。

(3) 試験検査（技術基準規則第五十四条第一項第三号）

a. 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができること。

b. 適合性

閉止装置は、原子炉の運転中又は停止中に構造健全性のため外観検査が可能な設計としている。また、ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉の停止中に機能・性能検査として動作状態の確認が可能な設計としている。

試験検査内容を表 1-1 に示す。

表 1-1 ブローアウトパネル閉止装置の試験検査内容

必要な機能	検査内容
気密性能	パッキンの外観点検によりシール性能に影響を及ぼす劣化がないことを確認する。
作動性能	閉止装置を電動による遠隔操作及び現場での手動操作により開閉が可能なことを確認する。
構造健全性	外観目視検査による閉止装置構成部品の健全性を確認する。

(4) 切替えの容易性（技術基準規則第五十四条第一項第四号）

a. 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えること。

b. 適合性

閉止装置は、本来の用途以外の用途として使用しない設計としている。

(5) 悪影響の防止（技術基準規則第五十四条第一項第五号）

a. 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないこと。

b. 適合性

閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能であり、他の設備に悪影響を及ぼさない設計としている。また、ブローアウトパネル閉止装置の開閉動作が他の設備に悪影響を及ぼさない設計としている。

(6) 設置場所（技術基準規則第五十四条第一項第六号）

a. 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。

b. 適合性

閉止装置は、原子炉建屋原子炉棟の壁面（屋外）に設置し、重大事故等時において放射線量が高くなるおそれの少ない中央制御室から操作が可能な設計としている。また、現場操作においては、遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずる設計としている。

(7) 容量（技術基準規則第五十四条第二項第一号）

a. 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有すること。

b. 適合性

閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネルと同数の10個設置する。なお、閉止装置は、重大事故等時において中央制御室の運転員の居住性を確保するために必要な気密性能を有していること。

(8) 共用の禁止（技術基準規則第五十四条第二項第二号）

a. 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用しないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

b. 適合性

施設内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、閉止装置は、共用しない。

(9) 設計基準事故対処設備との多様性（技術基準規則第五十四条第二項第三号）

a. 要求事項

常設重大事故防止設備には、共通要因（設置許可基準規則第二条第二項第十八号に規定する共通要因をいう。以下同じ。）によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

b. 適合性

閉止装置は、常設重大事故緩和設備であるため、多様性を考慮する必要はない。

ブローアウトパネル閉止装置のパッキン耐久性試験について

ブローアウトパネル閉止装置の扉パッキンは屋外環境下に設置するため、耐久性試験を実施し、この結果約1サイクルは問題なく使用できることを確認した。

1. 試験条件及び試験期間

屋外に設置するパッキンの耐久性試験として、J I S K 6266 に加硫ゴム及び熱可塑性ゴムの耐候性試験方法（J I S K 6266）に基づく、オープンフレームカーボンアーク試験（サンシャイン試験）にて耐久性を確認した。

- ・耐久性試験の条件（J I S K 6266 S A 法（直接屋外暴露の再現方法））

使用フィルタ：

放射照度：

ブラックパネル温度：℃（℃）

試験層内空気温度：℃

相対湿度：%RH

試験片表面への水噴霧：

2. 試験結果

試験結果を表 2-1 に示す。いずれの試験においても有意な変化は確認されていない。

表 2-1 耐久性試験結果

No.	暴露時間 (加速)	実機 相当時間	個数	試験結果					
	時間	時間		硬さ	強度 変化	伸び 変化	重量 変化率	体積 変化率	外観 異常
	h	年		point	%	%	%	%	—
1	300	約 <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	無
2	600	約 <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	無
3	1200	約 <input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	無

<試験結果についての見解>

- ・ 硬 度：測定誤差範疇のため、有意な変化ではない。
- ・ 強度変化：試料にばらつきがあるため、 \pm %程度の変化が生じる可能性があり、一般に \pm %程度の変化を生じた段階で有意な変位があると判断するため、有意な変化ではない。
- ・ 伸び変化：強度変化と同様に有意な変化ではない。
- ・ 重量変化：水噴霧、乾燥の繰り返しによる微妙な重量増加であり、有意な変化ではない。
- ・ 体積変化：重量変化と同様に有意な変化ではない。
- ・ 外 観：変色、荒れ等の劣化はない。

ブローアウトパネル閉止装置の保安全管理について

ブローアウトパネル閉止装置の保安全管理（案）は表 1-1 のとおり。なお，点検周期については，今後，試験や産業界実績を踏まえ決定し，保全計画に反映していく。

また，自主対策設備であるブローアウトパネル強制開放装置についても，開放用シリンダの単体動作試験や構造健全性確認のための外観目視点検等を実施し，健全性を確保していく。

表 1-1 ブローアウトパネル閉止装置の保安全管理（案）

区分	必要な機能	目的	管理項目	実施内容
保守管理	作動性能	扉の開閉機能確保	作動試験	<ul style="list-style-type: none"> ・施設定期検査時に，扉の開閉試験（電動及び手動）にて確認 ・電流値及び動作時間の測定
		門の押上げ，挿入機能確保	作動試験	<ul style="list-style-type: none"> ・施設定期検査時に，門の押上げ，挿入試験（電動及び手動）にて確認 ・通常運転時に，定期的な門の押上げ，挿入試験（電動）にて確認 ・電流値及び動作時間の測定
	気密性能	シール健全性確保	気密性能試験（建屋）	・施設定期検査時に，閉止装置を閉状態とし，原子炉建屋気密性能検査と同様の手法で気密性能試験を実施
			外観目視点検（シール部）	・構造健全性確認検査として，シール部に異常がないことを目視にて確認
			パッキン取替	・定期的な交換（開口部周りに施工するパッキンは，紫外線等による劣化が想定されることから，パッキンの耐久性試験結果を踏まえて取替頻度を決定）
	構造健全性	構造健全性確認	外観目視点検	・構造・機能に影響を及ぼすような損傷，異常のないことを目視にて確認

ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験要領について

1. 目的

ブローアウトパネル閉止装置（以下「閉止装置」という。）に要求される機能を確認するため、実機規模の試験体を用いた加振試験を行い、重大事故等時における閉止装置の機能維持確認を実施する。

また、機能確認試験時に発生した閉止装置の不具合に対する対策の効果を確認するため、対策を施した試験体を用いた加振試験を行い、対策の妥当性を確認する。

2. 試験期間及び場所

実施時期：平成 30 年 6 月 18 日（月）～ 22 日（金）

平成 30 年 7 月 24 日（火）～ 31 日（火）

場 所：国立研究開発法人 防災科学研究所 兵庫耐震工学研究センター
兵庫県三木市志染町三津田西亀屋 1501-21

3. 試験項目

3.1 閉止装置に要求される機能について

閉止装置は、原子炉建屋外側ブローアウトパネル（以下「BOP」という。）が開放状態で炉心損傷が発生した場合に、運転員等の中央制御室での居住性確保のため、BOPの開放部を速やかに閉止し、原子炉建屋の気密性を維持することが求められる。具体的には下記の機能が求められる。

- ・ 地震後においても、容易かつ確実に閉止でき、また現場において人力による操作できる作動性を確保し、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保していること。
- ・ 開放したBOPを復旧するまでの期間において閉止装置を使用するため、重大事故後、一定期間内に想定される地震が発生した場合においても、原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持できる気密性を確保していること。

3.2 加振条件

(1) 基準適合性を確認するための加振（基準地震動 S_s 加振波による加振）

閉止装置の設置位置（最も高所の設置位置）における基準地震動 S_s^* に対する設計用震度を上回るように設定された加振波を用いて加振を行う。

注記 *：閉止状態の閉止装置は、BOPと同等の弾性設計用地震動 S_d による荷重が作用した場合の気密性確保が求められるが、耐震裕度を確認するため、基準地震動 S_s 加振波を用いて加振を行う。

- (2) 閉止装置の耐震裕度を確認するための加振（基準地震動 S_s 加振波を超える加振波による加振）

閉止装置の耐震裕度を確認するため、振動台の性能限界（基準地震動 S_s の 倍相当*）での加振波を用いて加振を行う。

注記 *：振動台を動かす油量等の制限により数値が上下する可能性がある。

- (3) 閉止装置の不具合対策の効果を確認するための追加加振

閉止装置の不具合対策（チェーンの強化等、門の設置）の効果及び他の部位へ悪影響を及ぼさないことを確認するため、3.2 (1)と同じ基準地震動 S_s 加振波による加振を行う。

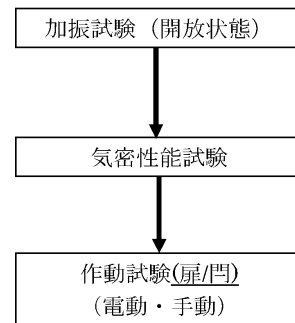
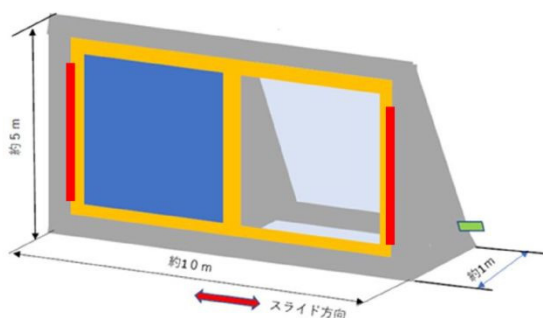
3.3 試験項目

基準地震動 S_s 加振波及び振動台性能限界加振波による加振を行い、閉止装置に要求される機能が確保されていることを確認する。

- ・加振後の作動確認 : 閉止装置が開放状態において、加振後の扉本体の作動性が確保されていることを確認する。また、扉本体の作動確認に合わせて、門の作動性が確保されていることを確認する。
- ・加振後の気密性能試験 : 閉止装置が開放状態において、加振後の気密性を確保していることを確認する。気密性能試験の準備段階で、扉本体を閉動作させる際に、門が作動することを確認する。
- ・加振後の気密性能試験 : 閉止装置が閉止状態において、加振後の気密性を確保していることを確認する。
- ・加振後の作動確認 : 閉止装置が閉止状態において、加振後の扉本体の作動性が確保されていることを確認する。扉本体の作動確認に合わせて、門の作動性が確保されていることを確認する。

図 3-1 に試験治具概念図を示す。

【扉開放状態】



【扉閉止状態】

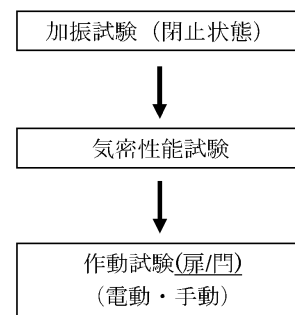
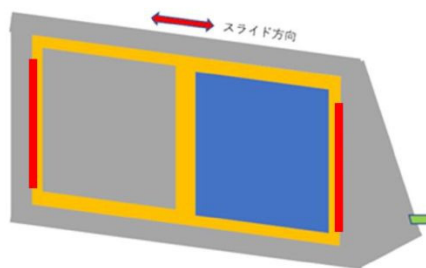


図 3-1 試験治具概念図

4 加振試験

4.1 加振装置（三次元振動台）の概要

振動台の上に試験体を設置し、水平方向と鉛直方向を同時に加振する。表 4-1 に振動台の仕様、図 4-1 に三次元振動台の概要図、図 4-2 に試験体の鳥瞰図及び門、電動駆動シリンダを示す。

表 4-1 三次元振動台の仕様

加振自由度	3軸6自由度		
振動台寸法	20 m×15 m		
最大積載重量	1200 tf		
加振方向	X 方向	Y 方向	Z 方向
最大加速度	900 cm/s ²	900 cm/s ²	1500 cm/s ²
最大速度	200 cm/s	200 cm/s	70 cm/s
最大変位	±100 mm	±100 mm	±100 mm

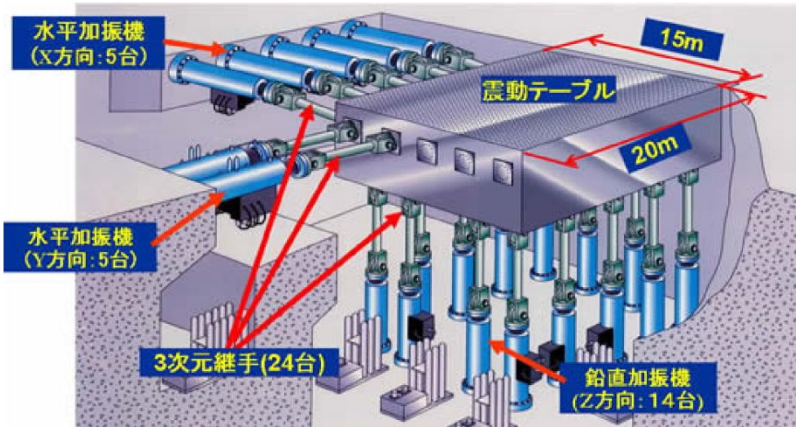


図 4-1 三次元振動台の概要図

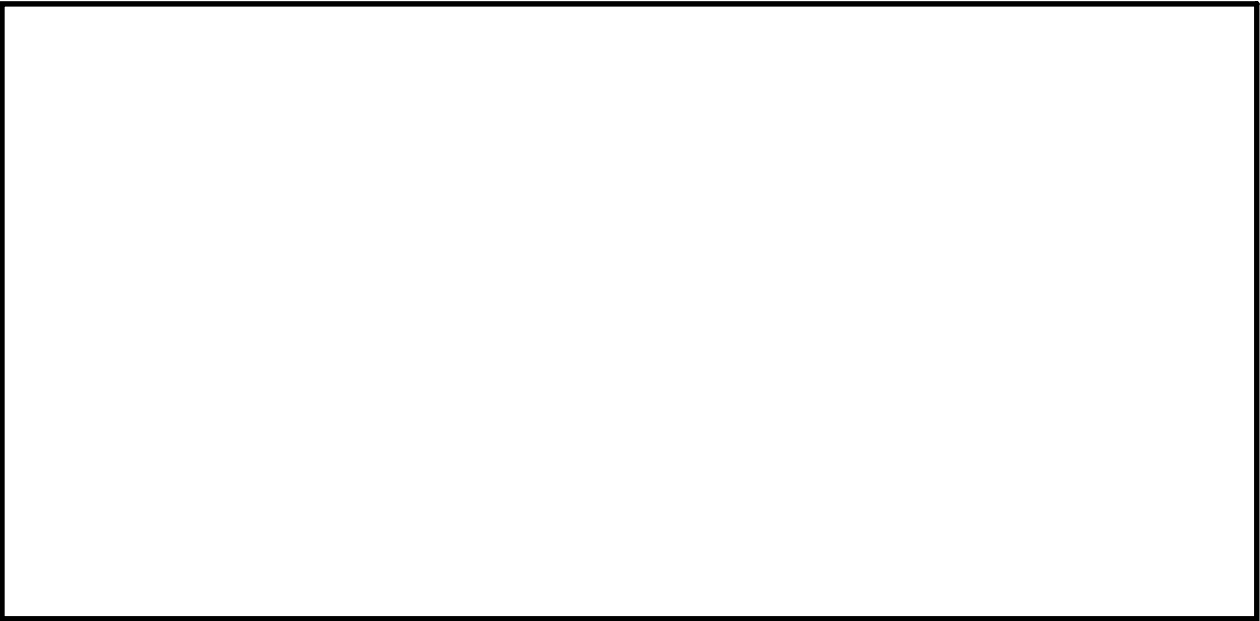


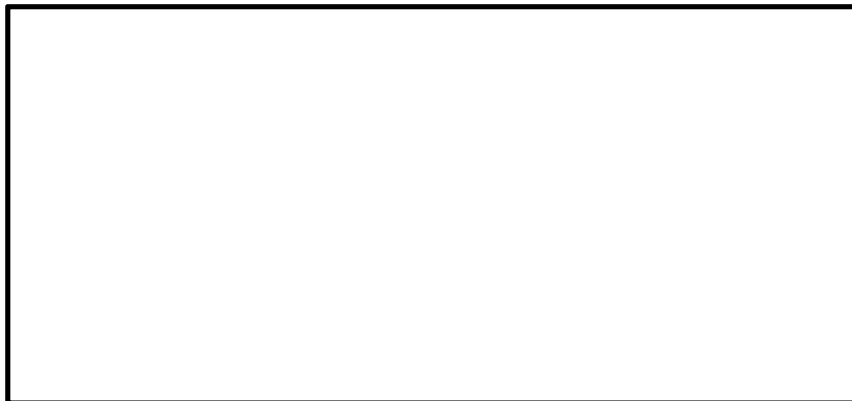
図 4-2 試験体の鳥瞰図及び門、電動駆動シリンダ

4.2 加振波

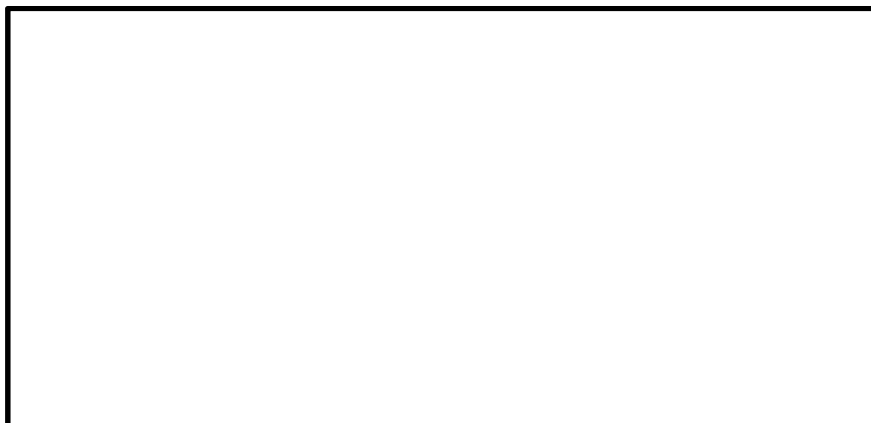
(1) 基準地震動 S_s 加振波

加振試験用の模擬地震波は以下のとおりとする。図 4-3、図 4-4 に、複数の基準地震動 S_s の床応答スペクトルを包絡する模擬地震波の時刻歴波形，床応答スペクトルを示す。

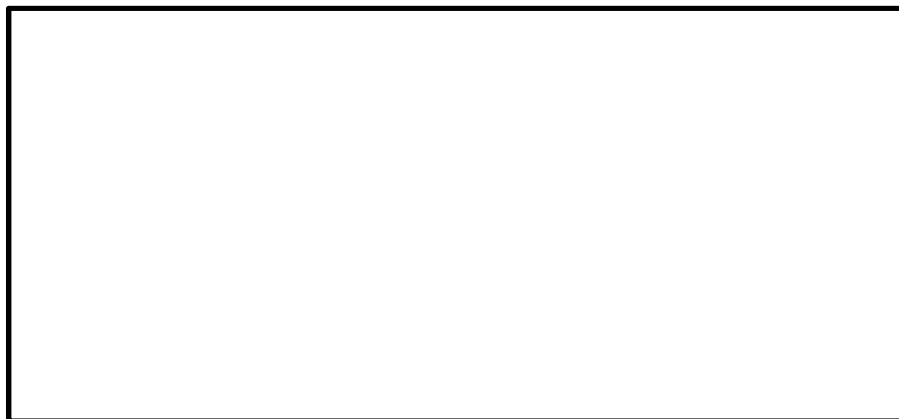
- ・ 閉止装置の設置高さより上方の原子炉建屋 EL. m
- ・ 基準地震動 S_s 8 波及び建屋影響評価で考慮するばらつきケースを包絡
- ・ 加振目標の包絡スペクトルは減衰定数 % で設定



(1) 水平 (NS) 方向



(2) 水平 (EW) 方向



(3) 鉛直方向

図 4-3 模擬地震波の時刻歴波形



(1) 水平（N S）方向



(2) 水平（E W）方向



(3) 鉛直方向

図 4-4 模擬地震波の床応答スペクトル（減衰定数 \square %）

注記 *：振動台の性能を考慮し，閉止装置の固有周期近傍の加速度に影響を及ぼさない
長周期側の加速度を低減処理した入力地震動にて試験を実施する。

(2) 振動台性能限界加振波

振動台性能限界加振波は、4.2(1)の基準地震動 S_s 加振波の振幅を、振動台の性能限界付近（基準地震動 S_s の 倍相当）の加速度振幅になるよう等倍した加振波とする。

4.3 加振試験項目及び内容

加振試験ケースの項目、概要は以下の通りである。各試験ケースの扉の試験体条件（閉止装置の開閉状態）、加振波等を表 4-2 に示す。

(1) 振動台補償加振

目標とする入力波を精度よく振動台で再現するための振動台補償加振を行う。本試験は、試験体を振動台に搭載しない条件で行う。

(2) センサ確認試験

センサの取付方向、感度確認を行うために、各方向単独で正弦波加振を行う。

(3) 振動特性把握試験




試験体の振動特性を把握するため、 Hz～ Hz 程度の振動数成分を有する広帯域ランダム波による加振試験を行う。加振方向は各方向単独とし、扉の開状態及び閉状態の振動特性を確認する。なお、試験体の固有振動数が高い場合は、入力波の主要な振動数成分の範囲に固有振動数がないことを確認する。



(4) 地震波加振試験

加振レベルは4段階に分けて振動台の加振性能限界まで漸増させていく。加振方向は3方向同時とし、閉止装置の開状態、閉状態のそれぞれで実施する。

なお、基準地震動 S_s を超える加振試験として、振動台の性能限界である基準地震動 S_s の 倍相当をレベル4として実施し、閉止装置の耐震裕度を確認する。

表 4-2 試験ケース一覧

No	試験項目	試験体条件	加振方向	加振波	加振レベル	備考
—	振動台補償加振	—	X+Y+Z	—	—	—
1	センサ確認試験	扉閉	X	正弦波	0.5 m/s ² 程度	1～2 Hz で 実施
2			Y			
3			Z			
4	振動特性把握試験	扉閉	X	ランダム波 ^{*1}	2.0 m/s ² 程度	—
5			Y			
6			Z			
7		扉開	X	ランダム波 ^{*1}	2.0 m/s ² 程度	—
8			Y			
9			Z			
10	地震波加振試験	扉開	X+Y+Z	包絡波 ^{*2}	 × S _s	レベル 1
11					 × S _s	レベル 2
12					 × S _s	レベル 3
13					 × S _s 振動台性能限界	レベル 4 ^{*3}
14		扉閉	X+Y+Z	包絡波 ^{*1}	 × S _s	レベル 1
15					 × S _s	レベル 2
16					 × S _s	レベル 3
17					 × S _s 振動台性能限界	レベル 4 ^{*3}

注記 *1 :  Hz～ Hz 程度の振動数成分を有する広帯域ランダム波で加振を行う。

*2 : 方向毎に複数の基準地震動 S_s の床応答スペクトルを包絡する模擬地震波を作成して加振する。

*3 : 基準地震動 S_s に対する裕度を確認するために実施する。

4.4 計測要領

(1) 計測項目

計測項目は、対策前の試験と同様とする。ただし、対策前の試験結果を参考に、加速度、ひずみ計測点を追加する。

試験体の代表的挙動を評価するための項目を計測する。計測項目を表 4-3 に示す。

表 4-3 計測項目

項目	計測点
加速度	・ 振動台 ・ 支持架台 ・ 扉 ・ 駆動装置
ひずみ	・ プッシュローラ（開閉時に扉を押える部位） ・ レール* ・ チェーン* ・ 門周辺（門の荷重を伝達する部位）*

注記 *：対策後の加振試験に追加する計測点

(2) 計測位置

計測点は、試験体の代表的な挙動を評価する位置に設置する。表 4-4 に計測項目の一覧表を示す。

① 加速度

図 4-5、図 4-6 に加速度計の設置位置を示す。

② ひずみ

図 4-7 から図 4-9 にひずみゲージの設置位置を示す。扉の開時、閉時において扉をおさえる荷重が発生するプッシュローラのひずみを計測する。対策後の加振試験には、レール、チェーン、門周辺（門の荷重を伝達する部位）を追加して計測する。ただし今後の詳細検討、試験時の状況判断により、計測位置の見直し、追加の可能性がある。

③ その他

加速度、ひずみ以外に、加振試験時や扉の開閉動作の記録のため、動画撮影を実施する。なお、必要に応じ試験場に備え付けられているカメラも活用する。

- ・ 試験体全景：振動台外から、試験体全景を撮影
- ・ 扉近傍：振動台または支持架台上から、レール、プッシュローラ付近を撮影

(3) 測定計器

試験に使用する測定計器を表 4-5、表 4-6 に示す。

表 4-4 計測項目の一覧表 (1/2)

No	項目	記号	測定点	方向	備考	
1	加速度	A1	振動台	X	・振動台上加速度を計測 ・計画条件の範囲内で加振試験が実施されたことの確認が目的	
2				Y		
3				Z		
4		A2		X		
5				Y		
6				Z		
7		A3	扉上部（閉時）	X	・閉時，開時の扉上部の支持架台に設置 ・閉時，開時の閉止装置の機能維持確認 加速度の計測が目的 ・支持架台の振動特性確認も兼ねる	
8				Y		
9				Z		
10		A4	扉上部（開時）	X		
11				Y		
12				Z		
13		A5	駆動装置本体	X	・駆動装置単体の機能維持確認加速度の計測が目的 ・駆動装置の振動特性確認も兼ねる	
14				Y		
15				Z		
16		A6	駆動装置の取付位置	X		
17				Y		
18				Z		
19		A7	扉の中央部	X	・扉の振動特性確認が目的 ・振動特性把握試験時に設置*1	
20				Y		
21				Z		
22		A8	扉の右・中央	X		
23		A9	扉の左・中央	X		
24		A10	扉の中央部	X		
25				Y*2		
26		A12	扉の中央部	X		
27				Y*2		

注記 *1:扉の開閉による作動性能の確認の際にケーブルが試験体や他センサと干渉する恐れがあるため，代表試験ケースのみでの計測とする。対策前の試験では，計測点 A11 を設定していたが，計測点 A7 で代表できるため対策後の試験では計測点 A11 は設定しない。

*2：対策後の加振試験に追加する。

表 4-4 計測項目の一覧表 (2/2)

No	項目	記号	測定点	方向	備考
28	ひずみ	S1	プッシュローラ	ー	・扉の開放状態及び閉止状態での加振試験時に代表位置として、ひずみの計測が目的
29		S2	(扉閉時) * ¹		
30		S3	プッシュローラ		
31		S4	(扉開時) * ¹		
32		S5* ²	レール		・S5, S6 は、扉閉時のローラ付近の上部レールの加振試験時のひずみを計測 ・S7 は、扉開時のローラ付近の加振試験時のひずみを計測 ・S8 は、下部レール付近の加振試験時のひずみを計測
33		S6* ²			
34		S7* ²			
35		S8* ²			
36		S9* ²	チェーン		・チェーンの固定端付近の加振試験時のひずみを計測
37		S10* ²			
38		S11* ²	門周辺 (扉閉時)		・門の荷重が伝達する部位の加振試験時のひずみを計測する。
39		S12* ²			
40		S13* ²	門周辺 (扉開時)		
41		S14* ²			

注記 *1 : 扉の全閉時, 全開時に扉に作用する荷重を代表する位置として計測

*2 : 対策後の加振試験で追加

表 4-5 測定計測器一覧表 (1/2)

No.	用途	計測器名称	メーカ (型式)	仕 様
1	絶縁抵抗測定	絶縁抵抗計		
2	動作試験 (モータ電流値測定)	デジタルクランプ メータ		
3	動作試験 (扉開閉, 門押上げ挿 入速度測定)	ストップウォッチ		
4	気密性能試験	熱式風速計		
5		風量計測管		
6		デジタル圧力計 (絶対圧)		
7		デジタル圧力計 (差圧計)		

表 4-5 測定計測器一覧表 (2/2)

No.	用途	計測器名称	メーカ (型式)	仕 様
8	気密性能試験	デジタル圧力計 (差圧計)		
9		ガラス製単管温度計		
10	加振試験	加速度計		
11		ひずみゲージ		

注記 * : RO (Rated Output) : 定格出力

表 4-6 測定計測器一覧表 (1/2) 追加加振試験にて追加して使用する計器

No.	用途	計測器名称	メーカ（型式）	仕 様
1	動作試験 （モータ電流値測定）	デジタルクランプ メータ		
2				
3	動作試験 （扉開閉，門押上げ 挿入速度測定）	ストップウォッチ		
4				

表 4-6 測定計測器一覧表 (2/2) 追加加振試験にて追加して使用する計器

No.	用途	計測器名称	メーカー (型式)	仕 様
5	気密性能試験	熱式風速計		
6		風量計測管		
7		デジタル圧力計 (絶対圧)		
8		デジタル圧力計 (差圧計)		
9		ガラス製単管温度 計		
10	加振試験	加速度計		
11		ひずみゲージ		

注記 * : R0 (Rated Output) : 定格出力

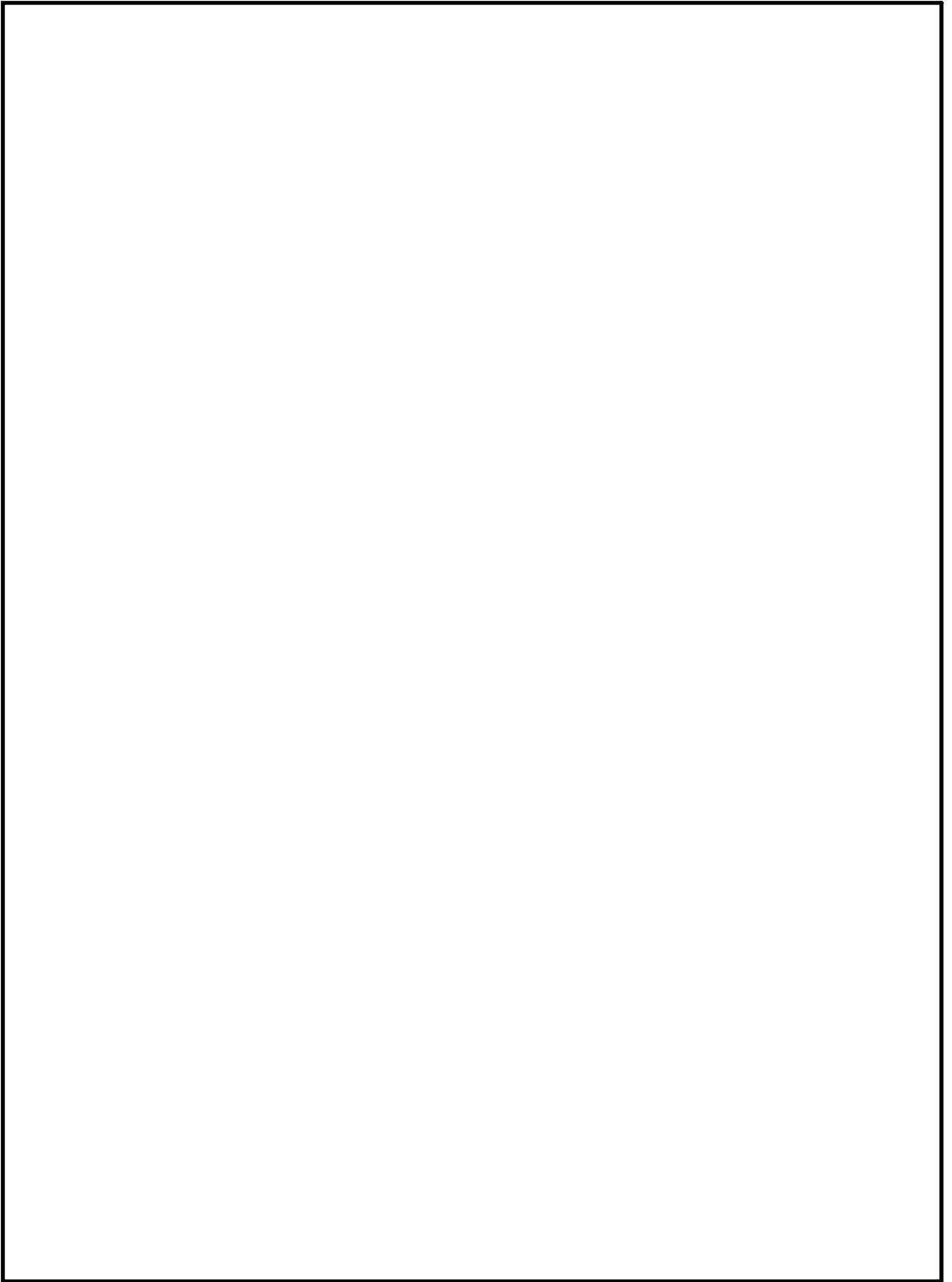


図 4-5 加速度計の設置位置（振動台，支持架台）

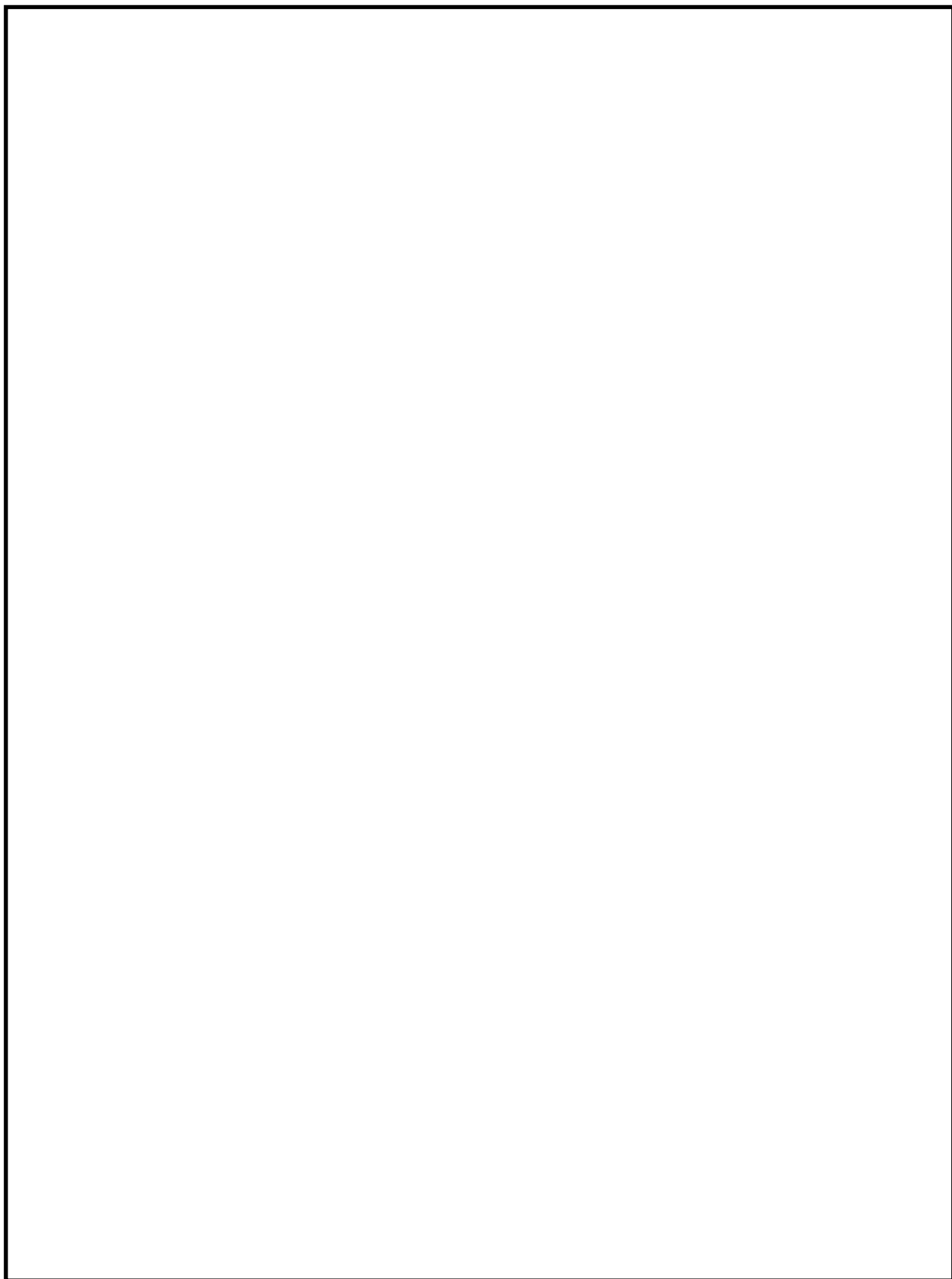


図 4-6 加速度計の設置位置（扉，駆動装置）

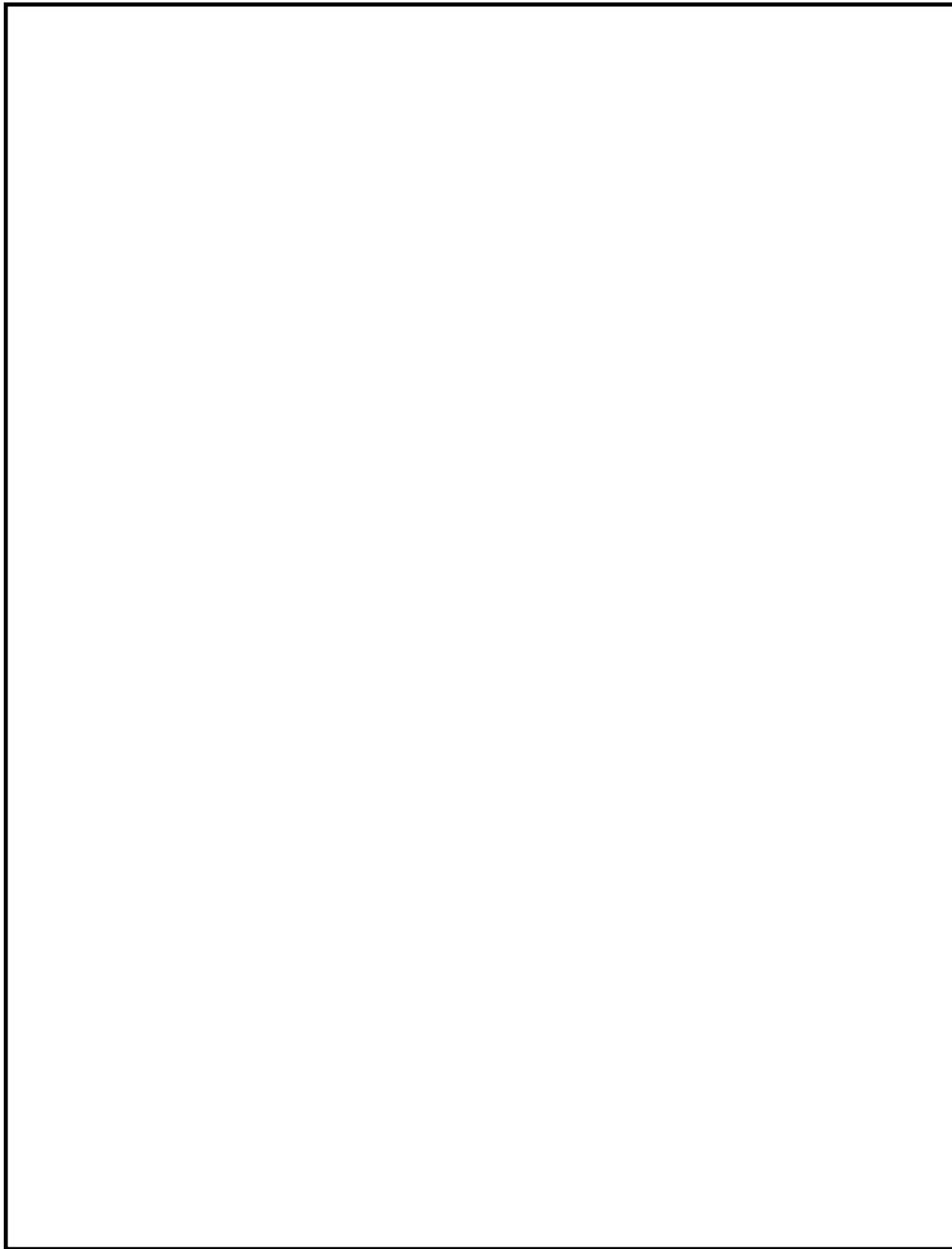


図 4-7 ひずみゲージの設置位置（プッシュローラ）

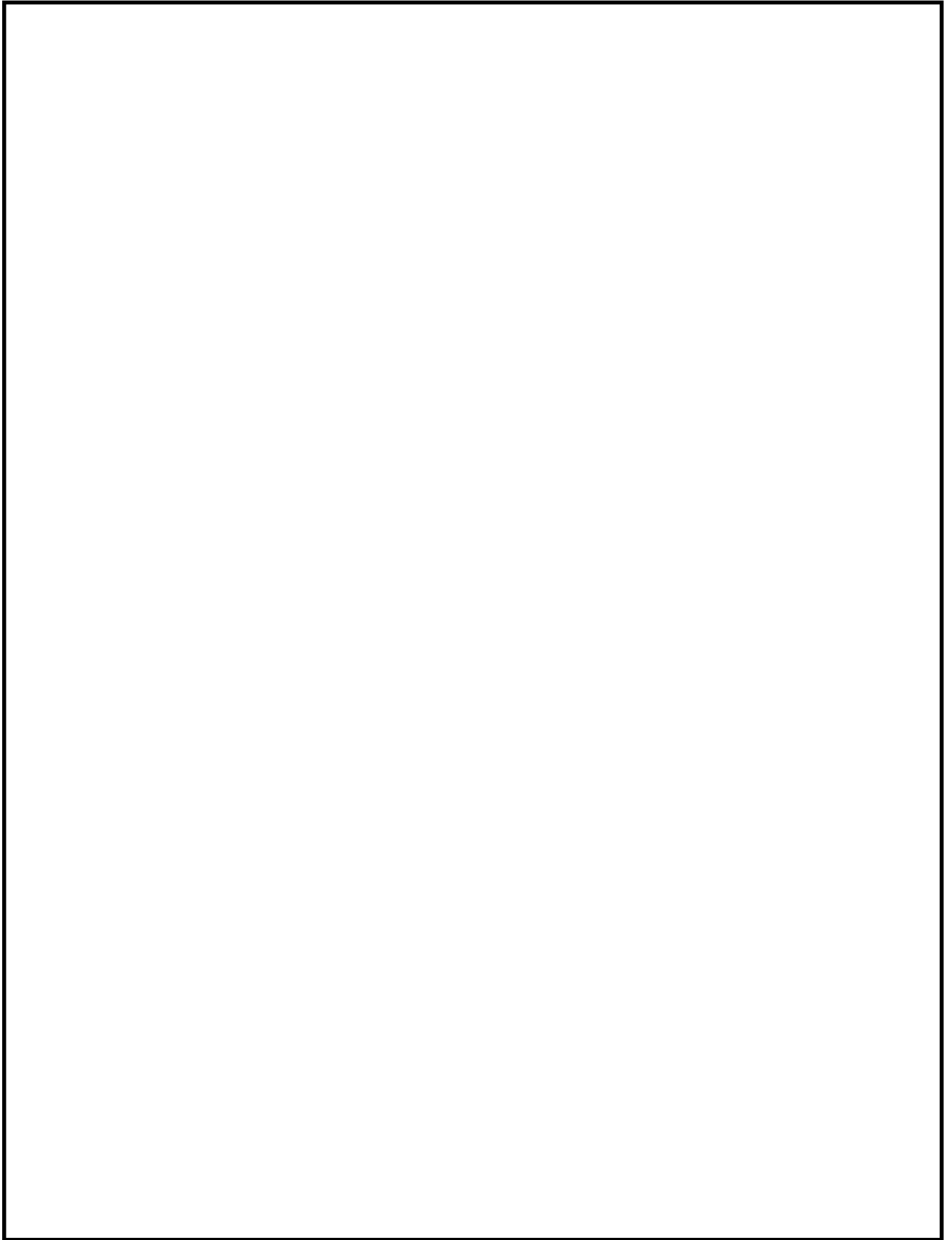


図 4-8 ひずみゲージの設置位置（レール）

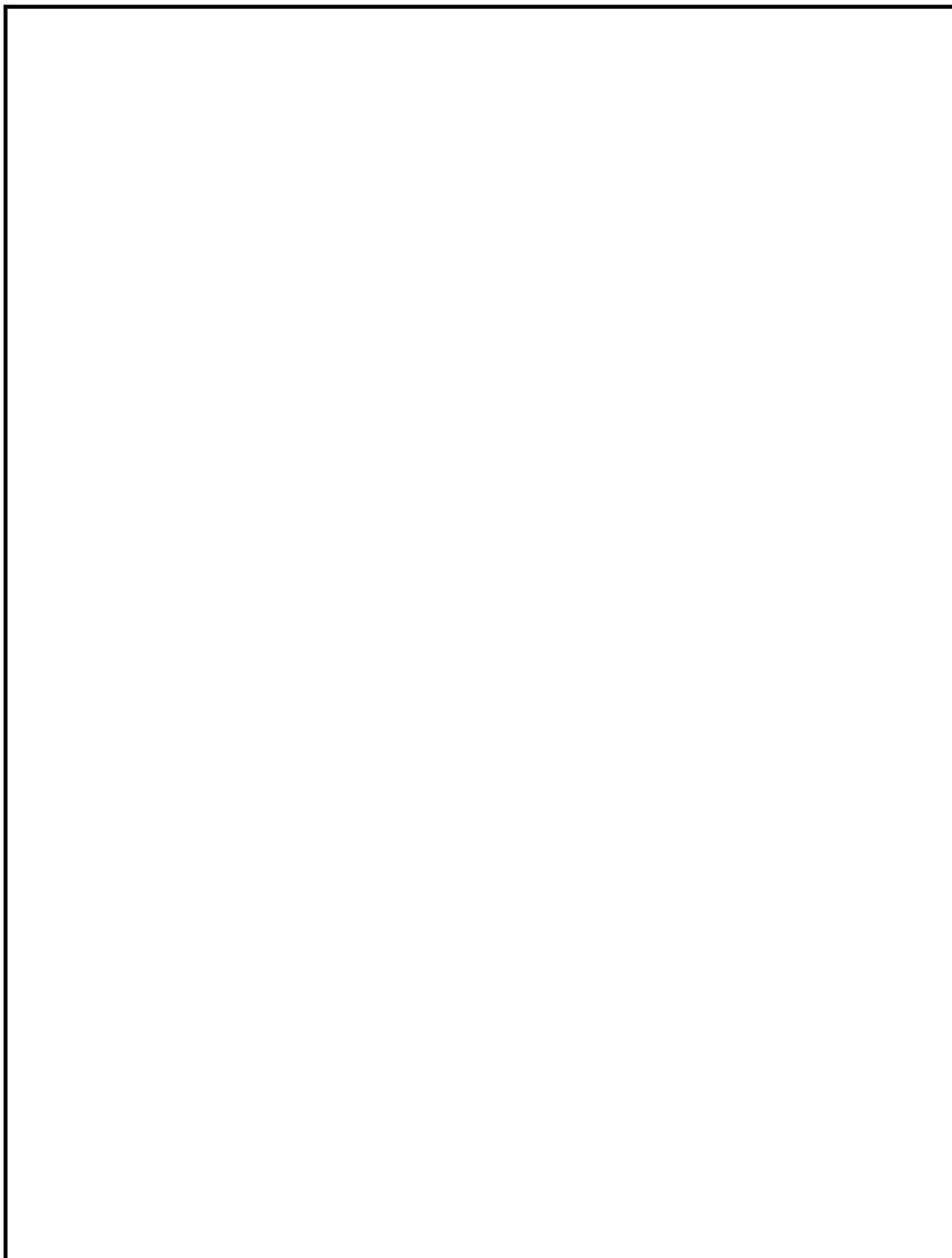


図 4-9 ひずみゲージの設置位置（チェーン，門）

5 試験要領

5.1 試験手順

目標とする入力波を精度よく振動台で再現するための振動台補償加振の後，試験体を振動台に搭載し，下記の手順で加振及び加振後の作動試験，気密性能試験を実施する。

なお，試験場との調整，現場の進捗状況等により，試験手順が変更となる場合もある。

- (1) 加振試験の準備として，センサ（加速度計及びひずみゲージ）が所定の位置に設置されていることを確認する。また，測定計器の仕様が適切であることを確認する。
- (2) センサ確認試験を以下の手順で実施する。
 - ① 閉止装置の扉が閉止状態であることを確認する。
 - ② 加振レベル 0.5 m/s^2 程度，振動数 $1\sim 2 \text{ Hz}$ にて，各方向単独で正弦波加振を行う。
 - ③ センサの取付方向，感度を確認する。
- (3) 振動特性把握試験を以下の手順で実施する。
 - ① 閉止装置の扉が閉止状態であることを確認する。
 - ② 加振レベル 2.0 m/s^2 程度にて，各方向単独で， $\square \text{ Hz}$ ～ $\square \text{ Hz}$ 程度の振動数成分を有する広帯域ランダム波の加振を行う。
 - ③ 試験体の固有振動数を測定し，入力波の主要な振動数成分の範囲に固有振動数の有無を確認する。
 - ④ 閉止装置の扉を開放状態とし，(3) ②，③ を実施する。

