

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0074 改39
提出年月日	平成29年1月20日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について
(補足説明資料)

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

39 条

- 39-1 重大事故等対処設備の分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について
- 41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について
- 41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について
- 41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について
- 41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について
- 41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 重大事故等対処設備の環境条件について
- 共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数、予備数及び保有数について
- 共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について
- 共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について
- 共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について
- 共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 44-2 単線結線図
- 44-3 配置図
- 44-4 系統図
- 44-5 試験及び検査
- 44-6 容量設定根拠
- 44-7 その他設備
- 44-8 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の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について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

45-9 各号炉の弁名称及び弁番号

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他の設備

46-11 代替自動減圧機能について

46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 各号炉の弁名称及び弁番号

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他の設備

48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 その他設備

49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

50-12 各号炉の弁名称及び弁番号

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図
- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 その他設備
- 51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 53-2 単線結線図
- 53-3 配置図
- 53-4 系統図
- 53-5 試験及び検査
- 53-6 容量設定根拠
- 53-7 その他設備

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図

- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 アクセスルート図
- 55-8 その他設備

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 系統図
- 56-4 試験及び検査
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 接続図
- 56-7 保管場所図
- 56-8 アクセスルート図
- 56-9 その他設備
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 系統図
- 57-4 試験及び検査

- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 アクセスルート図
- 57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
- 57-8 電源車接続に関する説明書
- 57-9 代替電源設備について
- 57-10 全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 58-2 単線結線図
- 58-3 配置図
- 58-4 系統図
- 58-5 試験及び検査
- 58-6 容量設定根拠
- 58-7 アクセスルート図
- 58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 パラメータの抽出について

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧
- 59-2 単線結線図
- 59-3 配置図
- 59-4 系統図
- 59-5 試験及び検査性
- 59-6 容量設定根拠
- 59-7 保管場所図
- 59-8 アクセスルート図
- 59-9 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図

- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 62-2 単線結線図
- 62-3 配置図
- 62-4 系統図
- 62-5 試験及び検査
- 62-6 容量設定根拠
- 62-7 アクセスルート図
- 62-8 設備操作及び切替に関する説明書
- 62-9 その他設備

下線部：今回ご提出資料

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他設備

48-12 機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について

48-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条: 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大容量送水車(熱交換器ユニット用)		類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	48-8 接続図, 48-9 保管場所図	
		第 2 号	操作性	現場操作	B
			関連資料	48-8 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ	A
			関連資料	48-6 試験及び検査	
	第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が不要	B b	
		関連資料	48-5 系統図		
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	48-5 系統図		
	第 6 号	設置場所	現場操作	B	
		関連資料	48-8 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料	48-7 容量設置根拠	
		第 2 号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	48-8 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所確保	単独の機能で使用	A b
			関連資料	48-8 接続図	
第 4 号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	48-8 接続図		
第 5 号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	48-9 保管場所図		
第 6 号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
	関連資料	48-10 アクセスルート図			
第 7 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外	A b	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	48-8 接続図 48-9 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		熱交換器ユニット		類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	48-8 接続図 48-9 保管場所図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
		関連資料	48-8 接続図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
		関連資料	48-6 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a	
		関連資料	48-5 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	48-5 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
		関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料	48-7 容量設置根拠	
		第 2 号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	48-8 接続図	
第 3 号		異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
		関連資料	48-8 接続図		
第 4 号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-	
		関連資料	48-8 接続図		
第 5 号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	48-9 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	48-10 アクセスルート図		
第 7 号		共通要因	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外	A b
		故障防止	サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	48-8 接続図 48-9 保管場所図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	[配置図] 48-4		
		第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作	A B	
	関連資料	[配置図] 48-4				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	—	—		
	関連資料	[試験・検査説明資料] 48-6 (主要設備ではない設備について記載)				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	[系統図] 48-5				
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	[系統図] 48-5			
	第6号	設置場所	現場操作-放射線量が高くなるおそれが少ない 中央制御室操作	A a B		
		関連資料	[配置図] 48-4 [系統図] 48-5			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	[容量設定根拠] 48-7		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			[配置図] 48-4 [系統図] 48-5			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ		類型化 区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	－	
			海水	（海水を通水しない）	対象外	
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	－	
			関連資料	－		
			第2号	操作性	中央制御室操作	A
	関連資料	－				
	第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ	A		
	関連資料	－				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	－				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	－	対象外	
			関連資料	－		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	－				
	第 2 項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	－		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	－		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			－		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備				原子炉補機冷却系 海水ポンプ	類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料	—		
			第2号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ	A		
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	—	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	—	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 熱交換器		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	C	
			荷重		（有効に機能を発揮する）	—	
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁波による影響		（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料		—		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
	関連資料		—				
	第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）		熱交換器	D		
	関連資料		—				
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料		—				
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）		—	対象外	
			関連資料		—		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
	関連資料		—				
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		（共用しない設備）	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障		対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料				—		