【閉止装置の扉開放状態における加振試験】

- (4) 地震波 $\square \times S_s$ ）加振試験を以下の手順で実施する。
 - ① 閉止装置の扉が開放状態であることを確認する。
 - ② センサ取付状況及び試験体の外観目視点検を行い，異常のないことを確認する。
 - ③ 3方向同時加振の包絡波によるレベル1 $\square \times S_s$ ）で加振する。
 - ④ 加振後，採取データを確認する。
- (5) 地震波 $\square \times S_s$ ）加振試験を実施する。
 - ① 閉止装置の扉が開放状態であることを確認する。
 - ② センサ取付状況及び試験体の外観目視点検を行い，異常のないことを確認する。
 - ③ 3方向同時加振の包絡波によるレベル2 $\square \times S_s$ ）で加振する。
 - ④ 加振後，採取データを確認する。
 - ⑤ 気密性能試験を「5.2(1) 気密性能試験」のとおり実施する。
 - ⑥ 作動試験を「5.3(1) 作動試験」のとおり実施する。
- (6) 地震波 $\square \times S_s$ ）加振試験を実施する。
 - (5) ①～⑥と同じ。ただし，下記に読み替える。
 - ・レベル2 $\square \times S_s$ ）をレベル3 $\square \times S_s$ ）
 - ・基準地震動 S_s の \square 倍を \square 倍
- (7) 地震波 $\square \times S_s$ ）加振試験を実施する。

(8) ①～⑥と同じ。ただし、下記に読み替える。

- ・レベル2 (× S_s) をレベル4 (× S_s)
- ・基準地震動 S_s の 倍を 倍

【閉止装置の扉閉止状態における加振試験】

閉止装置の扉を閉止状態とし、5.1(4)～(7)を実施する。ただし、下記に読み替える。

- ・扉の開放状態を閉止状態

【追加加振試験（閉止装置の扉開放状態）】

- ① 閉止装置の扉が開放状態、門（開側，閉側）が挿入状態であることを確認する。
- ② センサ取付状況及び試験体の外観目視点検を行い，異常のないことを確認する。
- ③ 3方向同時加振の包絡波によるレベル3 (× S_s) で加振する。
- ④ 加振後，採取データを確認する。
- ⑤ 開側の門及び閉側の門を押し上げる。この際，門の電動駆動シリンダの電流及び作動時間の計測を行う。
- ⑥ 気密試験準備のため，扉閉動作させる。
- ⑦ 開側の門及び閉側の門を挿入する。この際，門の電動駆動シリンダの電流及び作動時間の計測を行う。
- ⑧ 気密性能試験を「5.2(1) 気密性能試験」のとおり実施する。
- ⑨ 作動試験を「5.3(1) 作動試験」のとおり実施する。併せて，門の押上げ及び挿入についても確認する。
- ⑩ 試験体の外観目視点検を行い，異常のないことを確認する。

【追加加振試験（閉止装置の扉閉止状態）】

- ① 閉止装置の扉が閉止状態，門（開側，閉側）が挿入状態であることを確認する。
- ② センサ取付状況及び試験体の外観目視点検を行い，異常のないことを確認する。
- ③ 3方向同時加振の包絡波によるレベル3 (× S_s) で加振する。
- ④ 加振後，採取データを確認する。
- ⑤ 気密性能試験を「5.2(1) 気密性能試験」のとおり実施する。
- ⑥ 作動試験を「5.3(1) 作動試験」のとおり実施する。併せて，門の押上げ及び挿入についても確認する。
- ⑦ 試験体の外観目視点検を行い，異常のないことを確認する。

5.2 気密性能試験について

(1) 気密性能試験

A S T M E283-4 (Standard Test Method for Determining Rate of Air Leakage Through Exterior Windows, Curtain Walls, and Doors Under Specified Pressure Differences Across the Specimen) に準じた装置を用いて実施する。排風機により試験容器内の空気を排出することにより試験体前後に圧力差を生じさせ、試験体のシール部から試験容器へ流入する通気量を測定する。

図 5-1 に気密性能試験装置図，図 5-2 に試験体の内のり寸法図を示す。



図 5-1 気密性能試験装置図

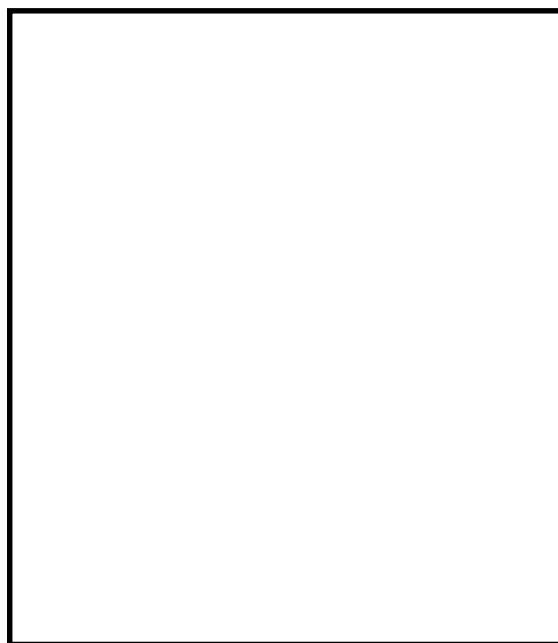


図 5-2 試験体の内のり寸法図

試験体を通過した空気量 Q (m³/h) は，風速計の風速 V (m/s)，風量測定管の直径 d (m) から算出する。

$$Q = V \times \frac{\pi \times d^2}{4} \times 3600$$

試験手順は，「J I S A 1516 (建具の気密性試験方法) 6.3 試験手順」に準じて（ただし，予備加圧後の開閉確認は省略する。），負圧での圧力差 Pa, Pa, Pa, Pa, Pa, Pa, Pa と上げ， Pa, Pa, Pa, Pa, Pa, Pa と下げていく*（保持時間 1 分）。通気方向は 1 方向（負圧）とする。（図 5-3 負圧試験線図）

注記 *：負圧を維持できる範囲で試験を実施する。



図 5-3 負圧試験線図

試験により得られた試験体を通過した空気量 Q (m^3/h)を、標準状態 ($20\text{ }^{\circ}\text{C}$, 1013 hPa)に換算し、扉の内のり面積 (m^2)で除すことにより、単位面積当たり、1 時間当たりの通気量 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$)として算出する。圧力差に応じた通気量の推移を確認する。

$$q = Q' / A$$

ここで、

q : 通気量 ($\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$)

A : 試験体の内のり面積 (m^2)

Q' : 通過した空気量 ($20\text{ }^{\circ}\text{C}$, 1013 hPa 換算値) (m^3/h)

$$Q' = Q \cdot \frac{P}{1013} \cdot \frac{273+20}{273+T}$$

P : 試験容器内の気圧 (hPa)

T : 試験時の空気温度 ($^{\circ}\text{C}$)

(2) 判定基準

通気量 : $\text{m}^3/\text{h}\cdot\text{m}^2$ 以下* (差圧 Pa 時)

注記 * : 閉止装置単体の判定基準 (設計目標) としては, J I S A 1516 で示される A4 等級以上とする。なお, 原子炉建屋原子炉棟全体としての気密性能は確保できることを確認する。試験体は, 実機に取り付ける全ての閉止装置を考慮し, 各々の縦・横寸法を包絡する大きさと製作することにより試験の保守性を確保する。

5.3 作動確認について

(1) 作動確認

【電動作動確認】

電動駆動により閉止装置が開閉できることを確認する。併せて電動機の電流測定及び開閉時間を測定する。なお、開操作と閉操作は原則各 1 回とするが、初期状態との差異があると判断した場合は、各 5 回計測し、最も保守的な値を判定基準に用いる。

また、閉止装置の開閉に合わせ、門を電動駆動シリンダの操作により押上げ、挿入できることを確認する。なお、電動作動時間については次のとおりとする。

- ・ 門押上げ時間：電動駆動シリンダの起動から、門押上げ検知のリミットスイッチが作動するまでの時間
- ・ 門挿入時間：電動駆動シリンダの起動から、門挿入のリミットスイッチが作動したことを確認の後、電動シリンダの停止リミットスイッチが作動するまでの時間

【手動作動確認】

① 閉止装置の扉が開放状態での加振後

手動操作により閉止装置が閉止できることを確認する。(図 5-4)

また、手動操作により門を引抜き、挿入できることを確認する。ただし、電動作動確認結果から作動状況に変化がないと判断できる場合は、手動作動確認を省略する。

② 閉止装置の扉が閉止状態での加振後

手動操作により閉止装置が開放できることを確認する。

また、手動操作により門を引上げ、挿入できることを確認する。ただし、電動作動確認結果から作動状況に変化がないと判断できる場合は、手動作動確認を省略する。

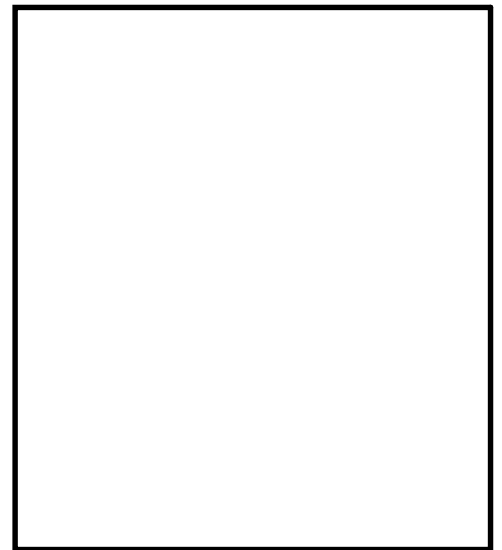


図 5-4 手動操作概念図

(2) 判定基準

【電動作動確認】

○扉

電動駆動により開閉できること。

扉の閉止：全閉位置であること。

開閉時間：□分以内（参考値）

電流値：定格電流値以内であること。

○門

電動駆動シリンダにより門が押上げ、挿入できること。

門の位置 : 門が挿入又は押上げ位置であること。

開閉時間 : 秒以内（参考値）

電流値 : 定格電流値以内であること。

【手動作動確認】

○扉

手動操作により閉止（開放状態の加振後）又は開閉（閉止状態の加振後）できること。

扉の閉止 : 全閉位置又は全開位置であること。

○門

手動操作により門を引上げ又は自重により門挿入できること。

門の位置 : 門が物理的な上限位置までの引上げができること。また、門挿入時は、ピン頭部がフレーム側の門受の位置にあること。

表 5-1，表 5-2 に試験工程を示す。

表 5-1 試験工程

項目	6/15 (金)		6/16 (土)		6/17 (日)		6/18 (月)		6/19 (火)		6/20 (水)		6/21 (木)		6/22 (金)	
	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM
振動台補償加振			振動台への試験体の据付け 試験体へのセンサ等計測器類の取付け 初期状態の気密性能試験 等の作業												予備日	
センサ確認試験 3 方向 (扉開)																
振動特性把握試験 3 方向																
振動特性把握試験 3 方向																
地震波加振 (扉開)																
地震波加振 (扉開)																
地震波加振 (扉開)																
地震波加振 (扉閉)																
地震波加振 (扉開)																
地震波加振 (扉閉)																
地震波加振 (扉閉)																
地震波加振 (扉閉)																
地震波加振 (扉開)																

注 1 : 試験場との調整により変更となる場合もある。

注 2 : 地震波加振のうちレベル 2, 3, 4 の加振後に, 健全性確認試験 (作動確認, 気密性能試験) を実施する。

注 3 : AM は 10:00~13:00, PM は 13:30~18:00 を想定している。

表 5-2 追加試験工程

項目	7/21 (土)		7/22 (日)		7/23 (月)		7/24 (火)		7/25 (水)		7/26 (木)		7/27 (金)		7/28 (土)		7/29 (日)		7/30 (月)		7/31 (火)	
	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM	AM	PM
センサ確認試験 3 方向 (扉開)	振動台への試験架台の据付け 試験架台へのセンサ等計測器類の 取付け 門の設置等の作業						■						試験体各 部点検・ 調整		試験体各 部点検・ 調整		予備日		試験体各 部点検・ 調整			
振動特性把握試験 3 方向 (扉開)								■														
振動特性把握試験 3 方向 (扉閉)									■													
地震波加振 (扉開) レベル 3 (□×S _s)									■													
気密性能試験										■												
地震波加振 (扉閉) レベル 3 (□×S _s) *											■											
地震波加振 (扉開) レベル 3 (□×S _s) *												■										
地震波加振 (扉開) レベル 3 (□×S _s) *																						■
地震波加振 (扉閉) レベル 3 (□×S _s) *																						■
< 確認試験 (参考) > 地震波加振 (扉開) レベル 3 (□×S _s)												■										

注 1 : 試験場との調整により変更となる場合もある。

注 2 : AMは 10:00～13:00, PMは 13:30～18:00 を想定している。

注記 * : 加振後に, 健全性確認試験 (作動確認, 気密性能試験) を実施する。

「J I S A 1516 建具の気密性試験方法」抜粋

6.3 試験手順 試験は、図2に示す手順に従って行う。

- a) 予備加圧 試験に先立ち試験圧力 P_{max} (1) より10 %以上大きい圧力差を3秒以上保持し、3回加える。ただし、その圧力差は500 Pa以上とする。

なお、圧力を変化させる時間は、1秒以上とする。

- b) 開閉確認 戸の開閉繰返しを5回行い、その後施錠する。

- c) 加圧 加圧は、図2に示す試験手順に従い、正圧のもとで各段階ごとに最低10秒以上保持しながら、この試験で要求されている最高圧まで昇圧する。

なお、試験における圧力差の段階は、10, 30, 50, 100, 150, 200, 300, 400, 500及び600 Paとし(図2)、 P_{max} が600 Paを超える場合は、100 Paを超えない範囲の段階で圧力差を増加する(図3)。この圧力差は、降圧にも適用する。

- d) 測定 個々の圧力差ごとに流量が定常になったときの流量を測定する。

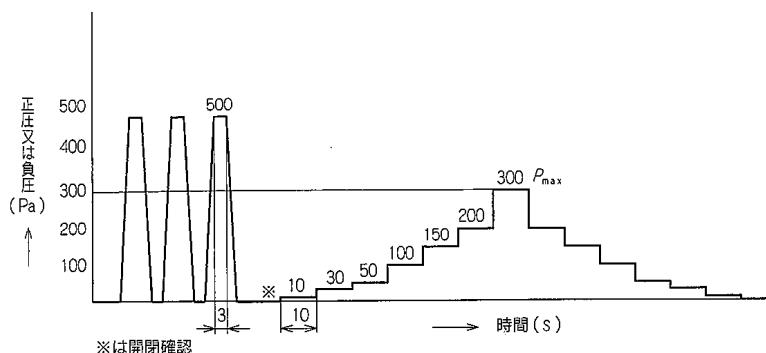


図2 加圧線図 (P_{max} が600 Pa以下の例)

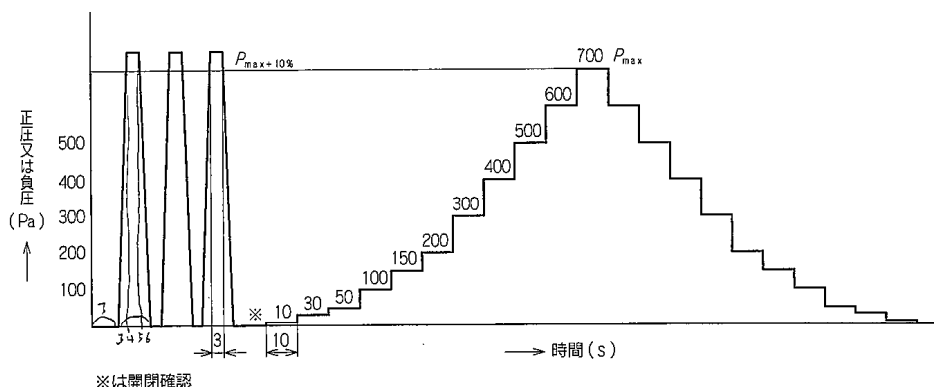


図3 加圧線図 (P_{max} が600 Paを超える例)

7. 試験結果の記録

7.1 通気量の表し方 通気量は、次のいずれか一つで表す。

- 建具面積の平方メートル当たり
- 可動部の平方メートル当たり
- すき間長さメートル当たり

7.2 通気量の算出 通気量は、それぞれの加圧時での通気面積 1 m²当たり (又は、すき間長さ 1 m 当たり)、1 時間当たりの流量で表し、JIS A 1513の5.で規定する基準状態の値に次の式を用いて換算する。

なお、換算結果は JIS Z 8401によって丸めて表す。

・通気面積当たりの換算式

$$q = \frac{Q}{A} \cdot \frac{P_1 \cdot T_0}{P_0 \cdot T_1}$$

・すき間長さ 1 m 当たりの換算式

$$q_1 = \frac{Q}{L} \cdot \frac{P_1 \cdot T_0}{P_0 \cdot T_1}$$

ここに、 q : 基準状態に換算した通気量 (m³/h・m²)

q_1 : 基準状態に換算した通気量 (m³/h・m)

Q : 測定された流量 (m³/h)

A : 通気面積 (m²)

L : すき間長さ (m)

P_0 : 1 013 (hPa)

P_1 : 試験室の気圧 (hPa)

T_0 : 273 + 20 = 293 (K)

T_1 : 測定空気温度 (K)

7.3 記録 7.2で求めた通気量の換算結果は、縦軸に通気量を、横軸に圧力差をとった両対数グラフ (通気量線図) で示す。

なお、通気量線図に示す通気量は、昇圧時の値と降圧時の値の両者のうち、大きい値を記入する。

ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験結果（6月）について

1. 試験結果

「試験要領」に基づき実施した試験結果概要を以下の表 1-1 に示す。加振時にチェーンの損傷や閉状態の扉の移動（開放）が確認された。また，チェーンの破損がなく扉を閉状態にできれば十分な気密性能が確保できることを確認した。チェーンの破損については対策を実施し，再度，実機大の加振試験を実施する。

表 1-1 試験結果概要（1/2）

試験 No	区分	扉状態	試験項目	目的／試験内容	結果
1	事前確認	—	センサ確認	・ 加速度センサの動作確認	完了
2		開／閉	振動特性試験	・ ランダム波による振動特性（固有値）確認	完了
3	気密性能確認	閉	気密性能試験	・ 気密性能確認	良好
4	加振試験 （レベル 1）	開	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s	・ 構造健全性確認	良好
5		閉	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s	・ 構造健全性確認	良好
6	加振試験 （レベル 2）	開	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s	・ 加振→扉閉操作→気密性能確認 ・ 電動での扉開閉確認	良好
7		閉	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s	・ 加振→気密性能確認 ・ 電動での扉開閉確認	・ 加振時に扉が <input type="checkbox"/> mm 開側に移動
8	加振試験 （レベル 3） （1 回目）	開	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s ・ 作動確認 ・ 気密性能試験	・ 加振→扉閉操作→気密性能確認 ・ 電動及び手動での扉開閉確認	良好

表 1-1 試験結果概要 (2/2)

9	加振試験 (レベル3) (2回目)	開	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s ・作動確認 ・気密性能試験	・加振→扉閉操作→気密性能確認 ・電動での扉開閉確認*	・チェーン (開側) 破損 ・閉操作可能であったため電動にて閉操作後, 気密試験実施
10		閉	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s ・作動確認 ・気密性能試験	・加振→気密性能確認 ・電動及び手動での扉開閉確認	・チェーン (閉側) 破損 ・扉は完全閉から約 <input type="checkbox"/> mm 開方向に移動。手動にて再閉止後, 気密試験実施
11	加振試験 (レベル4) (参考: S _s を超える試験装置の加振限界を考慮した試験)	開	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s ・作動確認 ・気密性能試験	・加振→扉閉操作→気密性能確認 ・電動及び手動での扉開閉確認	・チェーン (開側) 破損確認 ・閉操作可能であったため電動にて閉操作後, 気密試験実施
12		閉	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s ・作動確認 ・気密性能試験	・加振→気密性能確認 ・電動及び手動での扉開閉確認	・チェーン (閉側) 破損はなかったが, 有意な伸び (約 <input type="checkbox"/> mm) を確認 ・扉は完全閉から約 <input type="checkbox"/> mm 開方向に移動。電動にて再閉止後, 気密試験実施

注記 * : 電動による扉作動確認の結果, 電流値, 開閉時間に異常がないため手動開閉操作は省略

2. 固有振動数

ブローアウトパネル閉止装置の固有振動数を確認するため、扉が開状態と閉状態時に、各方向（X, Y, Z 方向）単独で、 Hz～ Hz 程度の振動数成分を有する広帯域ランダム波（加振レベル 2.0 m/s^2 程度）で加振し、閉止装置の固有振動数を確認した。結果として、扉開状態では、X 方向（面外方向）、Y 方向（面内方向）、Z 方向（鉛直方向）ともに明確な振動数ピークは確認されず、扉の固有振動数は Hz 以上と評価した。また、扉閉状態では、X 方向（面外方向）にのみピークが確認され、閉状態面外方向の固有振動数は、前回加振時と同様に約 Hz（約 秒）と評価した。固有振動数を以下の表 2-1 に示す。

表 2-1 固有振動数

扉状態 (加振時)	固有振動数
開	・面外方向： <input type="text"/> Hz 以上 ・面内方向： <input type="text"/> Hz 以上 ・鉛直方向： <input type="text"/> Hz 以上
閉	・面外方向：約 <input type="text"/> Hz ・面内方向： <input type="text"/> Hz 以上 ・鉛直方向： <input type="text"/> Hz 以上

3. 加振試験加速度の妥当性

閉止装置の上部及び下部の最大加速度は、 S_s 包絡条件を超えており、必要な加振がされていることを確認した。加振レベル $\square S_s$ の加速度結果を以下の表 3-1 から表 3-8 に示す。また、加振時の応答スペクトルが設計応答スペクトルを超えていることを確認した。応答スペクトルの測定結果を図 3-1 から図 3-4 に示す。

表 3-1 扉「開」上部の加速度評価（試験 No. 9 6 月 20 日 レベル 3）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A4 (扉上部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-2 扉「開」下部の加速度評価（試験 No. 9 6 月 20 日 レベル 3）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A2 (扉下部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-3 扉「閉」上部の加速度評価（試験 No. 10 6 月 21 日 レベル 3）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A3 (扉上部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-4 扉「閉」下部の加速度評価（試験 No. 10 6 月 21 日 レベル 3）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A1 (扉下部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-5 扉「開」上部の加速度評価（試験 No. 11 6 月 22 日 レベル 4）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A4（扉上部）	判定結果
		計測結果（×9.8 m/s ² ）	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

表 3-6 扉「開」下部の加速度評価（試験 No. 11 6 月 22 日 レベル 4）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A2（扉下部）	判定結果
		計測結果（×9.8 m/s ² ）	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

表 3-7 扉「閉」上部の加速度評価（試験 No. 12 6 月 21 日 レベル 4）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A3（扉上部）	判定結果
		計測結果（×9.8 m/s ² ）	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

表 3-8 扉「閉」下部の加速度評価（試験 No. 12 6 月 21 日 レベル 4）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A1（扉下部）	判定結果
		計測結果（×9.8 m/s ² ）	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

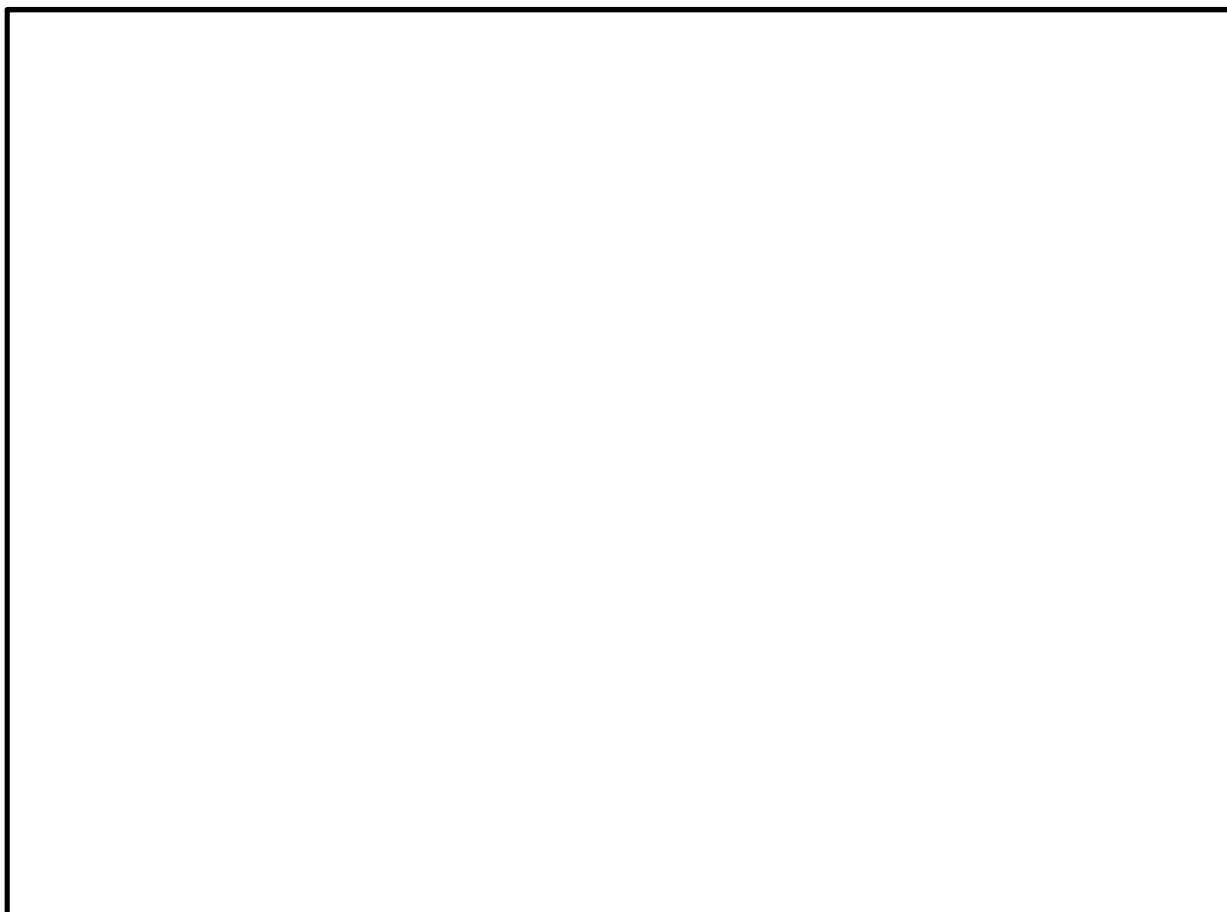


図 3-1 扉開 下部測定結果（試験 No. 9）

図 3-2 扉開 上部測定結果（試験 No. 9）

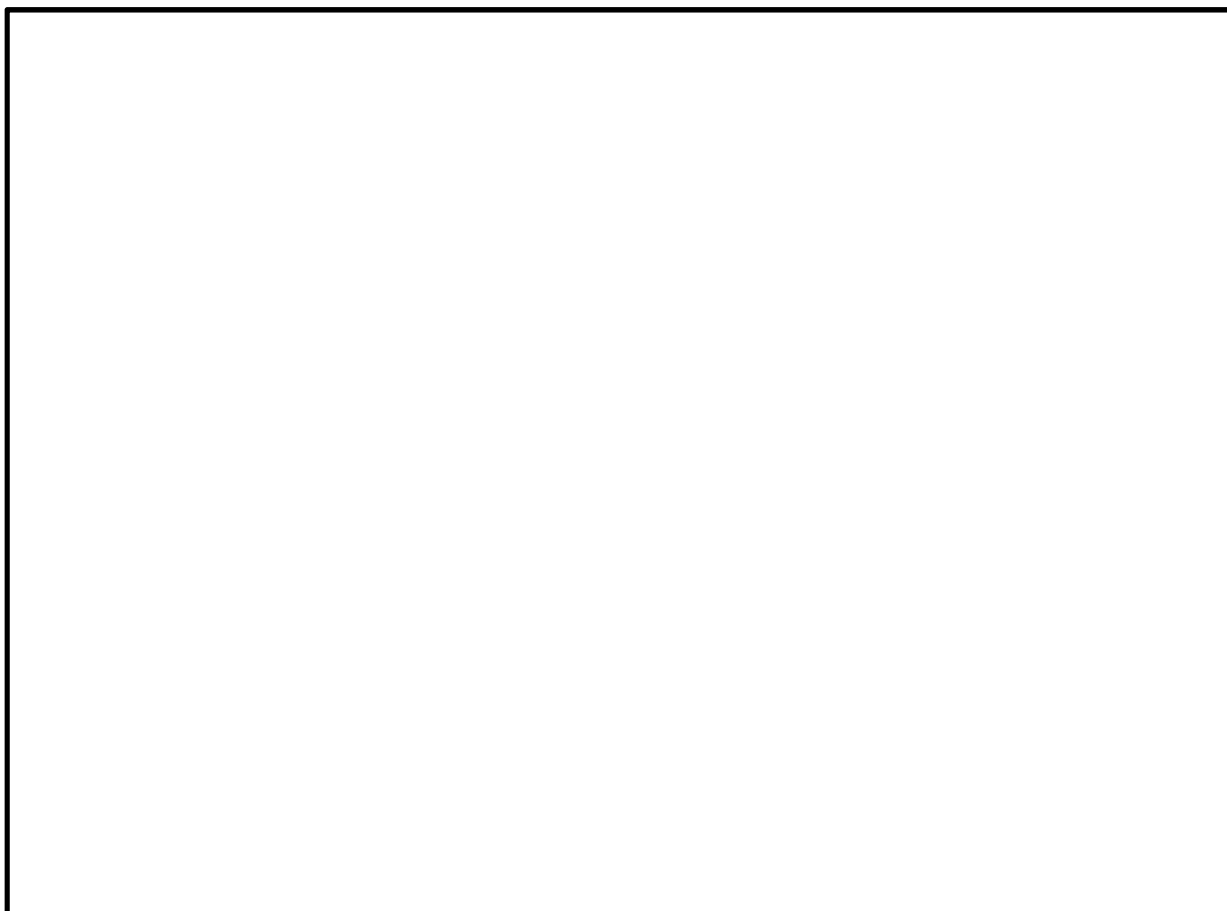


図 3-3 扉閉 下部測定結果（試験 No. 10）

図 3-4 扉閉 上部測定結果（試験 No. 10）

4. 加振試験結果

4.1 チェーン等の破損確認

門を設置した結果、チェーン破損はなく、扉開放等の不具合は認められなかった。結果を以下の表 4-1、図 4-1 及び図 4-2 に示す。

表 4-1 加振後の外観目視点検結果

試験 No.	試験条件		外観目視点検結果等		
	扉状態	加振	チェーン	扉開放	その他部位
6	開	<input type="checkbox"/> S _s	破損なし	—	異常なし
7	閉	<input type="checkbox"/> S _s	破損なし	扉は約 <input type="checkbox"/> mm 開放	異常なし
9	開	<input type="checkbox"/> S _s	破損	—	異常なし
10	閉	<input type="checkbox"/> S _s	破損	扉は約 <input type="checkbox"/> mm 開放	異常なし
11	開	<input type="checkbox"/> S _s	破損	—	異常なし
12	閉	<input type="checkbox"/> S _s	破損なし (約 <input type="checkbox"/> mm の伸びを確認)	扉は約 <input type="checkbox"/> mm 開放	異常なし

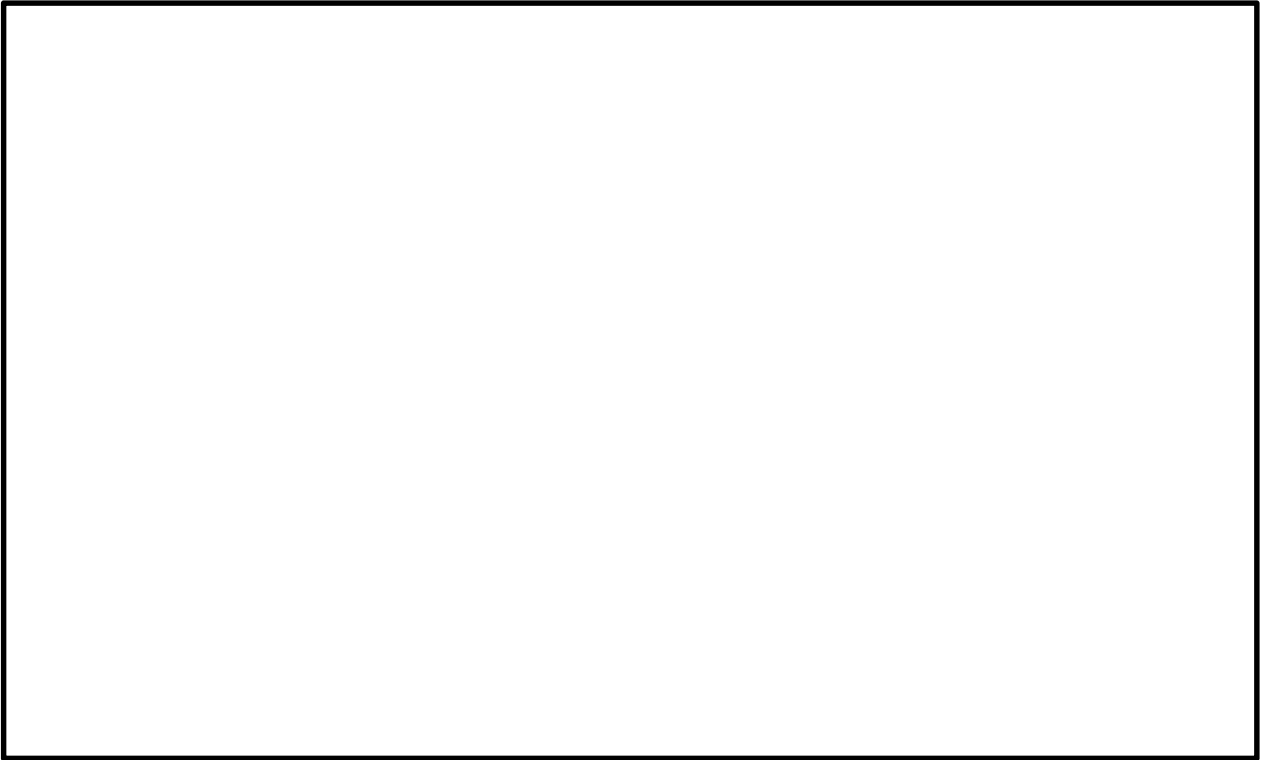


図 4-1 加振後のチェーンの状態

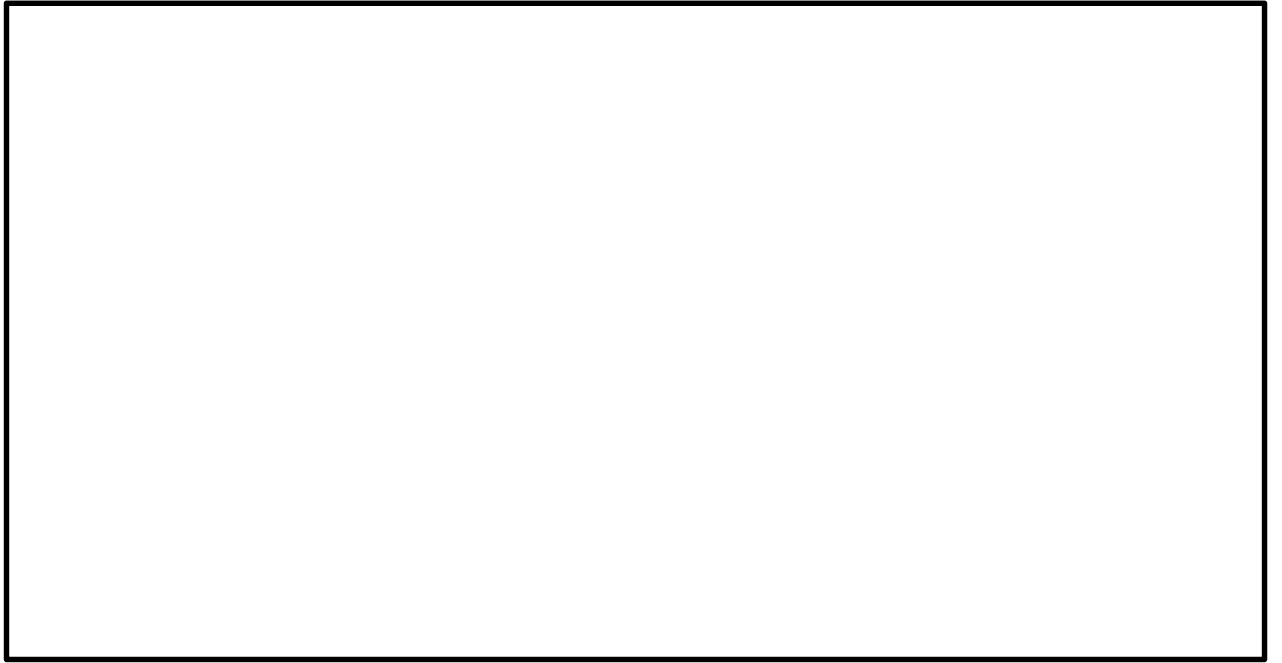


図 4-2 加振後の扉の状態

4.2 気密性能試験結果

気密性能試験の初期状態及び加振後については表 4-2 のとおり。加振後の漏えい量も十分に小さく、原子炉建屋外壁のブローアウトパネル部に適用し、既設原子炉建屋のインリーク量を考慮した場合でも、原子炉建屋としての気密性能（負圧）は十分に確保できることを確認した。

表 4-2 加振後の気密性能試験

試験 No.	試験条件		通気量[m ³ /h・m ²] (<input type="text"/> Pa 時)	備考
	扉状態	加振		
3	閉	—	約 <input type="text"/>	組立後の加振前
6	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	加振後に扉を閉止し試験
7	閉	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	扉閉状態での加振後の状態で試験
8	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	加振後に扉を閉止し試験
9	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	加振時にチェーン（開側）が破損したが電動で閉止後に気密性能試験を実施
10	閉	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	加振時にチェーン（閉側）が破損し、扉が約 <input type="text"/> mm 開放したため、手動にて閉止後に気密性能試験を実施
11	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	加振時にチェーン（開側）が破損したが電動で閉止後に気密性能試験を実施
12	閉	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/>	加振時にチェーンの破損は発生しなかったが、チェーンには約 <input type="text"/> mm の伸びが確認された。また、扉が約 <input type="text"/> mm 開放したため、電動にて閉止後に気密性能試験を実施

<原子炉建屋としての負圧達成について>

今回の閉止装置単体での気密性能試験結果から、本装置を原子炉建屋原子炉棟外壁のブローアウトパネル部に設置した場合の原子炉建屋の負圧達成可否について評価した結果、非常用ガス処理系定格容量 (m³/h) は、推定漏えい量 m³/h を十分に上回るため、非常用ガス処理系にて Pa 以上の負圧達成可能である。

- ・既設原子炉建屋の推定インリーク量：約 m³/h@ Pa
- ・閉止装置 10 個の合計面積：約 m²
- ・閉止装置 10 個設置時の推定インリーク量： m²× m³/h・m²= m³/h@ Pa
- ・非常用ガス処理系定格容量： m³/h@ Pa
- ・閉止装置設置時の原子炉建屋原子炉棟の推定漏えい量：

$$\square \text{ m}^3/\text{h} + \square \text{ m}^3/\text{h} = \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa} < \square \text{ m}^3/\text{h} @ \square \text{ Pa}$$

(非常用ガス処理系定格容量の約 \square %)

4.3 扉作動試験

扉作動試験の結果は表 4-3 のとおり。チェーンが健全であれば扉の開閉に問題ないことを確認したが、チェーンが破損した場合には、電動による扉の開閉が不可能となる可能性があるため対策が必要である。

表 4-3 加振後の扉作動試験

試験 No.	扉 初期 状態	試験 条件	電動				手動	備考
			開放→閉止		閉止→開放			
			作動時間 目標 <input type="text"/> 秒 以内	電流 目標 <input type="text"/> A 以内	作動時間 目標 <input type="text"/> 秒 以内	電流 目標 <input type="text"/> A 以内		
6	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	異常なし	
7	閉	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	異常なし	
8	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	異常なし	
9	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒 (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> A (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> 秒 (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> A (チェーン 取替後)	異常なし	加振時チェ ーン破損有
10	閉	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒 (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> A (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> 秒 (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> A (チェーン 取替後)	異常なし	加振時チェ ーン破損有
11	開	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒 (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> A (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> 秒 (チェーン 取替後)	約 <input type="text"/> A (チェーン 取替後)	異常なし	加振時チェ ーン破損有
12	閉	<input type="text"/> S _s	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	異常なし	加振時チェ ーンは破損 しなかった が約 <input type="text"/> mm の 伸びを確認

ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験（6月）不具合の原因と対策について

加振試験にて確認された2つの不具合（①チェーンの破損，②チェーン破損による閉状態の扉開放時の再開止不可）の原因と対策は以下のとおりである。

1. 推定原因

1.1 チェーンの破損

当初設計において，閉止装置のカタログ値から算出される電動機ブレーキ力は，チェーンの許容引張強さより小さいため，ブレーキ力を超える荷重が付加された場合にはすべりが発生し，チェーンには許容引張強さ以上の荷重は付加されないと考えていた。

実際に引張試験にて電動機ブレーキに滑りが発生する荷重を確認した結果，チェーン張力換算で最大約 kN であり，カタログから算出される電動機ブレーキ荷重約 kN を超えていた。チェーン張力の概略を図 1-1 に示す。

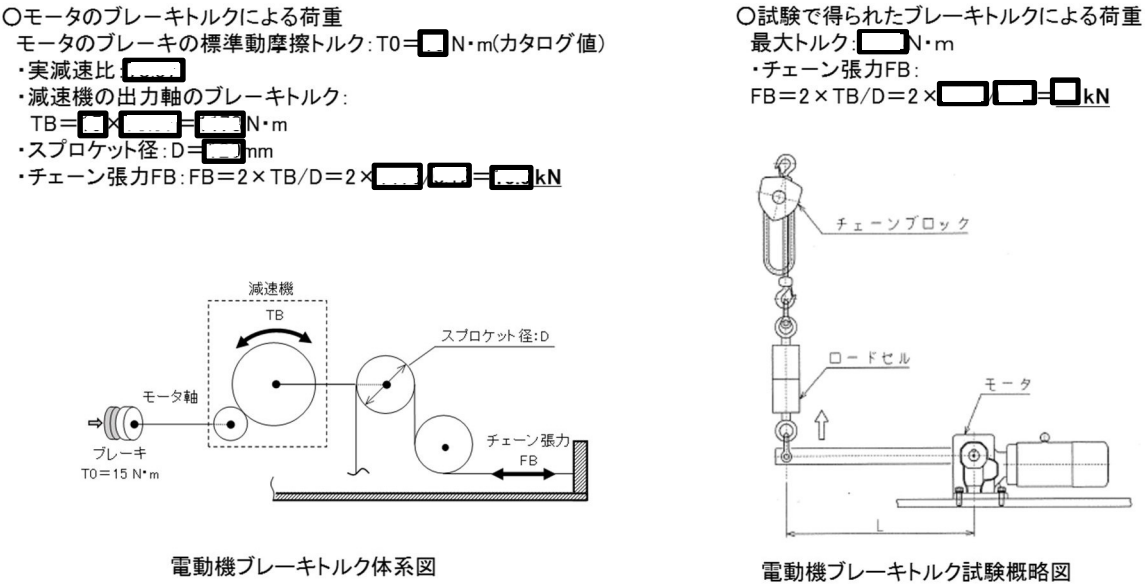


図 1-1 チェーン張力の概略

電動機駆動軸からチェーン端部までを1自由度系に単純化して考える。電動機ブレーキがチェーンを介して受ける力は正弦波に近似できるが，ブレーキ力を超える荷重が付加された場合にはすべりが発生するため，この分の荷重は付加されない。このため，実際に電動機が受ける荷重は方形波パルス形状となると想定される。機械工学便覧によれば，ブレーキ荷重が方形波パルス形状の場合，チェーンに作用するブレーキ反力は，最大ブレーキ力の2倍となり得ることを確認したが，この影響は設計上，想定されていなかった。

チェーンに付加される荷重がブレーキ荷重の2倍になる場合、チェーン張力は、約 kN (約 kN の2倍) 程度となり、実際に引張試験にて確認したチェーンの引張強さ (約 ~ kN) を超え、チェーンは破損することを確認した。加振試験時にチェーンが受ける力の概略を図 1-2 に、加振試験後のチェーンを図 1-3 に示す。

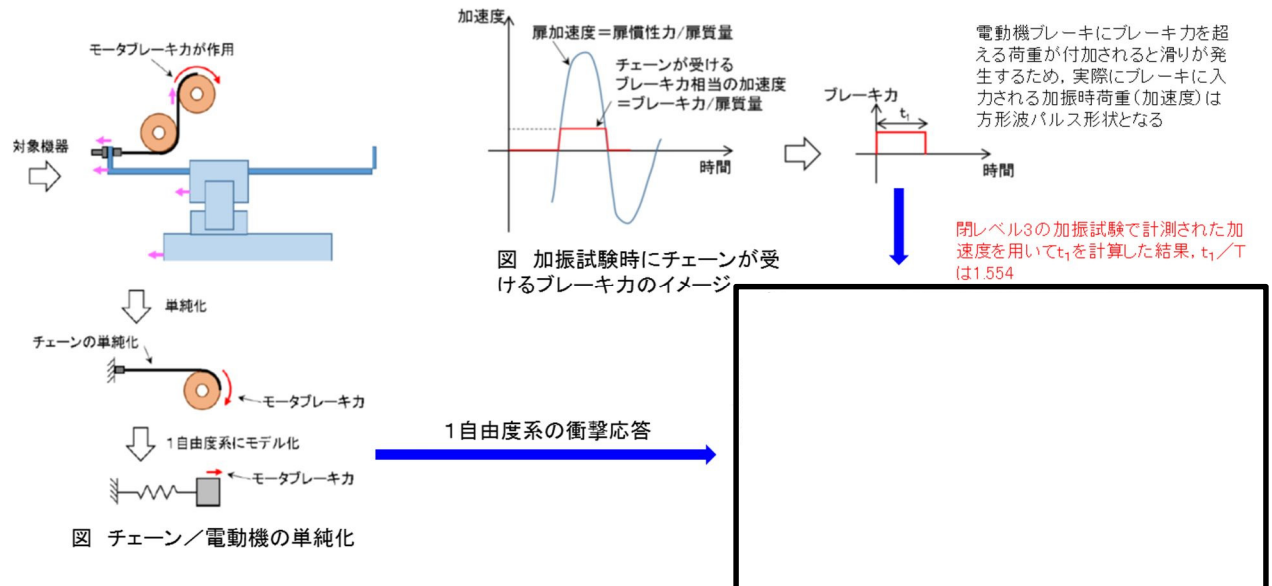


図 1-2 加振試験時にチェーンが受ける力の概略

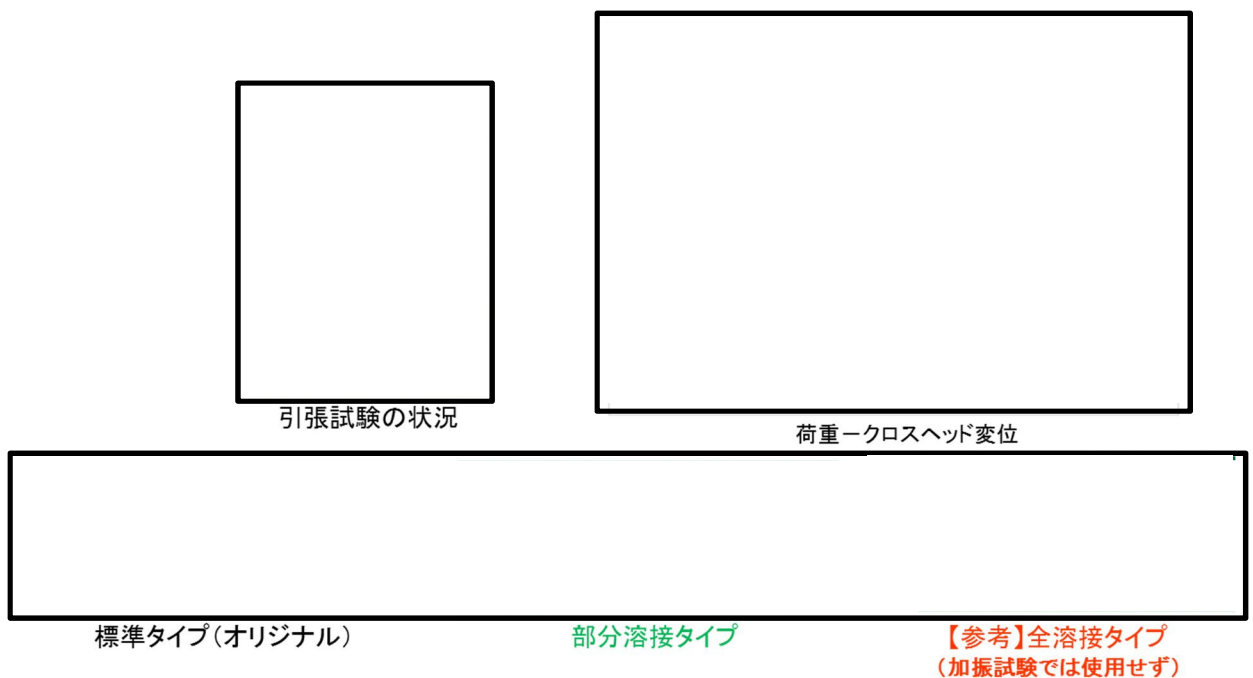


図 1-3 加振試験後のチェーン

以上より，加振試験時にチェーンが破損した原因は，加振試験により発生したスライド方向の慣性力の一部が，チェーン等を通じて電動機ブレーキに伝わり，その反力が動的に増倍されたことにより，チェーンに設計想定以上の過大な引張荷重が発生し，チェーンプレートが塑性変形してピン穴径が拡大した結果，ピンが抜け出てチェーンが破損したと推定した。図 1-4 にチェーン破損のメカニズムの概要を示す。

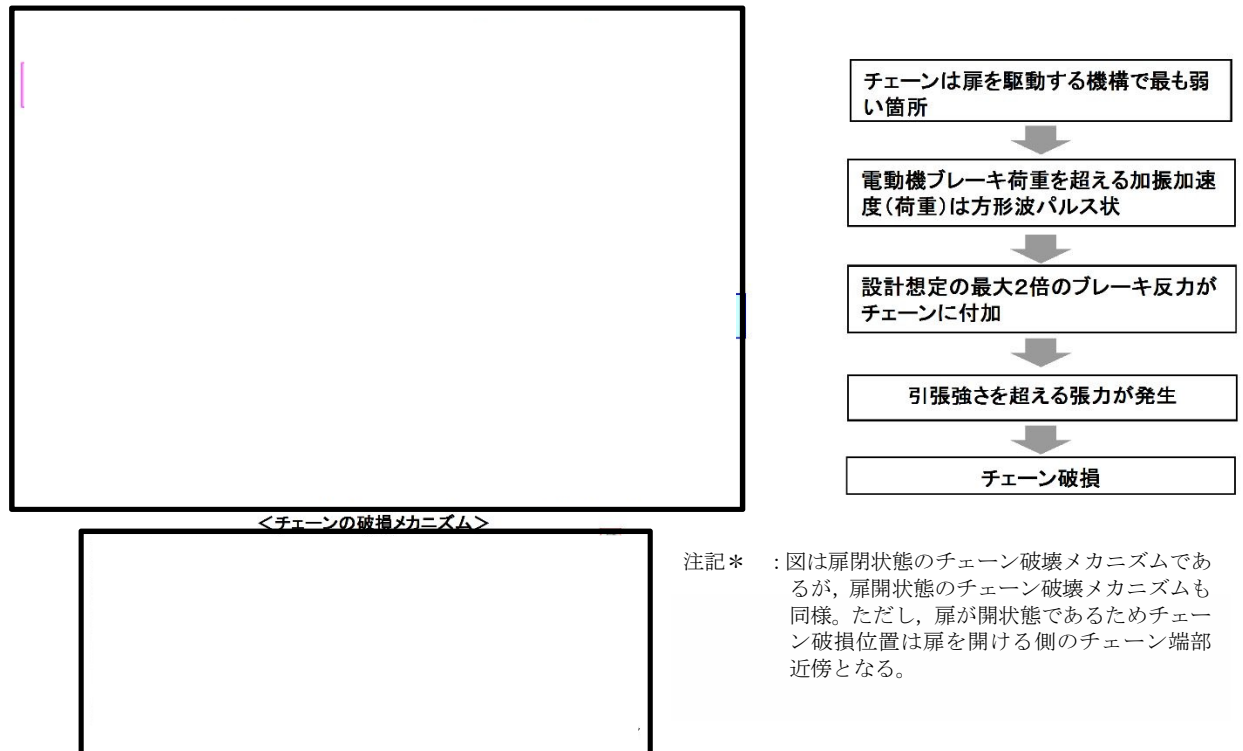


図 1-4 チェーン破損のメカニズムの概要

1.2 加振時の扉の移動

扉閉止状態で扉が開方向に移動し、チェーンの破損により電動にて再閉止できなかった原因について検討した。

チェーンが破損すると扉の移動を抑制するための抗力が減少する。また、参考として実施した扉閉状態での□S_s加振（レベル4）時には、チェーンリンク孔の一部（端部から3リンク分）を溶接補強した結果、チェーンは破損しなかったが、チェーンには約□mmの伸びが確認された。また、この際の扉の移動量は約□mmであったことから、この差分である約□mm分は、モータ部でのすべりによるものと判断した。

以上より、扉閉状態での加振試験時に扉が開放し気密性能を維持できない状態となった原因は、以下の3つが重畳したものと推定した。

- (1) 電動機ブレーキ力を上回るチェーン引張力が作用したことによりチェーンが破損し、扉が開方向に移動
- (2) チェーンに降伏荷重を超える荷重が付加されたことによりチェーンが伸び、扉が開方向に移動
- (3) 電動機ブレーキ力を上回るチェーン引張力が作用したことによるチェーンの滑りにより扉が移動

図 1-5 に扉閉止状態から扉が開方向に移動する要因を示す。

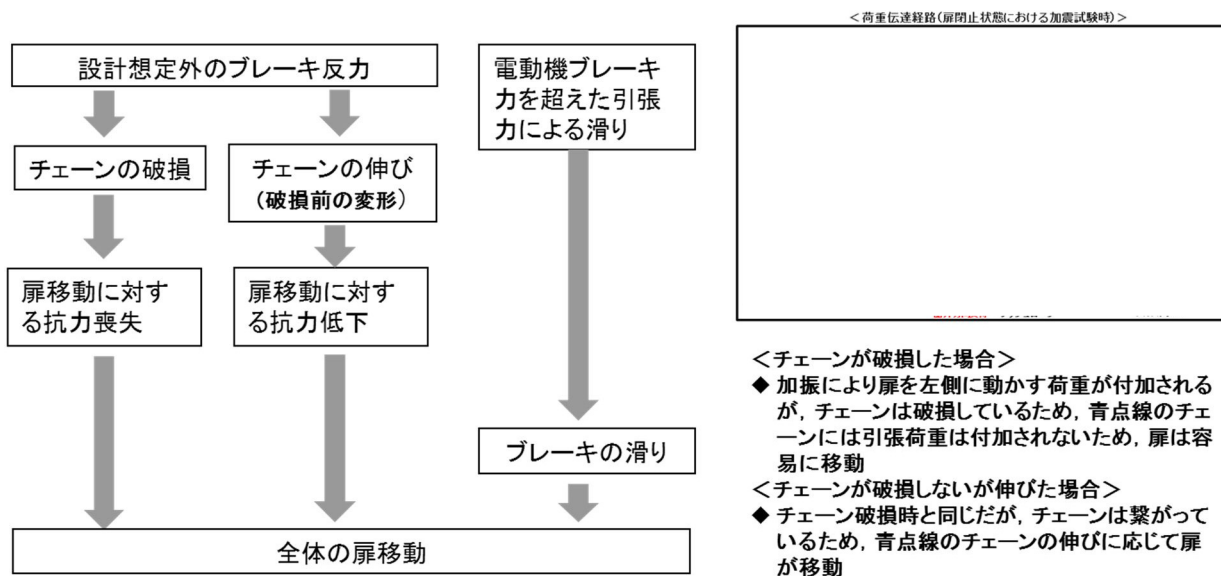


図 1-5 扉閉止状態から扉が開方向に移動する要因

2. 対策

チェーン破損を防止するため、①加振時のチェーンへ付加される荷重及び変位の低減、②加振時の荷重に耐える対策、③チェーン部の荷重の低減の3つの観点から検討した。また、閉状態の扉移動に対する再閉止不可に対しては、加振試験時に扉が移動（開放）しない対策を講じることとし、その効果については、実機大の試験装置にて確認する。

2.1 チェーンの破損

(1) 加振時のチェーンへ付加される荷重及び変位の低減対策（門の設置）

扉開状態又は閉状態での加振時の扉の動きを拘束し、チェーンを含む駆動系に過度な荷重や変位が発生しないように門を設置する。門の概要を図2-1に示す。

この際、門部については、門が抜けなくなるリスクを最小限とするため、表2-1に示す門設計の検討項目を考慮した設計とする。

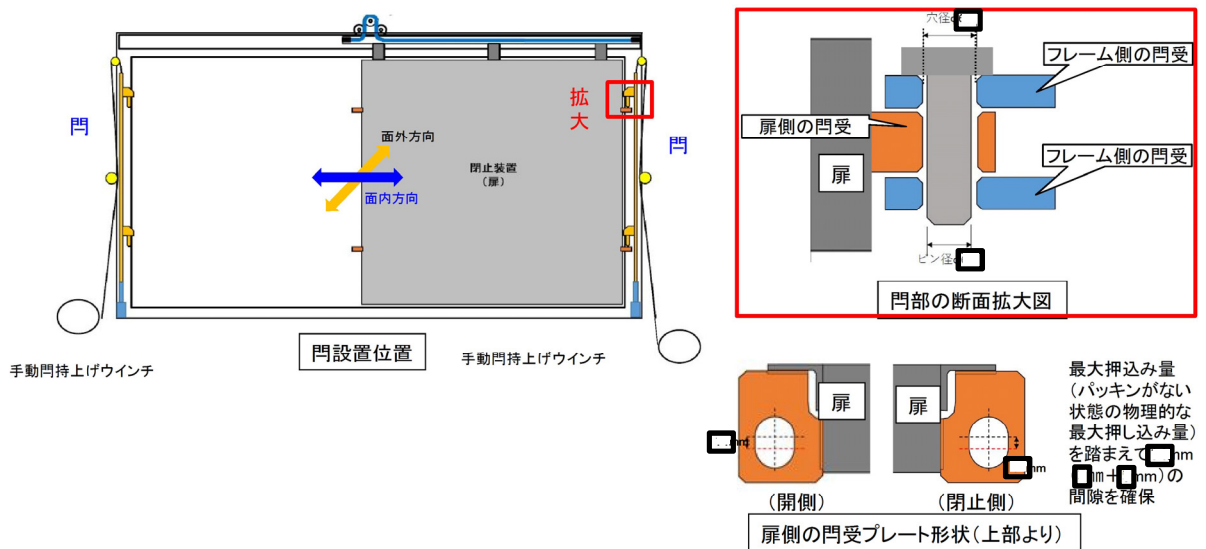


図 2-1 門の概要

表 2-1 門設計の検討項目

門が抜けなくなる要因	検討項目	対 策
固着、かじり	腐食防止	<ul style="list-style-type: none"> ・ ピン側： <input type="text"/> ・ 門受側： <input type="text"/>
	かじり防止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 門ピンと門受の間隙を確保するため、門の芯が適切に設定できる工法を採用（治具を用いて門の芯をあわせた後、門受（プレート）を固定） ・ かじりが発生しないように門ピンと門受で異なる材料を使用（ピン側： <input type="text"/> 門受側： <input type="text"/>）
	寸法（熱膨張及び公差）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 熱膨張及び製作公差を考慮しても、門ピンと門受の間隙を確保できる設計（公差＋熱膨張合計最大 <input type="text"/> mm に対して <input type="text"/> mm を確保する設計）
	異物対策	<ul style="list-style-type: none"> ・ 門ピン頂部の形状により上部からの異物が入らない構造 ・ 定期的な動作確認による健全性確認
門の変形・強度不足	門ピンの強度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 前回加振時の最大加速度の <input type="text"/> 倍の加速度（ <input type="text"/> g）が扉に付加されても塑性変形を起こさない強度を確保（門が歪まない設計）
門押上げ力不足	門ピンの自重による挿入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 製作精度の確保及びピンの構造強度確保により、門ピンの傾きを想定しても門は自重で挿入（落下）する設計
	門ピンの過度な引き抜き防止	<ul style="list-style-type: none"> ・ 門ピンは物理的にプレート側門受から外れない設計
	門押上げ用電動機への過度な荷重付加の抑制	<ul style="list-style-type: none"> ・ 通常状態では、門は押上げ用電動機と連結されておらず、地震等の過度な荷重が電動機に付加されない設計 <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div>
	十分大きな門押上げ力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 電動機の押上げ力は、門重量約 <input type="text"/> kg の <input type="text"/> 倍の約 <input type="text"/> kg と十分な容量を確保
	手動引抜き手段	<ul style="list-style-type: none"> ・ ウィンチの定格容量は <input type="text"/> kg，ワイヤーの許容荷重は <input type="text"/> kg と門重量 <input type="text"/> kg に対して十分な容量を確保
—	機能が維持されていることの確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 定期的な動作確認による健全性確認

<熱膨張影響について>

① 閉状態（水平方向）の評価

閉止状態においてS A時の二次格納施設内の温度として 100 ℃を想定し熱膨張を考慮した。図 2-2 に閉状態（水平方向）の評価を示す。扉の閉止動作は、チェーンガイドに取り付けられたストライカがリミットスイッチを作動させ扉を停止するため、リミットスイッチの位置を基準点とし、扉側門受の変位量はストライカと扉側門受の距離（下図 L_1 ）、架台側門受の変位量はリミットスイッチと架台側門受の距離（下図 L_2 ）に比例するため、扉側及び架台側門受について、それぞれの熱膨張率を使用して、各門受の位置の変位量を算出した。評価の結果、扉の閉止側で相対変位量 mm の変位が生じるものの、門ピンと門受の隙間 (mm) の範囲内であることを確認した。

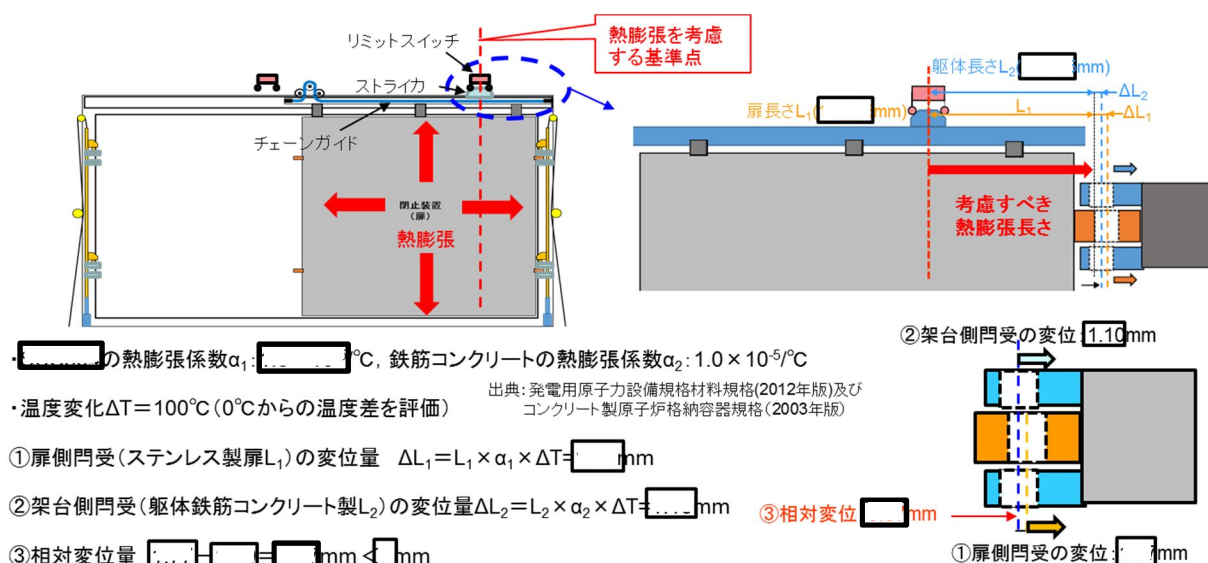


図 2-2 閉状態（水平方向）の評価

② 開状態（水平方向）の評価

開状態においては屋外であることを考慮して、50 ℃を想定し熱膨張を考慮した。図 2-3 に開状態（水平方向）の評価を示す。熱膨張による門受の位置の変位量は、リミットスイッチの位置を基準点とし、扉側門受の変位量はチェーンガイドに設置されているストライカと扉側門受の距離（下図 L_3 ）、架台側門受の変位量はリミットスイッチと架台側門受の距離（下図 L_4 ）に比例するため、それぞれの熱膨張率を使用して、各門受の位置の変位量を算出した。評価の結果、相対変位量 mm の変位が生じるものの、門ピンと門受の隙間 (mm) の範囲内であることを確認した。

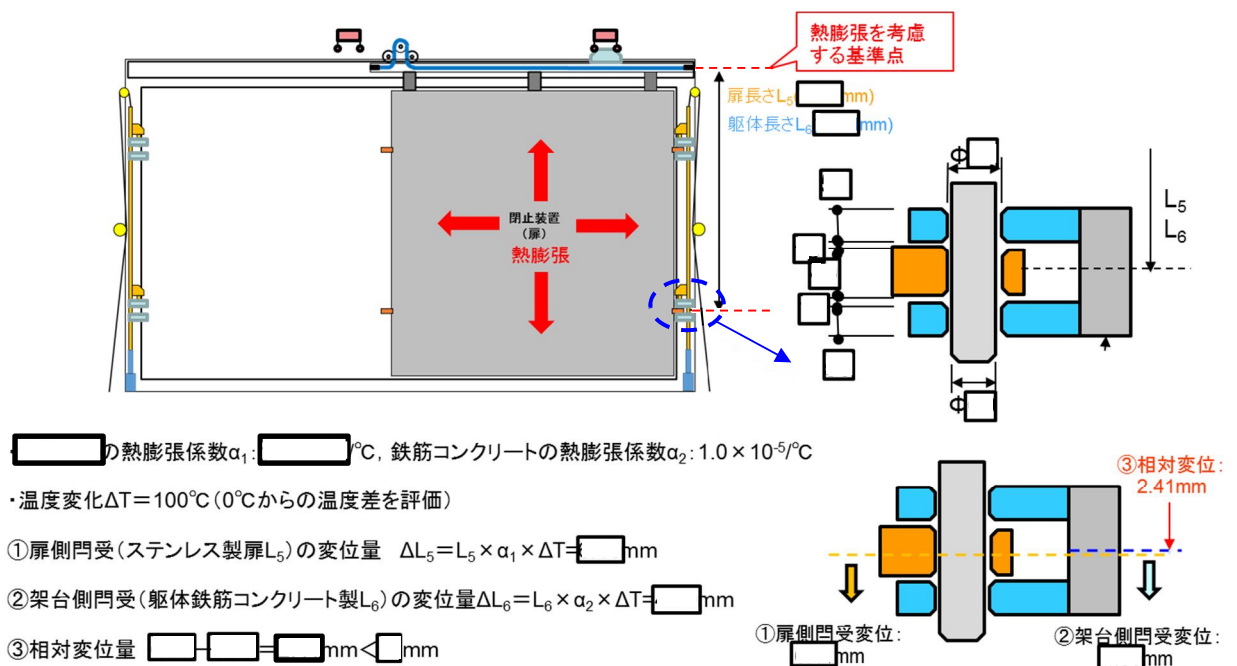


図 2-3 開状態（水平方向）の評価

③ 垂直方向の評価

閉止状態においてS A時の二次格納施設内の温度として 100°C を想定し熱膨張を考慮した。垂直方向については、チェーンガイド部から下部門受までの距離が熱影響範囲である。評価の結果、扉側門受と架台側門受の相対変位量 mm が生じるが、架台側門受と扉側門受間の隙間 (mm) の範囲内であることを確認した。図 2-4 に垂直方向の評価を示す。

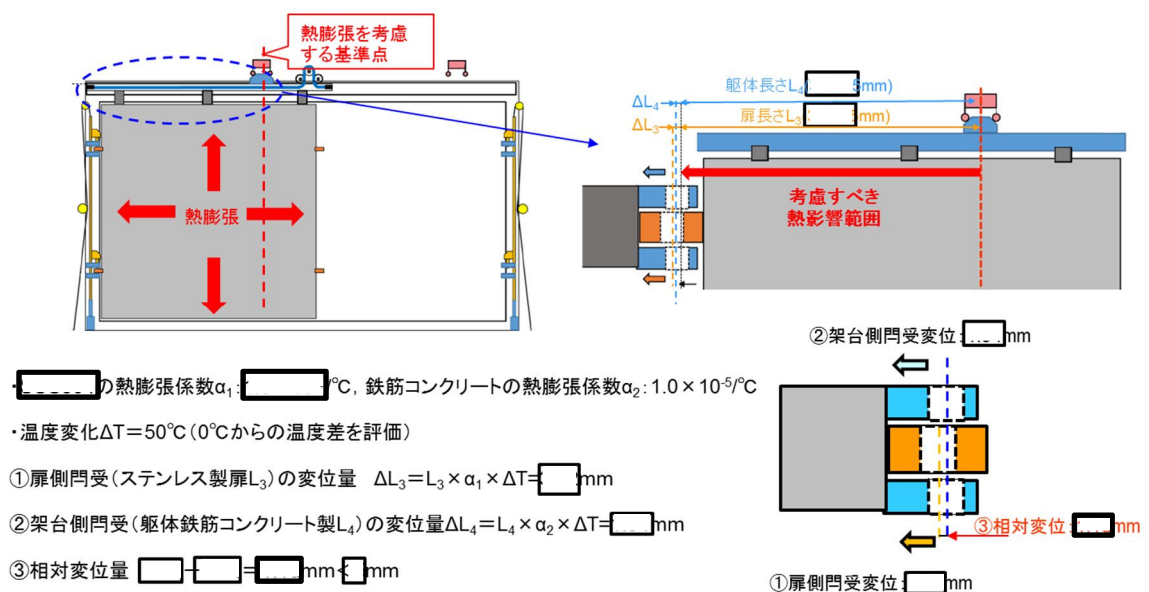


図 2-4 垂直方向の評価

④ 門の製作精度について

門については、製作公差を小さく製造したカラー（黄&緑）や仮ピン（灰色）を用いて位置決めを行い、架台受プレート及び扉受プレートを設置することで製作精度を確保する。この施工法により、門ピンと門受部に生じる変位量としては、ピン及び門受等の製作公差の合計 ± 0.1 mm 及びリミットスイッチによる停止位置の誤差が ± 0.1 mm となり、門ピンと門受の隙間（ 0.2 mm）の範囲内で製作可能である。図 2-5 にカラー取付け状況を、図 2-6 に門の組み立てステップを示す。

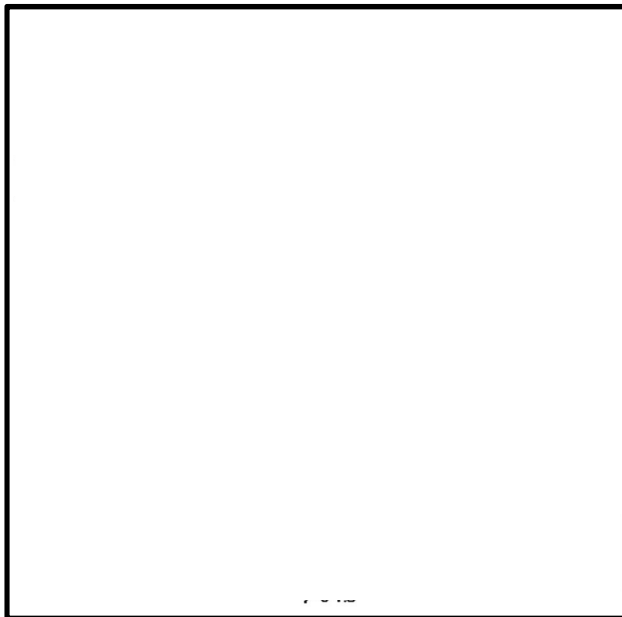


図 2-5 カラー取付け状況



図 2-6 門の組み立てステップ

⑤ 製作精度のまとめ

扉各部の製作公差，扉のリミットスイッチによる位置決め精度，熱膨張による変形の合計は最大 mm 程度であるため，門（ピン）と門受けの隙間を mm とする。図 2-7 にリミットスイッチの設置位置及び公差を示す。

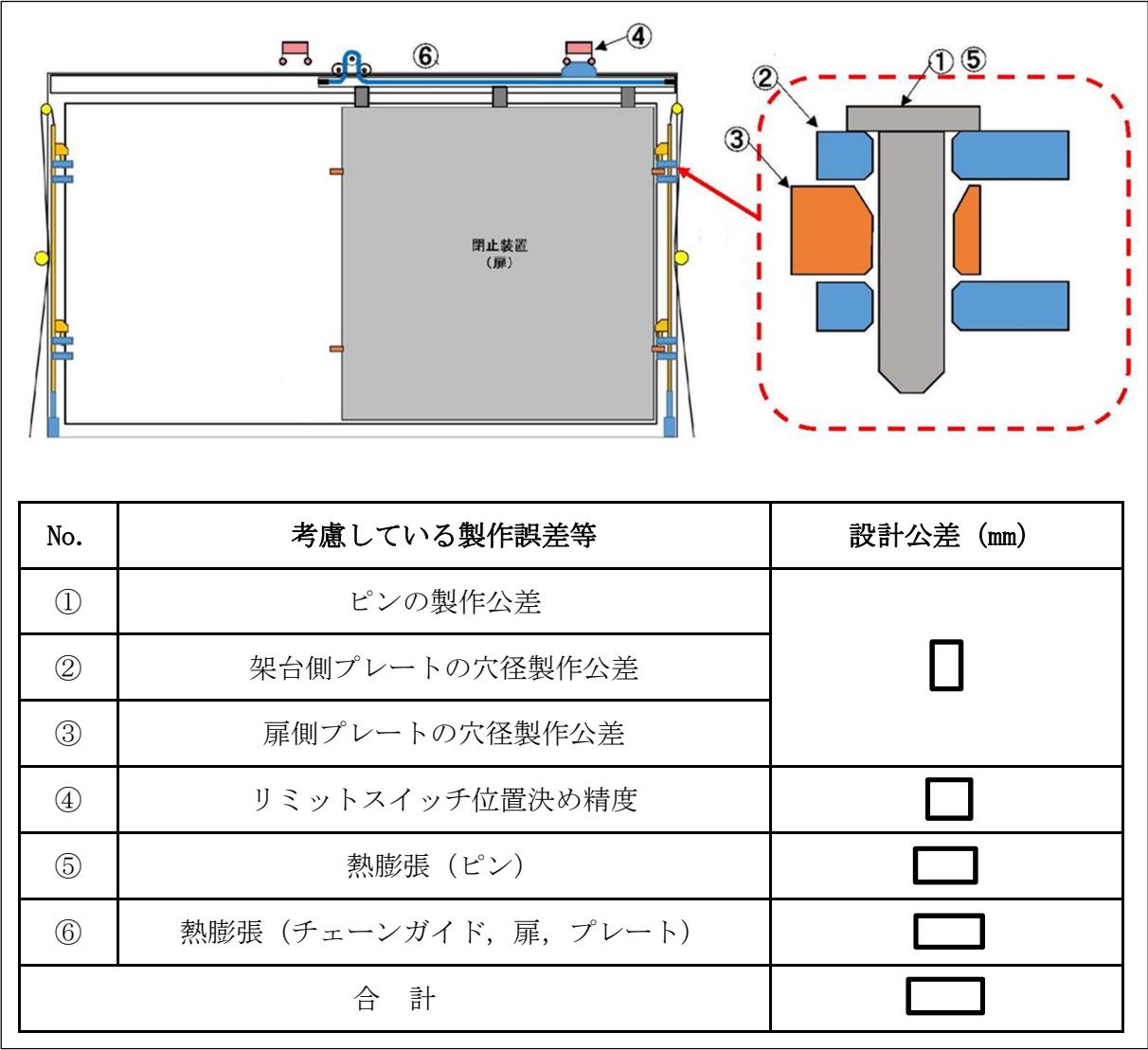


図 2-7 リミットスイッチの設置位置及び公差

(2) 加振時の荷重に耐える対策（チェーン材質の変更及びオフセットリンク構造の取止め）

チェーン破損防止のため、門構造を採用することにより、チェーンを含む扉の駆動系が、過大な加振荷重や変位を受けない設計とするが、電動機ブレーキ反力に関する知見を踏まえて、チェーンを高強度で耐候性を有する材質に変更する。材料強度を上げたチェーンについて、引張試験を実施し確認した結果を図2-8に示す。破断荷重は現行品の約□倍の約□kN（扉開又は閉状態において、ブレーキとなる電動機駆動軸からチェーン端部までのリンク数は約□リンクであるため、□リンクでの試験データから評価）であり、電動機ブレーキ荷重の最大反力□kNが発生しても破損しないこと、また、門部の間隙から推定されるチェーンの最大変位量（□mm）が発生した場合でも、チェーンの変位は概ね弾性域であることを確認した。

なお、強度計算において使用するチェーンの引張強度は、実際の試験結果ではなく、チェーンメーカーのカタログ値である約□kNを用いて設計する。

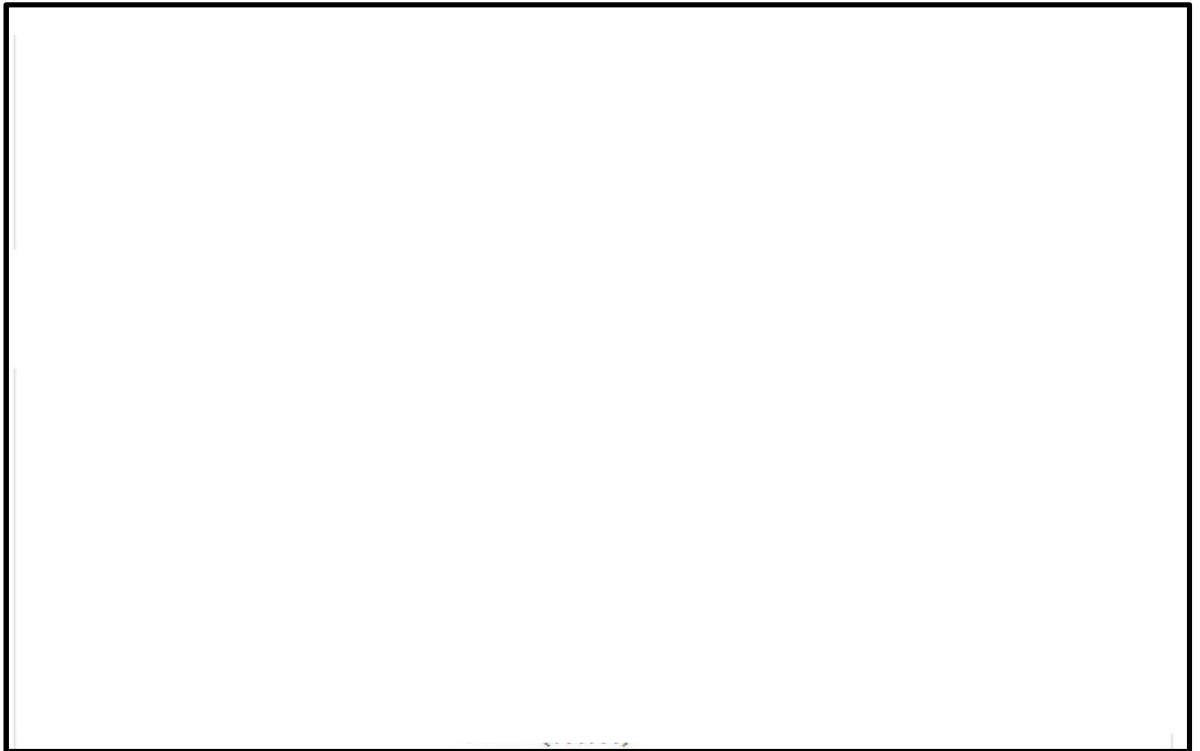


図2-8 材料強度を上げたチェーンの引張試験結果

併せて、現設計では、チェーン端部とエンドボルトの接続ためオフセットリンクが使用されているが、構造変化部となるため、エンドボルトのガイドレールへの固定位置を調整し、チェーン長さを調整することで、オフセットリンクを使用しない設計とする。図2-9に現設計チェーンと新設計のチェーンの比較を示す。

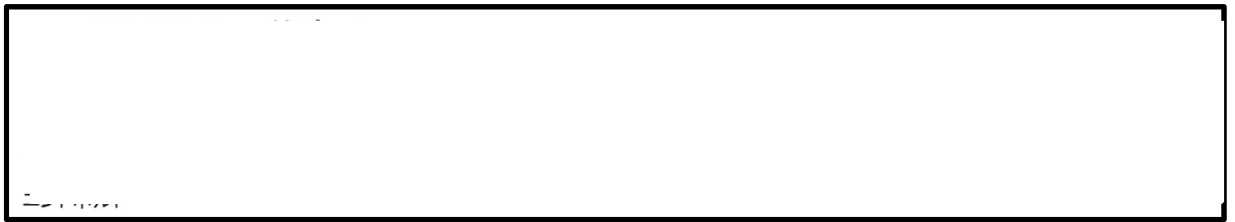


図 2-9 現設計チェーンと新設計のチェーンの比較

(3) チェーン部の荷重の低減対策（チェーンリンク数の増加）

チェーンに破損が発生する短尺部（扉開状態又は閉状態において、電動機駆動軸からチェーン端部までの距離が短い側）のチェーンの荷重低減策として、短尺部を延長し、チェーン1個あたりの伸び量を低減することで、地震荷重を緩和する効果を期待できるため、加振試験体形状の制限を踏まえて、短尺部について、開状態で約 mm リンク分）、閉状態で約 mm リンク分）を延長する。図2-10にチェーンの短尺部を示す。

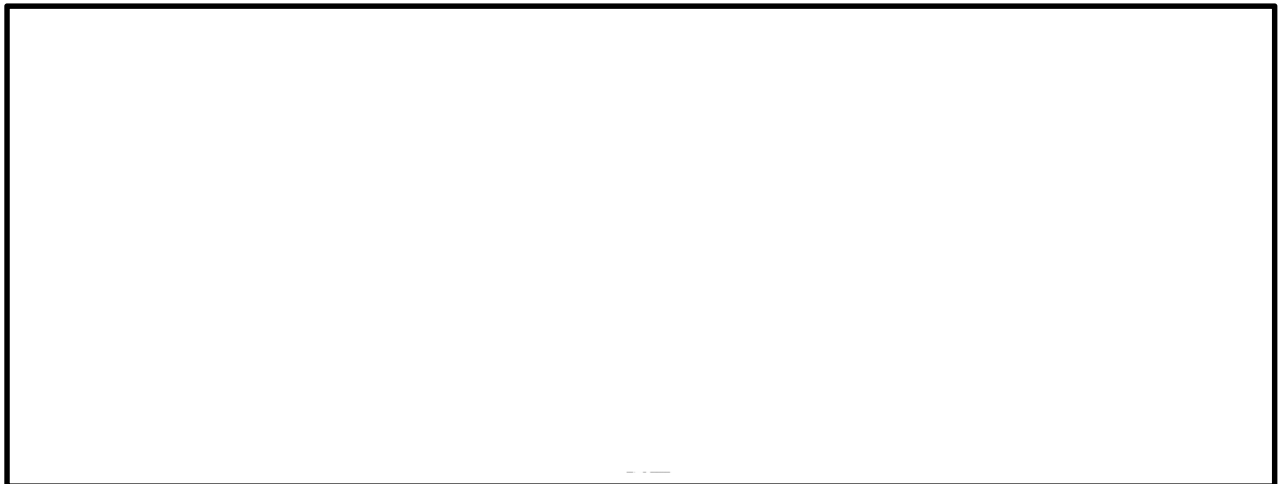


図 2-10 チェーンの短尺部

2.2 加振時の扉の移動

加振時に扉が移動（開放）しない対策として、加振時のチェーンへ付加される荷重及び変位を低減させる対策と同様に門を設置し、扉の移動（開放）をさせない設計とする。

2.3 その他

チェーン材質を変更し、高強度のものを採用した場合、荷重伝達経路上の最弱部がチェーンからスプロケット軸やモータ駆動軸に変更となる。このため、スプロケット軸及びモータ駆動軸の支持方法を か所で支持する構造から か所で支持する構造に変更し、設計裕度を確保することとする。図2-11にスプロケット軸及びモータ駆動軸の支持方法の比較を示す。

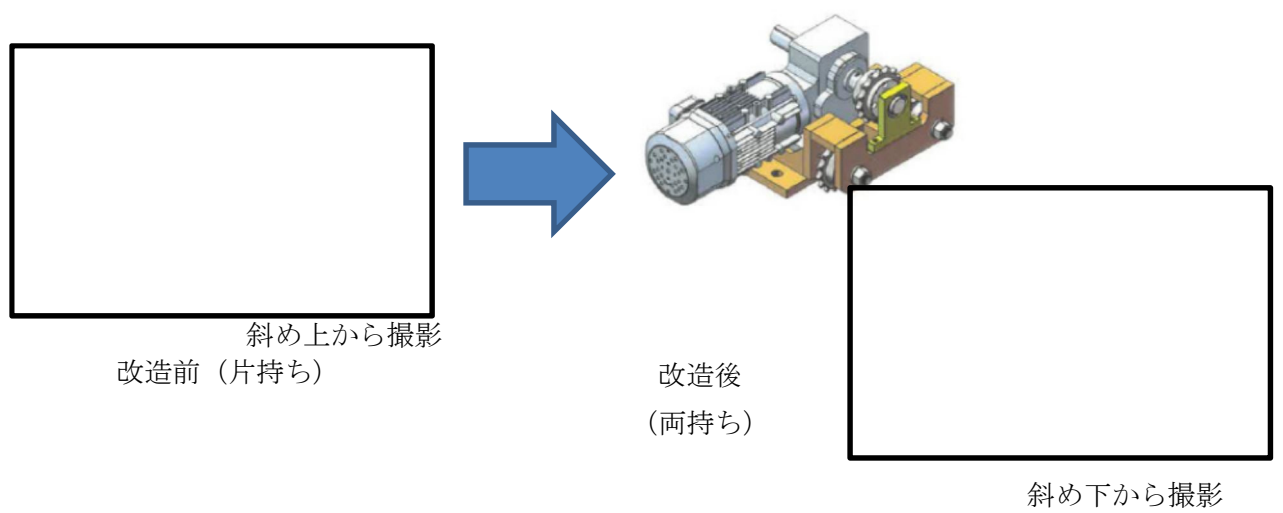


図 2-11 スプロケット軸及びモータ駆動軸の支持方法の比較

ブローアウトパネル閉止装置の試験体の荷重伝達経路各部位の簡易強度計算について

1. 概要

閉止装置の試験体に加振試験において発生した，チェーン切断事象の原因を特定するため，扉開閉方向の荷重伝達経路及び伝達経路上の各部材の開閉方向の荷重に対する強度上の裕度を簡易的に確認したものである。

2. 対象部位

開閉方向の荷重伝達経路となる部材を強度計算の対象とする。荷重の伝達経路及び計算対象部位を図 2-1 に示す。

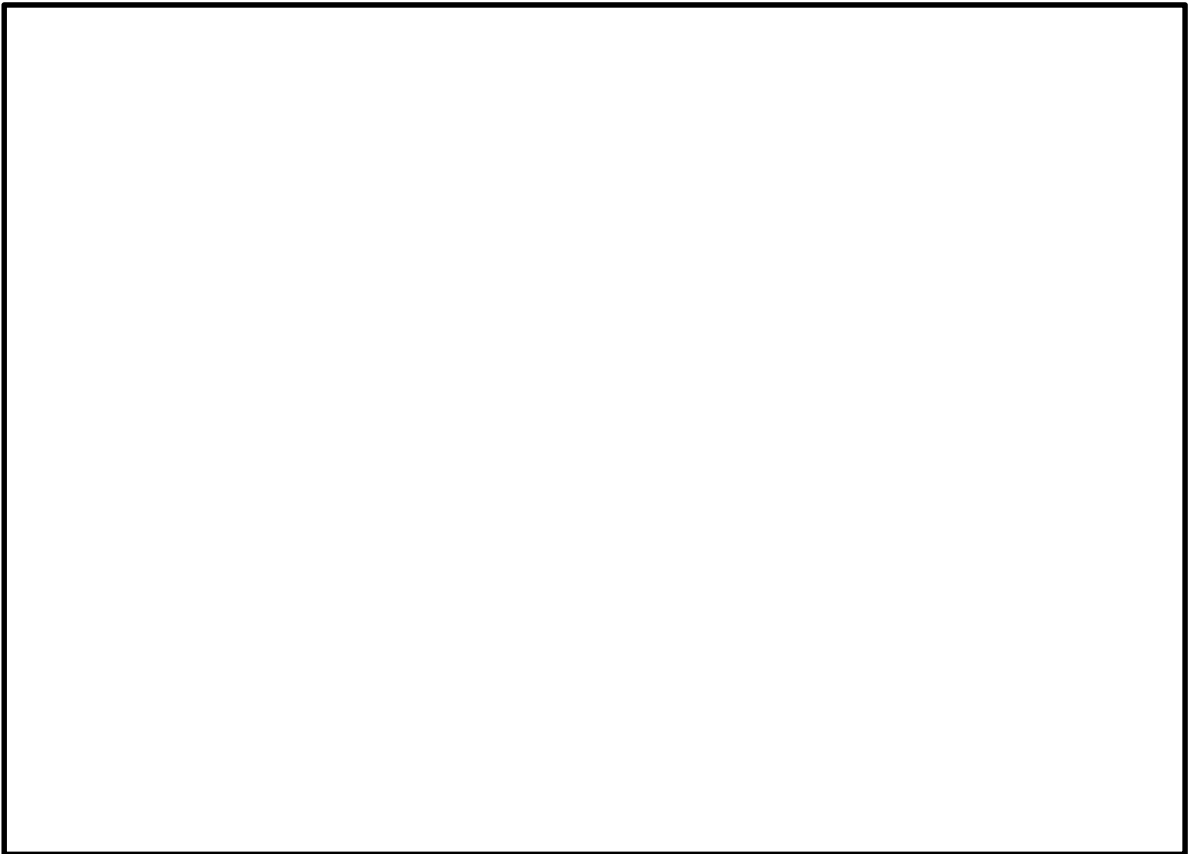


図 2-1 荷重伝達経路及び計算対象部位

3. 強度計算

(1) 荷重

図 3-1 に荷重伝達経路の模式図を示す。応力評価に際し荷重は以下のケースを考慮した。

- a. 設計想定時：モータのブレーキ（カタログ値）による制動力が駆動系へ負荷*
- b. 加振試験時：ブレーキトルク試験結果から得られた推定荷重

加振試験で使用したモータのブレーキトルクを実測して得られたトルク値に動的効果を考慮して□倍した荷重

注記 *： モータのブレーキトルクによる荷重

- ・モータのブレーキの標準動摩擦トルク：

$$T0 = \boxed{} \text{ N} \cdot \text{m}$$

- ・実減速比：

- ・減速機の出力軸のブレーキトルク：

$$TB = \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ N} \cdot \text{m}$$

- ・スプロケット径：

$$D = \boxed{} \text{ mm}$$

- ・チェーン張力 FB：

$$FB = 2 \times TB / D = 2 \times \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ kN}$$



図 3-1 荷重伝達経路の模式図

(2) 応力計算

2. で示した荷重伝達経路上の部材に対し、扉開閉方向の荷重に対する応力を算出した。評価断面は強度上最も脆弱な部位とした。計算は単位荷重に対して行い、荷重値に対して比例倍して評価を行う。

(3) 評価

要因分析のための脆弱部位の特定が目的であるため、各部材の引張強さに対する算出応力の比を裕度として算出し評価した。

4. 計算結果

計算結果を各部位の裕度（＝許容値／組合せ応力）として整理し、表 4-1 に対策前の評価結果、表 4-2 に対策後の評価結果を示す。

表 4-1 対策前の計算結果まとめ

ブレーキトルク (カタログ値) より発生する荷重 : kN

ブレーキトルク試験から得られた荷重 : kN

No.	部品名		裕度*
1	ボルト1		
2	ハンガーローラ	ブラケット1	
3		リンク	
4		ブラケット2	
5	ボルト2		
6	ホルダ		
7	ボルト3		
8	チェーンガイド		
9	エンドボルト		
10	チェーン		
11	スプロケット(補助) 軸		
11'	モータ 出力軸		
12	-		
12'	減速機固定ボルト		
13	モーターベース		
14	ボルト4		
15	ハンガーレール		

No.	部品名		裕度*
1	ボルト1		
2	ハンガーローラ	ブラケット1	
3		リンク	
4		ブラケット2	
5	ボルト2		
6	ホルダ		
7	ボルト3		
8	チェーンガイド		
9	エンドボルト		
10	チェーン		
11	スプロケット(補助) 軸		
11'	モータ 出力軸		
12	-		
12'	減速機固定ボルト		
13	モーターベース		
14	ボルト4		
15	ハンガーレール		

注記 * : 裕度 = 許容値 / 評価値 (1 以上で成立) 許容値は Su (引張強さ) ベース

表 4-2 対策後の計算結果まとめ

<対策前>

<対策後 (門あり)>

【参考】<対策後 (門なし)>

No.	部品名		裕度*1
1	ボルト1		
2	ハンガーローラ	ブラケット1	
3		リンク	
4		ブラケット2	
5	ボルト2		
6	ホルダ		
7	ボルト3		
8	チェーンガイド		
9	エンドボルト		
10	チェーン		
11	スプロケット(補助) 軸		
11'	モータ 出力軸		
12	-		
12'	減速機固定ボルト		
13	モーターベース		
14	ボルト4		
15	ハンガーレール		

No.	部品名		裕度*1
1	ボルト1		
2	ハンガーローラ	ブラケット1	
3		リンク	
4		ブラケット2	
5	ボルト2		
6	ホルダ		
7	ボルト3		
8	チェーンガイド		
9	エンドボルト		
10	チェーン (対策品)*2		
11	スプロケット(補助) 軸 (対策品)		
11'	モータ 出力軸 (対策品)		
12	軸補強部材(新規)		
12'	減速機固定ボルト		
13	モーターベース		
14	ボルト4		
15	ハンガーレール		
16	門 (新規)		

No.	部品名		裕度*1
1	ボルト1		
2	ハンガーローラ	ブラケット1	
3		リンク	
4		ブラケット2	
5	ボルト2		
6	ホルダ		
7	ボルト3		
8	チェーンガイド		
9	エンドボルト		
10	チェーン (対策品)*3		
11	スプロケット(補助) 軸 (対策品)		
11'	モータ 出力軸 (対策品)		
12	軸補強部材(新規)		
12'	減速機固定ボルト		
13	モーターベース		
14	ボルト4		
15	ハンガーレール		

注記 *1 : 裕度 = 許容値 / 評価値 (1 以上で成立) 許容値は Su (引張強さ) ベース

*2 : 許容値はカタログ値を使用。引張試験による実力値では、裕度

*3 : 許容値はカタログ値を使用。引張試験による実力値では、裕度

対策品のチェーン、スプロケット、モータ出力軸等について、門のある場合は、門受とピンのギャップ□mmを用いて、チェーン（対策品）引張試験から得られた□リンク分のチェーンが□mm伸びた時点での荷重（□kN，図 4-1 参照）を用いて評価した。門については、加振試験で得られた加速度に基づく荷重により評価した。

また、門がない場合の裕度評価については、電動機ブレーキ荷重から得られた□kNを用いて評価した。

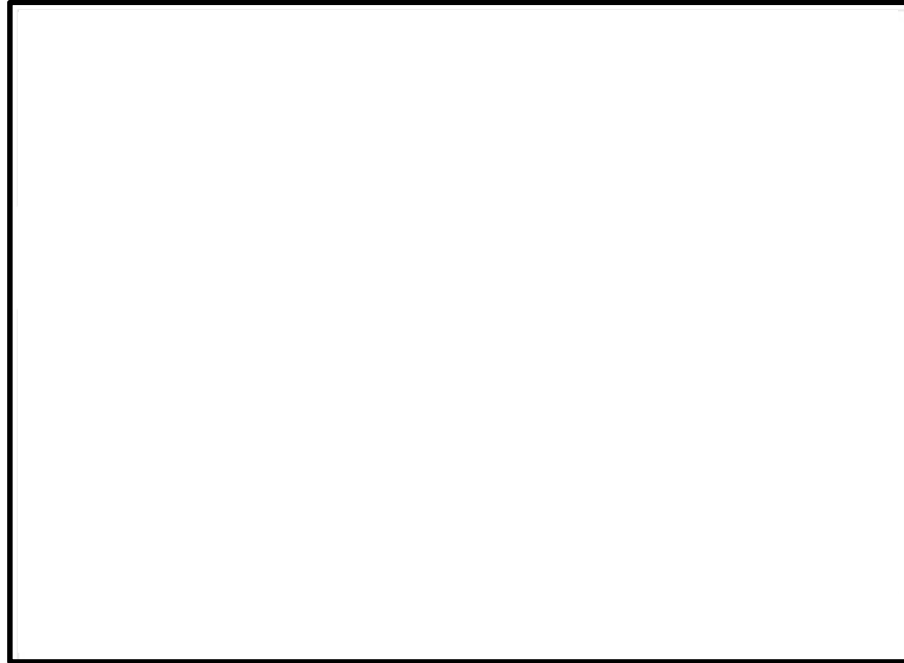
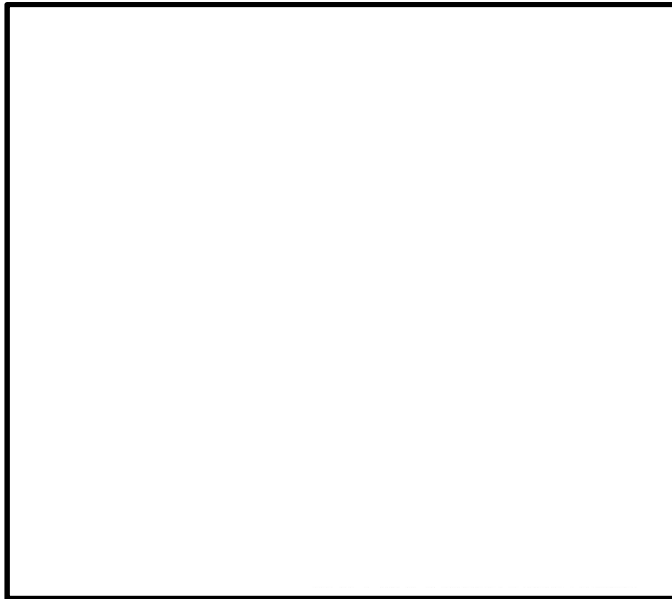