48-2
単線結線図

【代替原子炉補機冷却系】

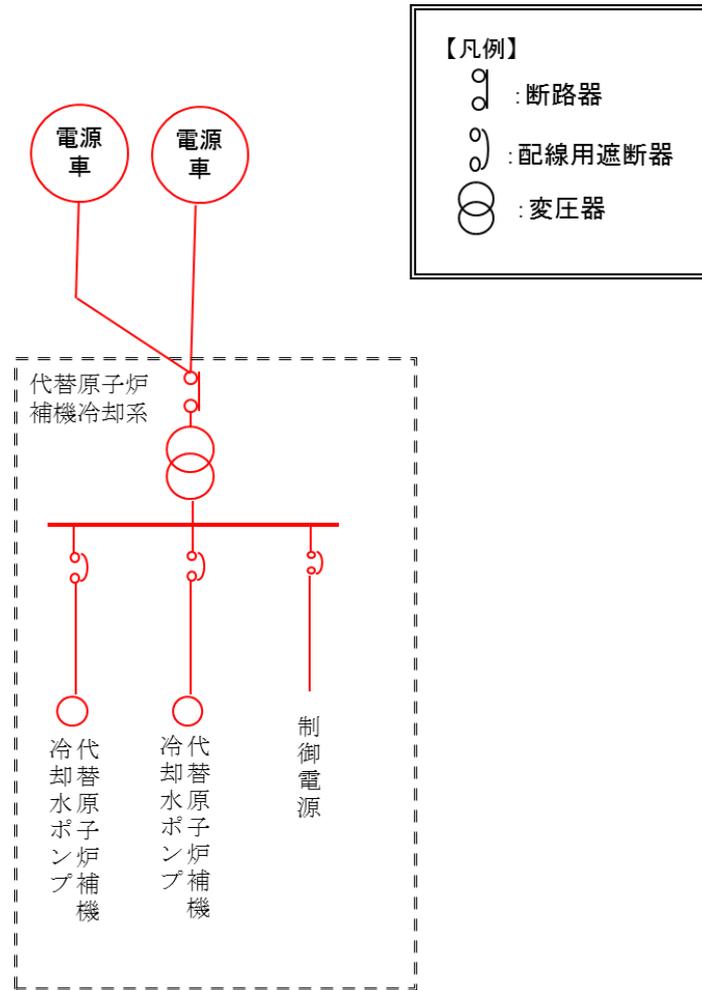


図 48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