図 4-1 変位と荷重曲線

①ボルト 1

図 4-2 にボルト 1 の模式図を示す。



ボルトはブラケット 1 体につき 本。ブラケットが 体あるため、合計ボルト 本で荷重を受持つと考える。

注 : ボルトの設計として、ボルト自体でせん断荷重を受けるのではなく、締付けによる摩擦力で耐えるという思想であるが、ここでは仮にボルトがせん断力を受けたとして、どれくらいの裕度があるかを確認する。以降、ボルトについては同様の考えとする。

図 4-2 ボルト 1 の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)

$$A = \pi / 4 \times \text{} \times \text{} = \text{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \text{} = \text{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\text{} + 3 \times \text{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \text{} \text{ (設計時) の値}$$

- (6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \text{} = \text{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

②ハンガーローラ ブラケット1

図 4-3 にハンガーローラ ブラケット1 の模式図を示す。



図4-3 ハンガーローラ ブラケット1の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面二次モーメントI (mm⁴)，断面係数Z (mm³)

$$A = \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$I = \boxed{} \times \left\{ \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{} \right\} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^4\text{)}$$

$$Z = I / \left(\boxed{} \times \boxed{} + \boxed{} \right) = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \text{ (小数点第3位を四捨五入)}$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力：τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \text{ (小数点第3位を切上げ)}$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力：σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = W \times L/Z = 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \text{ (小数点第3位を切上げ)}$$

- (5) 組合せ応力：σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b^2 + 3\tau^2)} = \sqrt{\boxed{}^2 + 3 \times \boxed{}^2} = \boxed{} \text{ (MPa)} \text{ (小数点第3位を切上げ)}$$

(6) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

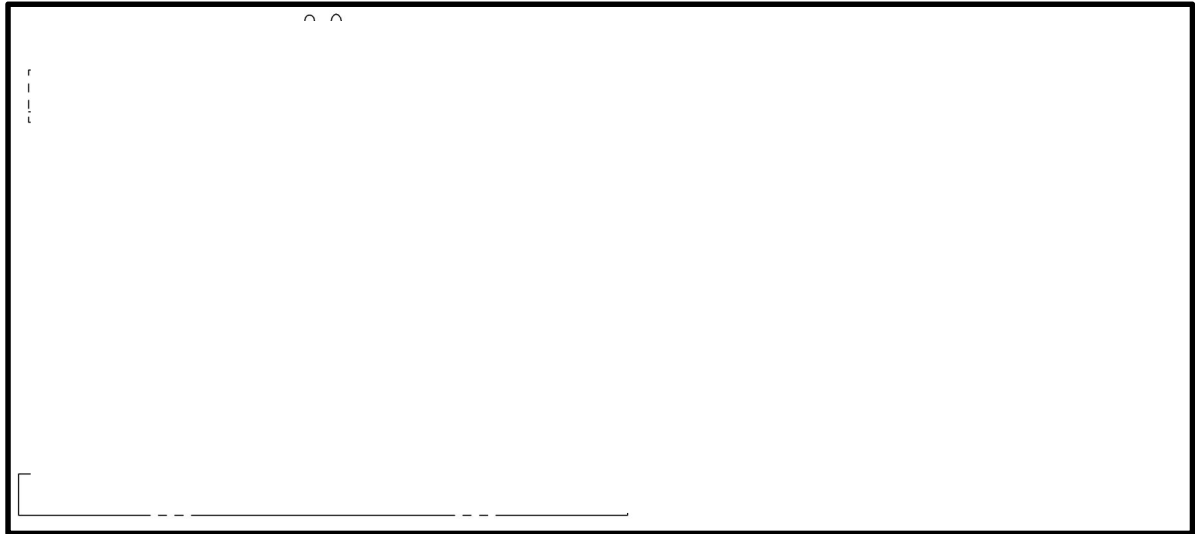
$S_u = 520$ (MPa) の値)

(7) 裕度：K

$K = S_u / \sigma_c = 520 / \text{} = \text{}$ (小数点第3位を切下げ)

③ハンガーローラ リンク

図 4-4 にハンガーローラ リンクの模式図を示す。



ハンガーローラ ☐ 箇所荷重を受けるものとする。

図4-4 ハンガーローラ リンクの模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)

$$A = \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \boxed{5400} = \boxed{0.19} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3\tau^2)} = \sqrt{\boxed{0^2} + 3 \times \boxed{0.19^2}} = \boxed{0.33} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \boxed{\text{SUS304}} \text{ の値}$$

- (6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{0.33} = \boxed{1575.75} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

④ハンガーローラ ブラケット2

図 4-5 にハンガーローラ ブラケット2 の模式図を示す。

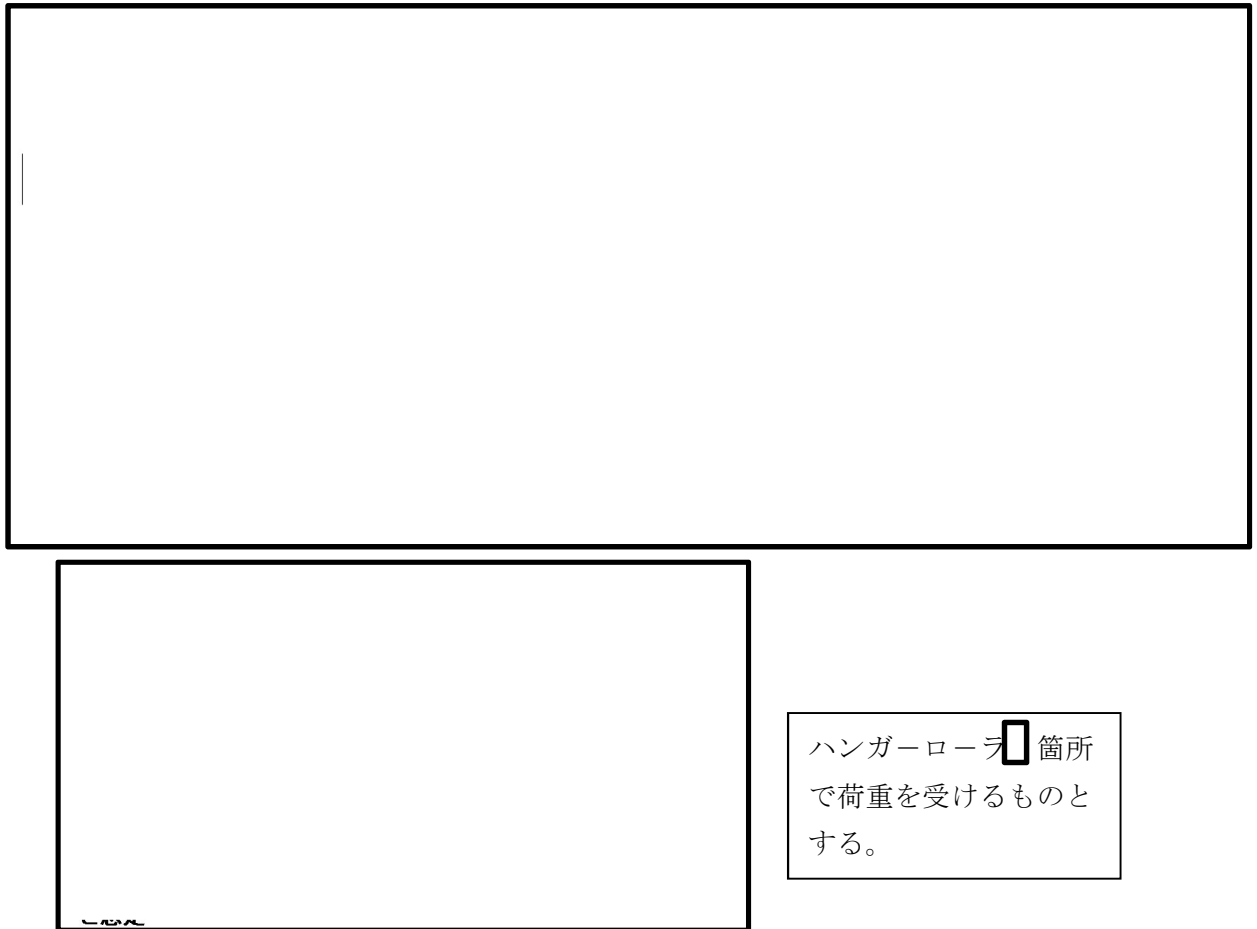


図4-5 ハンガーローラ ブラケット2の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面二次モーメントI (mm⁴)，断面係数Z (mm³)

$$A = \square \times \square \times \square = \square \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$I = \square \times \{ \square + \square \times \square - \square \} \times \square = \square \text{ (mm}^4\text{)}$$

$$Z = I / (\square + \square) = \square \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力：τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \square = \square \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力：σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = W \times L/Z = 1000 \times \square / \square = \square \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

(5) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b^2 + 3\tau^2)} = \sqrt{\boxed{} + 3 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

(6) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \boxed{} \text{ の値}$$

(7) 裕度： K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{} = \boxed{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑤ボルト 2

図 4-6 にボルト 2 の模式図を示す。

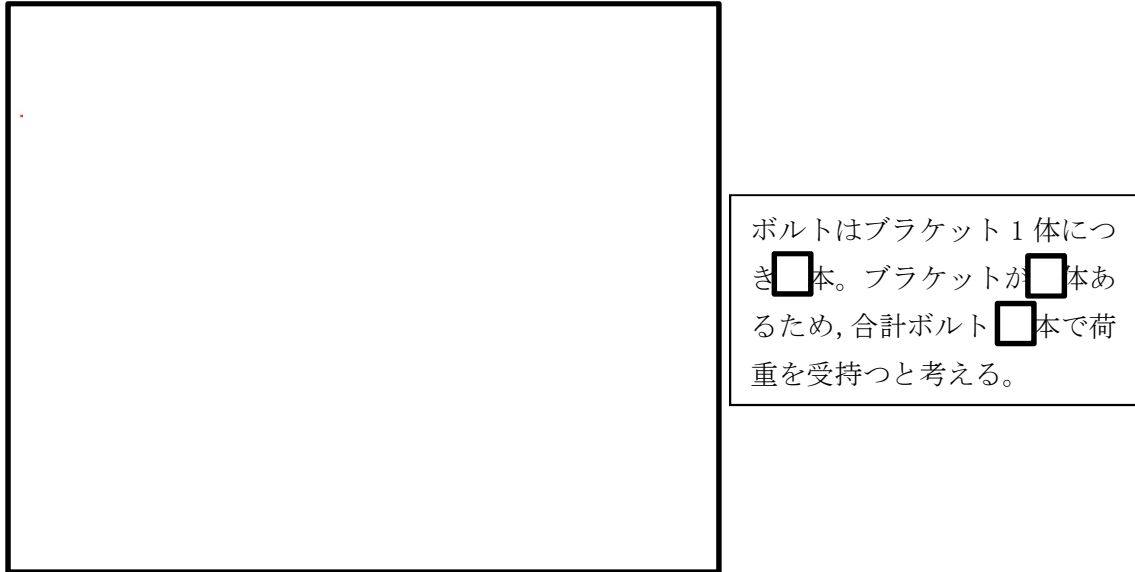


図 4-6 ボルト 2 の模式図

- (1) 断面特性：断面積 A (mm^2)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重： W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\boxed{} + 3 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値(引張強さ)： S_u (MPa)

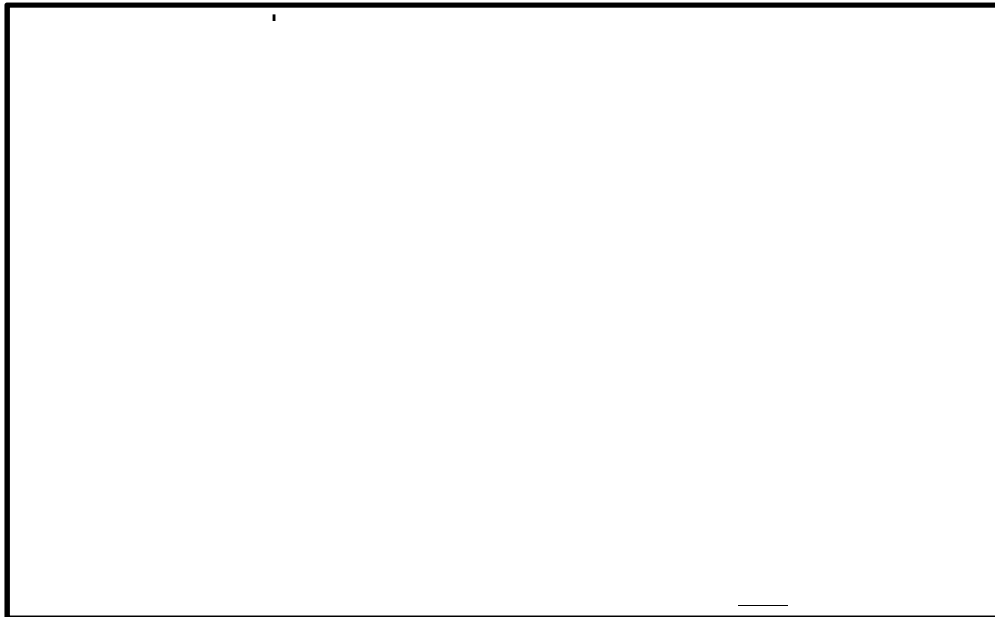
$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad (\boxed{} \text{ (設計時) の値})$$

- (6) 裕度： K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑥ホルダ

図4-7にホルダの模式図を示す。



ホルダ ☐ 箇所
所で荷重を
受けるもの
とする。

図4-7 ホルダの模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面係数Z (mm³)

$$A = \square \times (\square - \square \times \square) \times \square = \square \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$Z = \square \times \square - \square \times \square^3 \times \square (\square \times \square) = \square \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \square = \square \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力： σ_b (MPa)

$$\sigma_b = (W \times L_a) / Z = (1000 \times \square) / \square = \square \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\square + 3 \times \square} = \square \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (6) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \square \text{ の値}$$

- (7) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \square = \square \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑦ボルト3

図4-8にボルト3の模式図を示す。

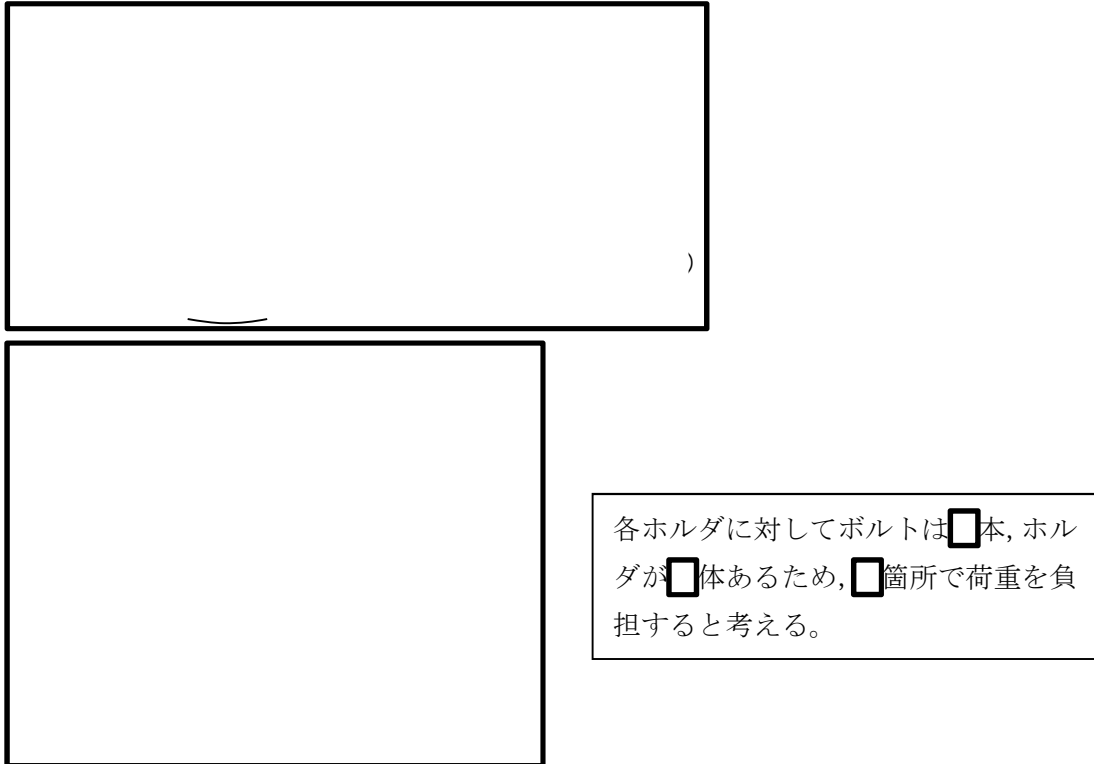


図 4-8 ボルト 3 の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{}^4 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3\tau^2)} = \sqrt{(\boxed{}^2 + 3 \times \boxed{}^2)} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \boxed{} \text{ (設計時の値)}$$

- (6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑧チェーンガイド

図4-9にチェーンガイドの模式図を示す。

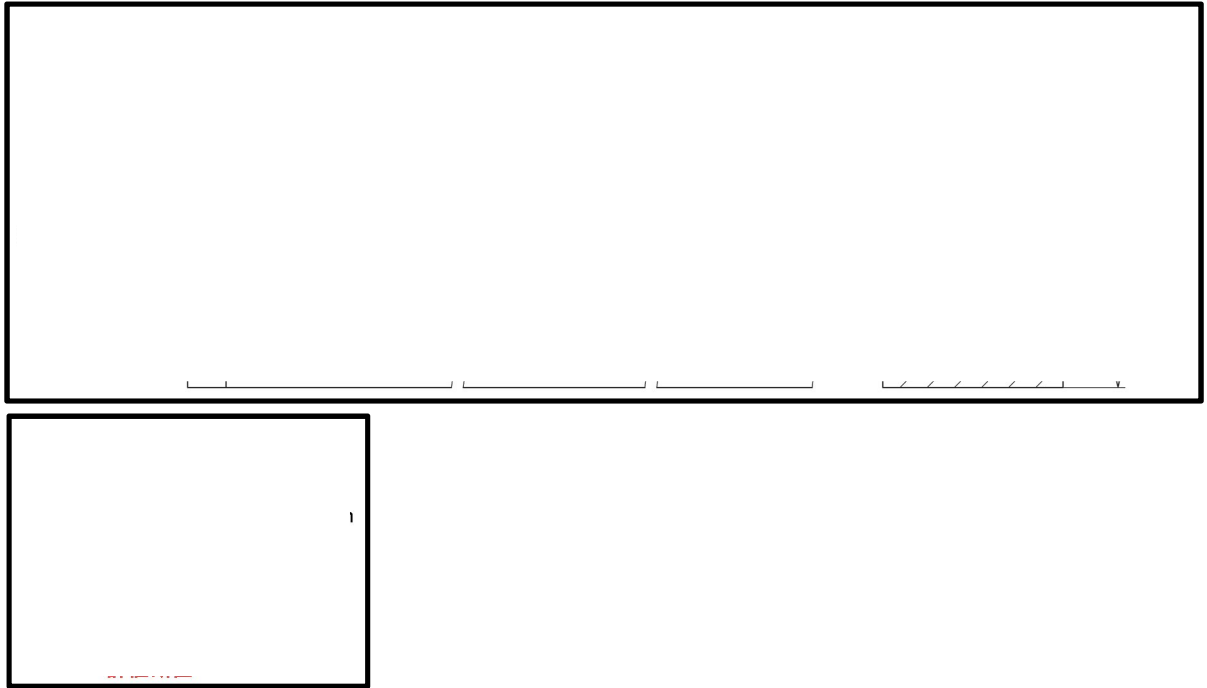


図4-9 チェーンガイドの模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面係数Z (mm³)

$$A = \boxed{} - \boxed{} \times \boxed{} + (\boxed{} \times \boxed{} - (\boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{})) = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$Z = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)}$$

- (2) 荷重：W (kN)，モーメント：M (kN・mm)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$M = 1 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (kN} \cdot \text{mm)}$$

- (3) 評価断面に生じる引張り応力：σ (MPa)

$$\sigma = W/A = 1000 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力：σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 組合せ応力：σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{((\sigma + \sigma_b)^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{(\boxed{} + \boxed{})^2 + 3 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

(小数点第3位を切上げ)

- (6) 許容値（引張強さ）：S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \boxed{} \text{ の値}$$

(7) 裕度 : K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑨エンドボルト

図 4-10 にエンドボルトの模式図を示す。



図4-10 エンドボルトの模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じる引張り応力： σ (MPa)

$$\sigma = W/A = 1000 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{(\boxed{}^2 + 3 \times \boxed{})} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 930 \text{ (MPa)} \quad \boxed{} \text{ の値}$$

- (6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 930 / \boxed{} = \boxed{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑩チェーン（対策前）

図 4-11 にチェーン（対策前）の模式図を示す。

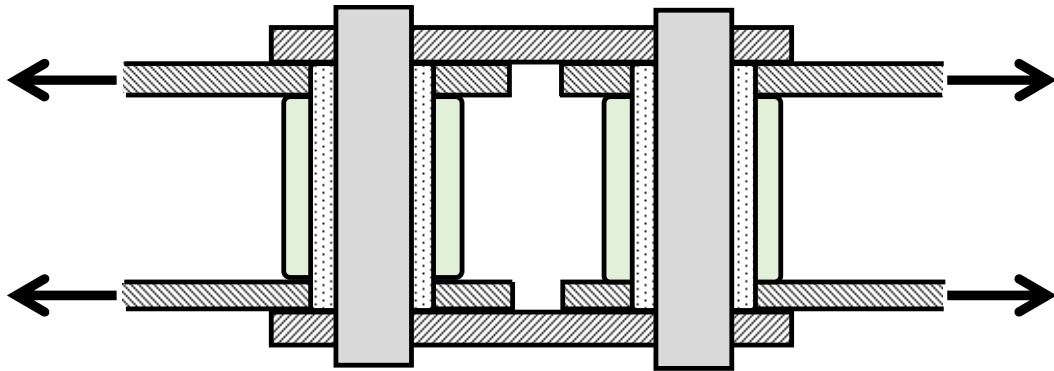


図 4-11 チェーン（対策前）の模式図

チェーンは応力ではなく，発生荷重とカタログ記載の最小引張強さの比較により評価する。図 4-12 にチェーンの引張試験結果を示す。

(1) 荷重：W（kN）

W=1（kN）

(2) 最小引張強さ：W_c（kN）

（カタログ値）W_{c1}= kN（参考値）

（引張試験での実測値）W_{c2}= kN

(3) 裕度：K

K=W_{c2}/W=

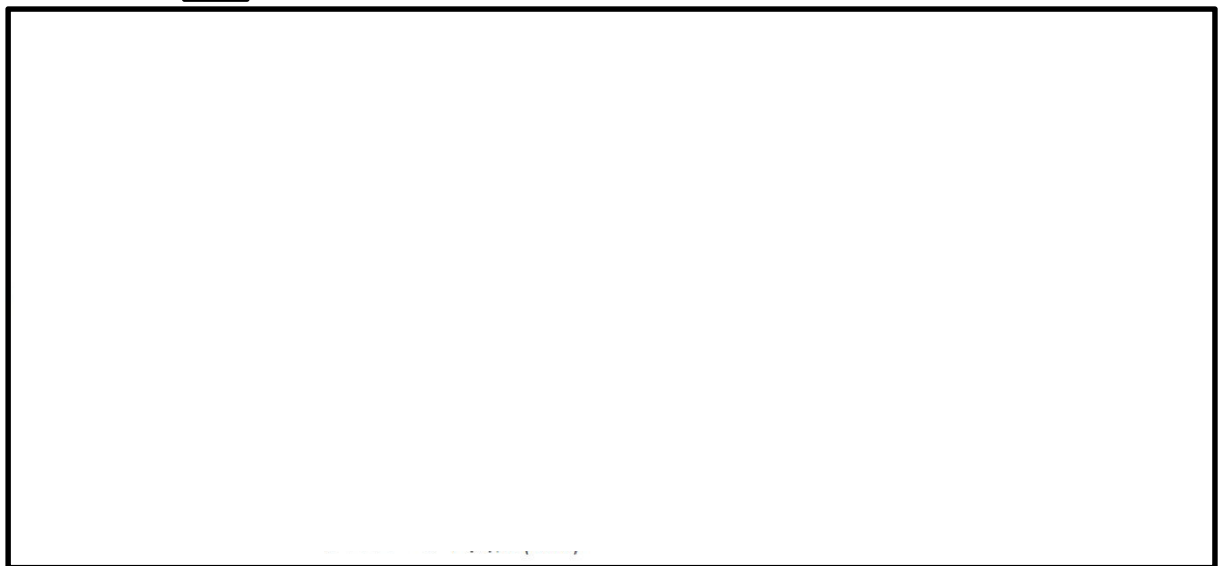


図 4-12 チェーンの引張り試験結果（荷重－変位線図）

⑩チェーン（対策後）

図 4-13 にチェーン（対策後）の模式図を示す。

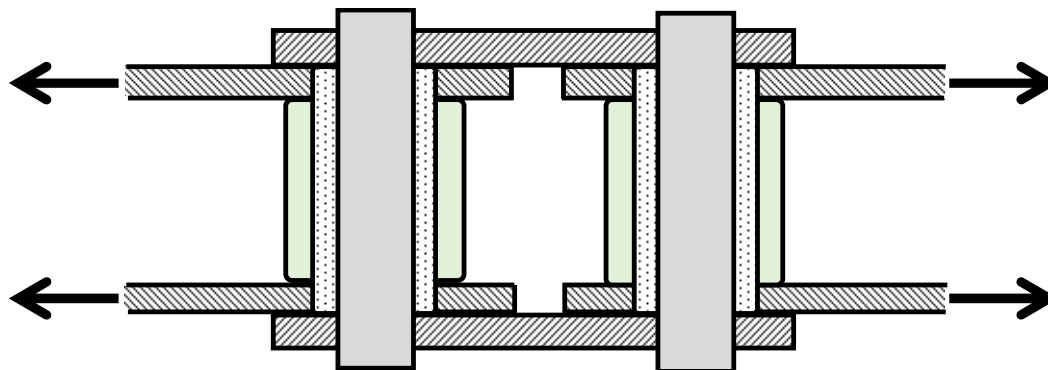


図 4-13 チェーン（対策後）の模式図

チェーンは応力ではなく，発生荷重とカタログ記載の最小引張強さの比較により評価する。

(1) 荷重：W（kN）

W=1（kN）

(2) 最小引張強さ：W_c（kN）

（カタログ値）W_{c1}= kN（参考値）

（引張試験での実測値）W_{c2}= kN

(3) 裕度：K

K=W_{c1}/W=

⑪スプロケット（補助）軸（対策前）

図 4-14 にスプロケット（補助）軸（対策前）の模式図を示す。

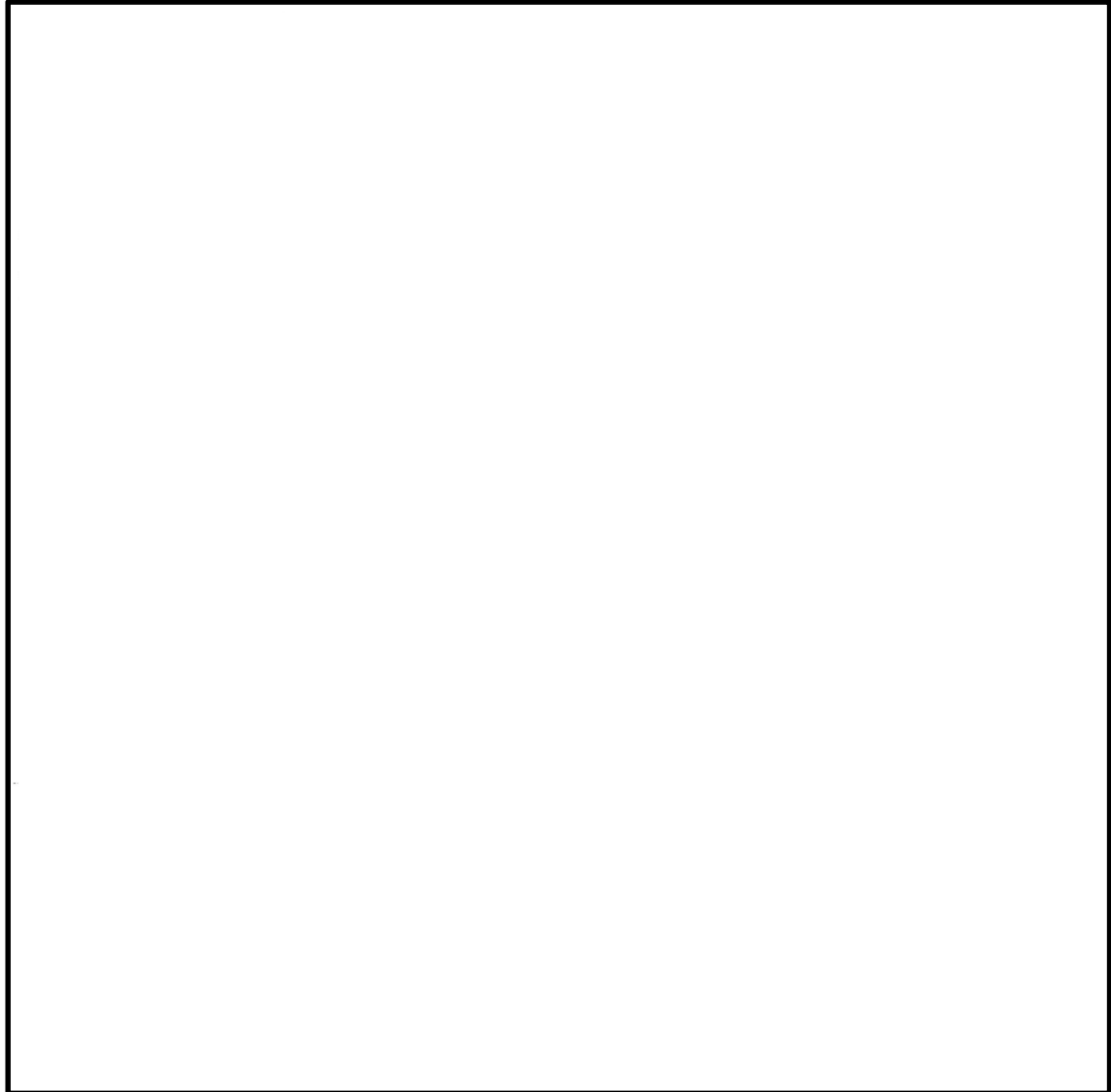


図4-14 スプロケット（補助）軸（対策前）の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面係数Z (mm³)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{}^4 = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$Z = \pi / 32 \times \boxed{}^4 = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = \sqrt{(\boxed{} + \boxed{}) / \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力： σ_b (MPa)

$$\sigma_b = (W \times L) / Z = (\sqrt{} +) \times / = \text{ (MPa)}$$

(小数点第3位を切上げ)

- (5) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\boxed{} + 3 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

(小数点第3位を切上げ)

- (6) 許容値 (引張強さ) : S_u (MPa)

$S_u=570$ (MPa) (の値)

- (7) 裕度: K

$$K = S_u / \sigma_c = 570 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑪スプロケット（補助）軸（対策後）

図 4-15 にスプロケット（補助）軸（対策後）の模式図を示す。

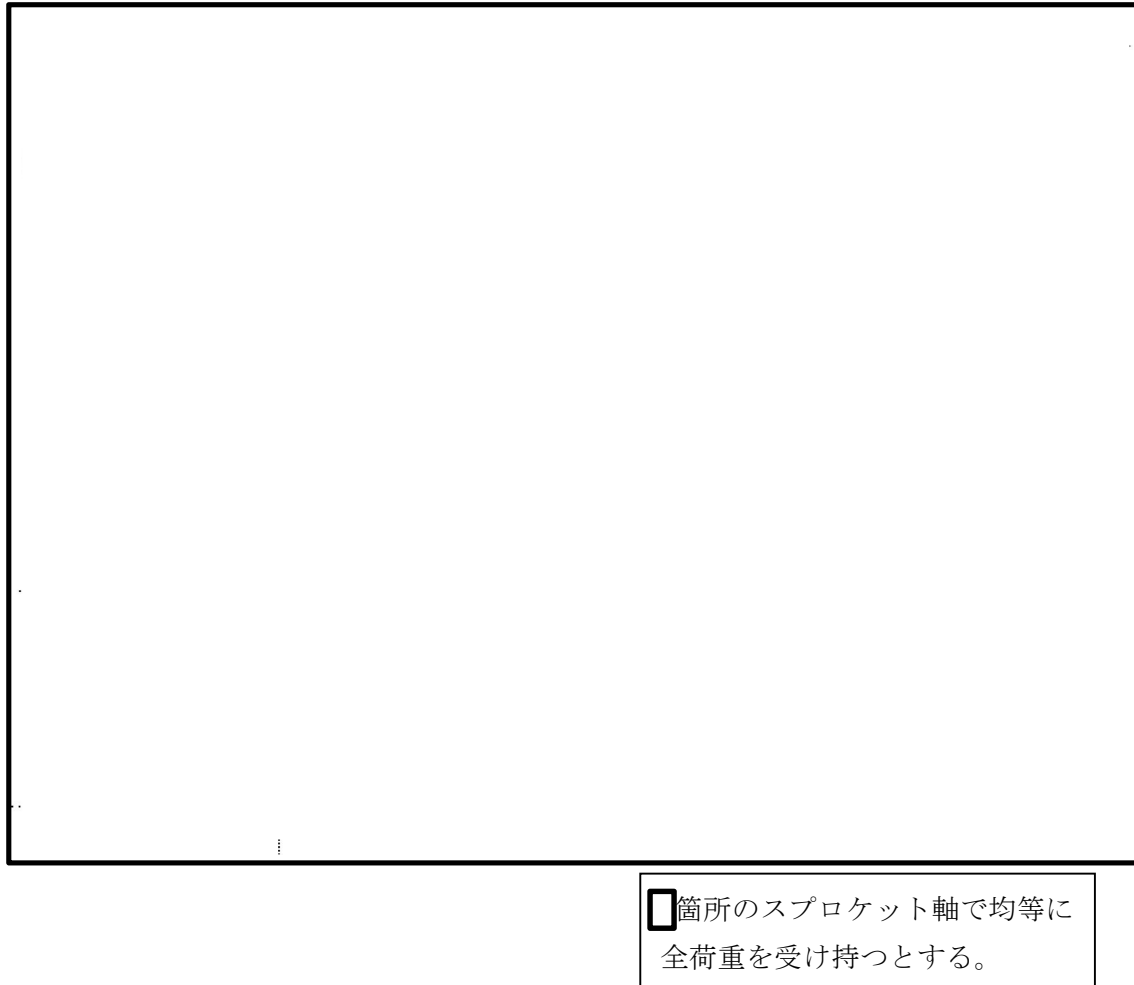


図4-15 スプロケット（補助）軸（対策後）の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面係数Z (mm³)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$Z = \pi / 32 \times \boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)，せん断力F (N)，モーメントM (Nmm)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$F = WL_2 / L = \sqrt{(\boxed{} + \boxed{})} \times \boxed{} \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (N)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

$$M = WL_1 L_2 / L = \sqrt{(\boxed{} + \boxed{})} \times \boxed{} \times \boxed{} \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

(小数点第3位を切上げ)

- (3) 評価断面に生じるせん断応力：τ (MPa)

$$\tau = F / A = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力： σ_b (MPa)

$\sigma_b = M/Z =$ (MPa) (小数点第3位を切上げ)

- (5) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{(\quad^2 + 3 \times \quad^2)} = \quad \text{(MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (6) 許容値（引張強さ）：引張強さ S_u （MPa）

$S_u = 570$ (MPa) (の値)

- (7) 裕度: K

$$K = S_u / \sigma_c = 570 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑪' モータ出力軸（対策前）

図 4-16 にモータ出力軸（対策前）の模式図を示す。

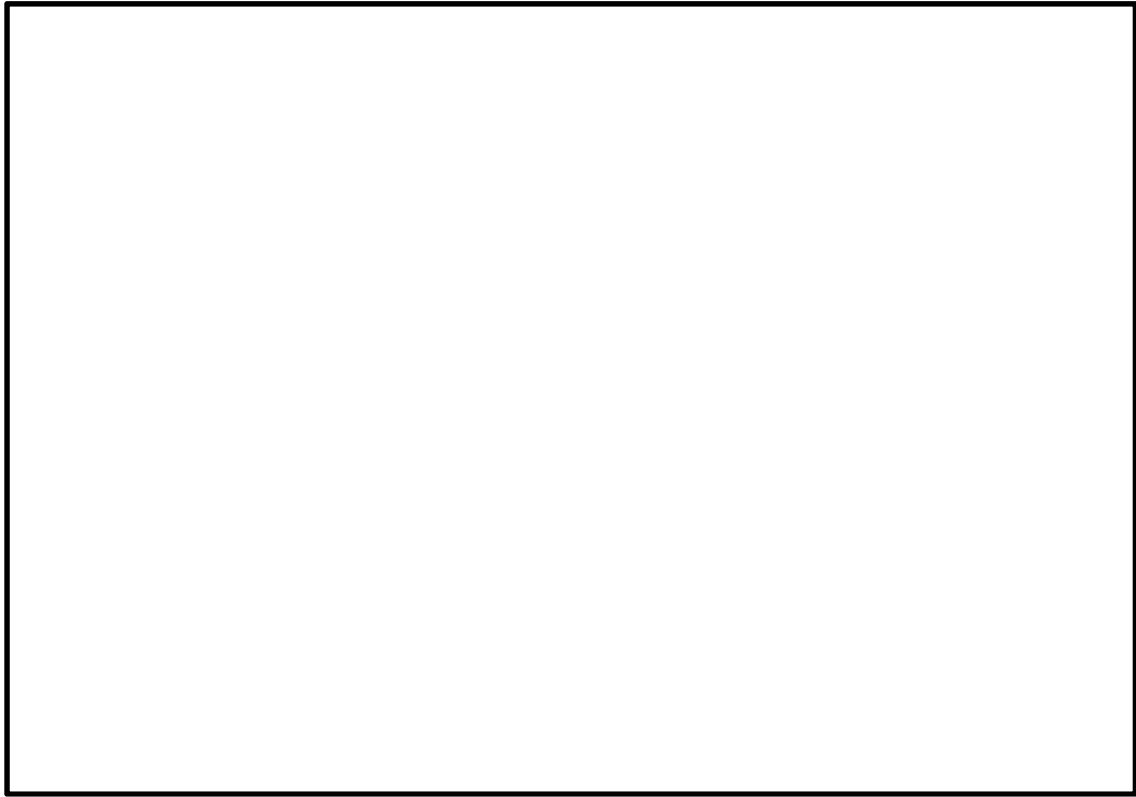


図4-16 モータ出力軸（対策前）の模式図

- (1) 断面特性：断面積 A (mm^2)，断面係数 Z (mm^3)

$$A = \pi/4 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第 3 位を四捨五入})$$

$$Z = \pi/32 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第 3 位を四捨五入})$$

- (2) 荷重： W (kN)，せん断力 F (N)，曲げモーメント M (N·mm)，ねじりモーメント T (N·mm)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$F = W = 1000 \text{ (N)}$$

$$M = WL_1 = 1000 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

$$T = WD/2 = 1000 \times \boxed{}/2 = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ_s (MPa)

$$\tau_s = F/A = 1000/\boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第 3 位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる曲げ応力： σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = \boxed{}/\boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第 3 位を切上げ})$$

- (5) 評価断面に生じるねじり応力： τ_t (MPa)

$$\tau_t = 16T/\pi d^3 = (16 \times \boxed{})/(\pi \times \boxed{}) = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第 3 位を切上げ})$$

- (6) 評価断面に生じる組み合わせ応力： σ (MPa)

$$\sigma = \sqrt{(\sigma_b)^2 + 3 \times (\tau_s + \tau_t)^2} = \sqrt{(\text{ })^2 + 3 \times (\text{ })^2} = \text{ } \text{ (MPa)}$$

(小数点第3位を切上げ)

- (7) 許容値 (引張強さ) : S_u (MPa)

$$S_u = 690 \text{ (MPa)} \text{ (} \text{ } \text{ の値)}$$

- (8) 裕度 : K

$$K = S_u / \sigma = 690 / \text{ } = \text{ } \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑪' モータ出力軸（対策後）

図 4-17 にモータ出力軸（対策後）の模式図を示す。

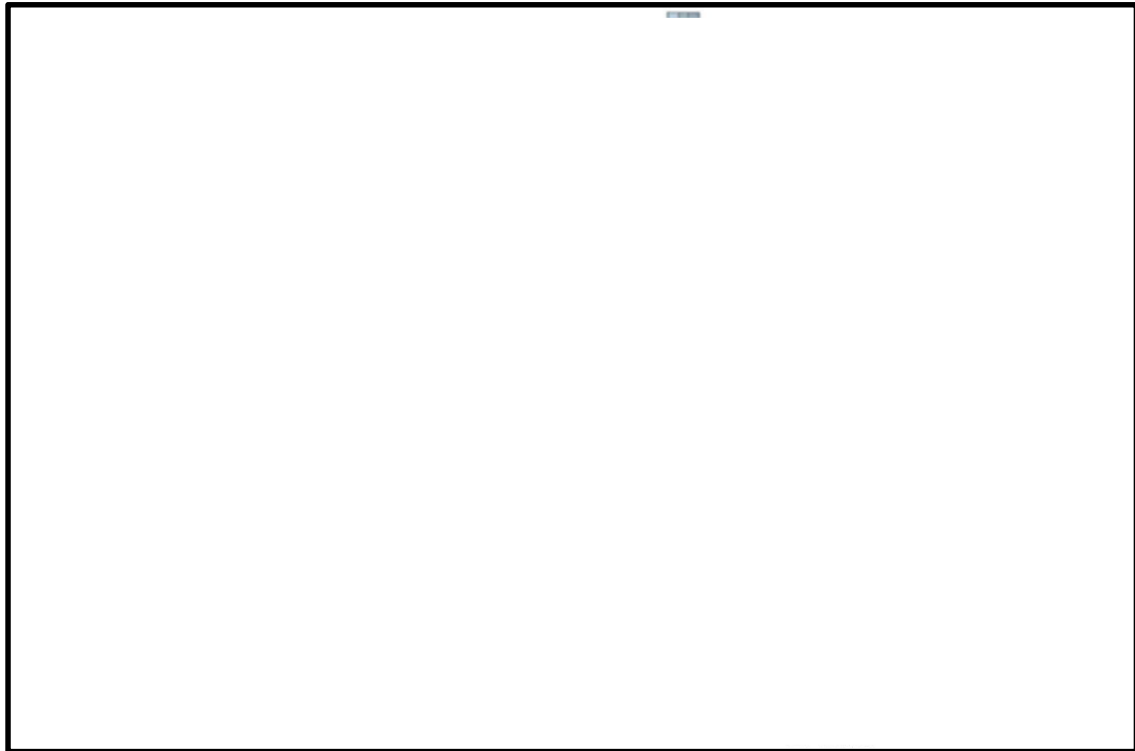


図 4-17 モータ出力軸（対策後）の模式図

- (1) 断面特性：断面積 A (mm^2)，断面係数 Z (mm^3)

$$A = \pi/4 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$Z = \pi/32 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重： W (kN)，せん断力 F (N)，曲げモーメント M (N·mm)，ねじりモーメント T (N·mm)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$F = WL_2/L = 1000 \times \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (N)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$M = WL_1L_2/L = 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$T = WD/2 = 1000 \times \boxed{}/2 = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ_s (MPa)

$$\tau_s = F/A = \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる曲げ応力： σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 評価断面に生じるねじり応力： τ_t (MPa)

$$\tau_t = 16T/\pi d^3 = (16 \times \boxed{})/(\pi \times \boxed{}) = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (6) 評価断面に生じる組み合わせ応力： σ (MPa)

$$\sigma = \sqrt{(\sigma_b)^2 + 3 \times (\tau_s + \tau_t)^2} = \sqrt{\boxed{} + 3 \times \boxed{} \boxed{}^2} = \boxed{} \text{ (MPa)}$$

(小数点第3位を切上げ)

- (7) 許容値 (引張強さ)： S_u (MPa)

$$S_u = 690 \text{ (MPa)} \quad (\boxed{} \text{ の値})$$

- (8) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma = 690 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

⑫軸補強部材（対策後）

図 4-18 に軸補強部材（対策後）の模式図を示す。

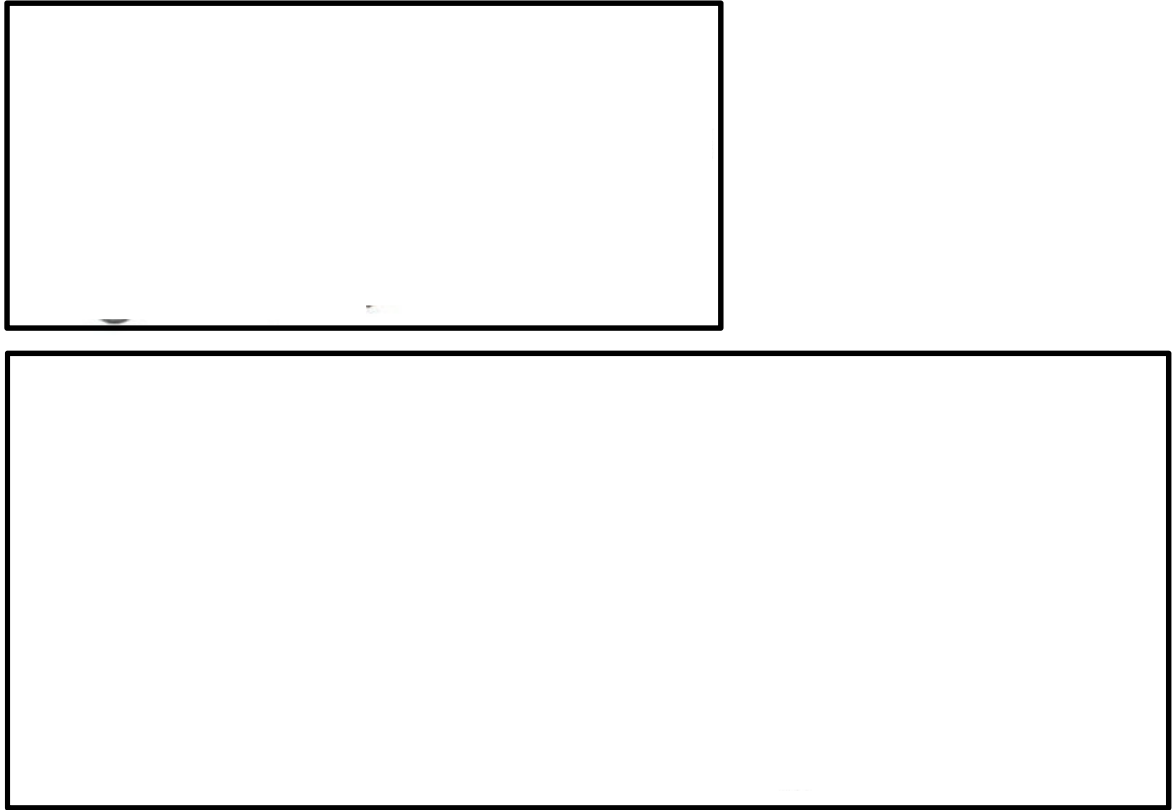


図 4-18 軸補強部材（対策後）の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面二次モーメントI (mm⁴)，断面係数Z (mm³)

$$A = \boxed{} \times \boxed{} \times 2 + \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$e = \boxed{} \times \boxed{} \times 2 \times \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{} / 2 + \boxed{} \times \boxed{} / 2 / (\boxed{} \times \boxed{} \times 2 + \boxed{} \times \boxed{}) = \boxed{} \text{ (mm)}$$

$$I = \boxed{} \times \boxed{} / 12 + \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{} / 2 - \boxed{} \times \boxed{} / 2 \times 2 + \boxed{} \times \boxed{} / 12 + \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ (mm}^4\text{)}$$

$$Z_1 = I / (\boxed{} + \boxed{} \times \boxed{}) = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$Z_2 = I / \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：荷重W (kN)，せん断力F (N)，曲げモーメントM (N·mm)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$F = \sqrt{\boxed{} + \boxed{}} = \boxed{} \text{ (N)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

$$M = \sqrt{\boxed{} + \boxed{}} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (N} \cdot \text{mm)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力：τ (MPa)

$$\tau = F / A = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力：σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M / Z_2 = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

(5) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b)^2 + 3 \times (\tau)^2} = \sqrt{(\boxed{})^2 + 3 \times (\boxed{})^2} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

(6) 許容値 (引張強さ)： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad (\boxed{} \text{ の値})$$