【耐圧強化ベント系】

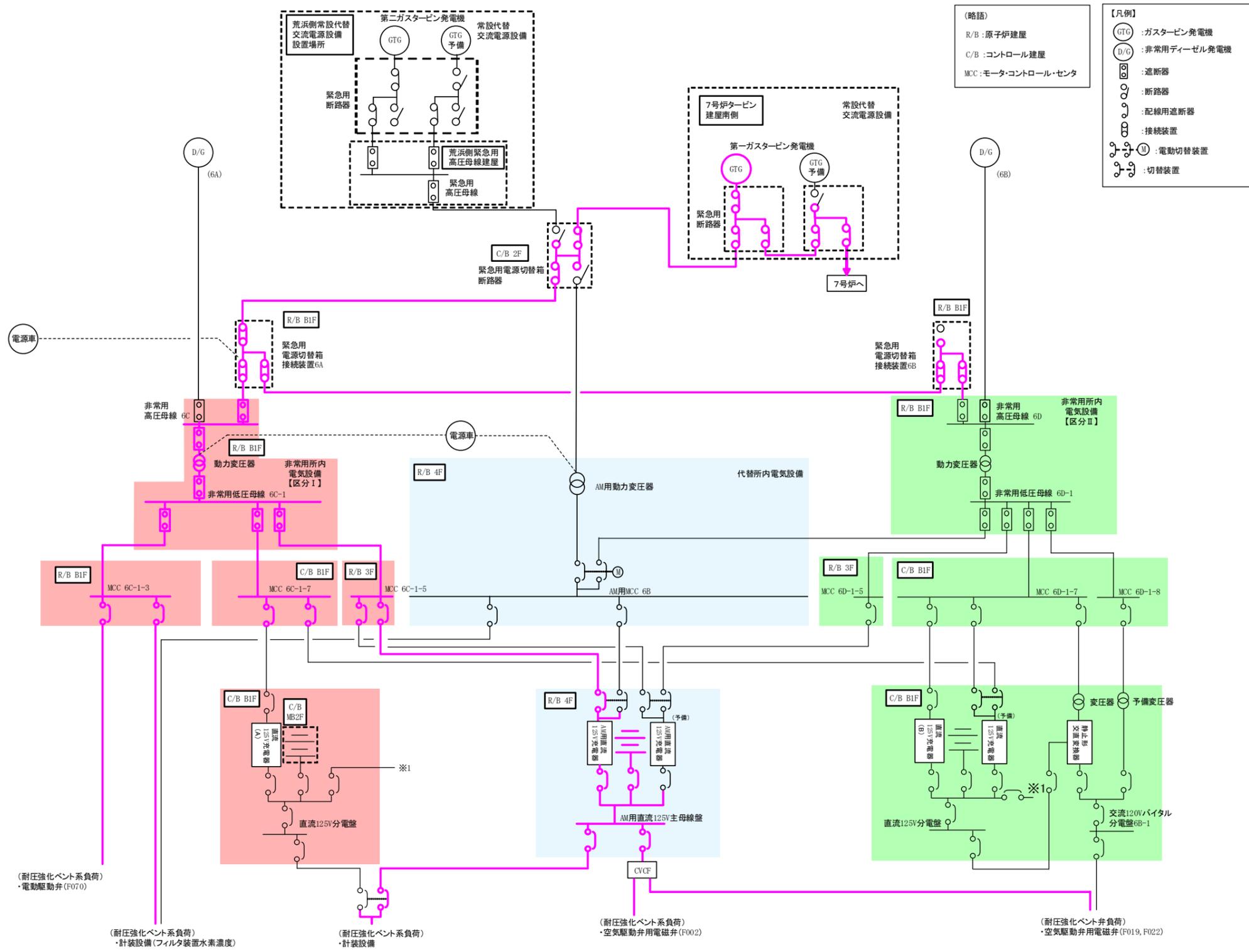
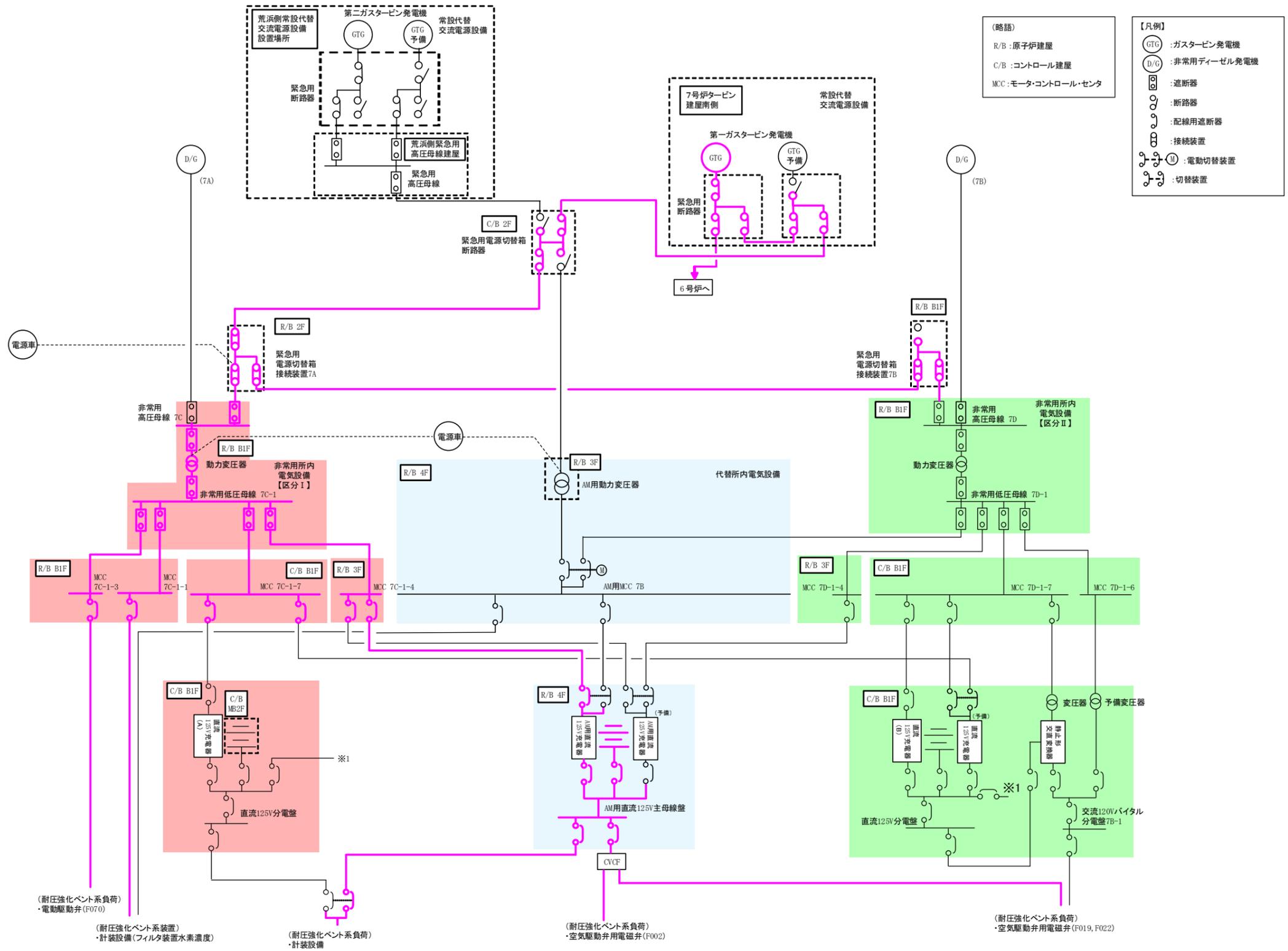


図 48-2-2 耐圧強化ベント系 単線結線図 (6号炉)