(7) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{} = \boxed{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑫' 減速機固定ボルト

図 4-19 に減速機固定ボルトの模式図を示す。



図 4-19 減速機固定ボルトの模式図

- (1) 断面特性：断面積 A (mm^2)，断面二次モーメント I (mm^4)，断面係数 Z (mm^3)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{}^2 \times 4 = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

$$I = (\pi \times \boxed{}^4 / 4 \times \boxed{}) \times 4 = \boxed{} \text{ (mm}^4\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

[ボルト断面内に関する項は無視]

$$Z = I / (\boxed{} + \boxed{} / 2) = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：荷重 W (kN)，曲げモーメント M (N·mm)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$M = W \times L = 1000 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (N·mm)}$$

- (3) 引張応力： σ (MPa)

$$\sigma = M / Z = \boxed{} \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

(4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\boxed{}^2 + 3 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

(5) 許容値 (引張強さ)： S_u (MPa)

$$S_u = 930 \text{ (MPa)} \quad \boxed{} \text{ の値}$$

(6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 930 / \boxed{} = \boxed{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑬モータベース

図 4-20 にモータベースの模式図を示す。

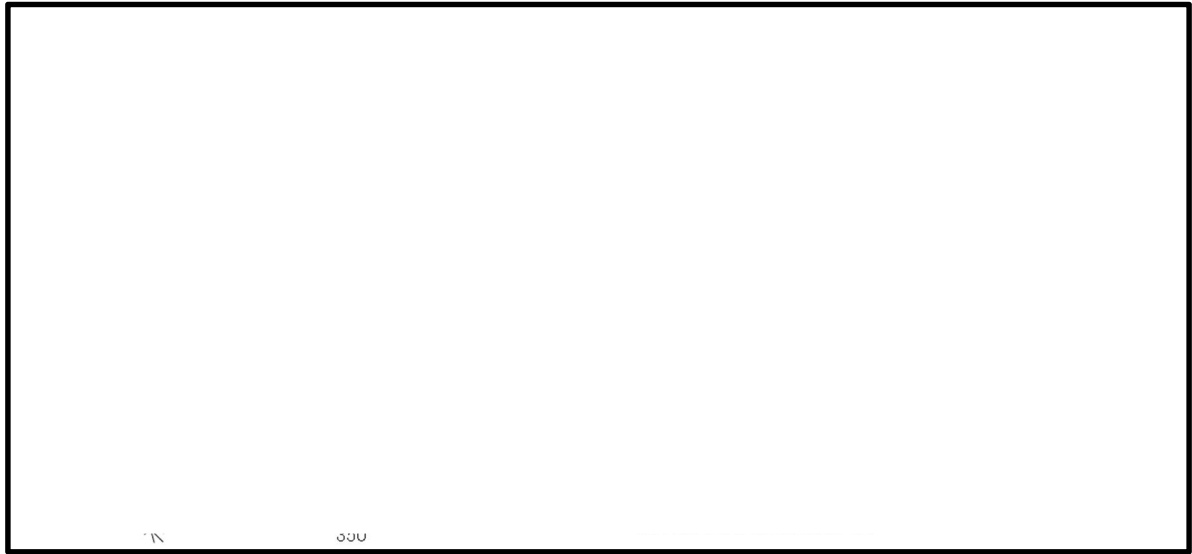


図 4-20 モータベースの模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面二次モーメントI (mm⁴)，断面係数Z (mm³)

$$A = \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

$$I = \boxed{} \times \left\{ \boxed{} + \boxed{} \times \boxed{}^3 - \boxed{}^3 \right\} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^4\text{)}$$

$$Z = I / \left(\boxed{} + \boxed{} \right) = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力：τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 評価断面に生じる曲げ応力：σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = W \times L/Z = 1000 \times \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 組合せ応力：σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b)^2 + 3(\tau)^2} = \sqrt{(\boxed{})^2 + 3 \times (\boxed{})^2} = \boxed{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (6) 許容値（引張強さ）：S_u (MPa)

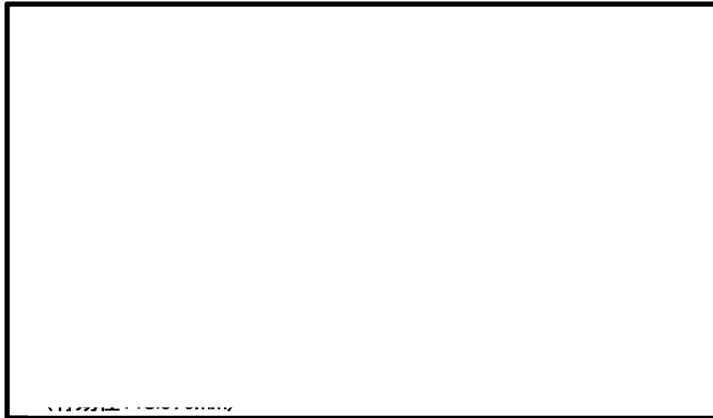
$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad \boxed{} \text{ の値}$$

- (7) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \boxed{} = \boxed{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑭モータベース用ボルト（ボルト4）

図4-21にモータベース用ボルト（ボルト4）の模式図を示す。



合計ボルト 本で荷重を受
持つと考える。

図 4-21 モータベース用ボルト（ボルト 4）の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)

$$A = \pi / 4 \times \text{} \times 4 = \text{} \text{ (mm}^2\text{)} \quad (\text{小数点第3位を四捨五入})$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力： τ (MPa)

$$\tau = W/A = 1000 / \text{} = \text{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\text{} + 3 \times \text{}} = \text{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 690 \text{ (MPa)} \quad \text{ の値}$$

- (6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 690 / \text{} = \text{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑮ハンガーレール ()

図4-22にハンガーレールの模式図を示す。

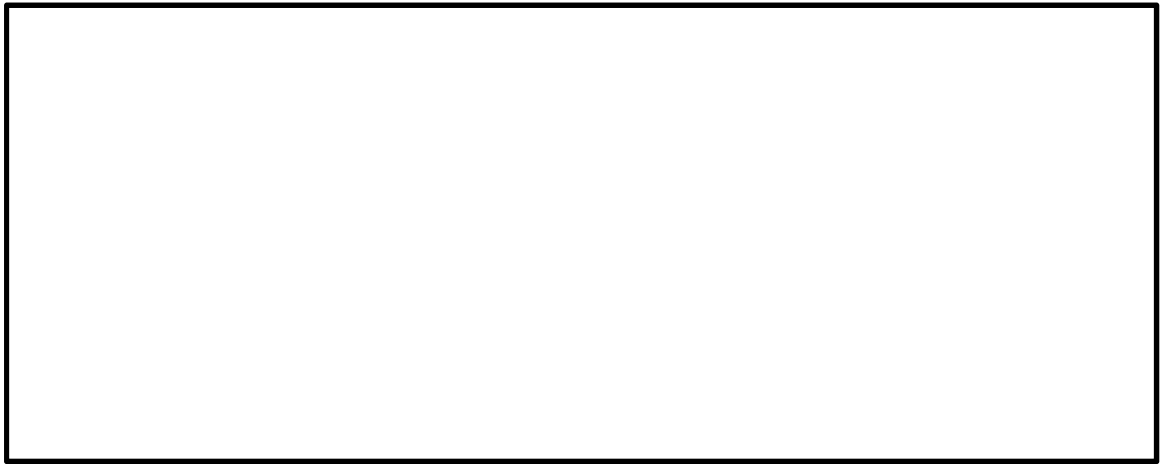


図4-22 ハンガーレールの模式図

- (1) 断面特性：断面積：A (mm²)

荷重が伝達する面積は、断面の1/4で伝達するものとする。

$$A = \frac{\text{}}{4} = \text{} \text{ (mm}^2\text{)}$$

断面積は J I S G 4321:2000より引用

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

- (3) 評価断面に生じる軸方向応力： σ (MPa)

$$\sigma = W/A = 1000 / \frac{\text{}}{4} = \text{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (4) 組合せ応力： σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{(\text{}^2 + 3 \times \text{}^2)} = \text{} \text{ (MPa)} \quad (\text{小数点第3位を切上げ})$$

- (5) 許容値（引張強さ）： S_u (MPa)

$$S_u = 520 \text{ (MPa)} \quad (\text{ の値})$$

- (6) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 520 / \text{} = \text{} \quad (\text{小数点第3位を切下げ})$$

⑩門

図 4-23 に門の模式図を示す。

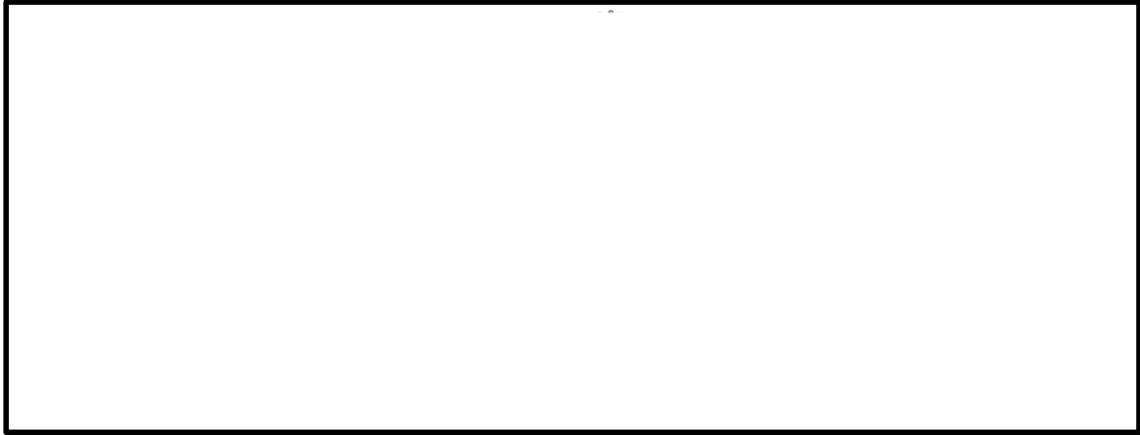


図4-23 門の模式図

- (1) 断面特性：断面積A (mm²)，断面係数Z (mm³)

$$A = \pi / 4 \times \boxed{}^2 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^2\text{) 小数点第3位を四捨五入}$$

$$Z = \pi / 32 \times \boxed{}^3 \times \boxed{} = \boxed{} \text{ (mm}^3\text{) (小数点第3位を四捨五入)}$$

- (2) 荷重：W (kN)

$$W = 1 \text{ (kN)}$$

$$F = \boxed{} = 1000 \times \boxed{} + 1000 \times (\boxed{} + \boxed{}) \times \boxed{} \\ = \boxed{} \text{ (N) (小数点第3位を四捨五入)}$$

$$M = \boxed{} \\ = 1000 \times \boxed{} \times (\boxed{} + \boxed{}) \times \boxed{} + 1000 \times \boxed{} \times \boxed{} \times \boxed{} \\ = \boxed{} \text{ (N) (小数点第3位を四捨五入)}$$

- (3) 評価断面に生じるせん断応力：τ (MPa)

$$\tau = F/A = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa) (小数点第3位を切上げ)}$$

- (4) 評価断面に生じる軸曲げ応力：σ_b (MPa)

$$\sigma_b = M/Z = \boxed{} / \boxed{} = \boxed{} \text{ (MPa) (小数点第3位を切上げ)}$$

- (5) 組合せ応力：σ_c (MPa)

$$\sigma_c = \sqrt{(\sigma_b^2 + 3 \times \tau^2)} = \sqrt{\boxed{} + 3 \times \boxed{}} = \boxed{} \text{ (MPa) (小数点第3位を切上げ)}$$

- (6) 許容値（引張強さ）：S_u (MPa)

$$S_u = 570 \text{ (MPa) } \boxed{} \text{ の値)}$$

- (7) 裕度：K

$$K = S_u / \sigma_c = 570 / \boxed{} = \boxed{} \text{ (小数点第3位を切下げ)}$$

以上の計算結果をまとめると、表4-3となる。

表4-3 荷重伝達経路各部位の簡易強度計算結果

No.	部品名		荷重1kN に対する 裕度	荷重 <input type="text"/> kN に対する 裕度 ＜対策前(門なし)＞	荷重 <input type="text"/> kN に対する 裕度 ＜対策後(門有り)＞	備考
1	ボルト1		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
2	ハンガーローラ	ブラケット1	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
3		リンク	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
4		ブラケット2	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
5	ボルト2		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
6	ホルダ		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
7	ボルト3		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
8	チェーンガイド		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
9	エンドボルト		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
10	チェーン	対策前	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		対策後	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
11	スプロケット軸	対策前	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		対策後	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
11'	モータ出力軸	対策前	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
		対策後	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
12	スプロケット軸補強部材		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
12'	減速機固定ボルト		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
13	モータベース		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
14	ボルト4		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
15	ハンガーレール		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	
16	門*		<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記 *：門については、加振試験時の扉の最大加速度 の荷重で評価した値 kN)

ブローアウトパネル閉止装置の閘ピンと閘受の熱膨張による影響について

1. 概要

閘ピン及び閘受プレートが熱膨張した場合においても、閘ピンの熱膨張は閘ピンと閘受プレートとの隙間の範囲内であり、閘の押上げ、挿入に影響がないことを確認する。

2. 評価結果

閘部の材質は、閘受プレートが []、ピンが [] である。 [] の線膨張係数は [] の約 [] 倍あるため、熱膨張によりピン径が増加するよりもプレート穴が大きくなる割合が大きいため、熱膨張は問題とはならない。

3. 線膨張係数による詳細評価

(1) 閘ピン及び閘受プレートの寸法は図3-1のとおり。

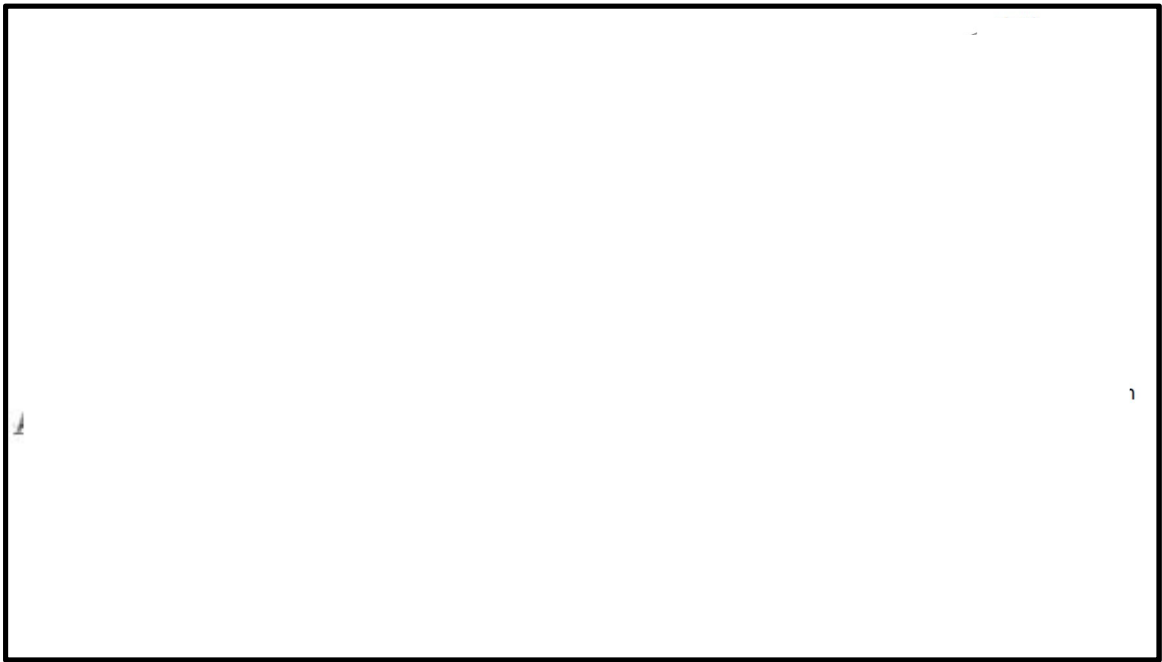


図3-1 閘ピン及び閘受プレート

(2) 評価条件・評価結果

- ✓ 閉止装置が閉止状態において、S A時の二次格納施設内の温度が [] °Cになると仮定し、 [] °Cからの $\Delta T = []$ Kにて評価
- ✓ 線膨張係数は次のとおり（出典：発電用原子力設備規格材料規格（2012年版））
[] (プレート) 線膨張係数 α_1 : [] K・・・プレート部
[] (閘ピン) 線膨張係数 α_2 : [] K・・・ピン部
- ✓ 熱による変位量 $\Delta L = \alpha \cdot L \cdot \Delta T$ により、各変位量を評価
評価条件及び評価結果を表3-1に示す。

表3-1 評価条件及び評価結果

	温度変化 ΔT (K)	L_1 (mm)	L_2 (mm)	ΔL (mm)	熱膨張による門ピンと門受 プレート間の隙間変位量 (mm)
プレート A-A	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
プレート B-B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	32.5	<input type="text"/>	<input type="text"/>
門ピン	<input type="text"/>	<input type="text"/>		<input type="text"/>	—

ブローアウトパネル閉止装置の機能確認試験結果（7月）について

1. 試験結果（追加試験）

「試験要領」に基づき実施した試験結果概要を以下の表 1-1 に示す。

表 1-1 試験結果概要

区分	No	試験項目	目的／試験内容	門 有無	結果
事前確認	1	センサ確認	加速度センサの動作確認	—	完了
	2	振動特性試験	ランダム波による門状態での振動特性（固有値）確認	有	完了
要素試験 （門単体）	3	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s （扉開） ・ 門作動確認	加振後の門動作確認	有	良好
気密性能 確認（加振 無）	4	気密性能試験	気密性能確認（門間隙を考慮し扉位置を変えて実施）	有	良好
加振試験 （1 回目）	5	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s （扉開） ・ 作動確認 ・ 気密性能試験	・ 加振→扉閉操作（門含む） → 気密性能確認 ・ 電動での扉開閉確認（門含む） ・ 手動での扉開閉確認（門含む）	有	良好
	6	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s （扉閉） ・ 作動確認 ・ 気密性能試験	・ 加振→気密性能確認 ・ 電動での扉開閉確認（門含む） ・ 手動での開閉操作（門含む）	有	良好
加振試験 （2 回目）	7	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s （扉開） ・ 作動確認 ・ 気密性能試験	・ 加振→扉閉操作（門含む） → 気密性能確認 ・ 電動での扉開閉確認（門含む）	有	良好
	8	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s （扉閉） ・ 作動確認 ・ 気密性能試験	・ 加振→気密性能確認 ・ 電動での扉開閉確認（門含む） ・ 手動での開閉操作（門含む）*	有	良好
その他 確認試験	参 考	加振試験 <input type="checkbox"/> S _s （扉開） ・ 扉開閉試験	強度を増加させたチェーンでの加振試験	無	良好

注記 *：電動による扉及び門の作動確認の結果、電流値、開閉時間に異常はないが、念のため手動開閉操作も実施

2. 固有振動数

ブローアウトパネル閉止装置の固有振動数を確認するため、扉が開状態と閉状態時に、各方向（X, Y, Z 方向）単独で、 Hz～ Hz 程度の振動数成分を有する広帯域ランダム波（加振レベル m/s² 程度）で加振し、閉止装置の固有振動数を確認した。結果として、扉開状態では、X 方向（面外方向）、Y 方向（面内方向）、Z 方向（鉛直方向）ともに明確な振動数ピークは確認されず、扉の固有振動数は Hz 以上と評価した。また扉閉状態では、X 方向（面外方向）にのみピークが確認され、閉状態面外方向の固有振動数は、前回加振時と同様に約 Hz（約 秒）と評価した。固有振動数を図 2-1 に示す。

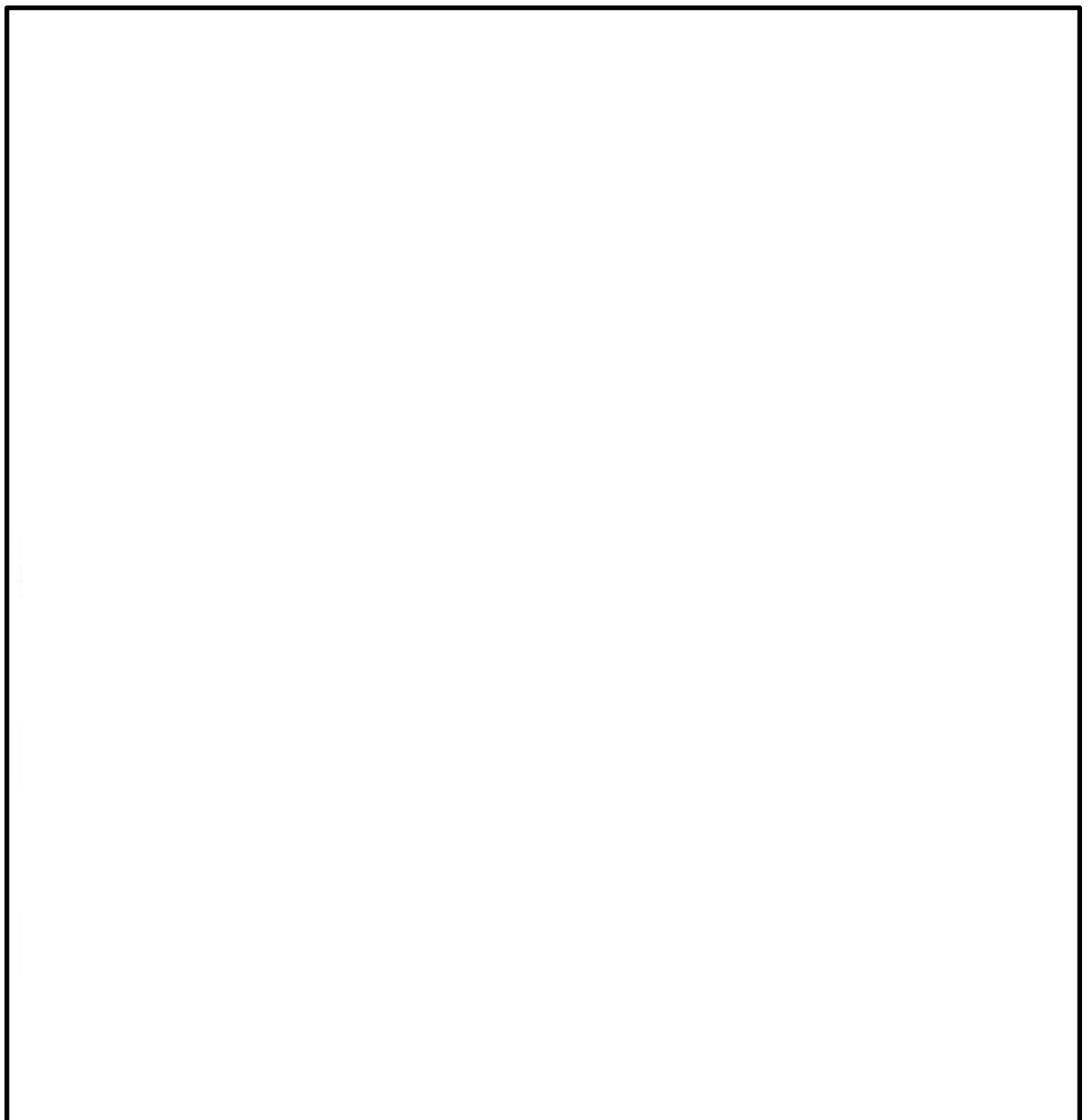


図 2-1 固有振動数

3. 加振試験加速度の妥当性

閉止装置の上部及び下部の最大加速度は、 S_s 包絡条件を超えており、必要な加振がされていることを確認した。加振レベル $\square S_s$ の加速度結果を以下の表 3-1 から表 3-8 に示す。また加振時の応答スペクトルが設計応答スペクトルを超えていることを確認した。応答スペクトルの測定結果を図 3-1 から図 3-8 に示す。

表 3-1 扉「開」上部の加速度評価（試験 No. 5）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A4(扉上部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-2 扉「開」下部の加速度評価（試験 No. 5）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A2(扉下部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-3 扉「閉」上部の加速度評価（試験 No. 6）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A3(扉上部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-4 扉「閉」下部の加速度評価（試験 No. 6）

方向	S_s 包絡条件 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	A1(扉下部)	判定結果
		計測結果 ($\times 9.8 \text{ m/s}^2$)	
X	$\square <$	\square	○
Y		\square	○
Z	$\square <$	\square	○

表 3-5 扉「開」上部の加速度評価（試験 No. 7）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A4(扉上部)	判定結果
		計測結果 (×9.8 m/s ²)	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

表 3-6 扉「開」下部の加速度評価（試験 No. 7）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A2(扉下部)	判定結果
		計測結果 (×9.8 m/s ²)	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

表 3-7 扉「閉」上部の加速度評価（試験 No. 8）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A3(扉上部)	判定結果
		計測結果 (×9.8 m/s ²)	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

表 3-8 扉「閉」下部の加速度評価（試験 No. 8）

方向	S _s 包絡条件 (×9.8 m/s ²)	A1(扉下部)	判定結果
		計測結果 (×9.8 m/s ²)	
X	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○
Y		<input type="text"/>	○
Z	<input type="text"/> <	<input type="text"/>	○

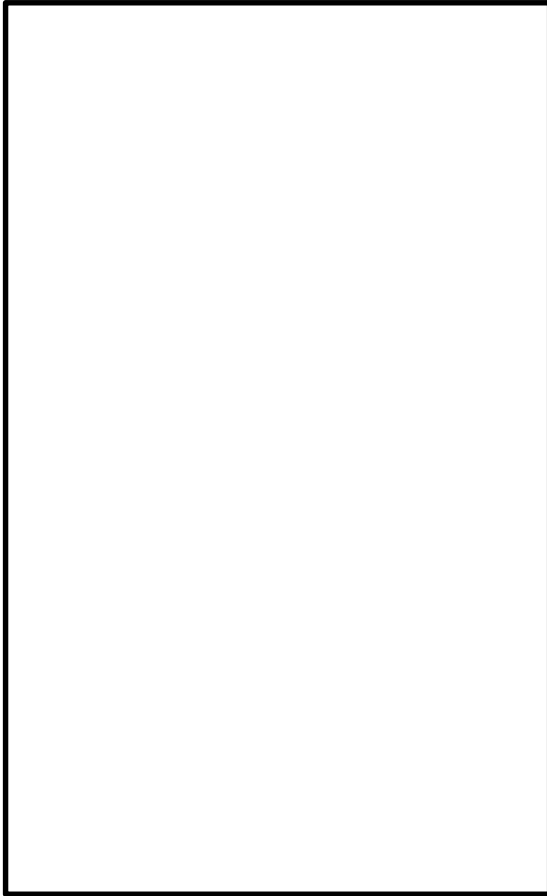


図 3-1 扉開 下部測定結果（試験 No. 5）

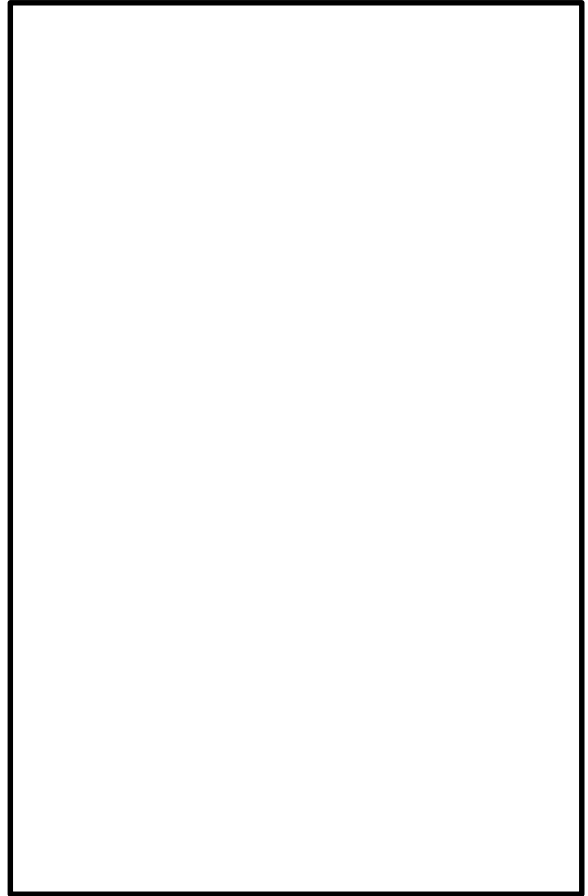


図 3-2 扉開 上部測定結果（試験 No. 5）

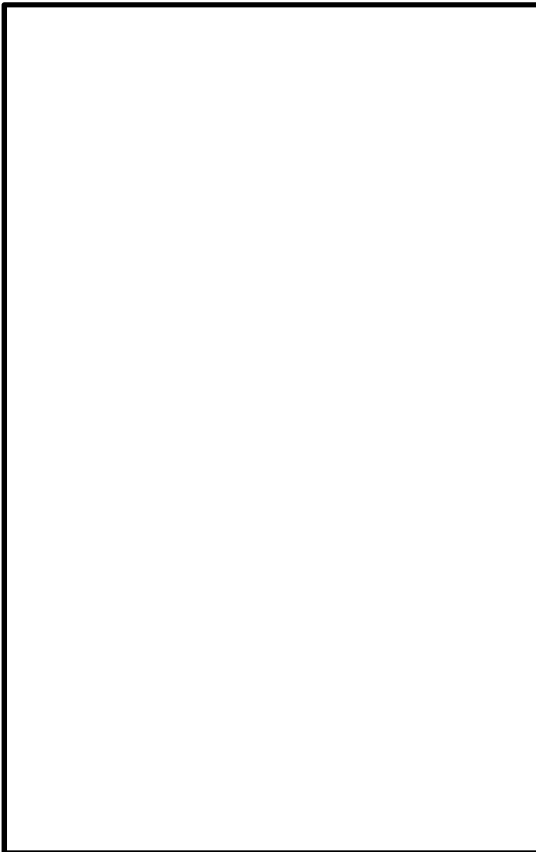


図 3-3 扉閉 下部測定結果（試験 No. 6）

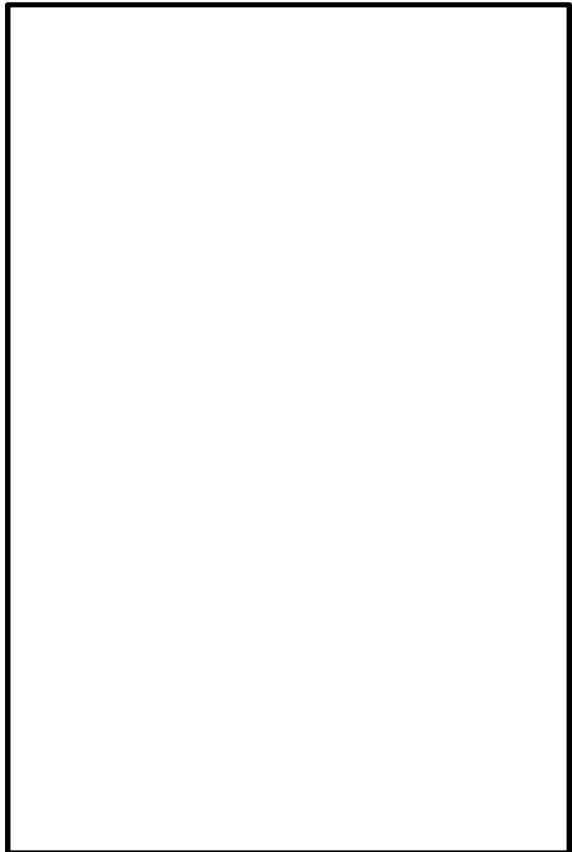


図 3-4 扉閉 上部測定結果（試験 No. 6）

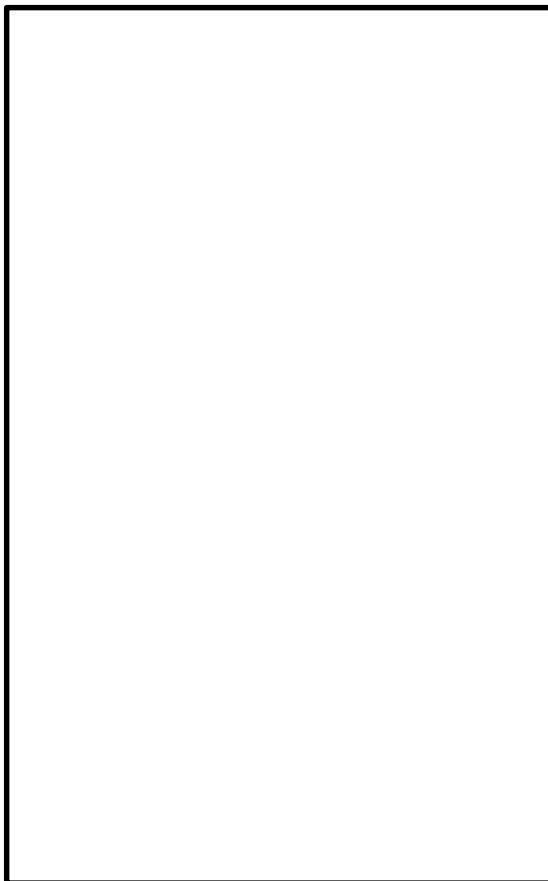


図 3-5 扉開 下部測定結果（試験 No. 7）



図 3-6 扉開 上部測定結果（試験 No. 7）

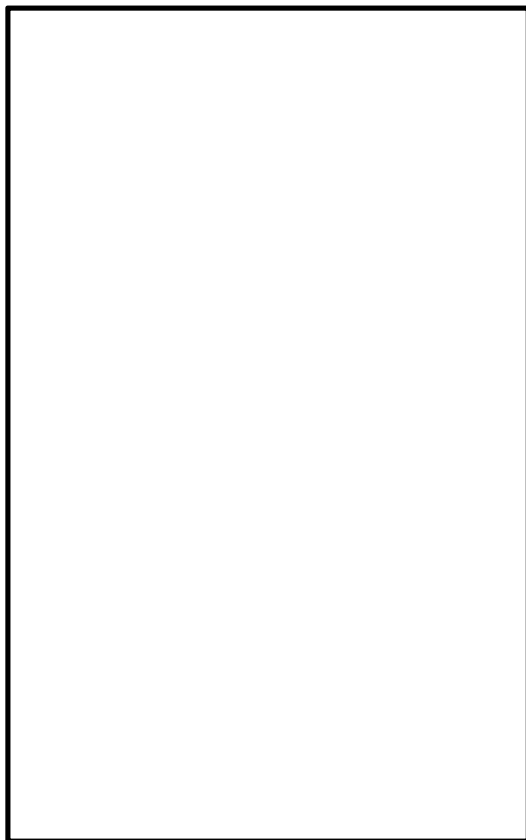


図 3-7 扉閉 下部測定結果（試験 No. 8）



図 3-8 扉閉 上部測定結果（試験 No. 8）

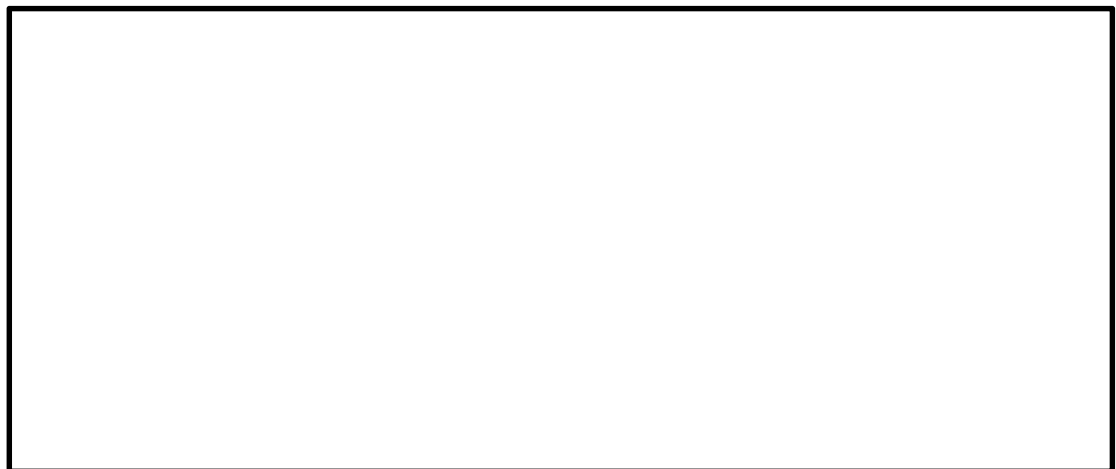
4. 加振試験結果

4.1 チェーン破損確認

門を設置した結果、チェーン破損はなく、扉開放等の不具合は認められなかった。結果を以下の表 4-1 に、擦れ跡発生メカニズムを図 4-1 に示す。

表 4-1 加振後の外観目視点検結果

試験条件		外観目視点検結果			
加振	扉	チェーン	扉開閉止	門	その他部位
<div>□S_s</div> <div>(1 回目)</div>	開	破損なし	異常なし	異常なし (擦れ跡有)	異常なし
	閉	破損なし	異常なし	異常なし (擦れ跡有)	異常なし
<div>□S_s</div> <div>(2 回目)</div>	開	破損なし	異常なし	異常なし (擦れ跡有)	異常なし
	閉	破損なし	異常なし	異常なし (擦れ跡有)	異常なし



<擦れ跡発生メカニズム>

門ピンと門受の間隙は、設計上、面内方向で約□mm、面外方向で約□mmである。扉は閉止状態では、テーパブロックとブッシュローラによりシート面に密着した状態にあるため面外方向に揺らされることはないが、面内方向には間隙分は自由に移動できるため、加振に伴い門ピンが門受けと接触し、門ピン等の表面（主に面内方向）に擦れ跡が発生する。

図 4-1 擦れ跡発生メカニズム

<チェーンの伸びについて>

加振によりチェーンには□mmの伸びが計測された。この伸びに対する見解は以下のとおりであり、チェーンの機能に影響を及ぼすような有意なものではないと評価した。

- ・ 今回使用した[]チェーン（[]の引張試験結果によると、門部の最大間隙から推定されるチェーンの最大変位量 []mm）が発生した場合でも、チェーンの変位は概ね弾性域であることを確認
- ・ チェーン製造メーカーによると、チェーンは組立歪と初期なじみにより初期伸びが発生する。その量は通常[]%程度だが、今回のチェーンの製造メーカーでは部品精度の向上等により、初期伸び量を[]%程度に抑えているため、今回のチェーンは全長約[]mmであり、この[]%は約[]mmに相当するため、今回確認されたチェーンの伸びは、この初期伸びに相当するものであり、有意なものではないと評価した。

4.2 気密性能試験結果

気密性能試験の初期状態及び加振後については表 4-2 のとおり。追加試験に先立って消耗品であるパッキンの交換を実施しているが、初期状態においても前回試験とほぼ同じ気密性能が確保できている。加振後の漏えい量も十分に小さく、原子炉建屋外壁のブローアウトパネル部に適用し、既設原子炉建屋のインリーク量を考慮した場合でも、原子炉建屋としての気密性能（負圧）は十分に確保できることを確認した。

表 4-2 加振後の気密漏洩試験

試験条件		通気量 [m ³ /h・m ²] (<input type="text"/> Pa 時)	備考	【参考】 前回 試験通気量 [m ³ /h・m ²]
扉	加振			
閉	初期状態	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
開	<input type="text"/> S _s	<input type="text"/>	加振後に扉を閉止し試験	<input type="text"/>
閉	(1 回目)	<input type="text"/>	扉閉状態での加振後の状態で試験	—
開	<input type="text"/> S _s	<input type="text"/> *1	加振後に扉を閉止し試験	<input type="text"/>
閉	(2 回目)	<input type="text"/> *2	扉閉状態での加振後の状態で試験	<input type="text"/>

注記 *1：風速計指示の振れ幅の最大値では、 m³/h・m²

*2：風速計指示の振れ幅の最大値では、 m³/h・m²

<原子炉建屋としての負圧達成について>

今回の閉止装置単体での気密性能試験結果から、本装置を原子炉建屋原子炉棟外壁のブローアウトパネル部に設置した場合の原子炉建屋の負圧達成可否について評価した結果、非常用ガス処理系定格容量 (m³/h) は、推定漏えい量 m³/h を十分に上回るため、非常用ガス処理系にて Pa 以上の負圧達成可能である。

- 既設原子炉建屋の推定インリーク量：約 m³/h@ Pa
- 閉止装置 10 個の合計面積：約 m²
- 閉止装置 10 個設置時の推定インリーク量： m²× m³/h・m²= m³/h@ Pa
- 非常用ガス処理系定格容量： m³/h@ Pa
- 閉止装置設置時の原子炉建屋原子炉棟の推定漏えい量：

$$\text{ m}^3/\text{h} + \text{ m}^3/\text{h} = \text{ m}^3/\text{h} @ \text{ Pa} < \text{ m}^3/\text{h} @ \text{ Pa}$$

(非常用ガス処理系定格容量の約 %)

<原子炉建屋としての負圧達成について（気密性能試験時の風速の振れを考慮）>

今回の閉止装置単体での気密性能試験は J I S に基づき実施しているが、風速測定時には風速の振れが伴っているため、試験時の振れ幅の最大値（ m³/h・m²）を考慮し、原子炉建屋の負圧達成可否について評価した。この結果、非常用ガス処理系定格容量（ m³/h）は、推定漏えい量 m³/h を十分に上回るため、非常用ガス処理系にて Pa 以上の負圧達成可能である。

- ・既設原子炉建屋の推定インリーク量：約 m³/h@ Pa
- ・閉止装置 10 個の合計面積：約 m²
- ・閉止装置 10 個設置時の推定インリーク量： m²× m³/h・m²= m³/h@ Pa
- ・非常用ガス処理系定格容量： m³/h@ Pa
- ・閉止装置設置時の原子炉建屋原子炉棟の推定漏えい量：

$$\text{ m}^3/\text{h} + \text{ m}^3/\text{h} = \text{ m}^3/\text{h} @ \text{ Pa} < \text{ m}^3/\text{h} @ \text{ Pa}$$

（非常用ガス処理系定格容量の約 %）

4.3 扉作動試験

加振前後の扉作動試験の結果は表 4-3、表 4-4 とおり。作動時間、電流値ともに設計目標値を満足しており、問題ないことを確認した。

表 4-3 加振前の扉作動試験結果

扉 (初期状態)	電動		手動
	時間	電流値	
	<input type="text"/> 秒以内 (目標値)	<input type="text"/> A 以内 (定格値)	
開放→閉止	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	異常なし
閉止→開放	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	異常なし

表 4-4 加振後の扉作動試験結果

試験条件	扉 (初期状態)	電動				手動
		開放→閉止		閉止→開放		
		時間	電流値	時間	電流値	
		<input type="text"/> 秒以内 (目標値)	<input type="text"/> A以内 (定格値)	<input type="text"/> 秒以内 (目標値)	<input type="text"/> A以内 (定格値)	
<input type="text"/> S _s (1回目)	開	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	開→閉 異常なし
	閉	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	閉→開 異常なし
<input type="text"/> S _s (2回目)	開	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	—
	閉	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	約 <input type="text"/> 秒	約 <input type="text"/> A	開→閉 異常なし*

注記 *：試験結果（1回目）と電動動作試験結果から省略可能であるが、最終確認として実施

4.4 門作動試験

加振前後の門作動試験の結果は表 4-5、表 4-6 のとおり。作動時間、電流値ともに設計目標値を満足しており、問題ないことを確認した。

表4-5 加振前の門作動試験結果

門位置	電動				手動	
	押上げ時		挿入時		押上げ時	挿入時
	時間	電流値	時間	電流値		
	□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)	□秒以内 (目標値)	□A以内 (定格値)		
扉開側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし
扉閉側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし

表4-6 加振後の門作動試験結果

試験 条件	扉 (初期 状態)	門位置	電動				手動	
			押上げ時		挿入時		押上げ時	挿入時
			時間	電流値	時間	電流値		
			□秒 以内 (目標値)	□A 以内 (定格値)	□秒 以内 (目標値)	□A 以内 (定格値)		
□S _s (1回目)	開	扉開側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし
		扉閉側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし
	閉	扉開側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし
		扉閉側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし	異常なし
□S _s (2回目)	開	扉開側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	—	—
		扉閉側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	—	—
	閉	扉開側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし*	異常なし*
		扉閉側	約□秒	約□A	約□秒	約□A	異常なし*	異常なし*

注記 *：試験結果（1回目）と電動動作試験結果から省略可能であるが，最終確認として実施

門がない状態での加振試験

1. チェーン破損確認

6 月の加振試験では、チェーンに損傷が発生し、扉の操作機能を喪失する事象が発生した。このため、本不具合の再発防止策として、前述のように門の設置やチェーン材質の変更等を実施することとした。

また、門がない状態での加振試験を実施し、主にチェーンの材質変更（強度増加）の効果について確認し、門がない状態でもチェーンに破損等は発生せず、扉の開閉機能が確保できることを確認した。

2. 試験結果

扉は閉方向に約□ mm 移動したが、チェーンに破損、有意な伸びはなく、扉の開閉に問題はなかった。また、本加振前後でチェーンの伸びを測定した結果、チェーンの伸びは約□ mm (□ mm → □ mm) であったが、本伸びは、組立歪や初期なじみにより使用開始時に発生する伸びであり、チェーンメーカーによる見解である全長に対して□ %程度 (約□ mm) であり、有意な伸びではないと評価した。表 2-1 に門がない状態での加振後の扉作動試験結果を、図 2-1 に門がない状態での加振試験時の状況を示す。

表 2-1 門がない状態での加振後の扉作動試験結果

試験条件		電動			
扉	加振	開放→閉止		閉止→開放	
		作動時間	電流	作動時間	電流
		目標 □ 秒 以内	目標 □ A 以内	目標 □ 秒 以内	目標 □ A 以内
開*	□ S _s	約 □ 秒	□ A	約 □ 秒	□ A

注記 *：これまでの加振試験結果から、電動機スプロケットからチェーンガイド端部までの距離が短く、チェーンが損傷を受けやすい扉開状態にて試験を実施

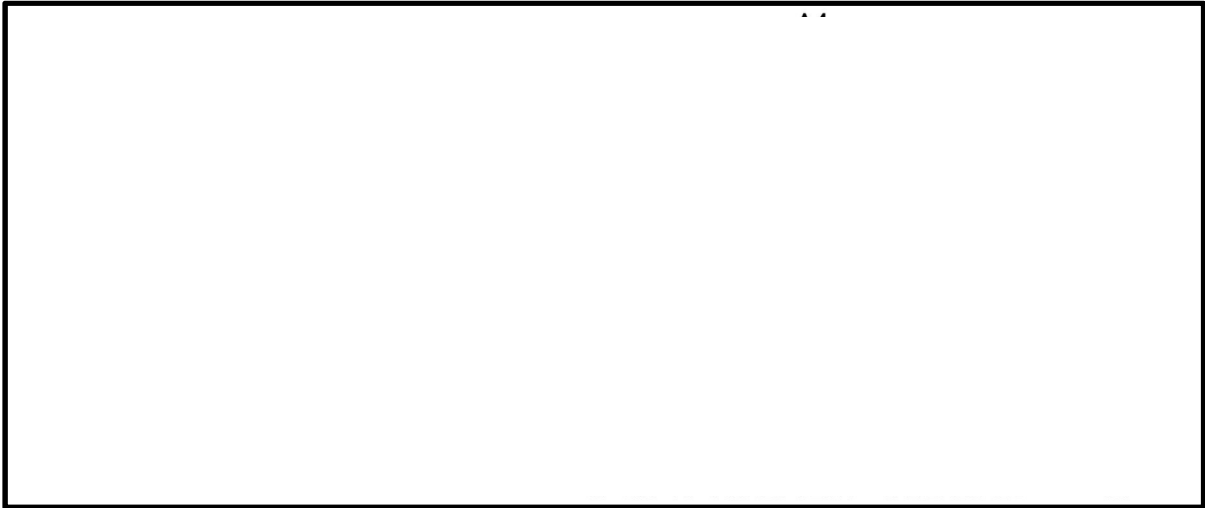


図 2-1 門がない状態での加振試験時の状況

ブローアウトパネル強制開放装置（自主対策設備）の配置と構造について

1. 概要

ブローアウトパネル強制開放装置（以下「強制開放装置」という。）は、炉心の著しい損傷が発生し閉止装置の気密機能が必要な状況において、仮に原子炉建屋外側ブローアウトパネルの開放が途中で止まった場合を想定して、強制的に原子炉建屋外側ブローアウトパネルを開放させるために設置する。本設備は、自主対策設備として設置する。