48-3
計測制御系統図

【耐圧強化ベント系】

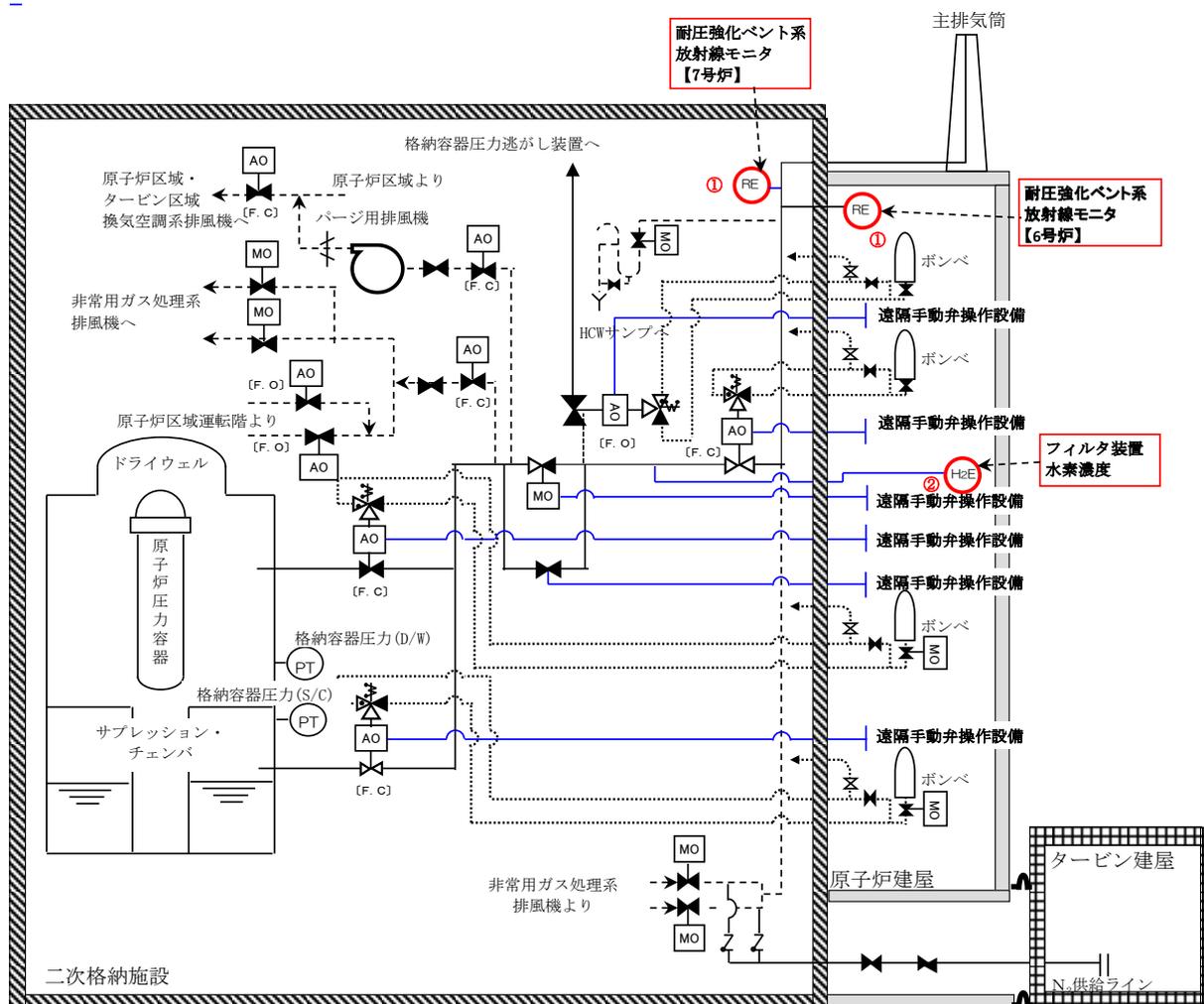


図 48-3-1 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

表 48-3-1 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① 耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2
② フィルタ装置水素濃度※1	0~100vol%	1

※1 フィルタ装置水素濃度については、52条において格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

48-4
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【代替原子炉補機冷却系】

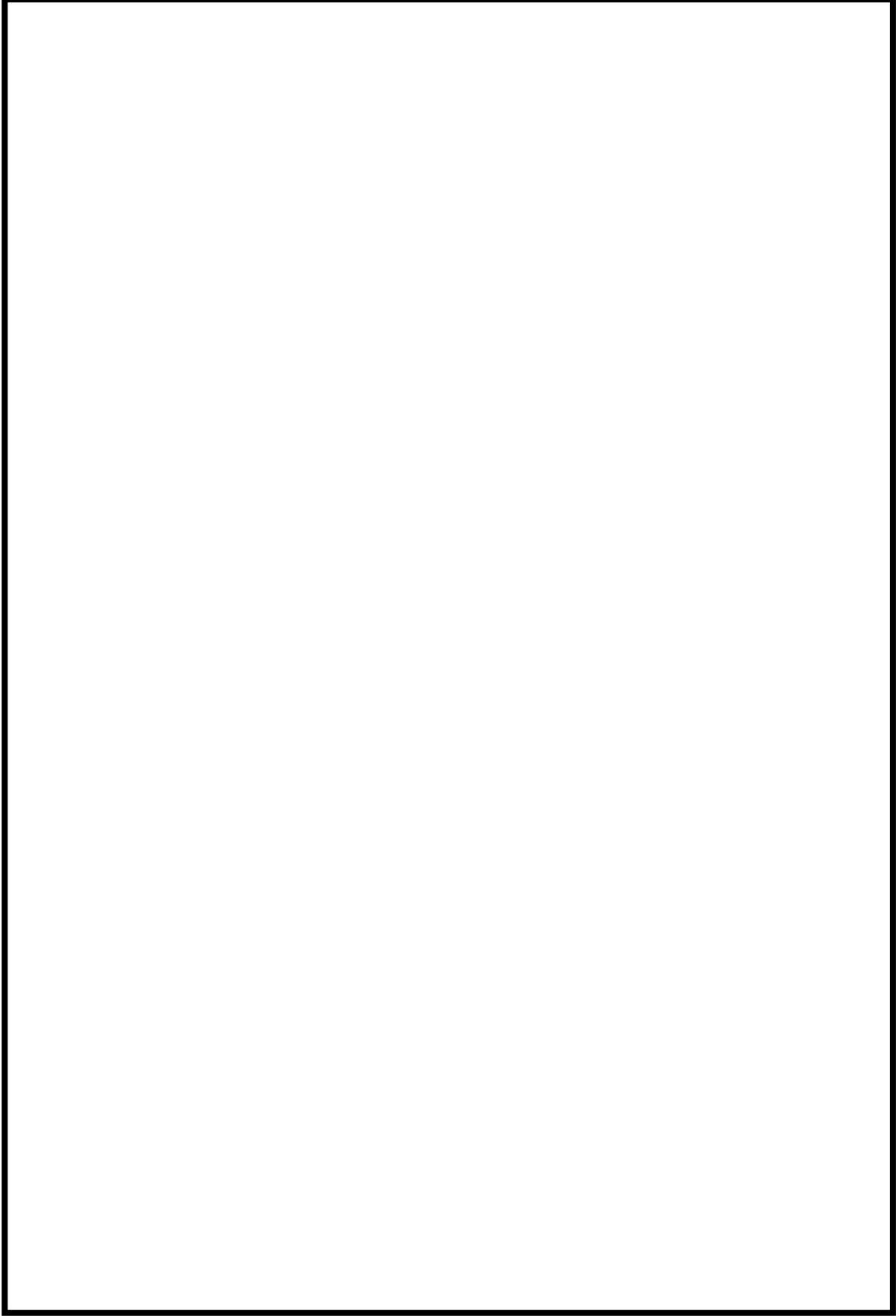


図 48-4-1 6号炉原子炉建屋地上4階

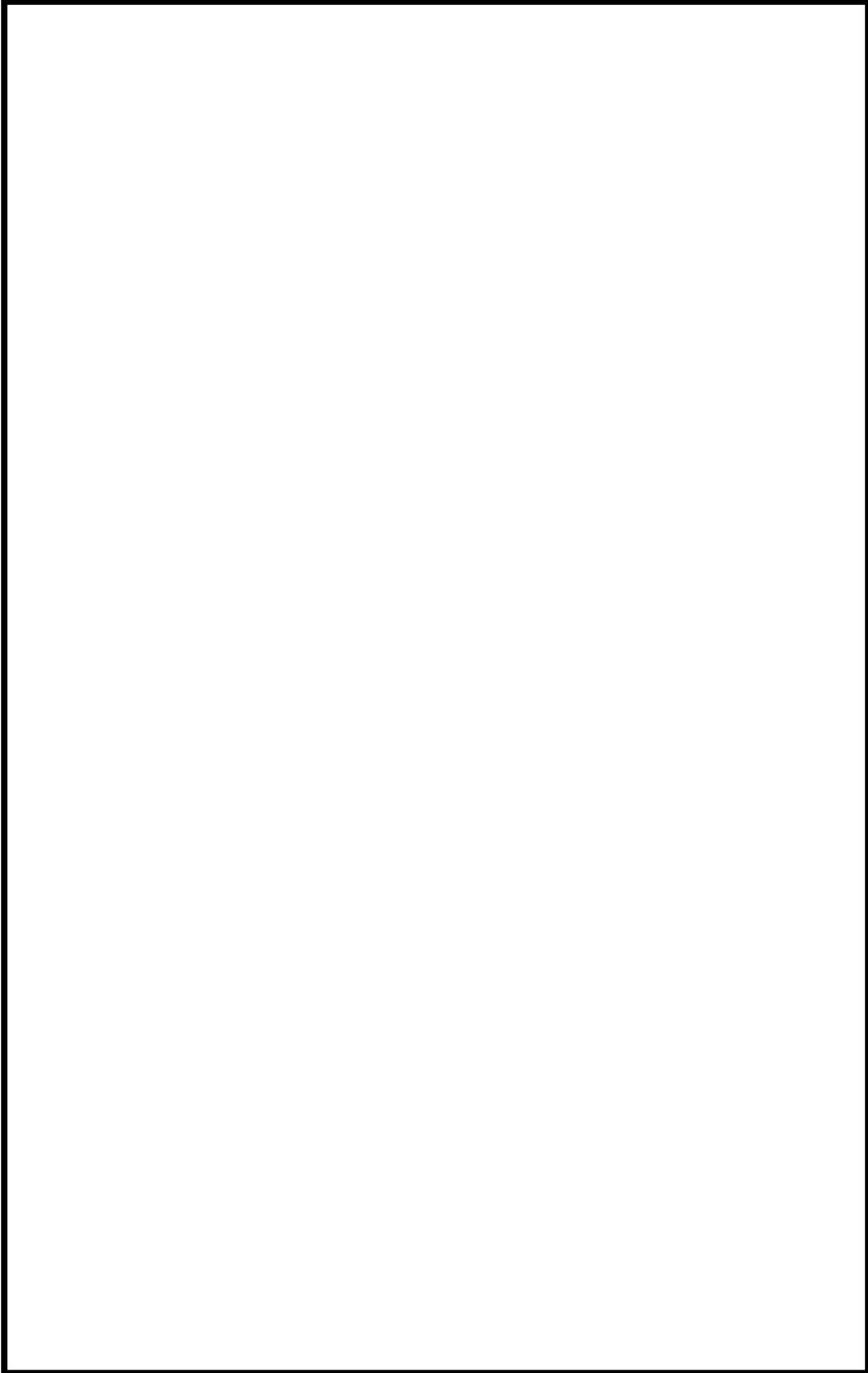


图 48-4-2 6 号炉原子炉建屋地上中 3 階