2. 設置位置及び個数

強制開放装置は、各ブローアウトパネルに設置することとし、原子炉建屋原子炉棟 5 階、6 階に計 10 個設置する。

設置位置を図 2-1 に、系統概要図を図 2-2 に示す。

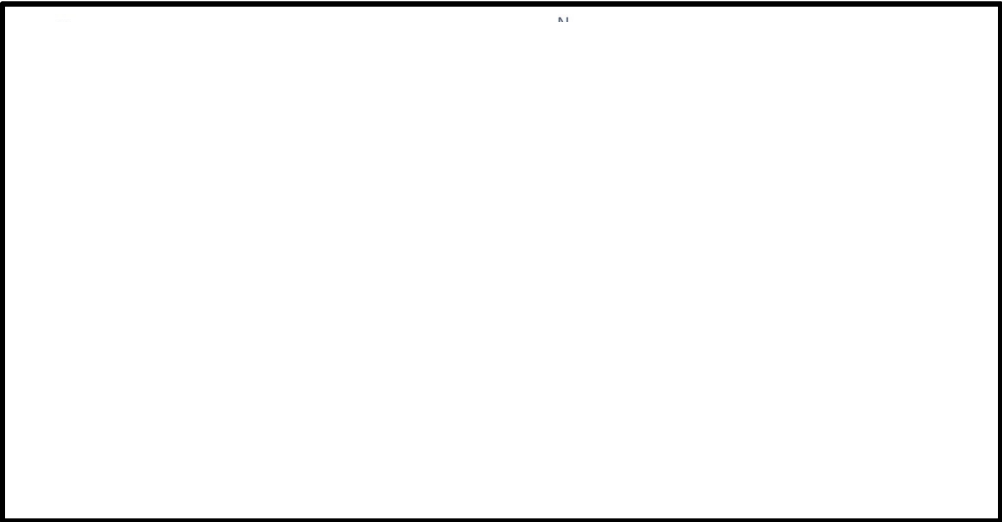


図 2-1 強制開放装置設置位置図

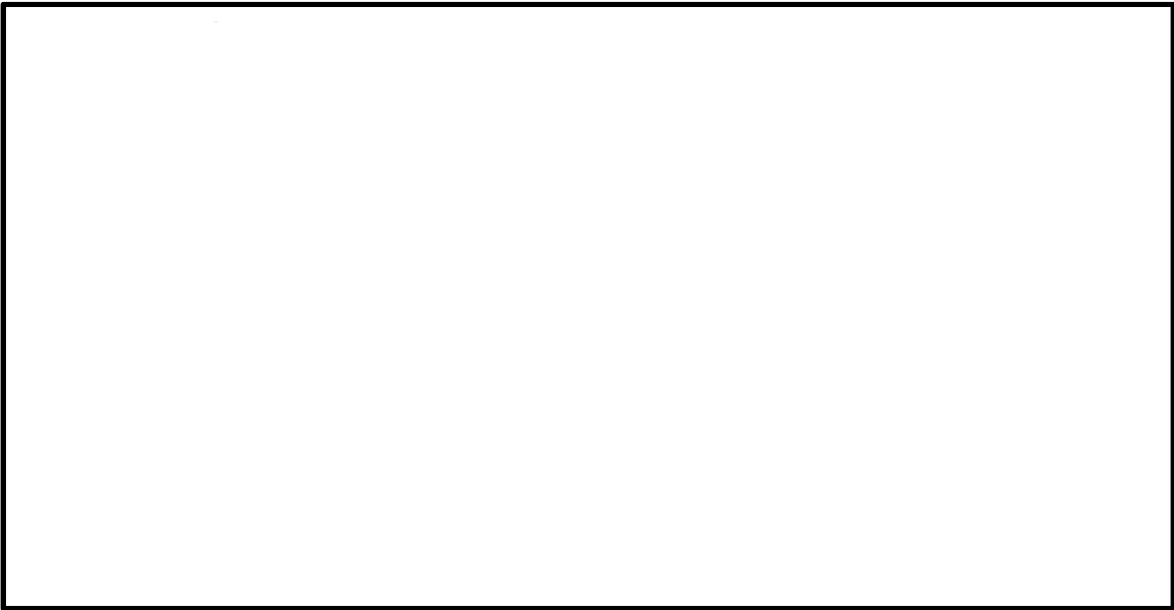


図 2-2 強制開放装置系統概要図

3. 設備概要

本設備は、シリンダ、窒素ガスポンペ、アキュムレータ等から構成され、アキュムレータを介してシリンダに作動液（水－グリコール）を供給する一次側、窒素ガスポンペからアキュムレータに窒素を供給する二次側に分かれる。

本設備は、中央制御室から操作可能とし、操作スイッチにより窒素ガスポンペの出口に設置された空気作動弁を開動作させ、窒素をアキュムレータに供給することにより、アキュムレータ内のピストンを押上げ、ピストンの押上げに伴い作動液がシリンダに供給され、シリンダを伸ばすことにより、ブローアウトパネルを建屋内側から外側に押し出す設計としている。

ブローアウトパネル閉止装置の開放を仮定した場合の中央制御室の被ばく評価への影響について

1. 評価方針

(1) 評価の概要

ブローアウトパネルが開放し炉心の著しい損傷が発生した場合の評価事象を選定し、ブローアウトパネル閉止装置の短期的な開放を仮定した場合、そのソースタームの設定により、被ばく経路ごとに中央制御室の居住性を確保するための設備及び運用面の対策を考慮した線量評価を行い、中央制御室に入り、とどまる運転員の実効線量の計算結果を、ブローアウトパネル閉止装置が開放しない場合と比較する。

具体的な居住性に係る被ばく評価の手順は以下のとおりであり、図 1-1 に示す。

- a. 評価事象は、炉心の著しい損傷が発生した場合についてブローアウトパネル閉止装置が短期的に開放することを考慮し、運転員の線量評価結果が厳しくなるよう選定する。なお、ブローアウトパネル閉止装置が開放しない場合についても評価を行う。
- b. 評価事象に対して、原子炉施設に滞留する又は放出される放射性物質によって、中央制御室に入り、とどまる運転員の放射線被ばくをもたらず経路を選定する。
- c. 評価事象に対して、建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量を計算する。
- d. 原子炉建屋内の放射性物質の存在量分布から線源強度を計算する。
- e. 発電用敷地内の気象データを用いて、大気拡散を計算して相対濃度及び相対線量を計算する。
- f. 中央制御室内及び入退域時の運転員の被ばくを計算する。被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を計算し、これを運転員の中央制御室内の滞在時間及び入退域に要する時間の割合で配分して計算する。
 - (a) 中央制御室内での被ばく
 - イ. d. の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
 - ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばくを、中央制御室遮蔽による遮蔽効果を考慮して計算する。
 - ハ. c. 及び e. の結果を用いて、中央制御室内に外気から取り込まれた放射性物質の濃度を、中央制御室換気系設備による室内放射性物質の低減効果を考慮して計算し、放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。
 - (b) 入退域時の被ばく
 - イ. d. の結果を用いて、建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばくを計算する。
 - ロ. c. 及び e. の結果を用いて、大気中へ放出された放射性物質による被ばく（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）を計算する。
- g. f. の被ばく経路ごとの線量を合算し、判断基準と比較する。

(2) 評価事象の選定

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉施設の構造及び特性並びに安全上及び格納容器破損防止の諸対策の観点から、評価事象を選定する。具体的には以下のとおりとする。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第37条の「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の想定する格納容器破損モードのうち、起因事象としてブローアウトパネルが開放し、ブローアウトパネル閉止装置に期待する事故シーケンスを想定する。

事故シーケンスとしては、起因事象としてブローアウトパネルが開放する主蒸気管破断を含む過渡事象起因であり、炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く推移する「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」とし、全交流動力電源喪失の重量を考慮する。

また、評価期間は、解釈に従い事故後7日間とする。

評価事象に係る条件を表1-1に示す。

(3) 被ばく経路の選定

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員は、中央制御室にとどまり必要な操作、措置を行う。この時、大気中に放出された放射性物質が中央制御室内に取り込まれることなどにより、中央制御室内に滞在している運転員は被ばくする。また、運転員の当直交替に伴い入退域の移動が生じ、この入退域時にも運転員は被ばくする。

以上より、運転員の被ばく経路は、以下の被ばく経路①～⑤を考慮する。

また、評価事象ごとの対象とする被ばく経路は、それぞれの事故の形態、規模、事象進展、運転員の交替要員体制等を考慮して選定する。

運転員の被ばく経路及び中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージを図1-2及び図1-3に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

想定事故時に建屋内に放出された放射性物質から直接的に施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「直接ガンマ線」という。）及び空気中で散乱されて施設周辺に到達してくるガンマ線（以下「スカイシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路② 大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が大気中を拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線（以下「クラウドシャインガンマ線」という。）及び大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（以下「グランドシャインガンマ線」という。）が、中央制御室遮蔽を透過して中央制御室内の運転員に与える線量。

(c) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

大気中へ放出された放射性物質が、中央制御室内に取り込まれて中央制御室内の運転員に与える線量（ガンマ線による外部被ばく及び呼吸による吸入摂取による内部被ばく）。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線が、入退域時の運転員に与える線量及び吸入摂取による内部被ばく線量。

(4) 建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布及び大気中への放出量の計算は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、事故の形態、規模により、運転員の被ばくへの影響度合いを考慮して適切に設定する。

a. 事故発生直前の状態

事象発生直前まで、原子炉は定格出力の 105 %で長期間にわたって運転されていたものとする。炉心内蓄積量計算条件を表 1-2 に示す。

炉心の著しい損傷が発生した場合の評価で使用する炉心内蓄積量は、ウラン燃料の 9×9 燃料炉心を条件に、燃焼計算コード OR I GEN 2 コードにより算出する。事故発生直前の炉心内蓄積量を表 1-3 に示す。

計算にあたっては、9×9 燃料炉心の代表的な燃焼度、比出力、初期濃縮度及び運転履歴を考慮する。

- ・ 燃焼度 : 55000 MWd/t (燃焼期間は、5 サイクルの平衡炉心を想定)
- ・ 比出力 : 26 MW/t
- ・ 初期濃縮度 : 3.8 %
- ・ 核データライブラリ : JENDL3.2 (BWR STEP-3 VR=0 %, 60 GWd/t)

b. 評価の対象とする放射性核種

運転員の被ばくに有意に寄与すると考えられる放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）を対象とする。よう素は、有機よう素及び無機よう素を考慮する。また、粒子状放射性物質も含めた放射性核種を対象とする。よう素は、有機よう素、無機（元素状）よう素及び粒子状よう素を考慮する。

c. 大気中への放出過程

対象核種ごとに、大気中への放出過程上における放射性物質の低減効果を適切に考慮し、大気中への放出量を計算する。

(5) 建屋内の線源強度の計算

建屋内の放射性物質の存在量分布から計算する線源強度及びその計算結果を用いた被ばく経路①の計算については、審査ガイドを参照する。

(6) 大気拡散の計算

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価に使用する相対濃度及び相対線量は、「被ばく評価手法について（内規）」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、一部改訂 平成13年3月29日 原子力安全委員会）」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。

a. 大気拡散評価モデル

放出点から放出された放射性物質が大気中を拡散して評価点に到達するまでの計算は、ガウスプルームモデルを適用する。

(a) 相対濃度

相対濃度は、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに評価点ごとに以下の式のとおり計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot \delta_i^d$$

ここで、

χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

δ_i^d : 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき $\delta_i^d = 1$

: 時刻 i において風向が他の方位にあるとき $\delta_i^d = 0$

(高所放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{2\pi \cdot \Sigma_{yi} \cdot \Sigma_{zi} U_i}$$

$$\Sigma_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{CA}{\pi}} \quad , \quad \Sigma_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{CA}{\pi}}$$

(地上放出の場合)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \Sigma_{yi} \Sigma_{zi} U_i}$$

ここで、

U_i : 時刻 i の放出源を代表する風速 (m/s)

Σ_{yi} : 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向 (y 方向) の拡がりのパラメータ (m)

Σ_{zi} : 時刻 i の建屋の影響を加算した濃度の水平方向 (z 方向) の拡がりのパラメータ (m)

σ_{yi} : 時刻 i の濃度の y 方向の拡がりパラメータ (m)

σ_{zi} : 時刻 i の濃度の z 方向の拡がりパラメータ (m)

C : 建屋の風向方向の投影面積 (m²)

A : 形状係数 (—)

上記のうち、気象項目 (風向、風速及び σ_{yi} 、 σ_{zi} を求めるために必要な大気安定度) につ

いては、「b. 気象データ」に示すデータを、建屋の投影面積については「a. 建屋投影面積」に示す値を、形状係数については「f. 形状係数」に示す値を用いることとする。実効放出継続時間及び放出源高さは事故シーケンスに応じて求める条件であることから、個別に設定する。

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）における相関式を用いて計算する。

(b) 相対線量

クラウドシャインガンマ線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効放出継続時間をもとに、評価点ごとに以下の式で計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_0 \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D/Q : 評価地点 $(x, y, 0)$ における相対線量 (μ Gy/Bq)

(K_1/Q) : 単位放出率当たりの空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}\right)$

E : ガンマ線の実効エネルギー (MeV/dis)

μ_0 : 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 (1/m)

μ : 空気に対するガンマ線の線減衰係数 (1/m)

r : (x', y', z') から $(x, y, 0)$ までの距離 (m)

$B(\mu r)$: 空気に対するガンマ線の再生係数 (—)

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_0, \mu, \alpha, \beta, \gamma$ については、0.5 MeV のガンマ線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_0 = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$: 放射性雲中の点 (x', y', z') における濃度 (Bq/m³)

b. 気象データ

2005 年 4 月～2006 年 3 月の 1 年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向、風速データが不良標本の棄却検定により、過去 10 年間の気象状態と比較して異常でないことを確認している。

c. 相対濃度及び相対線量の評価点

相対濃度及び相対線量の評価点は以下とする。

(a) 中央制御室内滞在時

換気系設備は事故検知後、通常運転時の排風機が停止し、中央制御室給気隔離弁、中央制御室排気隔離弁及び排煙装置隔離弁が閉止する。その後、フィルタユニット入口隔離弁が開き、チャコールフィルタを介して中央制御室内の空気を再循環する閉回路循環運転に切り替わることを前提とする。中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室が属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので、相対濃度の評価点は中央制御室中心を代表とする。

また、相対線量の評価点も同様に中央制御室中心とする。

(b) 入退域時

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とし、入退域時の評価点は、線量評価結果が厳しくなる様、運転員の入退域時のアクセスルート中において原子炉建屋原子炉棟に近接する屋外（建屋入口）とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合の放射性物質の放出源と評価点の位置関係を図 1-4 に示す。

d. 評価対象方位

中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著になると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して拡散の計算を行う。

中央制御室の被ばく評価においては、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係について、以下の条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。放出点から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離を用いる。

(a) 放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合

(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向 n について、放出源の位置が風向 n と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲（図 1-5 の領域 A_n ）の中にある場合

(c) 評価点が、巻き込みを生じる建屋の風下にある場合

巻き込みを生じる代表建屋として、放出源から最も近く、影響が最も大きいと考えられる原子炉建屋を選定する。そのため評価対象とする方位は、放出された放射性物質が原子炉建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散する方位及び原子炉建屋の巻き込み現象の影響を受けて拡散された放射性物質が評価点に届く方位の両方に該当する方位とする。具体的には、全 16 方位のうち以下の (a)～(b) の条件に該当する方位を選定し、すべての条件に該当する方位を評価対象とする。

- (a) 放出点が評価点の風上にあること。
- (b) 放出点から放出された放射性物質が、原子炉建屋の風上側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること。
- (c) 原子炉建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること。

評価対象とする方位は、原子炉建屋を見込む方位の範囲の両端が、それぞれの方位に垂直な投影形状の左右に 0.5L (L は対象となる複数の方位の投影面積の中の最小面積とする) だけ幅を広げた部分を見込む方位を仮定する。

上記選定条件(b)の条件に該当する風向の方位の選定には、放出点が評価点の風上となる範囲が対象となるが、放出点は原子炉建屋に近接し、0.5L の拡散領域の内部にあるため、放出点が風上となる 180° を対象とする。その上で、選定条件(c)の条件に該当する風向の方位の選定として、評価点から原子炉建屋+0.5L を含む方位を対象とする。

以上より、選定条件(a)～(c)の条件にすべて該当する方位は、本評価においては、評価点が中央制御室中心の場合で、放出源が原子炉建屋の場合は、9 方位 (S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N) となる。また、評価点が建屋入口の場合で、放出源が原子炉建屋の場合は、9 方位 (S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, NNW, N) となる。

なお、放出源が非常用ガス処理系排気筒の場合においては、放出源の高さが原子炉建屋の高さの 2.5 倍以上となることから建屋の影響を受けないものとして評価し、評価点が中央制御室中心及び建屋入口ともに W 方位となる。評価対象とする風向を図 1-6～図 1-9 に示す。

e. 建屋投影面積

建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。

原子炉建屋の投影面積を図 1-10 に示す。

f. 形状係数

建屋の形状係数は 1/2* とする。

g. 累積出現頻度

中央制御室の居住性に係る被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べたとき累積出現頻度 97 %* に当たる値を用いる。

注記 * : 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」昭和 57 年 1 月 28 原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂

大気拡散評価条件を表1-4に示す。

(7) 線量計算

炉心の著しい損傷が発生した場合の線量計算に当たっては、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて、中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表 1-5 に示す。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの移動を考慮して、線量評価結果が厳しくなるように建屋入口に 15 分間滞在するものとする。

a. 中央制御室内での被ばく

(a) 被ばく経路① 建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉建屋内に浮遊する放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置及び形状等から評価する。

イ. 評価条件

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合における想定事故時の線源強度は、次のとおりとする。

炉心の著しい損傷が発生した場合に炉心から格納容器内に放出された放射性物質は、格納容器から原子炉建屋（二次格納施設）内に放出され、二次格納施設内の自由空間内に均一に分布するものとする。この二次格納施設内の放射性物質を直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の線源とする。

評価に使用する積算線源強度を表 1-6 に示す。

ガンマ線エネルギー群構造は、評価済核データライブラリ JENDL-3.3^{*1} から作成した輸送計算用ライブラリ MATXSLIB-J33^{*2} の 42 群とする。

注記 *1: K. Shibata, et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3", J. Nucl. Sci. Technol., 39, 1125 (2002)

*2: K. Kosako, N. Yamano, T. Fukahori, K. Shibata and A. Hasegawa, "The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3", JAERI-Data/Code 2003-011 (2003)

(ロ) 幾何条件

中央制御室内での被ばく評価に係る直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価モデルを、それぞれ図 1-11 及び図 1-12 に示す。直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋の地下 1 階以上^{*1} とし、保守的に各階の二次格納施設の東西南北最大幅をとることとする。スカイシャインガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋運転階のみ^{*2} とする。

原子炉建屋は保守的に二次遮蔽及び中央制御室遮蔽を考慮する。二次遮蔽及び中央制御室遮蔽において、評価で考慮する壁及び天井は、公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値とする。

注記 *1：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため、十分無視できる。
ただし、原子炉建屋に関しては、中央制御室が隣接するため、保守的に地下1階を考慮する。

*2：原子炉建屋運転階の床はコンクリート厚さが厚く、下層階からの放射線を十分に遮蔽している。したがって、建屋天井から放射されるガンマ線を線源とするスカイシャインガンマ線の評価では、下層階に存在する放射性物質からの放射線の影響は十分小さいため、線源として無視できる。

直接ガンマ線の線源範囲は、原子炉建屋の地上1階以上*3とし、保守的に各階の管理区域の東西・南北最大幅をとることとする。

中央制御室は中央制御室遮蔽を考慮する。

なお、中央制御室遮蔽及び二次遮蔽は鉄筋コンクリートであるが、評価上コンクリートのみとし、コンクリート密度は東海第二発電所建設時の骨材（砂，砂利）配合記録より、日本建築学会 建築工事標準仕様書・同解説「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事（JASS 5N）」に基づき乾燥単位容積質量として評価した2.0 g/cm³とする。また、評価で考慮する壁は、公称値からマイナス側許容差（-5 mm）を引いた値とする。

注記 *3：地下階は外壁厚さが厚く、地面にも遮られるため、十分無視できる。

(ハ) 評価点

室内作業時の評価点は、線量評価結果が厳しくなる様、線源領域である原子炉建屋原子炉棟に囲まれる図1-13に示す位置とした。

(ニ) 計算機コード

直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線は、ANISN及びG33-GP2Rコードを用いる。

(b) 被ばく経路②（クラウドシャインガンマ線）

大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、以下により計算する。

イ. 線量計算

大気中放射性物質からの直接ガンマ線による中央制御室内作業時の実効線量は、以下により評価する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) \cdot F dt$$

ここで、

H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)
 D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
 $Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)
 (ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)
 F : 中央制御室遮蔽厚さにおける減衰率 (－)

(c) 被ばく経路③

中央制御室内へ外気から取り込まれた放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばく線量は以下により評価する。

イ. 中央制御室内の放射性物質濃度計算

(イ) 計算式

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下の式を用いて、中央制御室換気系設備等を考慮した評価を実施する。

$$\frac{d(V \cdot C_i(t))}{dt} = (1 - \eta) \cdot C_i^0(t) \cdot f_1 + C_i^0(t) \cdot f_2 - C_i(t) \cdot (f_1 + f_2 + \eta \cdot F_F) - \lambda_i \cdot V \cdot C_i(t)$$

ここで、

V : 中央制御室内容積 (m^3)
 $C_i(t)$: 時刻 t における中央制御室内の核種 i の濃度 (Bq/ m^3)
 η : チャコールフィルタの除去効率 (－)
 $C_i^0(t)$: 時刻 t における中央制御室換気系給気口での核種 i の濃度 (Bq/ m^3)

$$C_i^0(t) = Q_i(t) \cdot \chi / Q$$

$Q_i(t)$: 時刻 t における大気への核種 i の放出率 (Bq/s)
 χ / Q : 相対濃度 (s/m^3)
 f_1 : 中央制御室への外気取込量 (m^3/s)
 f_2 : 中央制御室への外気インリーク量 (m^3/s)
 F_F : 再循環フィルタを通る流量 (m^3/s)
 λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s^{-1})

(ロ) 事故時運転

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、全交流動力電源喪失を想定し、電源復旧の時間を考慮し、事故発生から 2 時間後に中央制御室フィルタ系ファンが起動する想定としている。また、外気を取り入れる場合は、事故後運転員による外気取入れモード操作により隔離弁が開き、フィルタを介して外気を取り込む設計となっている。

(ハ) 中央制御室バウンダリ体積

中央制御室バウンダリ体積は、中央制御室、運転員控室等の中央制御室換気系設備の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に 2800 m³ とする。

(ニ) フィルタ除去効率

- i. 中央制御室換気設備のよう素フィルタの除去効率は、設計上 97 %以上期待できるが、評価上保守的に 95 %とする。
- ii. 中央制御室換気系設備の高性能粒子フィルタの除去効率は、設計上 99.97 %以上期待できるが、評価上保守的に 99 %とする。

(ホ) 中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量

中央制御室非常用給気ファンの起動により、フィルタ流量は設計上期待できる値として 5100 m³/h とする。

(ヘ) 空気流入量

中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、換気率換算で設計上期待できる値として 1.0 回/h とする。

中央制御室内放射性物質濃度評価条件を表 1-7 に示す。

ロ. 線量計算

中央制御室内の放射能濃度により、以下の式を用いて外部被ばく及び内部被ばく線量を計算する。

(イ) 中央制御室内の放射性物質による外部被ばく

中央制御室は、容積が等価な半球状とし、半球の中心に運転員がいるものとする。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による実効線量は、次式で計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T 6.2 \times 10^{-14} \cdot E_{\gamma} \cdot C_{\gamma}(t) \cdot \{1 - e^{-\mu r}\} dt$$

ここで、

H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からのガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)

E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5 MeV)

$C_{\gamma}(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m³)

(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

μ : 空気に対するガンマ線のエネルギー吸収係数 ($3.9 \times 10^{-3} \text{ m}^{-1}$)

r : 中央制御室内空間と等価な半球の半径 (m)

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

(ロ) 中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばく

中央制御室内の放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot C_I(t) dt$$

ここで、

H_I : よう素の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)

(成人活動時の呼吸率 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$)

H_{∞} : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量
($2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$)

$C_I(t)$: 時刻 t における中央制御室内の放射能濃度 (Bq/m^3)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④

入退域時における建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路①と同様である。ただし、入退域時は屋外を移動するため、スカイシャインガンマ線の評価には中央制御室遮蔽及び二次遮蔽のガンマ線の遮蔽効果を考慮しない。

(b) 被ばく経路⑤

入退域時における大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び放射性物質の吸入による内部被ばくは以下により計算する。

イ. 線量計算

(イ) 放射性物質からのガンマ線による外部被ばく

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばくは、以下により計算する。

$$H_{\gamma} = \int_0^T K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma}(t) dt$$

ここで、

H_{γ} : 時刻 T までの放射性物質からの直接ガンマ線による外部被ばく線量 (Sv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)

D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)

$Q_{\gamma}(t)$: 時刻 t における大気への放射能放出率 (Bq/s)
(ガンマ線実効エネルギー 0.5 MeV 換算値)

(ロ) 放射性物質の吸入による内部被ばく

大気中へ放出された放射性物質の吸入による内部被ばくは、次式で計算する。

$$H_I = \int_0^T R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I(t) dt$$

ここで、

H_I : 時刻 T までの放射性物質の吸入による内部被ばく (Sv)

R : 呼吸率 (m^3/s)

(成人活動時の呼吸率 $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$)

H_{∞} : よう素 (I-131) を 1 Bq 吸入した場合の成人の実効線量
($2.0 \times 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

$Q_I(t)$: 時刻 t における大気への放射性物質の放出率 (Bq/s)
(I-131 等価量-成人実効線量係数換算)

線量計算条件を表 1-8 に示す。

(8) 線量の合算及び判断基準との比較

被ばく経路ごとの線量を合算し、居住性に係る被ばく評価の判断基準 100 mSv と比較する。

2. 評価条件及び評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合における条件は、「1. 評価方針」に示すとおりであり、大気中への放射性物質の放出過程、中央制御室内の滞在期間及び入退域に要する時間並びに中央制御室換気空調設備の起動時間等の条件を考慮して、以下のとおり線量を評価する。

(1) 大気中への放出量の評価

大気中に放出される放射性物質の量は、審査ガイドに従い設定する。放射性物質の大気放出過程を図 2-1～図 2-4 に示す。放射性物質の大気中への放出量評価に関する条件を表 2-1 に示す。

a. 有効性評価におけるソースターム解析結果

有効性評価におけるソースターム解析結果として、1. (2) 項の想定事象で示した事故シーケンス「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」（全交流動力電源喪失の重量を考慮）を想定し、格納容器から原子炉建屋への漏えい及び原子炉建屋から大気中への放出を考慮して実施したMAAP解析結果を使用する。表 2-2 に大気中への放出量評価結果を示す。

被ばく評価においては、本評価から得られるMAAP解析結果の、格納容器への放出割合、格納容器から原子炉建屋への漏えい割合及び格納容器圧力逃がし装置への放出割合のトレンドを使用する。

b. よう素の化学形態

よう素の化学形態は、表 2-3 を使用する。

表 2-3 よう素の化学形態

	よう素の化学形態*1
有機よう素	4 %
無機よう素	91 %
粒子状よう素	5 %

注記 *1: R. G. 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors”

c. 格納容器内での自然沈着

CSE 実験*2に基づき、無機よう素の格納容器内での自然沈着率を 9×10^{-4} (1/s) と設定し、カットオフ DF200 後は自然沈着の効果を見込まない評価とする。本事故シーケンスでは、格納容器内の無機よう素の存在量が 1/200 になる時間は、事故後 4.6 時間となるため、4.6 時間までは自然沈着率 9×10^{-4} (1/s) を適用し、それ以降は無機よう素の自然沈着がないものとして評価する。

注記 *2: R. K. HILLIARD, A. K. POSTMA, J. D. McCORMACK and L. F. COLEMAN, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nuclear Technology, Vol. 10, p.499-519, April 1971

d. サプレッション・チェンバのプール水による除去

サプレッション・チェンバのプール水による無機よう素の除染係数は、NUREG-0800*³を参考としてDF=10を仮定する。

注記 *3: NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, Rev.1, 3/2007.

(2) 大気拡散の評価

放射性物質の大気拡散評価に関する条件を以下に示す。

- a. 実効放出継続時間は、評価結果が厳しくなるように、全核種1時間とする。
- b. 放出源高さは、事故シーケンスに応じて、非常用ガス処理系排気筒放出時は排気筒高さ、原子炉建屋漏えい時は地上とする。

大気拡散評価条件の詳細について、表2-4に示す。

また、これら条件による相対濃度及び相対線量の評価結果を表2-5に示す。

(3) 線量評価

運転員勤務体系としては、5直2交替とし、被ばく線量が最も厳しくなる運転員の勤務体系を踏まえて、中央制御室の滞在期間及び入退域に要する時間を考慮して評価する。想定する勤務体系を表1-5に示す。

a. 中央制御室内での被ばく

- (a) 被ばく経路① 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく
直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表1-6に示す。
- (b) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）

大気中へ放出される放射性物質を線源として、中央制御室遮蔽厚さ（コンクリート39.5cm）における減衰率を考慮し計算する。減衰率は、QAD-CGGP2Rコードにより計算する。

- (c) 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラウンドシャインガンマ線）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラウンドシャイン）による中央制御室内での運転員の実効線量は、評価期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果、地表沈着効果及び中央制御室遮蔽による減衰効果を考慮して評価する。

イ. 地表面沈着濃度の計算

(イ) 計算式

$$S_o^i(t) = \frac{V_G \cdot \chi / Q \cdot f \cdot Q_i(t)}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i t})$$

ここで,

$S_o^i(t)$: 時刻 t における核種 i の地表面沈着濃度 (Bq/m²)

V_g : 沈着速度 (m/s)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

f : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (1.0)

$Q_i(t)$: 時刻 t における核種 i の大気への放出率 (Bq/s)

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (s⁻¹)

(ロ) 地表面への沈着速度

放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。地表面への沈着速度の条件を表 2-6 に示す。

沈着速度は、有機よう素は NRPB-R322*¹を参考として 0.001 cm/s、有機よう素以外は NUREG/CR-4551*²を参考として 0.3 cm/s と設定し、湿性沈着を考慮した沈着速度は、線量目標値評価指針の記載（降水時における沈着率は乾燥時の 2～3 倍大きい値となる。）を参考に、保守的に乾性沈着速度の 4 倍として、有機よう素は 0.004 cm/s、有機よう素以外は 1.2 cm/s を設定する。

注記 *1 : NRPB-R322-Atmospheric Dispersion Modelling Liaison Committee Annual Report, 1998-99

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

ロ. 線量計算

(イ) 線源強度

炉心の著しい損傷が発生した場合に、大気中へ放出され建屋屋上に沈着した放射性物質を線源とし、線源は建屋屋上に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 2-7 に示す。

(ロ) 幾何条件

グランドシャイン評価モデルを図 2-5 に示す。グランドシャインの線源は、中央制御室と隣接建屋の屋上に沈着した放射性物質である。この線源の大きさは 800 m×800 m*とする。なお、地表面の線源は、建屋の床・天井・壁で遮蔽され影響は小さいが、屋上面に線源が存在するものとして取り扱う。

中央制御室遮蔽で考慮する天井及び壁は、公称値からマイナス側許容差 (-5 mm) を引いた値とする。

(ハ) 評価点

評価点は、遮蔽効果が小さく線源からの距離が近い位置として、線量が最も厳しくなる天井の線源の影響が最大となり、かつ同一フロアの線源に最も近接する位置とする。

(二) 計算コード

グラントシャインは、QAD-CGGP2Rコードを用い評価する。

(d) 被ばく経路③ 外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく

評価期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価する。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下に示す中央制御室換気系設備等の効果を考慮して評価を実施する。中央制御室換気系設備等条件を表 2-8 に示す。

イ. 中央制御室非常用給気ファンの起動時間については、全交流電力電源喪失及び電源回復操作並びに現場での手動によるダンパ開操作を想定した起動遅れ（事故発生後 120 分）を考慮し、流量 3400 m³/h の中央制御室非常用給気ファンの起動を想定する。

ロ. 炉心損傷が予測される状態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、全面マスク等を着用するため、一部の期間についてマスクを着用しているものとして評価する。このとき、マスクの除染係数は 50 とする。

b. 入退域時の被ばく

(a) 被ばく経路④ 建屋からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく
直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に使用する線源強度を表 2-9 に示す。

(b) 被ばく経路⑤ 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（グラントシャインガンマ線）

入退域時における大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線（グラントシャイン）による外部被ばくの評価方法は、被ばく経路②と同様であるが、入退域時は中央制御室遮蔽外を移動するため、中央制御室遮蔽を含めた建屋壁のガンマ線の遮蔽効果は考慮しない。異なる条件を以下に示す。

① 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質を線源とし、線源は地表面に均一分布しているものとする。

なお、評価に使用する積算線源強度は表 2-10 に示す。

② 各建屋によるグラントシャインの遮蔽効果を期待しない。

③ 評価点は図 2-6 に示す線源領域の中心上とする。

注記 * : JAEA-Technology 2011-026 「汚染土壌の除染領域と線量低減効果の検討」において評価対象から 400 m 離れた位置の線源が及ぼす影響度は 1 %以下である。これより、評価点から片側 400 m まで線源領域とし、グラントシャインを面線源からの被ばくと想定する場合は、全体の線源領域として 800 m×800 m を設定した。

(4) 被ばく評価結果

炉心の著しい損傷が発生した場合にブローアウトパネルの開放を考慮し、炉心損傷時及びブローアウトパネル開放時に中央制御室に滞在する場合（A班）における中央制御室の居住性に

係る被ばく評価結果を表 2-11 に示す。

この結果、炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の運転員に及ぼす実効線量は、ブローアウトパネル閉止装置の開放を考慮した場合で約 31 mSv であり、ブローアウトパネル閉止装置の開放を考慮しない場合の約 28 mSv に対して有意な上昇はない。また、実効線量への寄与としては、室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばくのうち内部被ばくの影響が大きく、大気中へ放出された放射性物質による実効線量への影響は軽微である。

さらに、居住性評価の対象ケース（大破断 L O C A）の評価結果に包絡されており、本評価では、保守的に 1 時間の開放を仮定しているが、実際の再閉止操作時間は速やかに実施可能なため、中央制御室の運転員に及ぼす実効線量はさらに緩和されることから、ブローアウトパネル閉止装置が開放した場合においても、速やかに閉止操作を行うことで、中央制御室の居住性への影響は軽減できる。

表 1-1 評価事象に係る条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
事故の 評価期間	事故後 7 日間	解釈に基づき評価期間を設定	解釈 1 b) ④ 判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと。
評価事象	過渡事象時に高圧炉心冷却及び低圧炉心冷却に失敗する事故 全交流電力電源喪失を考慮する。	起因事象としてブローアウトパネルが開放する主蒸気管破断を含む事故シーケンスとして選定	ブローアウトパネル閉止装置の開放影響を評価するため。

表 1-2 炉心内蓄積量計算条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
炉心熱出力	3293 MWt	定格値	審査ガイド 4. 3. (1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4. 1. (2)a で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
運転時間	1 サイクル：10000 h 2 サイクル：20000 h 3 サイクル：30000 h 4 サイクル：40000 h 5 サイクル：50000 h	1 サイクル 13 ヶ月（395 日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定	—
取 替 炉 心 の 燃 料 装 荷割合	1 サイクル：0. 229 2 サイクル：0. 229 3 サイクル：0. 229 4 サイクル：0. 229 5 サイクル：0. 084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定	—

表 1-3 炉心内蓄積量

核種グループ	炉内蓄積量 (Bq) (gross 値)
希ガス類	約 2.2×10^{19}
よう素類	約 2.8×10^{19}
C s OH類	約 1.1×10^{18}
S b 類	約 1.3×10^{18}
T e O ₂ 類	約 6.7×10^{18}
S r O類	約 1.2×10^{19}
B a O類	約 1.2×10^{19}
M o O ₂ 類	約 2.4×10^{19}
C e O ₂ 類	約 7.4×10^{19}
L a ₂ O ₃ 類	約 5.5×10^{19}

表 1-4 大気拡散評価条件 (1/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
大気拡散 評価 モデル	ガウスプルームモデル	気象指針を参考として、 放射性雲は風下に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。 審査ガイド 4.2(2)a. ・放射性物質の空气中濃度は、放出原高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	東海第二発電所における1年間の気象資料 (2005.4～2006.3) (地上風を代表する標高18 m及び排気筒付近を代表する標高148 mの気象データ)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行う場合は保守的に地上高10 m（標高18m）の気象データを使用 非常用ガス処理系排気筒からの放出の場合は、建屋影響を受けないため地上高140 m（標高148m）の気象データを使用 過去10年間の気象状態と比較して異常がなく、気象データの代表性が確認された2005年4月～2006年3月の1年間の気象データを使用	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的 low 風速の気象データ（地上10m高さで測定）を採用するのは保守的かつ適切である。 審査ガイド 4.2(2)a. ・風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。

表 1-4 大気拡散評価条件 (2/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
累積出現 頻度	小さい方から 97 %	気象指針を参考として、 年間の相対濃度又は相 対線量を昇順に並べ替 え、累積出現頻度が 97 %に当たる値を設定	被ばく評価手法（内規） 5.2.1(2) 評価・の相対 濃度は、毎時刻の相対濃 度を年間について小さ い方から累積した場合、 その累積出現頻度が 97 %に当たる相対濃度 とする。 審査ガイド 4.2(2)c. ・評価点の相対濃度又は 相対線量は、毎時刻の相 対濃度又は相対線量を 年間について小さい方 から累積した場合、その 累積出現頻度が 97 %に 当たる値とする。
建屋影響	考慮する	放出点から近距離の建 屋の影響を受けるた め、建屋による巻き込 み現象を考慮	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(1)a) 中央制御 室のように、事故時の放 射性物質の放出点から 比較的近距離の場所 では、建屋の風下側にお ける巻き込みによる影響 が顕著となると考えら れる。そのため、放出点 と巻き込みを生じる建 屋及び評価点との位置 関係によっては、建屋の 影響を考慮して大気拡 散の計算をする必要が ある。 審査ガイド 4.2(2)a. ・原子炉制御室／緊急時 制御室／緊急時対策所 の居住性評価で特徴的 な放出点から近距離の 建屋影響を受ける場合 には、建屋による巻き込 み現象を考慮した大気 拡散によるパラメータ を用いる。

表 1-4 大気拡散評価条件 (3/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考			
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉建屋	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定	被ばく評価手法（内規）5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表 5.1 に示す建屋を選定することは適切である。			
			表 5.1 放射性物質の巻き込み対象とする代表建屋の選定例			
			<table><tr><td>原子炉施設</td><td>想定事故</td><td>建屋の種類</td></tr></table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類
			原子炉施設	想定事故	建屋の種類	
			BWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）	
				主蒸気管破断	原子炉他建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）	
PWR型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋				
	蒸気発生器伝熱管破損	原子炉格納容器（原子炉格納施設） 原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋				
			審査ガイド 4.2(2)b. ・巻き込みを生じる代			

			<p>表建屋</p> <p>2) 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在する全ての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。</p>
--	--	--	---

表 1-4 大気拡散評価条件 (4/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
放射性物質濃度の評価点	<p>【中央制御室内】 中央制御室中心</p> <p>【入退域時】 サービス建屋入口</p>	<p>【中央制御室内】 換気設備により外気間欠取入れ運転を前提とするが、フィルタを通らない空気が直接室内へ流入すると設定 評価期間中はフィルタを通らない空気が直接室内へ流入することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表面として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様であるので、中央制御室中心を代表点として設定</p> <p>【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>被ばく評価手法（内規） 【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p> <p>審査ガイド 【中央制御室内】 4.2(2)b. 点放射性物質濃度の評価点 3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。</p> <p>【入退域時】 —</p>

表 1-4 大気拡散評価条件 (5/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
着目方位	<p>原子炉建屋漏えい 中央制御室 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, N NW, N (9 方位) サービス建屋 S, SSW, SW, WSW, W, WNW, NW, N NW, N (9 方位)</p> <p>非常用ガス処理系排気筒 からの放出 中央制御室 W (1 方位) 建屋入口 W (1 方位)</p>	<p>原子炉建屋の建屋後流での巻き込みが生じる条件としては、放出点と巻き込みが生じる建屋及び評価点との位置関係について、次に示す条件すべてに該当した場合、放出点から放出された放射性物質は建屋の風下側で巻き込みの影響を受け拡散し、評価点に到達するものとする。</p> <p>(a) 放出源の高さが建屋の高さの 2.5 倍に満たない場合</p> <p>(b) 放出源と評価点を結んだ直線と平行で放出源を風上とした風向について、放出源の位置が風向と建屋の投影形状に応じて定まる一定の範囲の中にある場合</p> <p>(c) 評価点が巻き込みを生じる建屋の風下側にある場合</p> <p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に放出点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>被ばく評価手法 (内規) 5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5.4 に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる 1 方位のみを対象とするのではなく、図 5 に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>

表 1-4 大気拡散評価条件 (6/6)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
建屋投影面積	3000 m ³	建屋投影面積は小さい方が厳しい結果となるため、対象となる複数の方位の投影面積の中で最小面積（原子炉建屋，短手方向）となる南（北）方向の断面積を切り下げた数値を全ての方位の計算の入力として共通に適用する。	被ばく評価手法（内規） 5.1.2(3)d)1) 図 5.9 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大気拡散の入力とする。 審査ガイド 4.2(2)b. ・ 建屋投影面積 1) 図 10 に示すとおり，風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め，放射性物質の濃度を求めるために大拡散式の入力とする。
形状係数	1/2	気象指針を参考として設定	被ばく評価手法（内規） 5.1.1(2)d) 形状係数 c の値は，特に根拠が示されるもののほかは原則として 1/2 を用いる。 審査ガイド —

表 1-5 運転員交替考慮条件（炉心の著しい損傷が発生した場合）

	中央制御室の滞在時間
1 直	8:00～21:45
2 直	21:30～8:15

	1 日目	2 日目	3 日目	4 日目	5 日目	6 日目	7 日目
A 班*	1 直						
B 班			1 直	1 直		2 直	2 直
C 班	2 直				1 直	1 直	
D 班		2 直	2 直				1 直
E 班*		1 直		2 直	2 直		

注記 *：被ばくの平均化のため，事故直後に中央制御室に滞在している班（A班）に代わり，2 日目以降は日勤勤務の班（E 班）が滞在するものとする。

イベント	▽炉心損傷発生						
	▽ブローアウトパネル閉止装置開放 ▽ブローアウトパネル閉止装置再閉止						
経過時間 (h)	0	2					
時刻	8:00	10:00	10:20	21:30	3:00	8:00	21:30
1直	A 班			E 班			
2直				C 班		D 班	

表 1-6 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度（室内作業時）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(－) (A班滞在時:事象発生直後～13.75h)	
		ブローアウトパネル閉止装置 開放なし	ブローアウトパネル閉止装置 開放あり (事象発生2時間後から20分間開放)
1	0.01	約2.9E+18	約2.8E+18
2	0.02	約3.2E+18	約3.1E+18
3	0.03	約3.6E+18	約3.5E+18
4	0.045	約4.7E+19	約4.5E+19
5	0.06	約1.7E+17	約1.7E+17
6	0.07	約1.2E+17	約1.1E+17
7	0.075	約6.6E+18	約6.4E+18
8	0.1	約3.3E+19	約3.2E+19
9	0.15	約1.3E+17	約1.2E+17
10	0.2	約2.0E+19	約2.0E+19
11	0.3	約4.0E+19	約3.9E+19
12	0.4	約2.5E+18	約2.3E+18
13	0.45	約1.3E+18	約1.2E+18
14	0.51	約4.1E+18	約3.8E+18
15	0.512	約1.4E+17	約1.3E+17
16	0.6	約6.0E+18	約5.6E+18
17	0.7	約6.8E+18	約6.4E+18
18	0.8	約1.9E+18	約1.8E+18
19	1.0	約3.9E+18	約3.5E+18
20	1.33	約2.0E+18	約1.8E+18
21	1.34	約6.1E+16	約5.6E+16
22	1.5	約9.8E+17	約8.9E+17
23	1.66	約3.8E+17	約3.5E+17
24	2.0	約8.1E+17	約7.4E+17
25	2.5	約2.8E+18	約2.7E+18
26	3.0	約8.4E+16	約7.7E+16
27	3.5	約9.7E+14	約8.6E+14
28	4.0	約9.7E+14	約8.6E+14
29	4.5	約1.8E+01	約1.8E+01
30	5.0	約1.8E+01	約1.8E+01
31	5.5	約1.8E+01	約1.8E+01
32	6.0	約1.8E+01	約1.8E+01
33	6.5	約2.1E+00	約2.1E+00
34	7.0	約2.1E+00	約2.1E+00
35	7.5	約2.1E+00	約2.1E+00
36	8.0	約2.1E+00	約2.1E+00
37	10.0	約6.4E-01	約6.4E-01
38	12.0	約3.2E-01	約3.2E-01
39	14.0	約0.0E+00	約0.0E+00
40	20.0	約0.0E+00	約0.0E+00
41	30.0	約0.0E+00	約0.0E+00
42	50.0	約0.0E+00	約0.0E+00

注：被ばく評価上最も厳しいA班における線源強度（炉心損傷時及びブローアウトパネル開放時に中央制御室に滞在）

表 1-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (1/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	<p>[非常時運転モード] 外気間欠取入 (27 時間隔離, 3 時間取入)</p> <p>[外気取り込み量] (通常時) 3400m³/h (事故時) 3400m³/h</p> <p>[非常時運転モードへの切り替え時間] 事故後 2 時間</p>	事故後, 中央制御室換気系設備による外気間欠取入れを前提とし, さらに換気設備を通らずに直接室内に流入することを考慮する。	<p>被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(1) 建屋の表面空気中から, 次の a) 及び b) の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。 a) 中央制御室の非常用換気空調によって室内に取り入れること b) 中央制御室内に直接, 流入すること</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の建屋の表面空気中から, 次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮する。 一) 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所の非常用換気空調設備によって室内に取り込まれること (外気取入) 二) 原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に直接流入すること (空気流入)</p>
中央制御室 バウンダリ 体積	2800 m ³	中央制御室, 運転員控室等の中央制御室換気空調設備の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定 (図 1-14, 15 参照)	<p>被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき, 空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。</p> <p>審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は, 空気流入率及び原子炉制御室/緊急時制御室/緊急時対策所バウンダリ体積 (容積) を用いて計算する。</p>

表 1-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (2/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の自由体積	2800 m ³	保守的に中央制御室バウンダリ体積である 2718.6m ³ を保守的に切り上げて設定	被ばく評価手法 (内規) 7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所バウンダリ体積 (容積) を用いて計算する。
中央制御室換気系チャコールフィルタによる除去効率	95 %	設計値 (97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	審査ガイド 4.2(1)a. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。
中央制御室換気系高性能粒子フィルタによる除去効率	99 %	設計値 (99.97 %以上) に余裕を見込んだ値として設定	なお、フィルタ効率の設定に際しては、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室換気設備フィルタユニットのフィルタ流量	5100 m ³ /h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法 (内規) 7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。 審査ガイド 4.2(2)e. ・原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。

表 1-7 中央制御室内放射性物質濃度評価条件 (3/3)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
空気流入率	1.0 回/h	設計上期待できる値を設定	被ばく評価手法（内規） 7.3 (1) なお，中央制御室の空気流入率については，「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。 審査ガイド 4.2(2)e. 既設の場合では，空気流入率は，気流入率測定試験結果を基に設定する。

表 1-8 線量計算条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	備 考
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 （主な核種を以下に示す） I-131: 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132: 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133: 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134: 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135: 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134: 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136: 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137: 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種は ICRP Publication 71, 72 に基づく	ICRP Publication 71, 72 に基づく	—
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 ICRP Publication 71 に基づく	被ばく評価手法（内規） 7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部被ばく線量は，次のとおり計算する。 $H_I = \int_0^T R \cdot H_\infty \cdot C_I(t) dt$ H_I ：よう素の吸入摂取の内部被ばくによる実効線量（Sv） R ：呼吸率（成人活動時）（m ³ /s） H_∞ ：よう素（I-131）吸入摂取時の成人の実効線量への換算係数（Sv/Bq） $C_I(t)$ ：時刻 t における中央制御室内の放射能濃度（I-131 等価量）（Bq/m ³ ） T ：計算期間（30 日間）（S）

表 2-1 大気中への放出量評価条件 (1/4)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドの記載
評価事象	「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」（全交流電力電源喪失の重畳を考慮）	起因事象としてブローアウトパネルが開放する主蒸気管破断を含む事故シーケンスとして選定	ブローアウトパネル閉止装置の開放影響を評価するため
炉心熱出力	3293 MW	定格熱出力	—
運転時間	1 サイクルあたり 10000 時間（約 416 日）	1 サイクル 13 ヶ月 （395 日）を考慮して設定	—
取替炉心の装荷割合	1 サイクル：0.229 2 サイクル：0.229 3 サイクル：0.229 4 サイクル：0.229 5 サイクル：0.084	取替燃料炉心の燃料装荷割合に基づき設定	
炉心内蔵量	希ガス類：2.2×10 ¹⁹ Bq CsI 類：2.8×10 ¹⁹ Bq CsOH 類：1.1×10 ¹⁸ Bq Sb 類：1.3×10 ¹⁸ Bq TeO ₂ 類：6.7×10 ¹⁸ Bq SrO 類：1.2×10 ¹⁹ Bq BaO 類：1.2×10 ¹⁹ Bq MoO ₂ 類：2.4×10 ¹⁹ Bq CeO ₂ 類：7.4×10 ¹⁹ Bq La ₂ O ₃ 類：5.5×10 ¹⁹ Bq （核種毎の炉心内蓄積量を核種グループ毎に集約して記載）	「単位熱出力当たりの炉心内蓄積量（Bq/MW）」×「3293 MW（定格熱出力）」 （単位熱出力当たりの炉心蓄積量（Bq/MW）は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料（9×9 燃料（A 型））、運転時間（10000 時間）で算出した ABWR のサイクル末期の値を使用）	4.3. (1)a. 希ガス類，ヨウ素類，Cs 類，Te 類，Ba 類，Ru 類，Ce 類及び La 類を考慮する。
放出開始時間	事故発生直後	MAAP 解析結果	4.3. (4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。