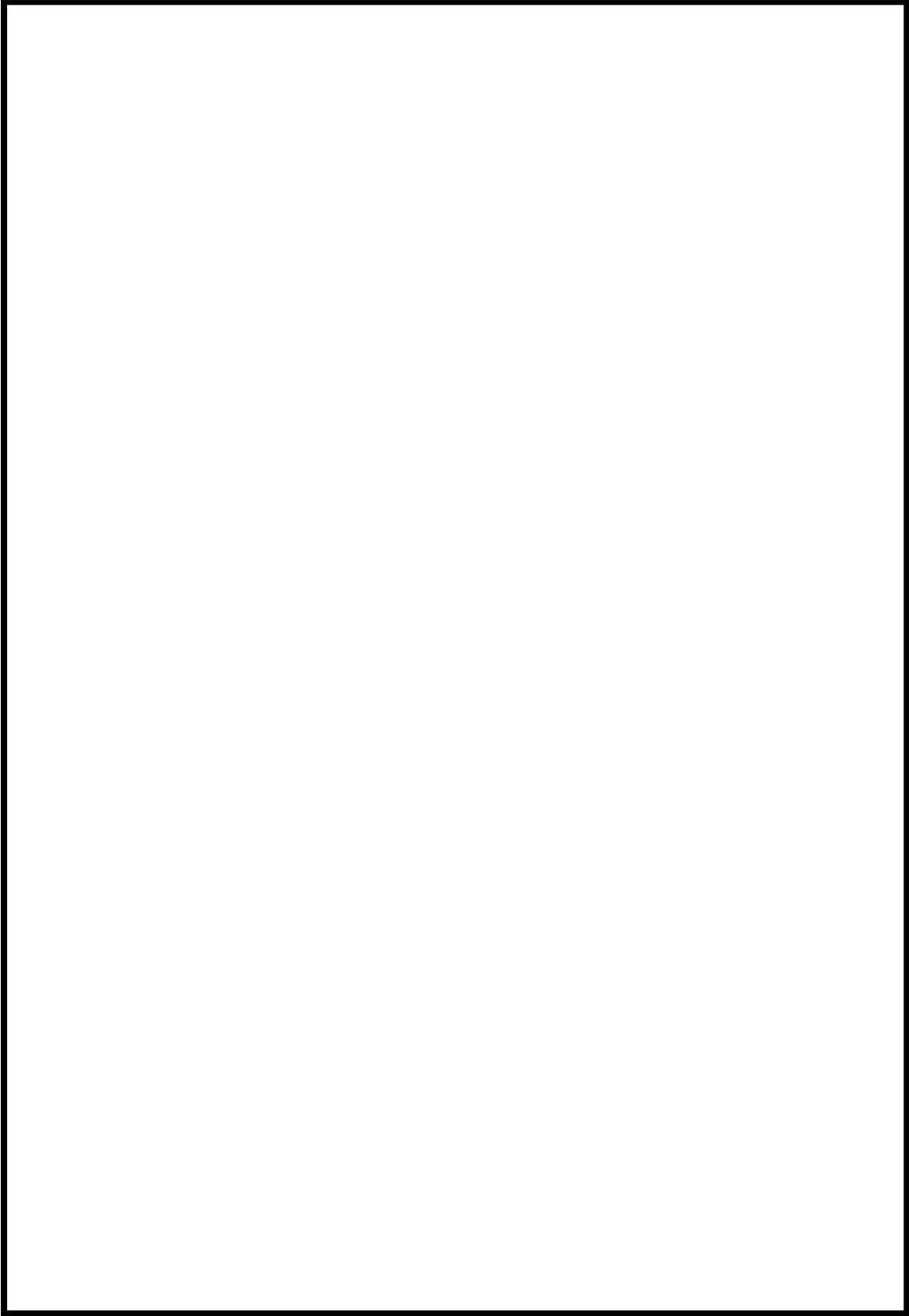


图 48-4-3 6 号炉原子炉建屋地上 3 階

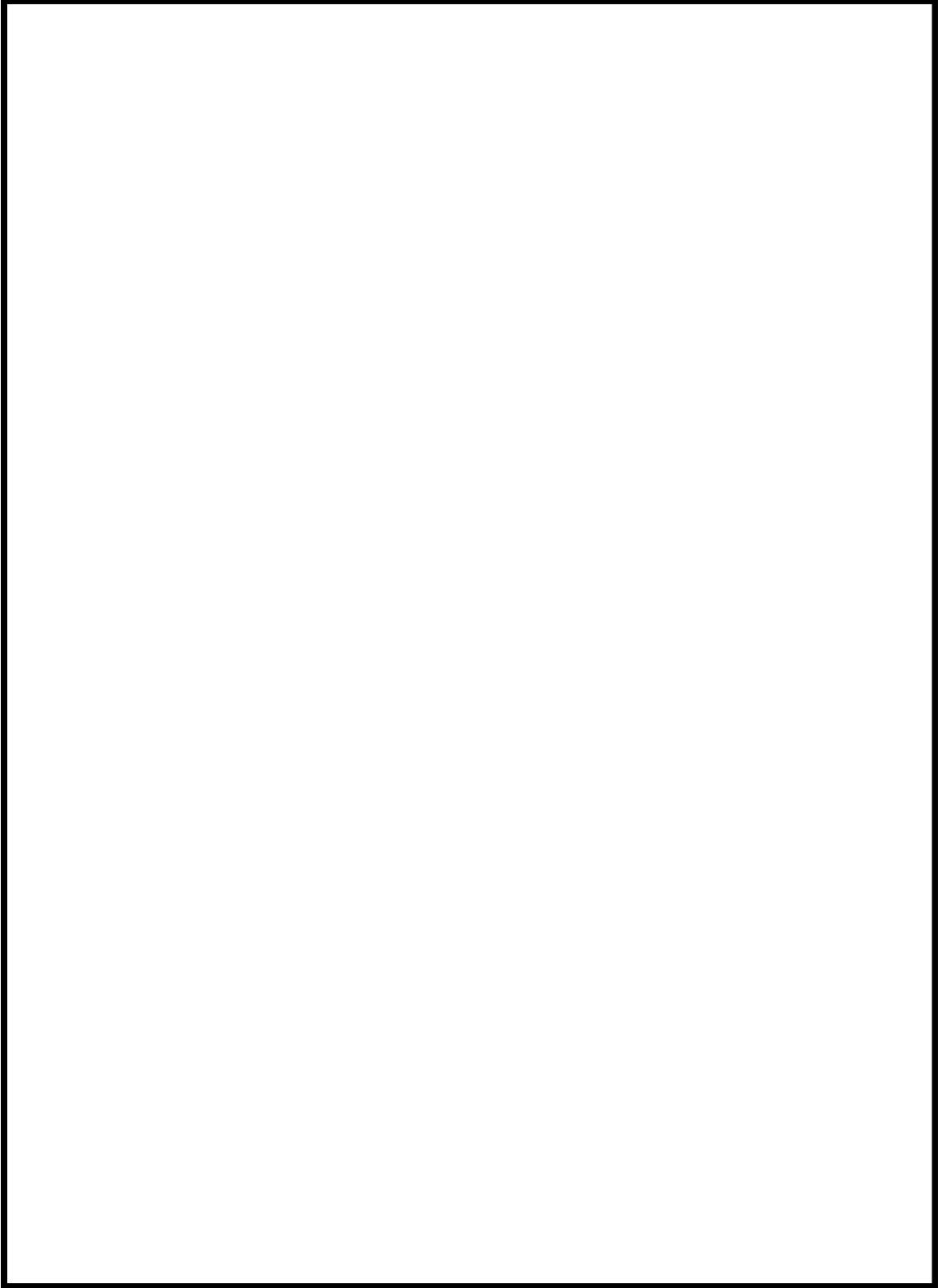


图 48-4-4 6 号炉原子炉建屋地上 2 階