表 2-1 大気中への放出量評価条件 (2/4)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドの記載
格納容器内 p H制御の効果	考慮しない	格納容器内 p H制御設備は、重大事故等対処設備と位置付けていないため、保守的に設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素の性状を適切に考慮する。
よう素の形態	粒子状よう素： 5 % 無機よう素： 91 % 有機よう素： 4 %	R. G. 1. 195* ¹ に基づき設定	4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率（希ガス、エアロゾル及び有機よう素）	1Pd 以下： 0.9Pd で 0.5 %/日 1Pd 超過： 2Pd で 1.3 %/日	MAAP 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率（0.9pd で 0.5 %/日）及び AEC の式等に基づき設定	4.3(1)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。
格納容器から原子炉建屋への漏えい率（無機よう素）	5.5h 後～10h 後： 1.3 %/日 上記以外の時間： 0.5 %/日	格納容器の設計漏えい率及び AEC の式等に基づき設定（格納容器圧力が 0.9Pd を超える期間を包絡するように 1.3 %/日の漏えい率を設定）	
格納容器内での除去効果（エアロゾル）	MAAP 解析に基づく（沈着、サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ）	MAAP の F P 挙動モデル	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。 4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
格納容器内での除去効果（有機よう素）	考慮しない	保守的に設定	—
格納容器内での除去効果（無機よう素）	自然沈着率： 9×10^{-4} (1/s) （格納容器内の最大存在量から 1/200 まで）	C S E 実験及び Standard Review Plan 6.5.2* ² に基づき設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
	サプレッション・プールのスクラビングによる除去効果： 10	Standard Review Plan 6.5.5* ³ に基づき設定	—

表 2-1 大気中への放出量評価条件 (3/4)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドの記載
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	希ガス類 : 4.3×10^{-3} C s I 類 : 6.3×10^{-5} C s O H 類 : 3.2×10^{-5} S b 類 : 6.8×10^{-6} T e O ₂ 類 : 6.8×10^{-6} S r O 類 : 2.7×10^{-6} B a O 類 : 2.7×10^{-6} M o O ₂ 類 : 3.4×10^{-7} C e O ₂ 類 : 6.8×10^{-8} L a ₂ O ₃ 類 : 2.7×10^{-8}	M A A P 解析結果及び NUREG-1465* ⁴ の知見に基づき設定	—
原子炉建屋から大気への漏えい率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日 (地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、即座に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定	—
原子炉建屋から大気への放出率 (非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1 回/日 (排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)	4.3(3)a. 非常用ガス処理系 (BWR) 又はアニュラス空気浄化設備 (PWR) の作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	ブローアウトパネル閉止装置の開放を仮定する場合： 事故発生から 2 時間 20 分 ブローアウトパネル閉止装置の開放を仮定しない場合： 事故発生から 2 時間	起動操作時間 (115 分) + 負圧達成時間 (5 分) (起動に伴い原子炉建屋は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として 5 分を想定) ブローアウトパネル閉止装置開放時には再開止までの時間として 20 分を考慮* ⁵	
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定	4.3(3)b. ヨウ素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、ヨウ素類の性状を適切に考慮する。
ブローアウトパネルの開閉状態	開状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放を考慮	—

表 2-1 大気中への放出量評価条件 (4/4)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドの記載
事故の評価期間	7 日間	審査ガイドに示す 7 日間における運転員の実効線量を評価する観点から設定	3. (解釈) 第 74 条 (原子炉制御室) 1 b) ④判断基準は、運転員の実効線量が 7 日間で 100 mSv を超えないこと。

注記 *1: R. G. 1. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Ligh Water Nuclear Power Reactors”

*2: Standard Review Plan 6. 5. 2, “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

*3: Standard Review Plan 6. 5. 5, “Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System”, March 2007

*4: NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, 1995

*5: ブローアウトパネル開放時にブローアウトパネル閉止装置を閉止するまでの時間は約 17 分であり、再閉止時にはさらに短期間で閉止が可能となるが、影響評価として 20 分の開放を考慮している。

表 2-2 大気中への放出量評価結果（事故後 7 日間積算）

（単位：Bq）

核種グループ	原子炉建屋から大気中へ放出	
	ブローアウトパネル閉止装置が 開放する場合	ブローアウトパネル閉止装置が 開放しない場合
希ガス類	約 1.2×10^{17}	約 1.2×10^{17}
よう素類	約 5.2×10^{15}	約 5.2×10^{15}
C s OH類	約 8.1×10^{10}	約 8.1×10^{10}
S b 類	約 4.4×10^{10}	約 4.2×10^{10}
T e O ₂ 類	約 8.5×10^{10}	約 8.4×10^{10}
S r O類	約 1.1×10^8	約 1.1×10^8
B a O類	約 4.4×10^8	約 4.4×10^8
M o O ₂ 類	約 3.7×10^9	約 3.7×10^9
C e O ₂ 類	約 1.9×10^8	約 1.9×10^8
L a ₂ O ₃ 類	約 3.6×10^7	約 3.5×10^7

表 2-4 大気拡散評価条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
実効放出 継続時間	全核種：1 時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び 放出源高さ	原子炉建屋漏えい（地上放出） 地上：0 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 地上：95 m	排気筒放出は有効高さ、地上放出時は地上高さを使用	4.3(4)b. 放出原高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じて放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に放出エネルギーを考慮してもよい。
大気拡散評価 地点及び評価 距離	原子炉建屋漏えい 中央制御室中心 評価距離：10 m 建屋入口 評価距離：15 m 非常用ガス処理系排気筒からの放出 中央制御室中心 評価距離：100 m 建屋入口 評価距離：110 m	放出源から評価点までの距離は、保守的な評価となるように水平距離として設定	—

表 2-5 相対濃度及び相対線量の評価結果

放出位置		中央制御室中心	建屋入口
原子炉建屋	χ / Q (s/m ³)	8.3×10^{-4}	8.2×10^{-4}
	D / Q (Gy/Bq)	2.9×10^{-18}	2.9×10^{-18}
非常用ガス処理系 排気筒	χ / Q (s/m ³)	3.0×10^{-6}	3.0×10^{-6}
	D / Q (Gy/Bq)	8.8×10^{-20}	9.0×10^{-20}

表 2-6 地表面への沈着速度の条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
地表面への 沈着速度	エアロゾル：1.2 cm/s 無機よう素：1.2 cm/s 有機よう素： 4.0×10 ⁻³ cm/s 希ガス：沈着なし	線量目標値評価指針* ¹ を参考に，湿性沈着を 考慮して乾性沈着速度 (0.3 cm/s) の 4 倍を 設定 エアロゾル及び無機よ う素の乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol2* ² より設定 有機よう素の乾性沈着 速度は NRPB-R322* ³ よ り設定	4.2.(2)d 放射性物質の地表面 への沈着評価では，地表面への 乾性沈着及び降雨による湿性沈 着を考慮して地表面沈着濃度を 計算する。

注記 *1：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（原子力安全委員会）

*2：米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks:

Quantification of Major Input Parameters”，February 1994

*3：英国 NRPB-R322-Atomosphere Dispersion Modelling Liaison Committee Annual
Report

表 2-7 グランドシャイン線評価用線源強度（室内作業時）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (cm ⁻²) (A班滞在時: 事象発生直後～13.75h)	
		ブローアウトパネル閉止装置 開放なし	ブローアウトパネル閉止装置 開放あり (事象発生2時間後から20分間開放)
1	0.01	約1.7E+08	約1.8E+08
2	0.02	約1.9E+08	約2.0E+08
3	0.03	約2.9E+08	約3.1E+08
4	0.045	約8.5E+07	約9.1E+07
5	0.06	約4.1E+07	約4.3E+07
6	0.07	約2.7E+07	約2.9E+07
7	0.075	約2.1E+07	約2.3E+07
8	0.1	約1.1E+08	約1.1E+08
9	0.15	約5.9E+07	約6.2E+07
10	0.2	約2.5E+08	約2.7E+08
11	0.3	約5.0E+08	約5.3E+08
12	0.4	約2.2E+09	約2.3E+09
13	0.45	約1.1E+09	約1.2E+09
14	0.51	約3.4E+09	約3.6E+09
15	0.512	約1.1E+08	約1.2E+08
16	0.6	約5.0E+09	約5.3E+09
17	0.7	約5.7E+09	約6.0E+09
18	0.8	約2.3E+09	約2.5E+09
19	1.0	約4.6E+09	約4.9E+09
20	1.33	約2.7E+09	約2.9E+09
21	1.34	約8.3E+07	約8.8E+07
22	1.5	約1.3E+09	約1.4E+09
23	1.66	約3.2E+08	約3.4E+08
24	2.0	約6.8E+08	約7.2E+08
25	2.5	約1.8E+08	約1.9E+08
26	3.0	約2.7E+06	約2.9E+06
27	3.5	約1.2E-01	約1.3E-01
28	4.0	約1.2E-01	約1.3E-01
29	4.5	約4.5E-09	約4.8E-09
30	5.0	約4.5E-09	約4.8E-09
31	5.5	約4.5E-09	約4.8E-09
32	6.0	約4.5E-09	約4.8E-09
33	6.5	約5.2E-10	約5.5E-10
34	7.0	約5.2E-10	約5.5E-10
35	7.5	約5.2E-10	約5.5E-10
36	8.0	約5.2E-10	約5.5E-10
37	10.0	約1.6E-10	約1.7E-10
38	12.0	約8.0E-11	約8.4E-11
39	14.0	約0.0E+00	約0.0E+00
40	20.0	約0.0E+00	約0.0E+00
41	30.0	約0.0E+00	約0.0E+00
42	50.0	約0.0E+00	約0.0E+00

注：被ばく評価上最も厳しいA班における線源強度（炉心損傷時及びブローアウトパネル開放時に中央制御室に滞在）

表 2-8 中央制御室換気系設備等条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室非常用換気系の起動時間	事象発生から 2 時間	全交流電力電源喪失を考慮し、代替電源からの電源供給開始時間から保守的に設定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。

表 2-9 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線評価用線源強度（入退域時）

群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度(－) (A班退域時:事象発生13.75h～14.00h)	
		ブローアウトパネル閉止装置 開放なし	ブローアウトパネル閉止装置 開放あり (事象発生2時間後から20分間開放)
1	0.01	約1.2E+17	約1.2E+17
2	0.02	約1.4E+17	約1.4E+17
3	0.03	約1.6E+17	約1.6E+17
4	0.045	約2.4E+18	約2.3E+18
5	0.06	約7.5E+15	約7.4E+15
6	0.07	約5.0E+15	約4.9E+15
7	0.075	約3.3E+17	約3.3E+17
8	0.1	約1.7E+18	約1.6E+18
9	0.15	約4.9E+15	約4.8E+15
10	0.2	約9.4E+17	約9.3E+17
11	0.3	約1.9E+18	約1.9E+18
12	0.4	約9.1E+16	約8.8E+16
13	0.45	約4.5E+16	約4.4E+16
14	0.51	約1.6E+17	約1.5E+17
15	0.512	約5.2E+15	約5.1E+15
16	0.6	約2.3E+17	約2.2E+17
17	0.7	約2.6E+17	約2.5E+17
18	0.8	約6.9E+16	約6.7E+16
19	1.0	約1.4E+17	約1.3E+17
20	1.33	約6.0E+16	約5.8E+16
21	1.34	約1.8E+15	約1.8E+15
22	1.5	約2.9E+16	約2.8E+16
23	1.66	約8.3E+15	約8.1E+15
24	2.0	約1.8E+16	約1.7E+16
25	2.5	約4.8E+16	約4.8E+16
26	3.0	約7.1E+14	約7.0E+14
27	3.5	約1.9E+12	約1.9E+12
28	4.0	約1.9E+12	約1.9E+12
29	4.5	約4.3E-01	約4.2E-01
30	5.0	約4.3E-01	約4.2E-01
31	5.5	約4.3E-01	約4.2E-01
32	6.0	約4.3E-01	約4.2E-01
33	6.5	約4.9E-02	約4.9E-02
34	7.0	約4.9E-02	約4.9E-02
35	7.5	約4.9E-02	約4.9E-02
36	8.0	約4.9E-02	約4.9E-02
37	10.0	約1.5E-02	約1.5E-02
38	12.0	約7.6E-03	約7.5E-03
39	14.0	約0.0E+00	約0.0E+00
40	20.0	約0.0E+00	約0.0E+00
41	30.0	約0.0E+00	約0.0E+00
42	50.0	約0.0E+00	約0.0E+00

注：被ばく評価上最も厳しいA班における線源強度（炉心損傷時及びブローアウトパネル開放時に中央制御室に滞在）

表 2-10 グランドシャイン線評価用線源強度（入退域時）

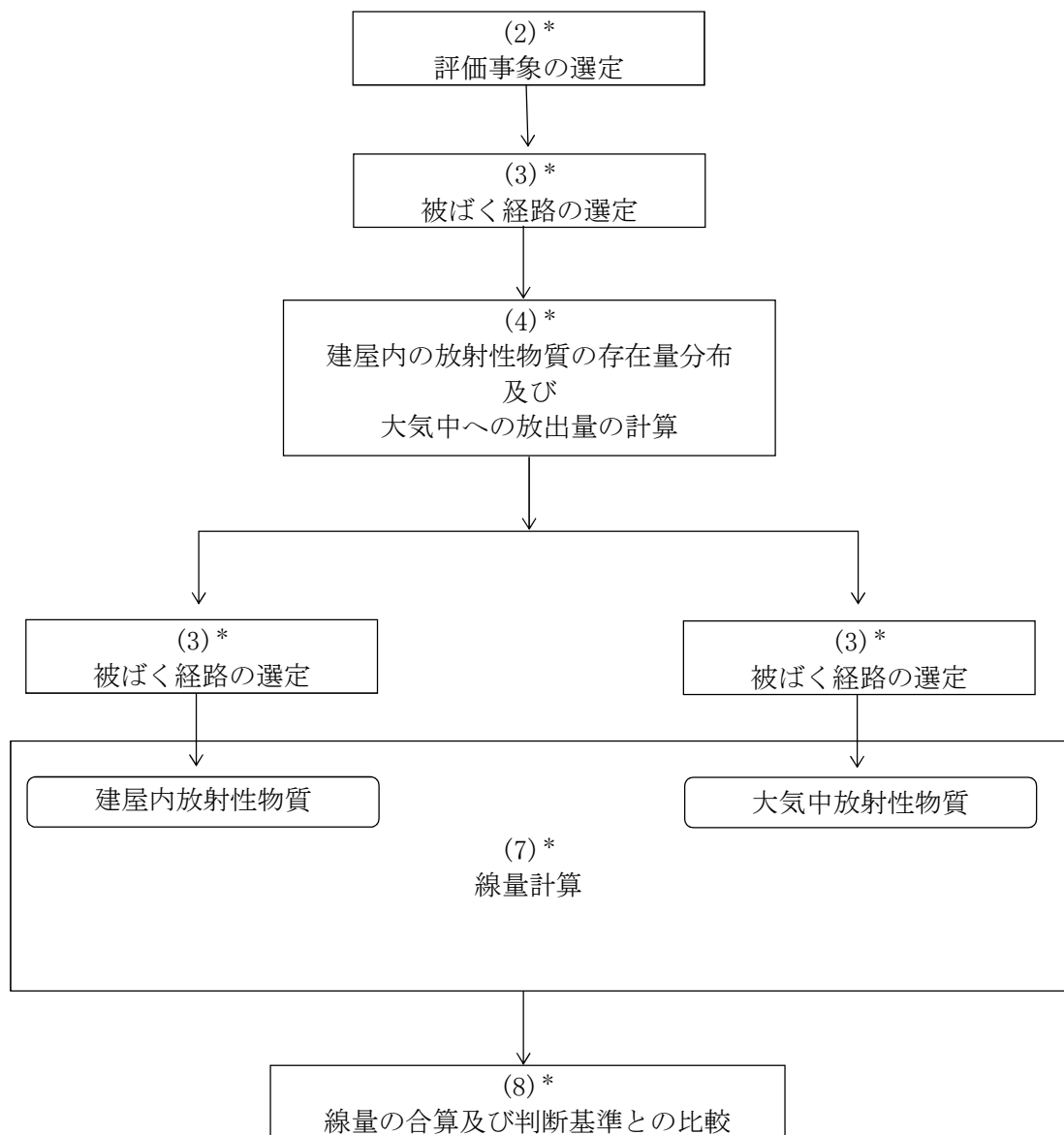
群	エネルギー (MeV)	ガンマ線積算線源強度 (cm ⁻²) (A班退域時: 事象発生13.75h～14.00h)	
		ブローアウトパネル閉止装置 開放なし	ブローアウトパネル閉止装置 開放あり (事象発生2時間後から20分間開放)
1	0.01	約2.8E+06	約3.0E+06
2	0.02	約3.1E+06	約3.3E+06
3	0.03	約5.3E+06	約5.7E+06
4	0.045	約1.5E+06	約1.6E+06
5	0.06	約6.5E+05	約6.9E+05
6	0.07	約4.3E+05	約4.6E+05
7	0.075	約4.0E+05	約4.2E+05
8	0.1	約2.0E+06	約2.1E+06
9	0.15	約7.6E+05	約8.1E+05
10	0.2	約4.0E+06	約4.2E+06
11	0.3	約7.9E+06	約8.5E+06
12	0.4	約4.1E+07	約4.4E+07
13	0.45	約2.1E+07	約2.2E+07
14	0.51	約6.0E+07	約6.4E+07
15	0.512	約2.0E+06	約2.1E+06
16	0.6	約8.8E+07	約9.4E+07
17	0.7	約1.0E+08	約1.1E+08
18	0.8	約3.9E+07	約4.2E+07
19	1.0	約7.8E+07	約8.3E+07
20	1.33	約3.4E+07	約3.7E+07
21	1.34	約1.0E+06	約1.1E+06
22	1.5	約1.7E+07	約1.8E+07
23	1.66	約3.3E+06	約3.5E+06
24	2.0	約7.0E+06	約7.5E+06
25	2.5	約2.5E+06	約2.7E+06
26	3.0	約4.0E+04	約4.3E+04
27	3.5	約1.3E-04	約1.3E-04
28	4.0	約1.3E-04	約1.3E-04
29	4.5	約9.2E-11	約9.7E-11
30	5.0	約9.2E-11	約9.7E-11
31	5.5	約9.2E-11	約9.7E-11
32	6.0	約9.2E-11	約9.7E-11
33	6.5	約1.1E-11	約1.1E-11
34	7.0	約1.1E-11	約1.1E-11
35	7.5	約1.1E-11	約1.1E-11
36	8.0	約1.1E-11	約1.1E-11
37	10.0	約3.2E-12	約3.4E-12
38	12.0	約1.6E-12	約1.7E-12
39	14.0	約0.0E+00	約0.0E+00
40	20.0	約0.0E+00	約0.0E+00
41	30.0	約0.0E+00	約0.0E+00
42	50.0	約0.0E+00	約0.0E+00

注：被ばく評価上最も厳しいA班における線源強度（炉心損傷時及びブローアウトパネル開放時に中央制御室に滞在）

表 2-11 中央制御室の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量（7日間）		
		高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱		居住性評価の対象ケース「大破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」
		ブローアウトパネル閉止装置開放あり	ブローアウトパネル閉止装置開放なし	
中央制御室内作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 5.7×10^{-1}	約 6.0×10^{-1}	約 7.8×10^{-1}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 2.2×10^{-1}	約 2.0×10^{-1}	約 9.6×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 2.2×10^1	約 2.0×10^1	約 4.6×10^1
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 2.1×10^1 約 1.4×10^0	約 1.8×10^1 約 1.3×10^0	約 4.0×10^1 約 5.3×10^0
	②大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 3.0×10^0	約 2.8×10^0	約 4.7×10^0
	小 計 (①＋②＋③)	約 2.6×10^1	約 2.3×10^1	約 5.2×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 1.7×10^{-1}	約 1.7×10^{-1}	約 2.6×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 4.3×10^{-3}	約 4.4×10^{-3}	約 6.9×10^{-3}
	(内訳) 内部被ばく 外部被ばく	約 6.9×10^{-4} 約 3.6×10^{-3}	約 7.1×10^{-4} 約 3.7×10^{-3}	約 1.3×10^{-3} 約 5.6×10^{-3}
	⑤大気中へ放出され、地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく	約 5.1×10^0	約 4.7×10^0	約 8.0×10^0
	小 計 (④＋⑤)	約 5.2×10^0	約 4.9×10^0	約 8.3×10^0
合 計 (①＋②＋③＋④＋⑤)		約 3.1×10^1	約 2.8×10^1	約 6.0×10^1

注：被ばく評価上最も厳しいA班における被ばく評価結果（炉心損傷時及びブローアウトパネル閉止装置開放時に中央制御室に滞在）



注記 * : 「1. 評価方針」の項番号を示す。

図 1-1 居住性に係る被ばく評価の手順

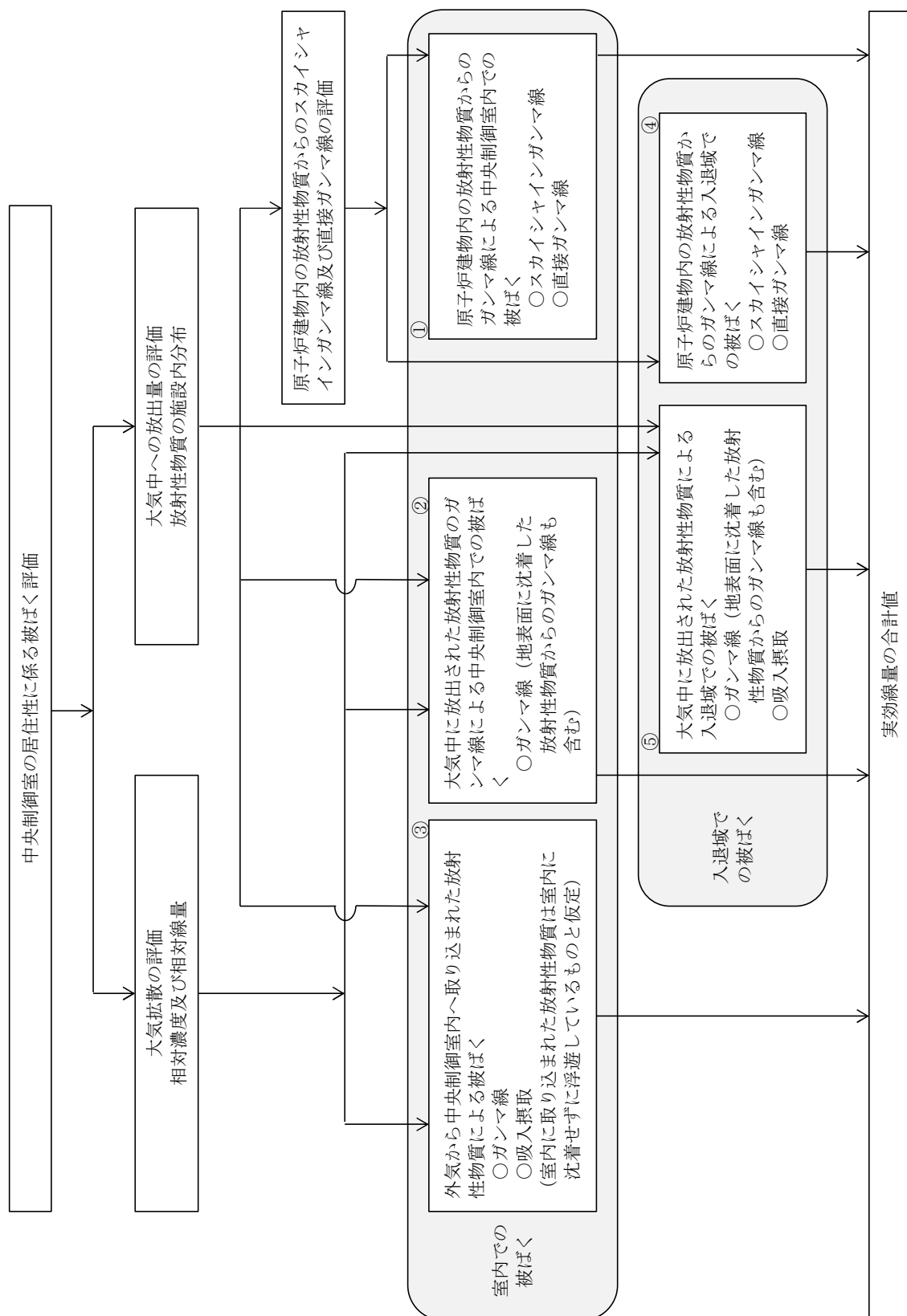


図 1-2 中央制御室の運転員の被ばく経路

中央制御室内での被ばく	①建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③外気から室内に取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく及び室内に浮遊している放射性物質からのガンマ線による外部被ばく)
入退域時の被ばく	④建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャインガンマ線及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく並びに吸入摂取による内部被ばく)

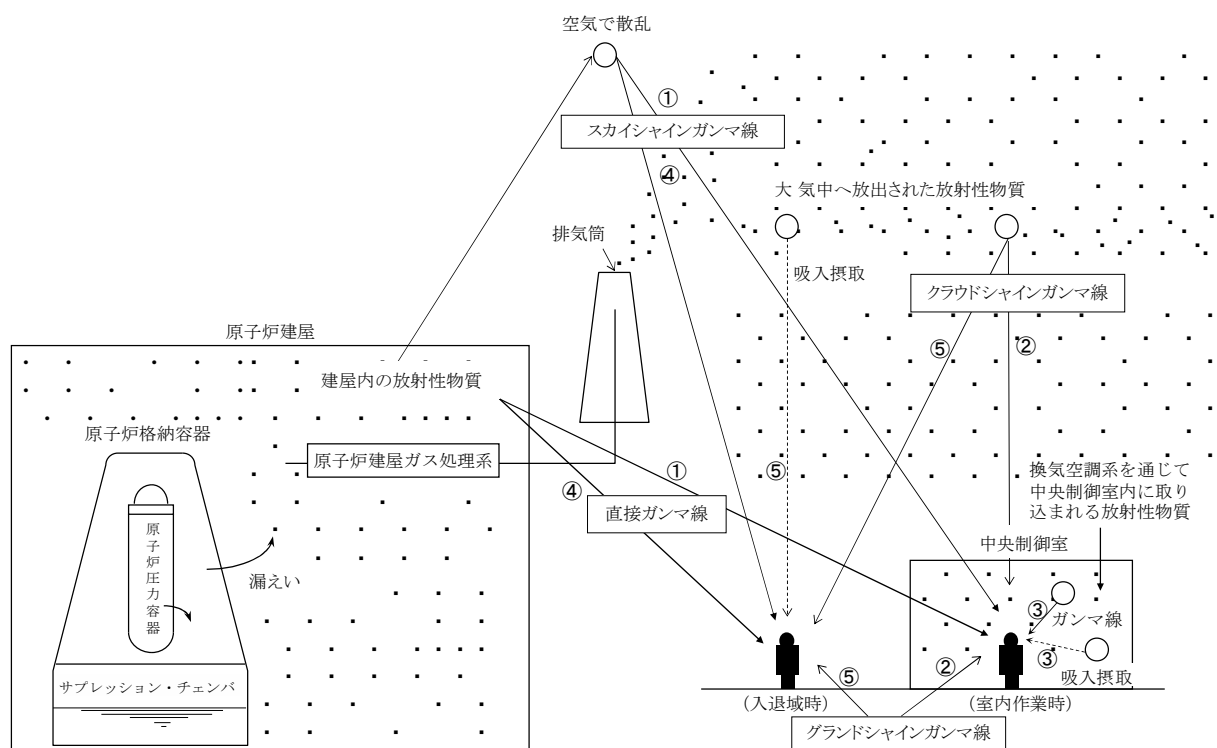


図 1-3 中央制御室の居住性に係る被ばく経路イメージ

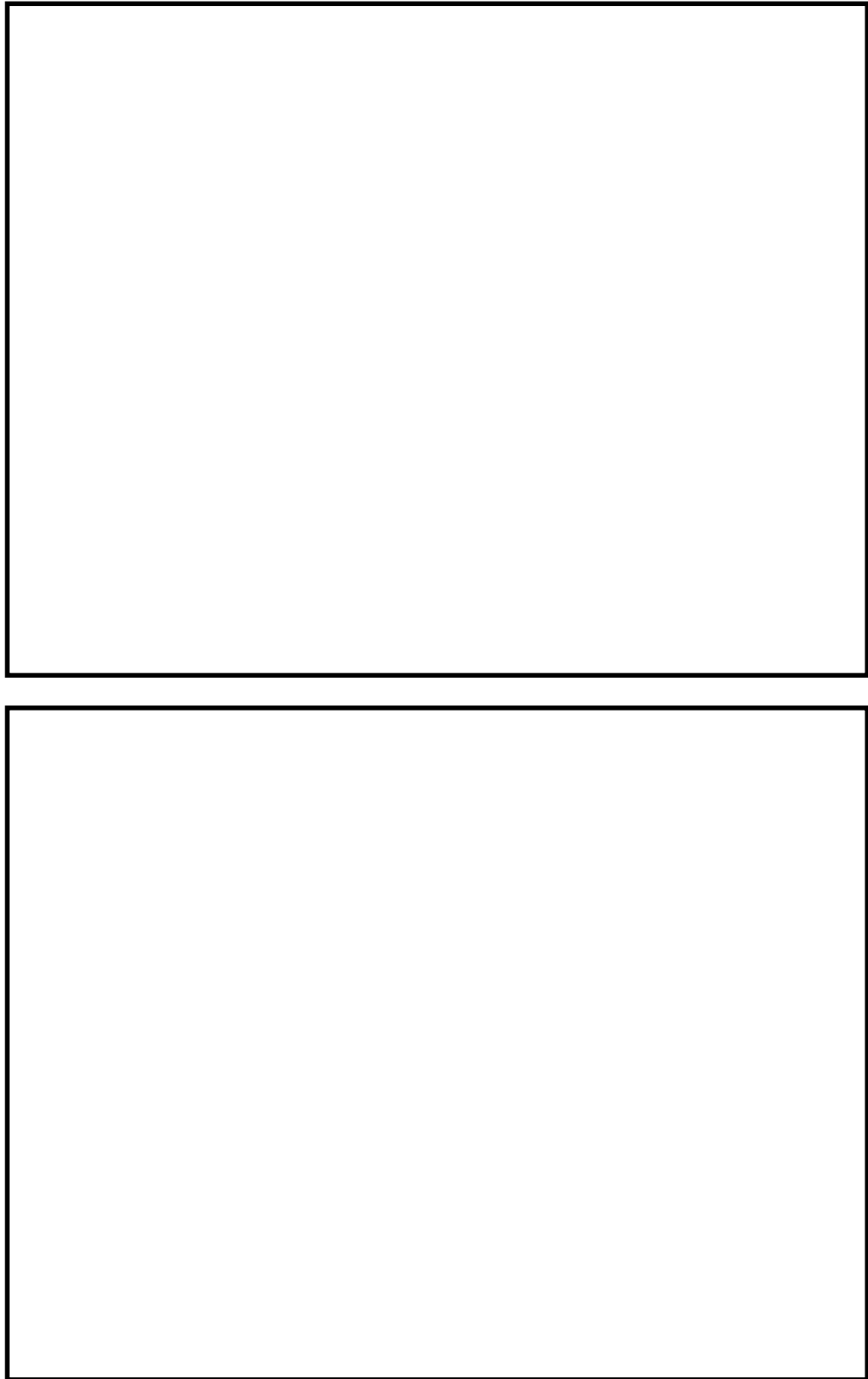
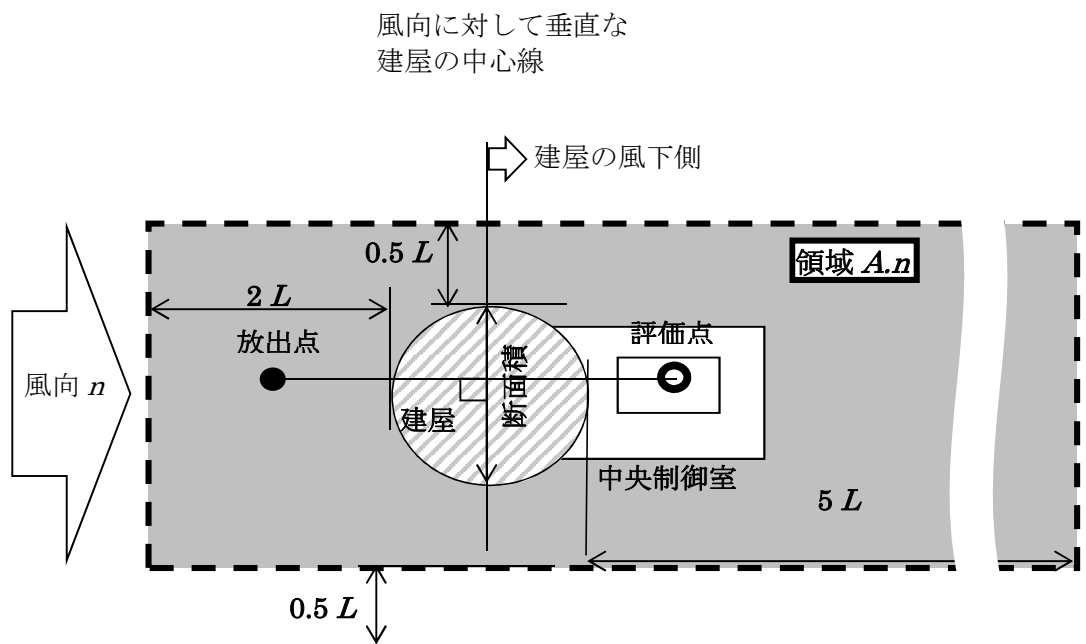


図 1-4 放射性物質の放出源と評価点の位置関係



注： L は風向に垂直な建屋又は建屋群の、投影面高さ又は投影幅の小さい方

図 1-5 建屋影響を考慮する条件（水平断面での位置関係）

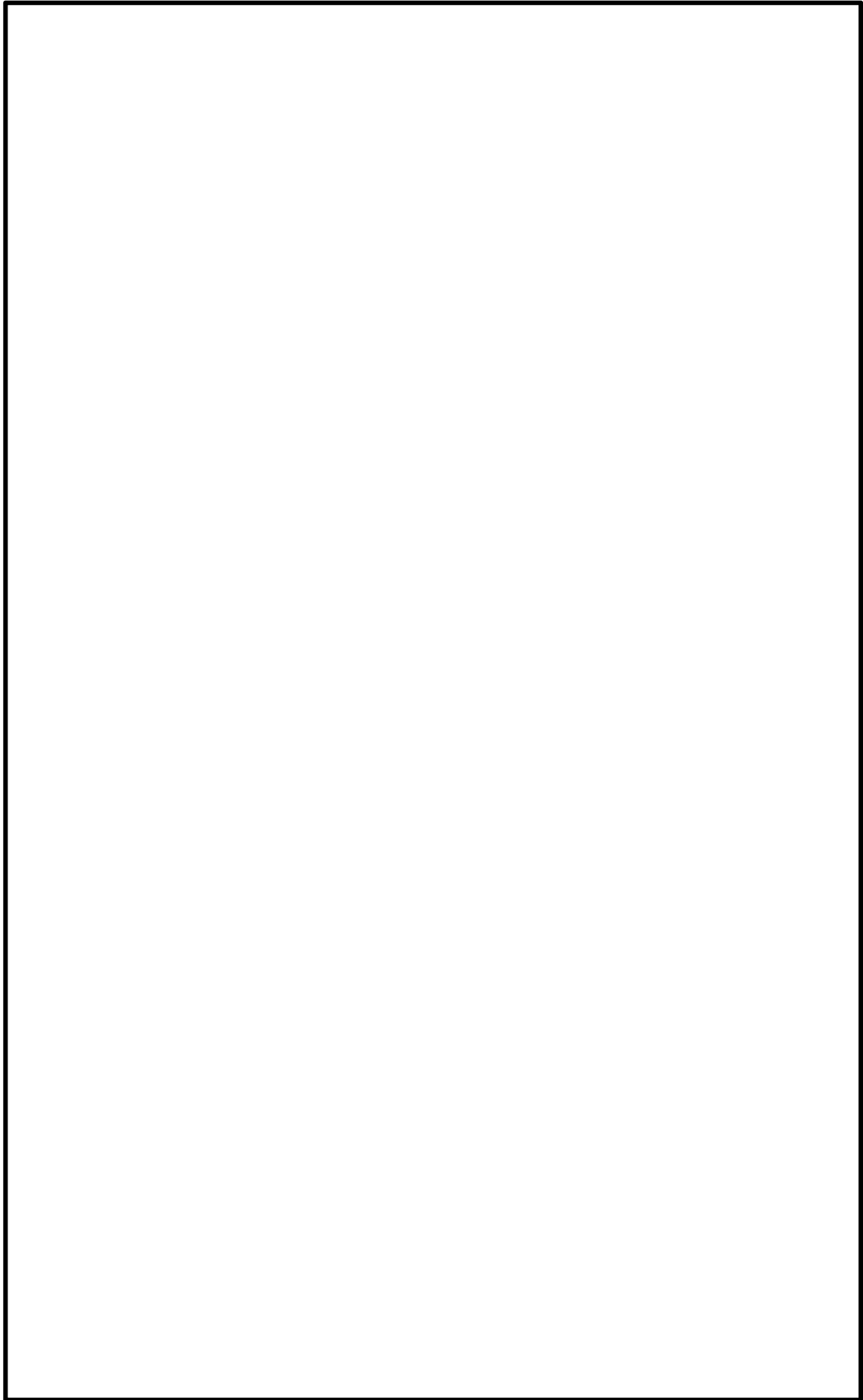


図 1-6 非常用ガス処理系排気筒放出時の評価方位（評価点：中央制御室中心）

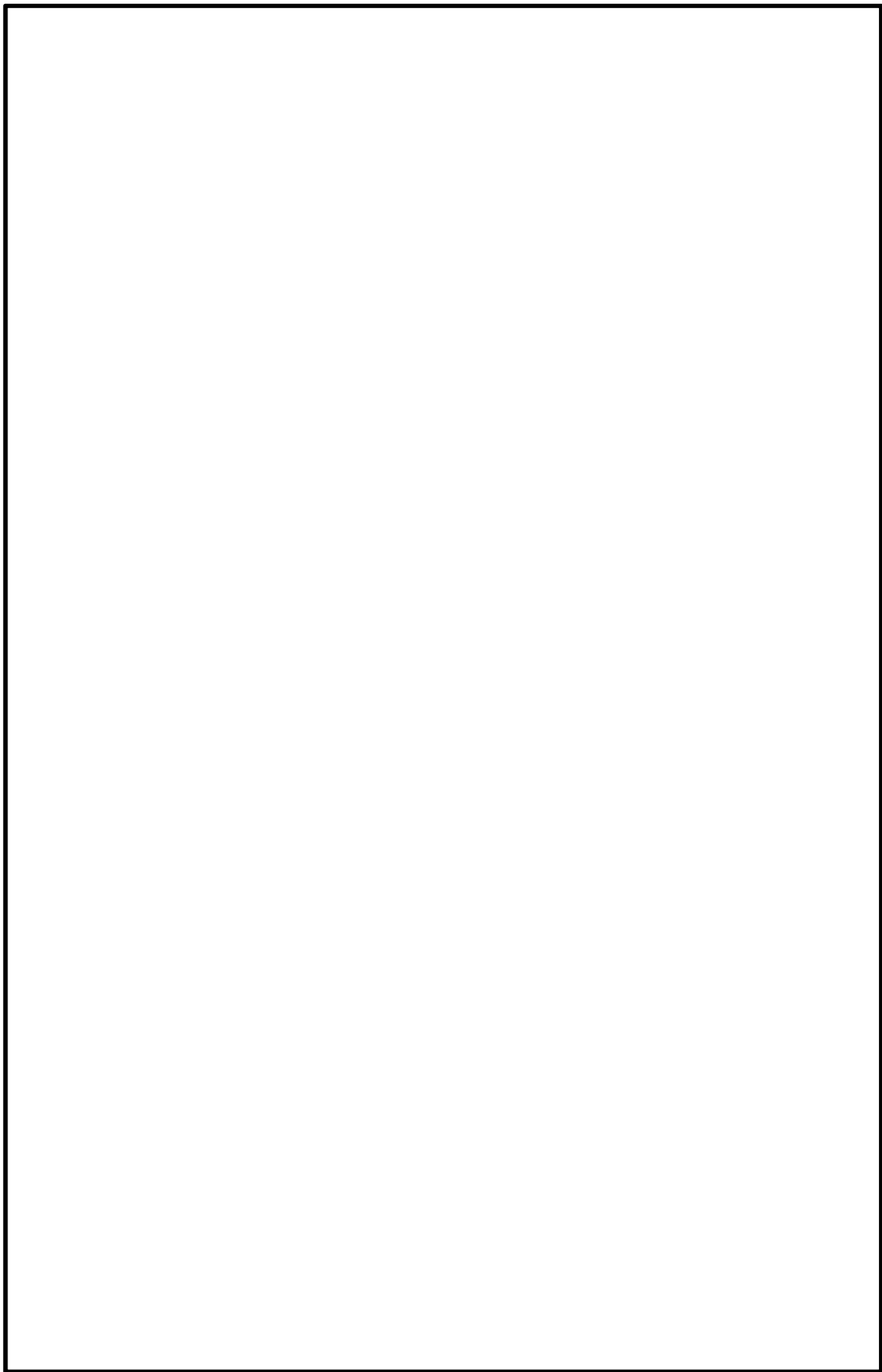


図 1-7 原子炉建屋漏えい時の評価方位（評価点：中央制御室中心）

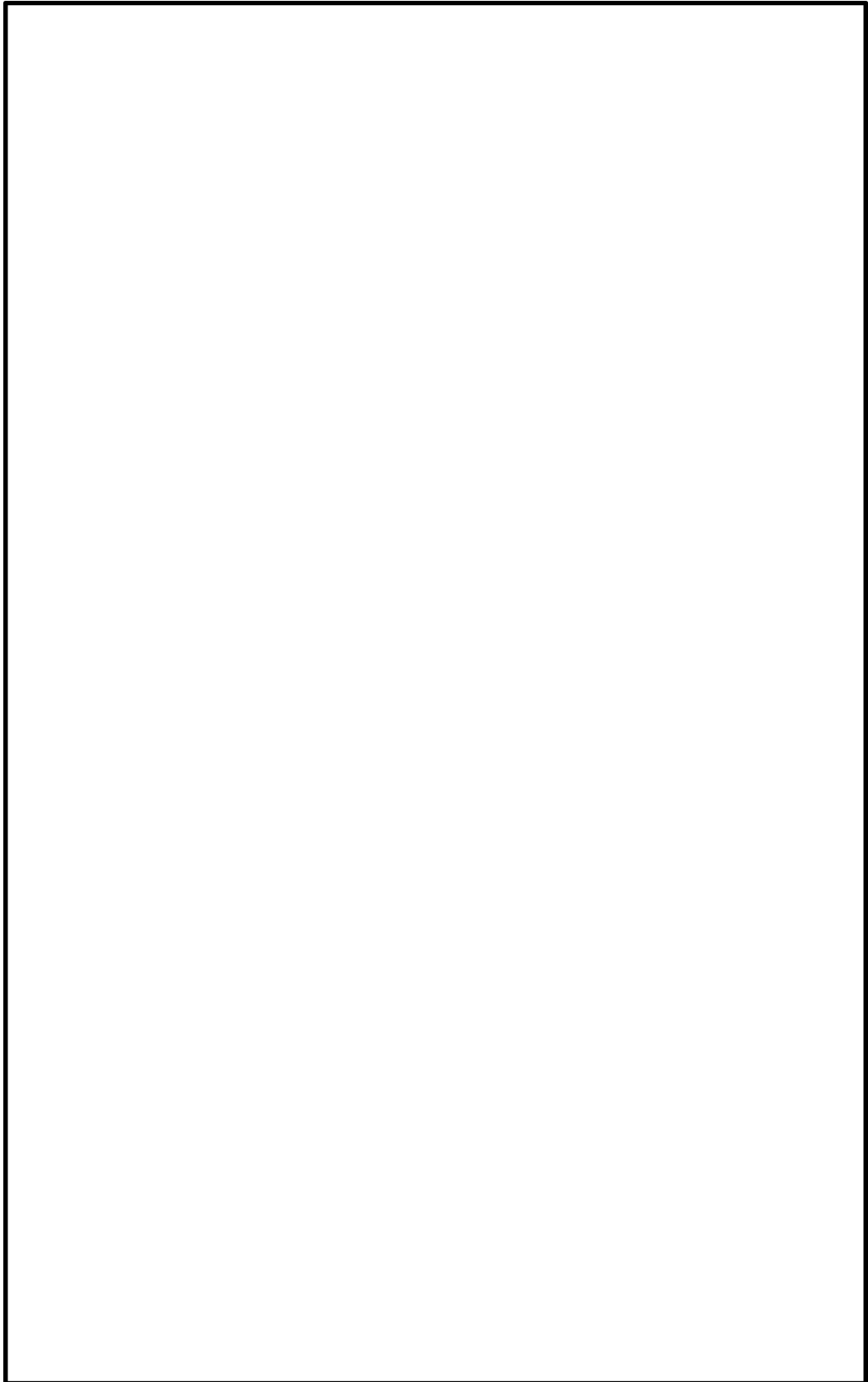


図 1-8 非常用ガス処理系排気筒からの放出時の評価方位（評価点：建屋入口）

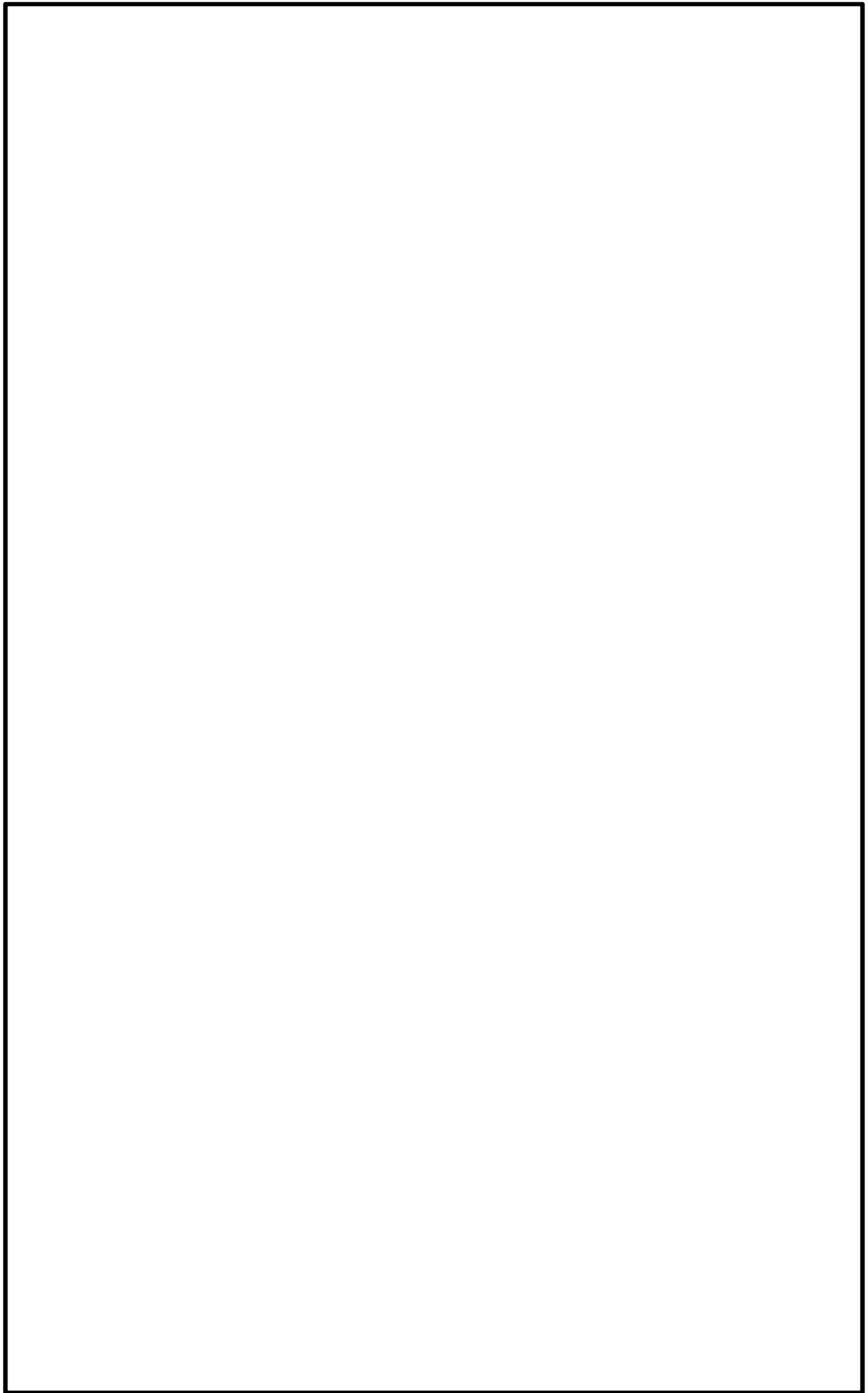


図 1-9 原子炉建屋漏えい時の評価方位（評価点：建屋入口）

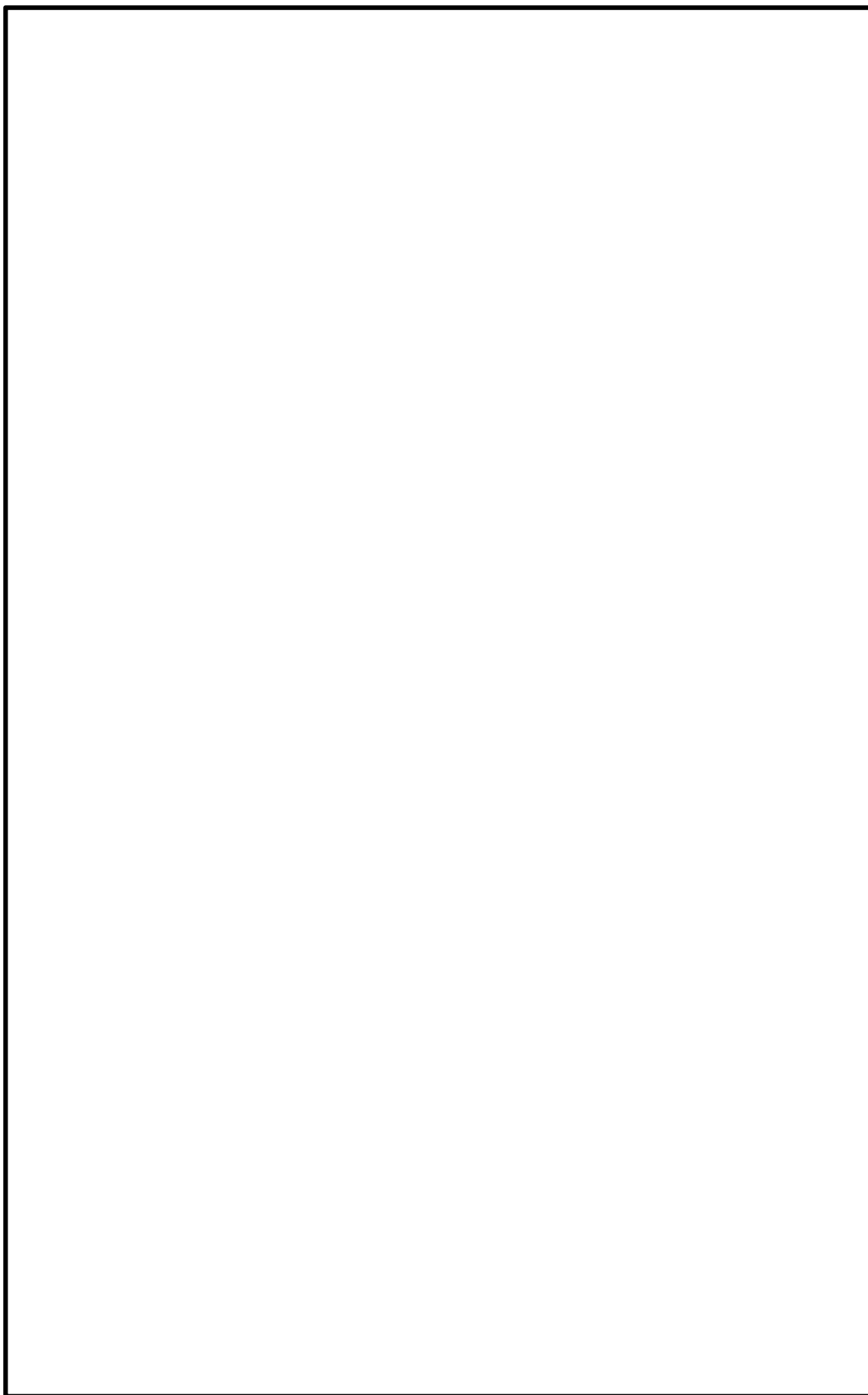


図 1-10 原子炉建屋断面面積（投影面積）

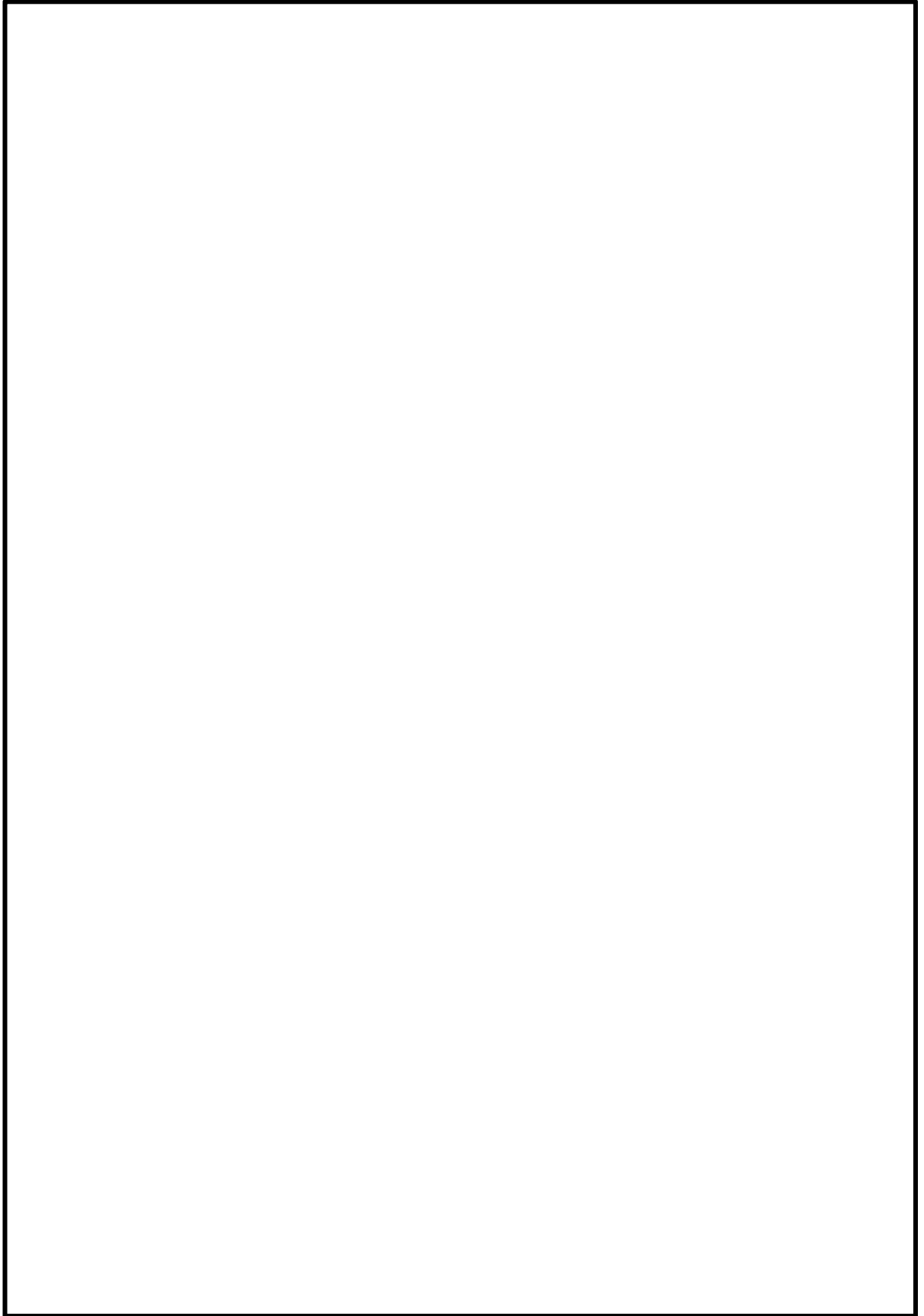


図 1-11 直接ガンマ線評価モデル

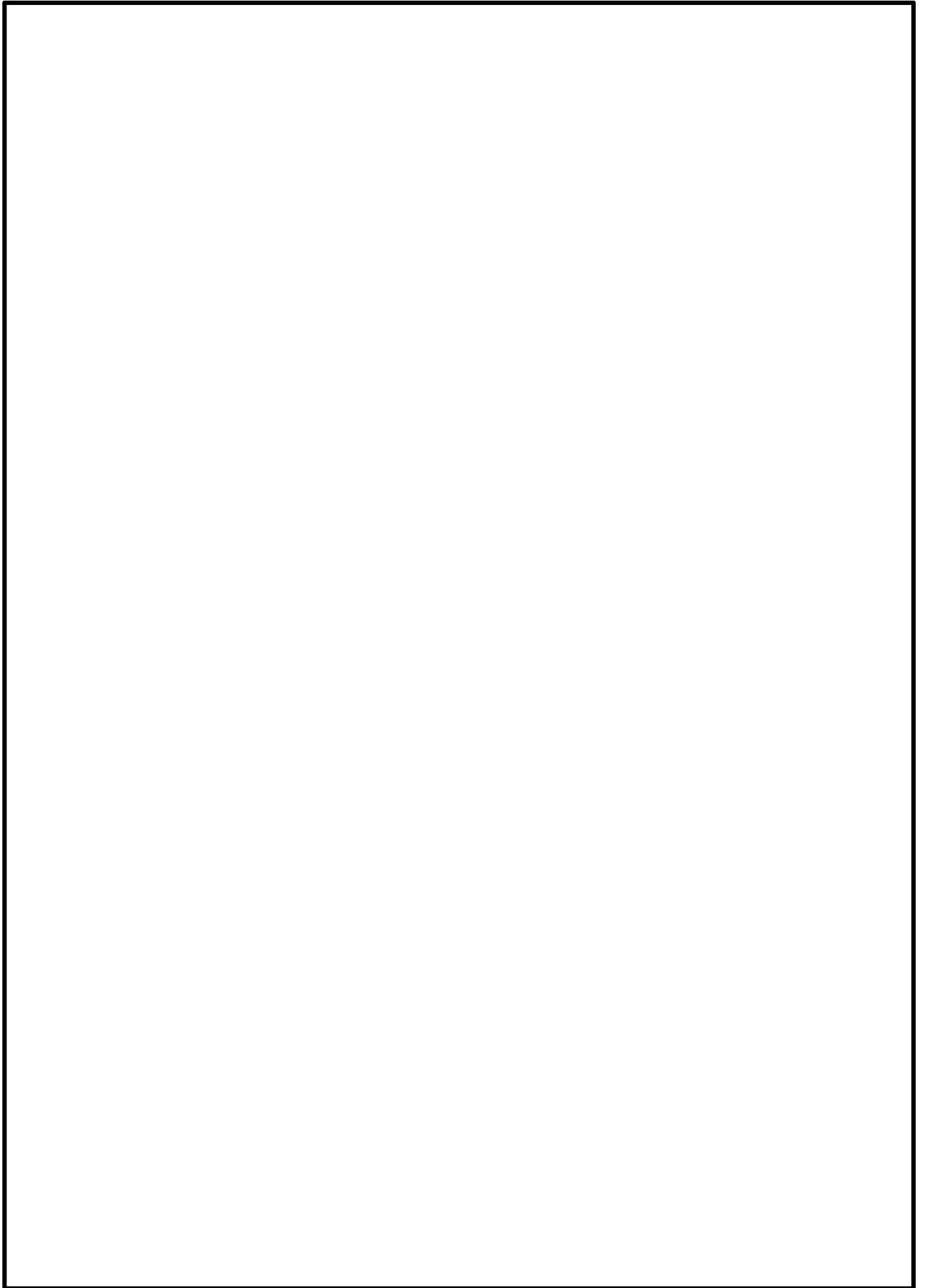


図 1-12 直接ガンマ線評価モデル

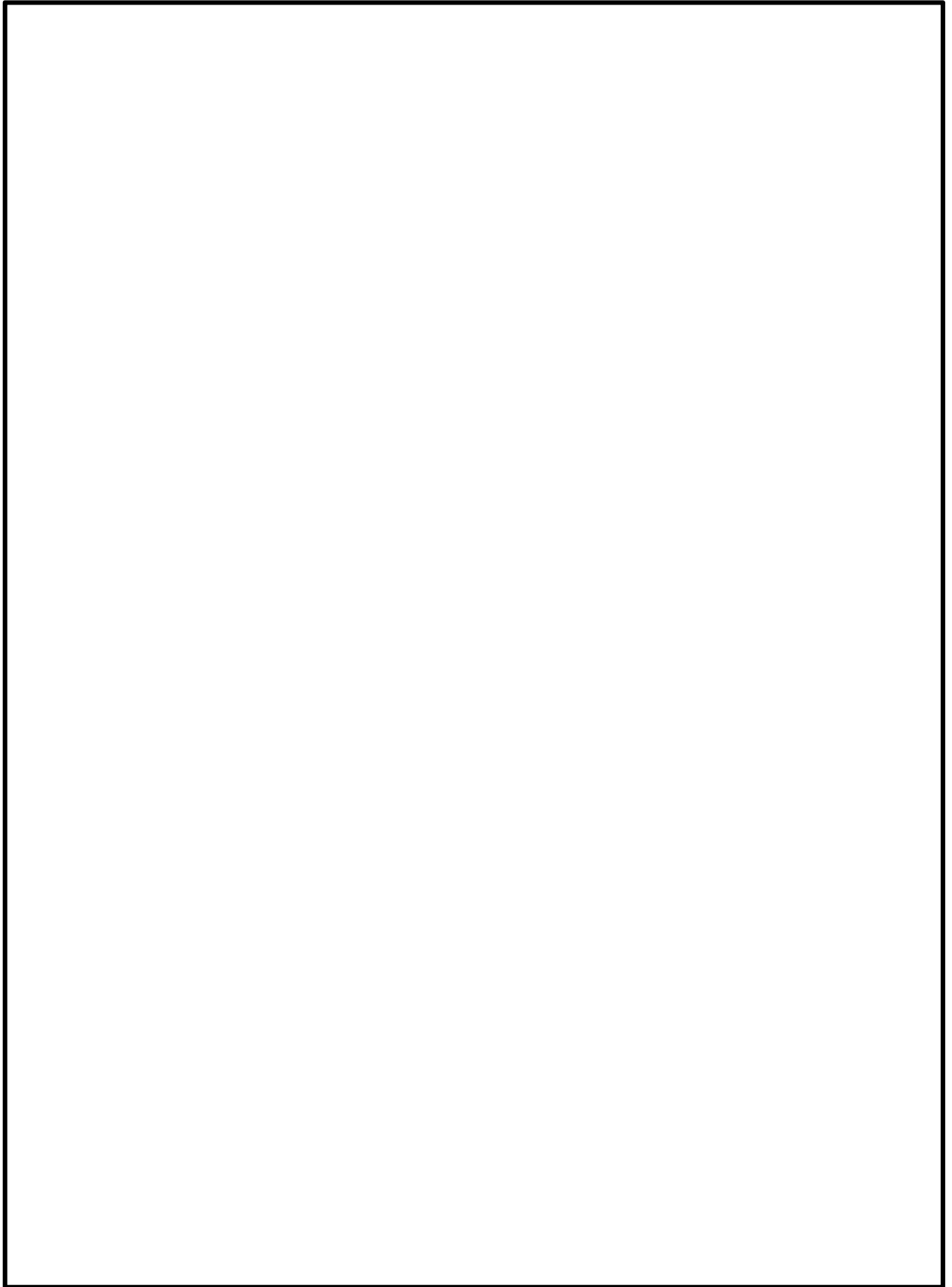


図 1-13 スカイシャインガンマ線評価モデル

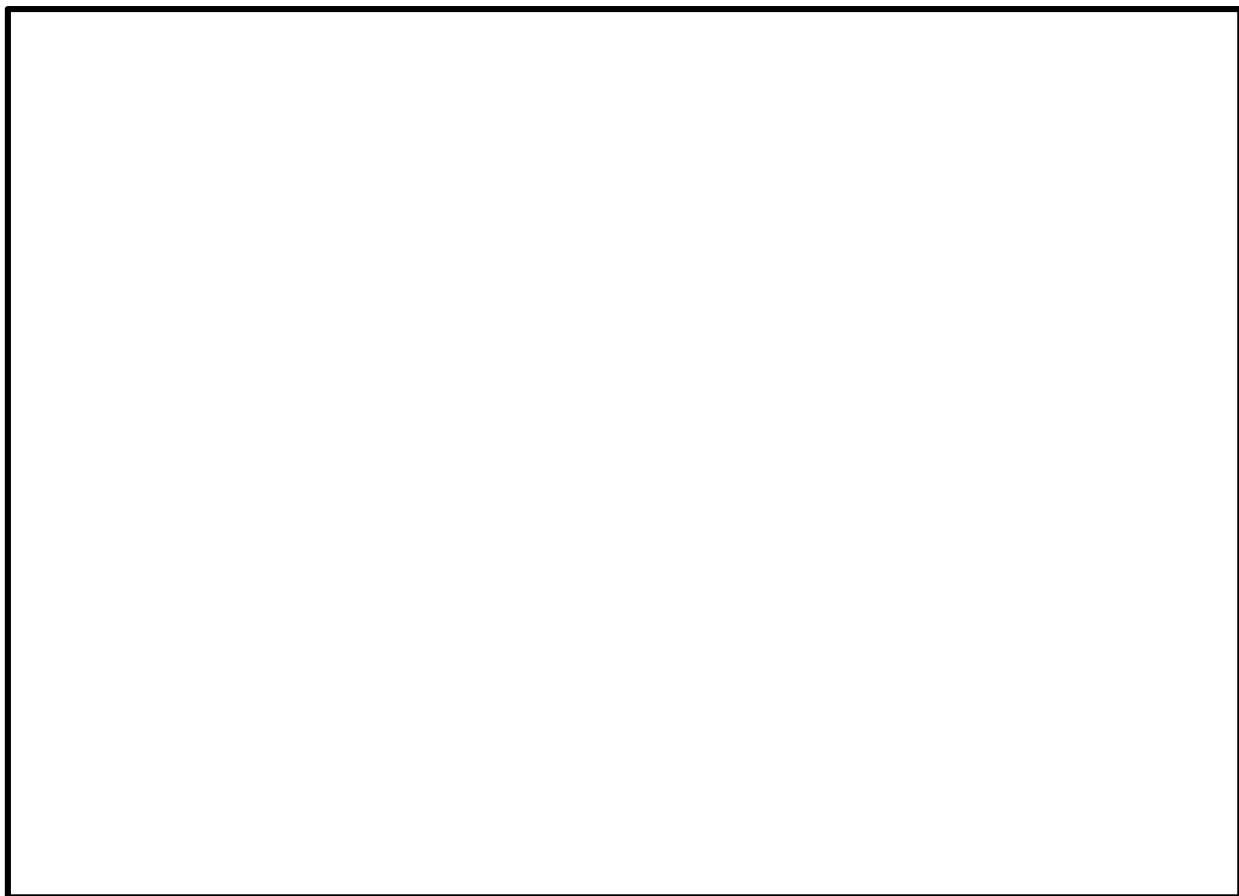


図 1-14 中央制御室換気系系統図

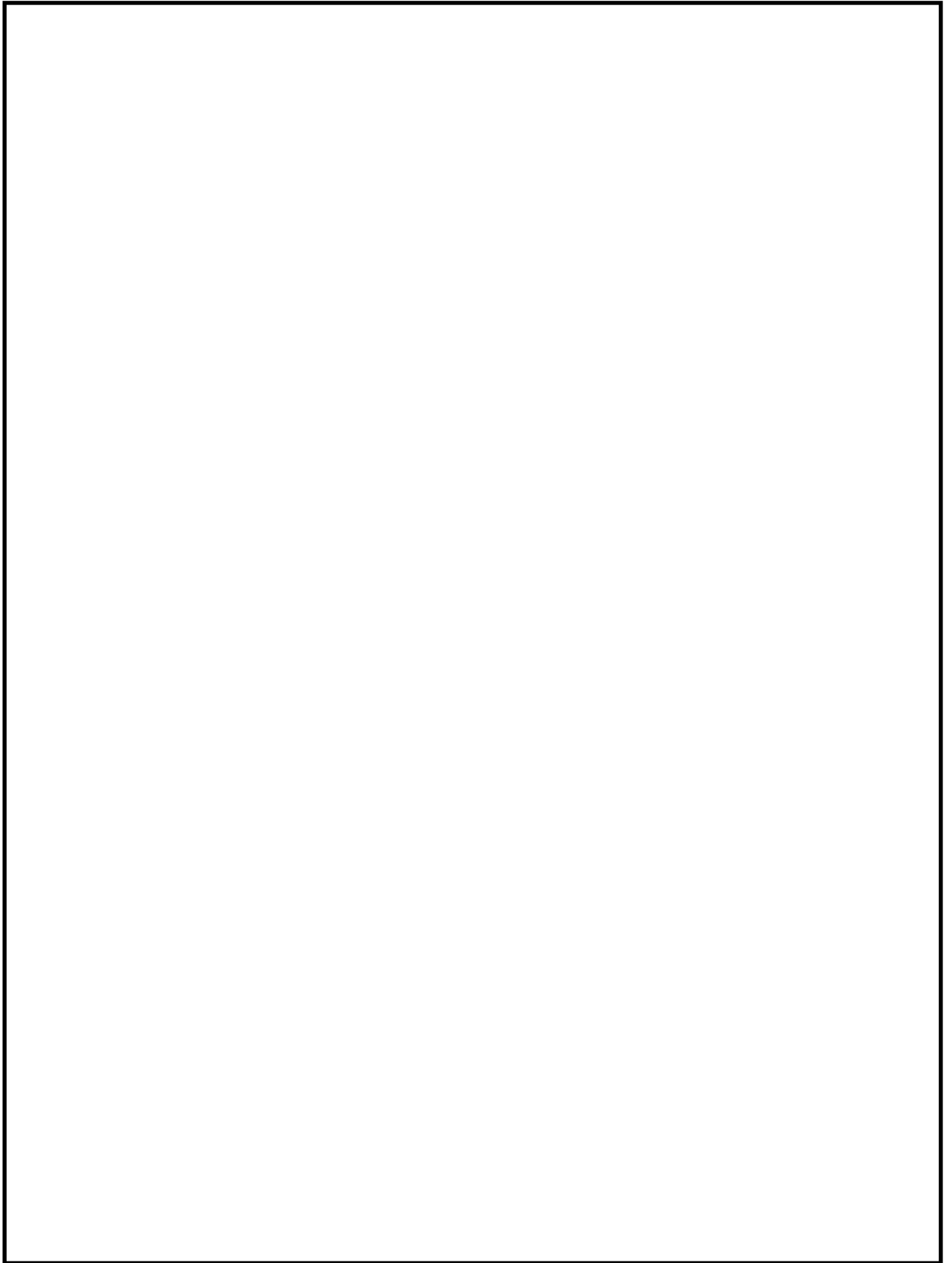


図 1-15 中央制御室容積

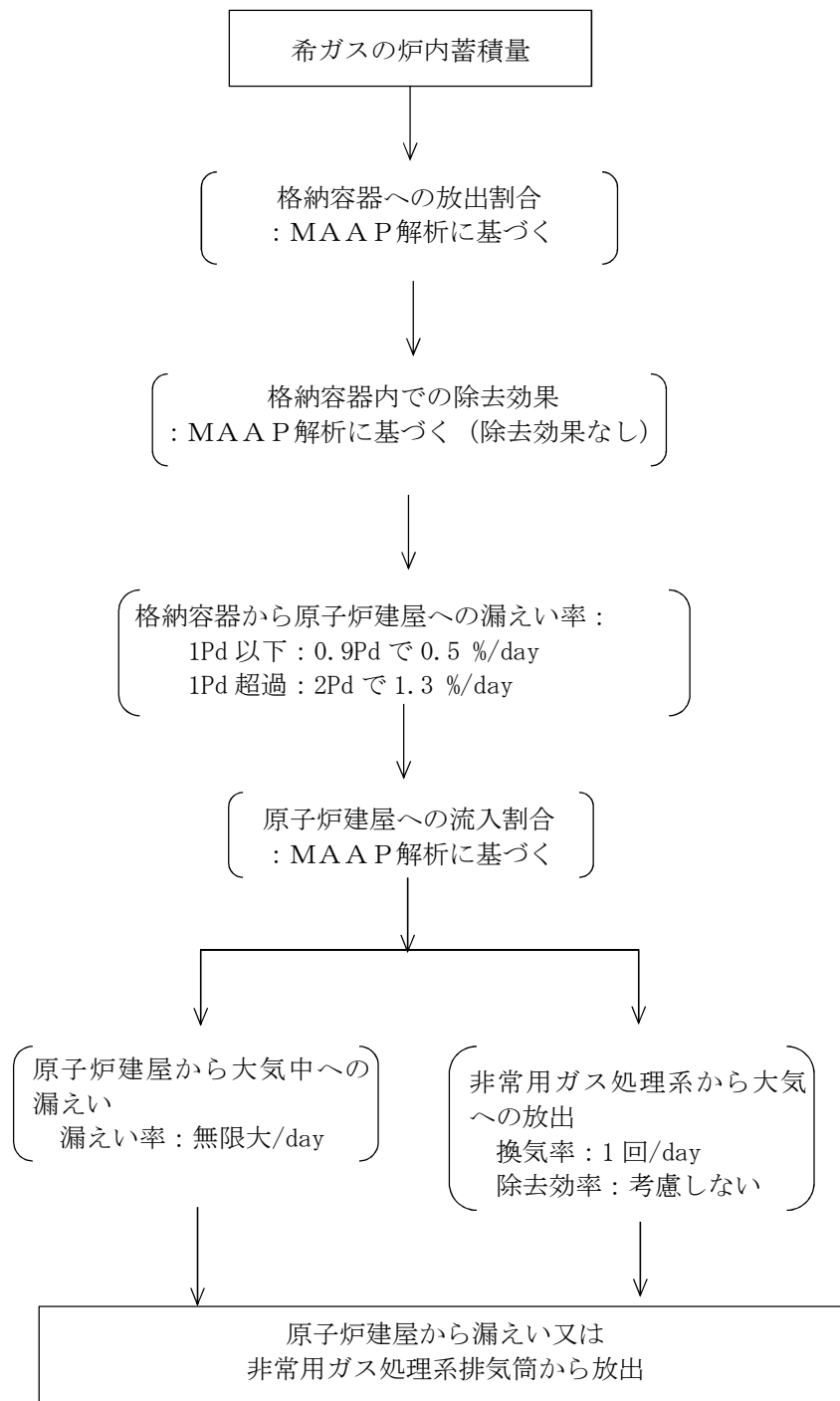


図 2-1 希ガスの大気放出過程

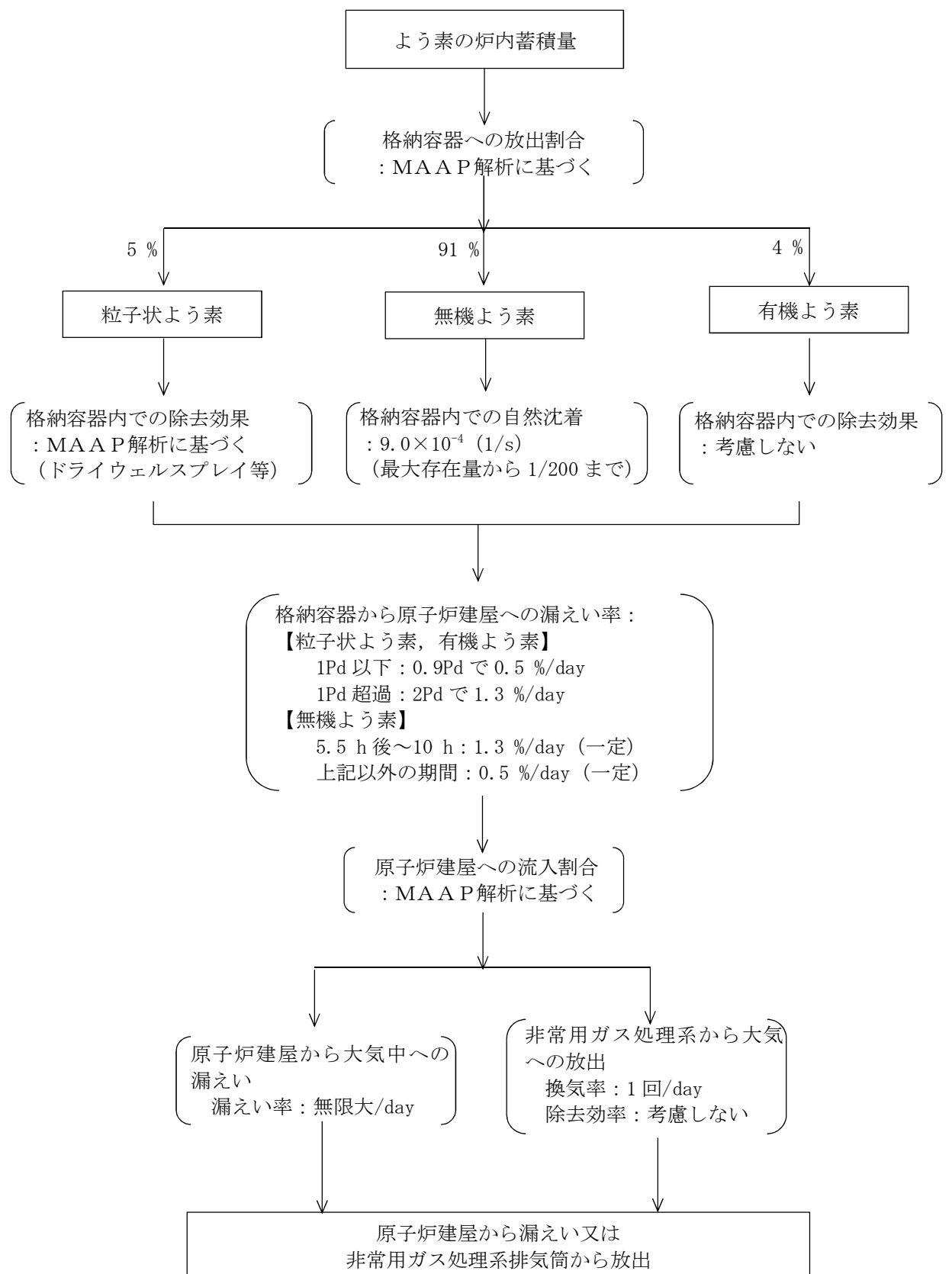


図 2-2 よう素の大気放出過程

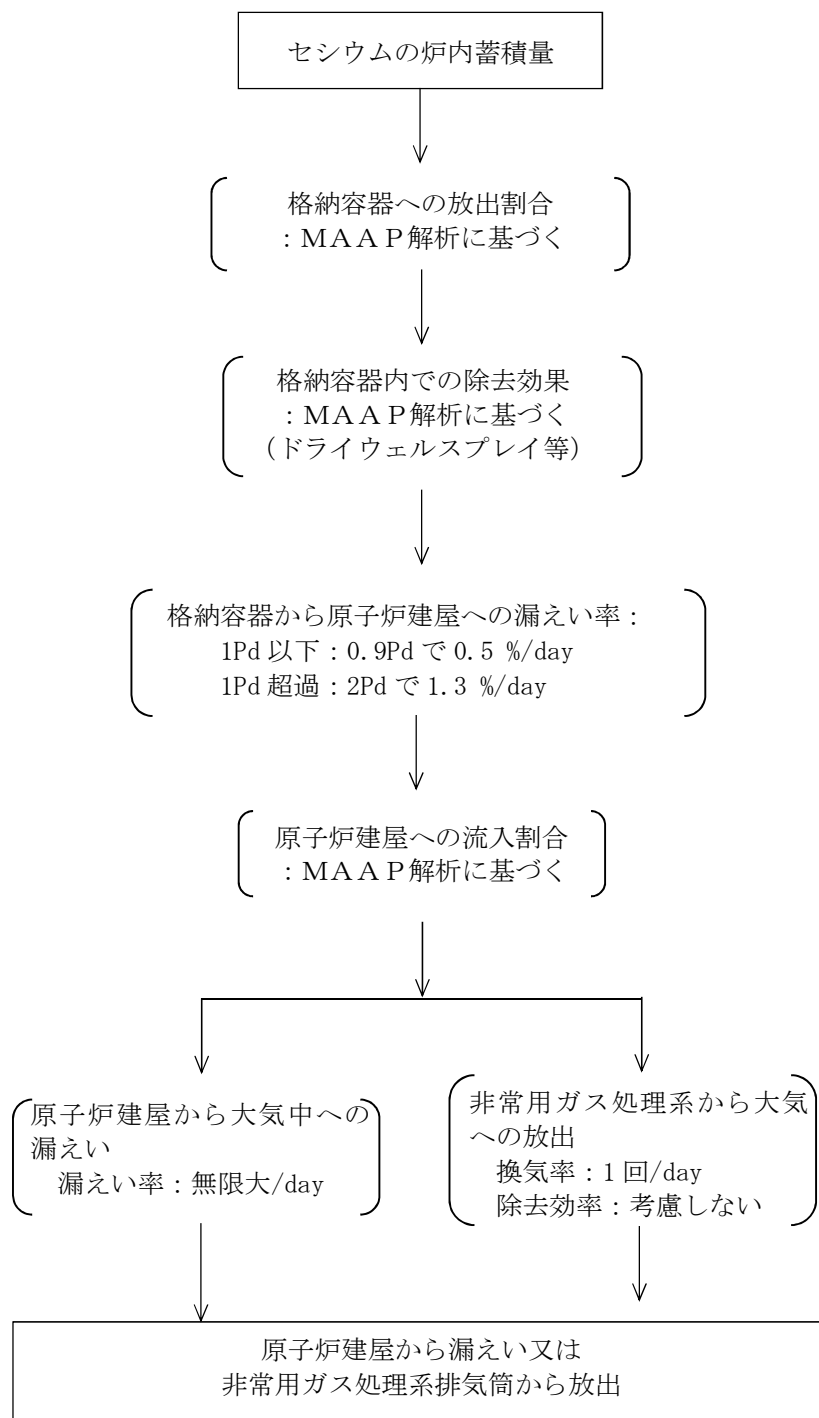


図 2-3 セシウムの大気放出過程

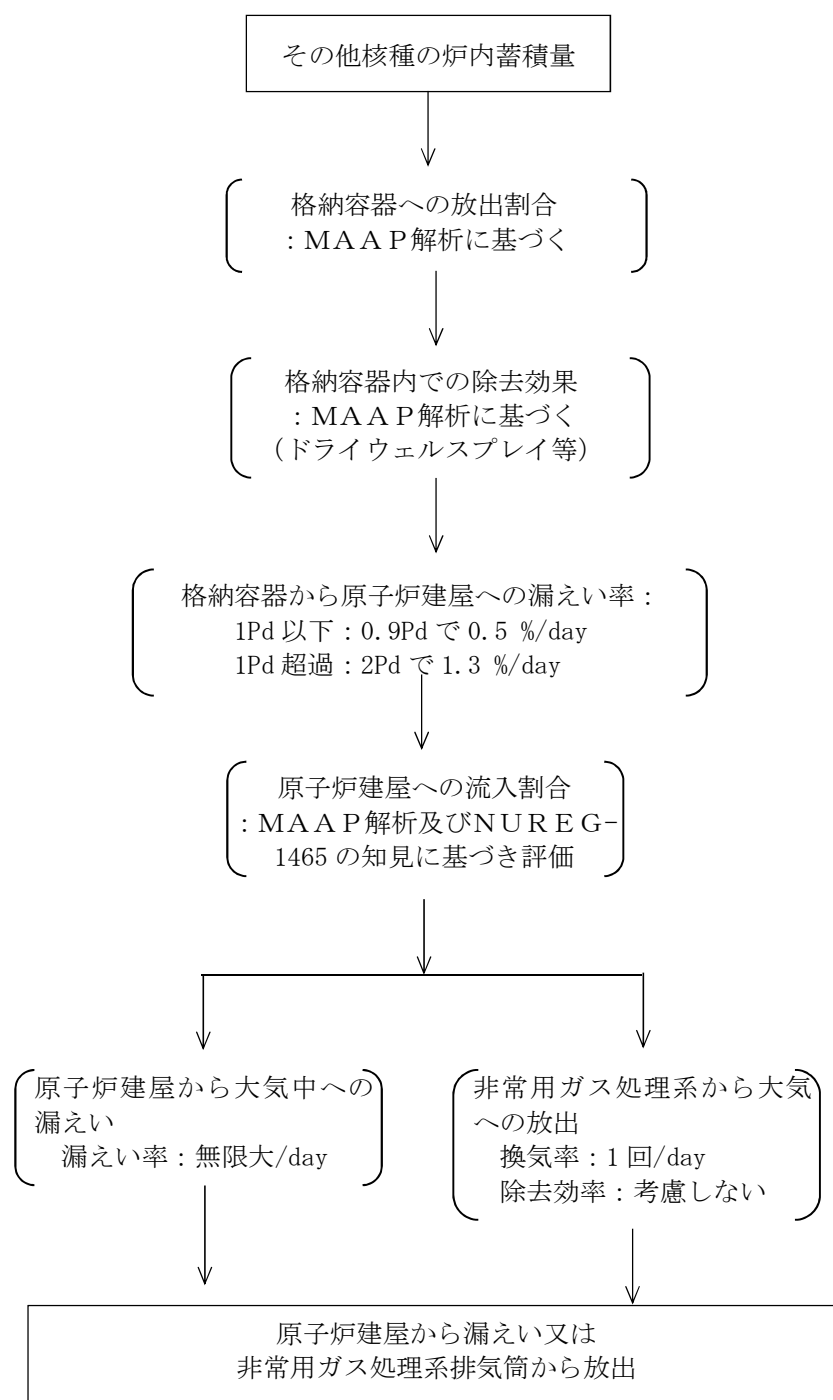


図 2-4 その他核種の大気放出過程

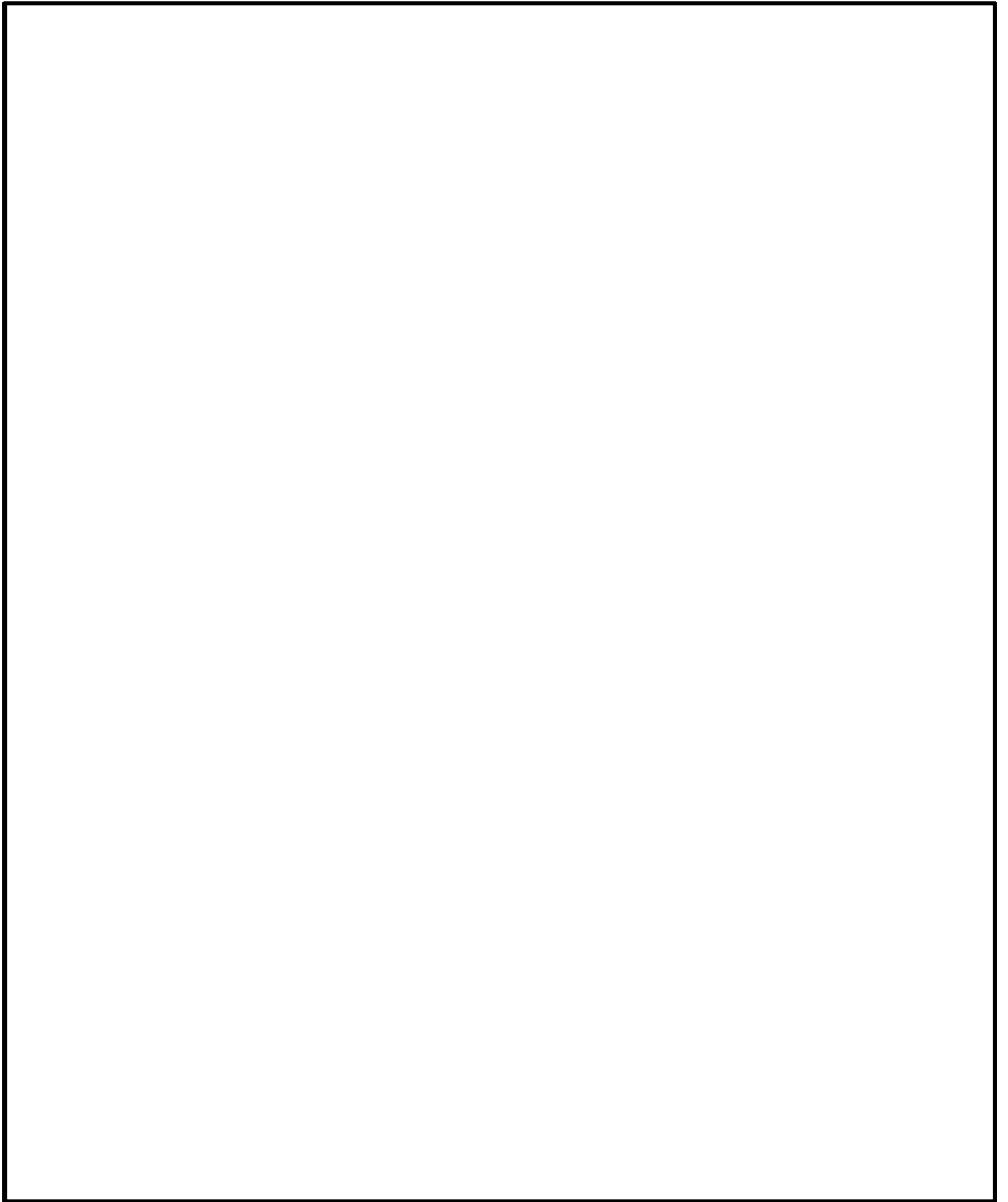


図 2-5 中央制御室内被ばく評価時のグラントシャイン評価モデル(1/2)

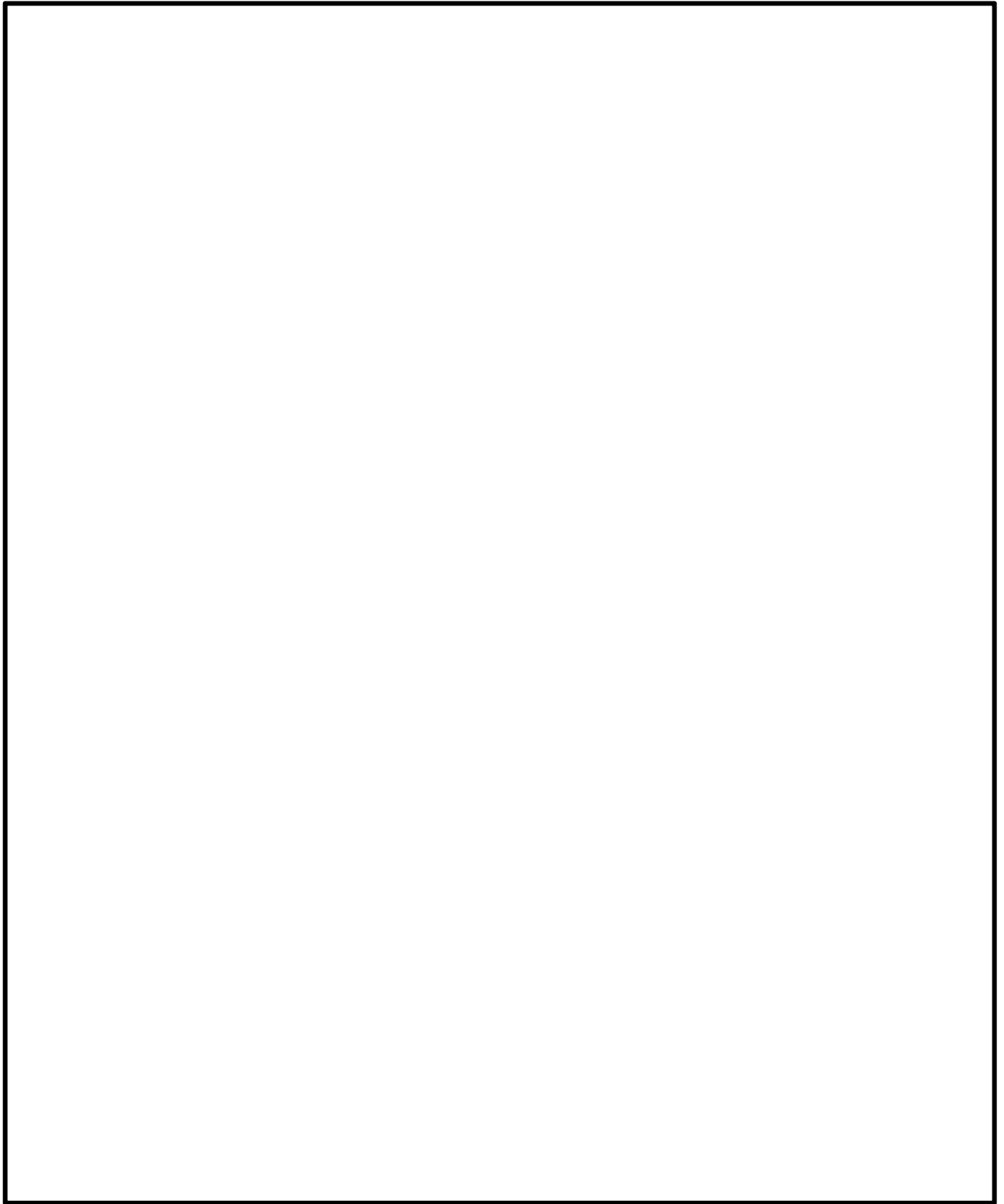


図 2-5 中央制御室内被ばく評価時のグラントシャイン評価モデル(2/2)

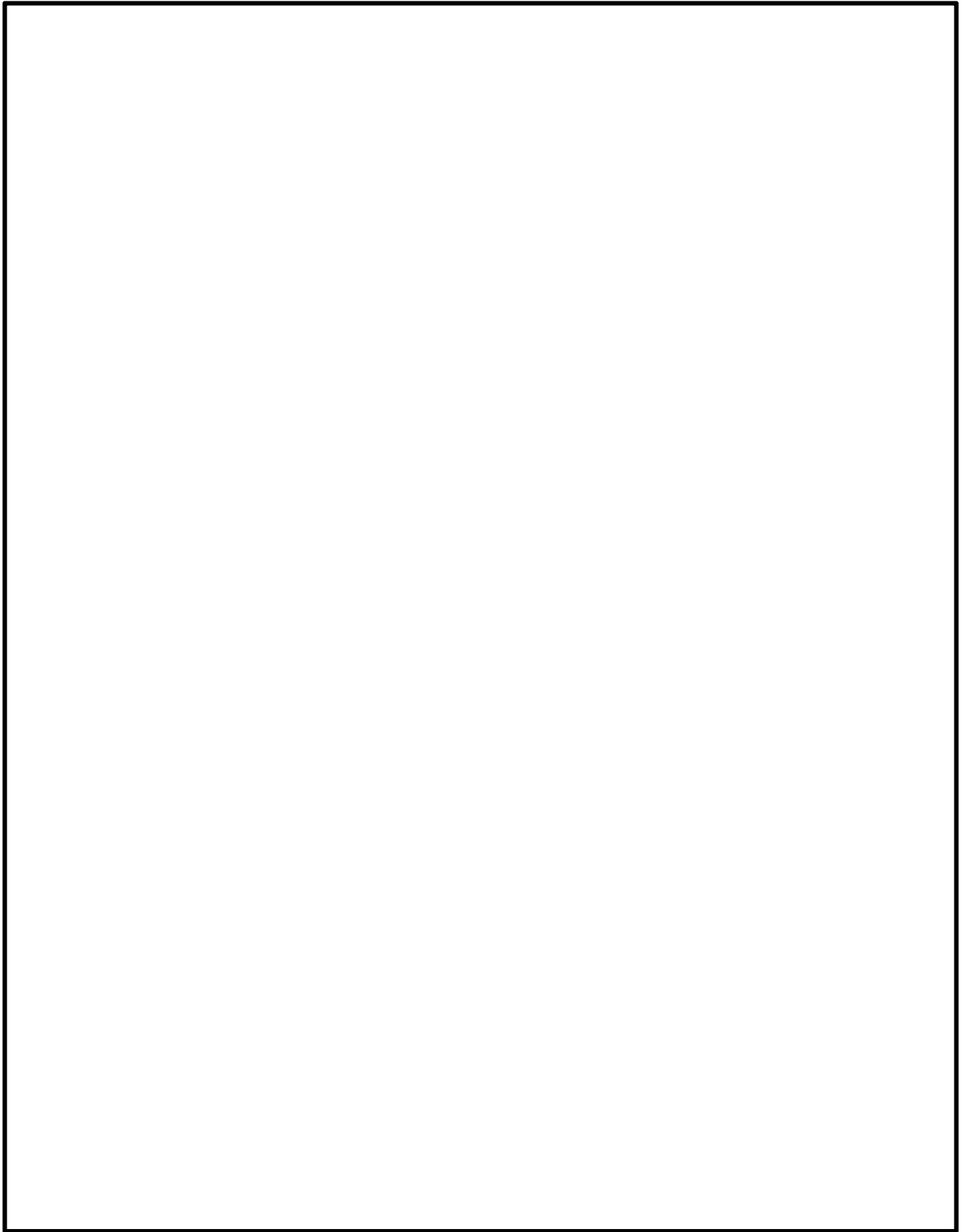


図 2-6 入退域被ばく評価時のグランドシャイン評価モデル