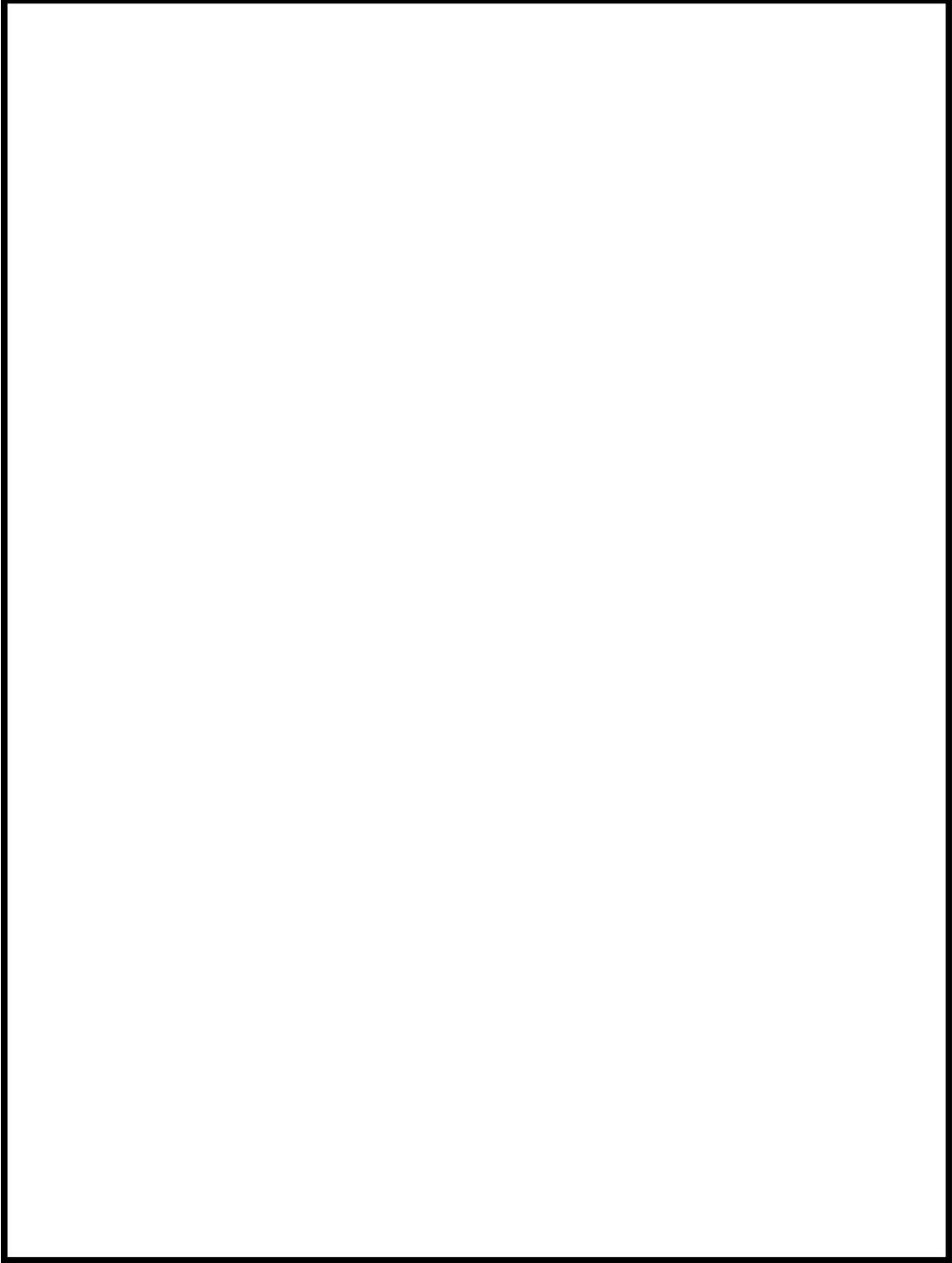


图 48-4-5 6 号炉原子炉建屋地上 1 階

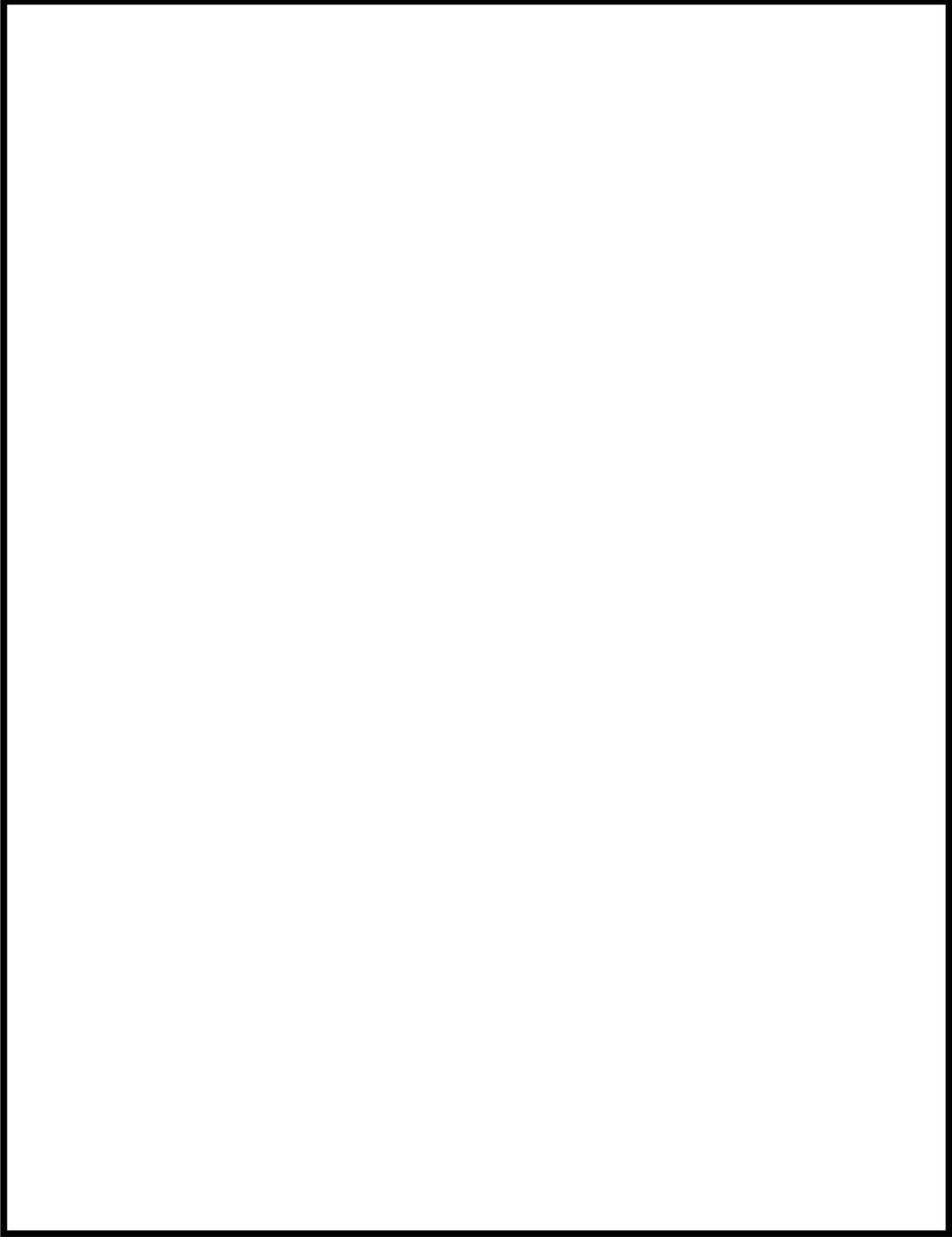


图 48-4-6 6 号炉原子炉建屋地下 1 階

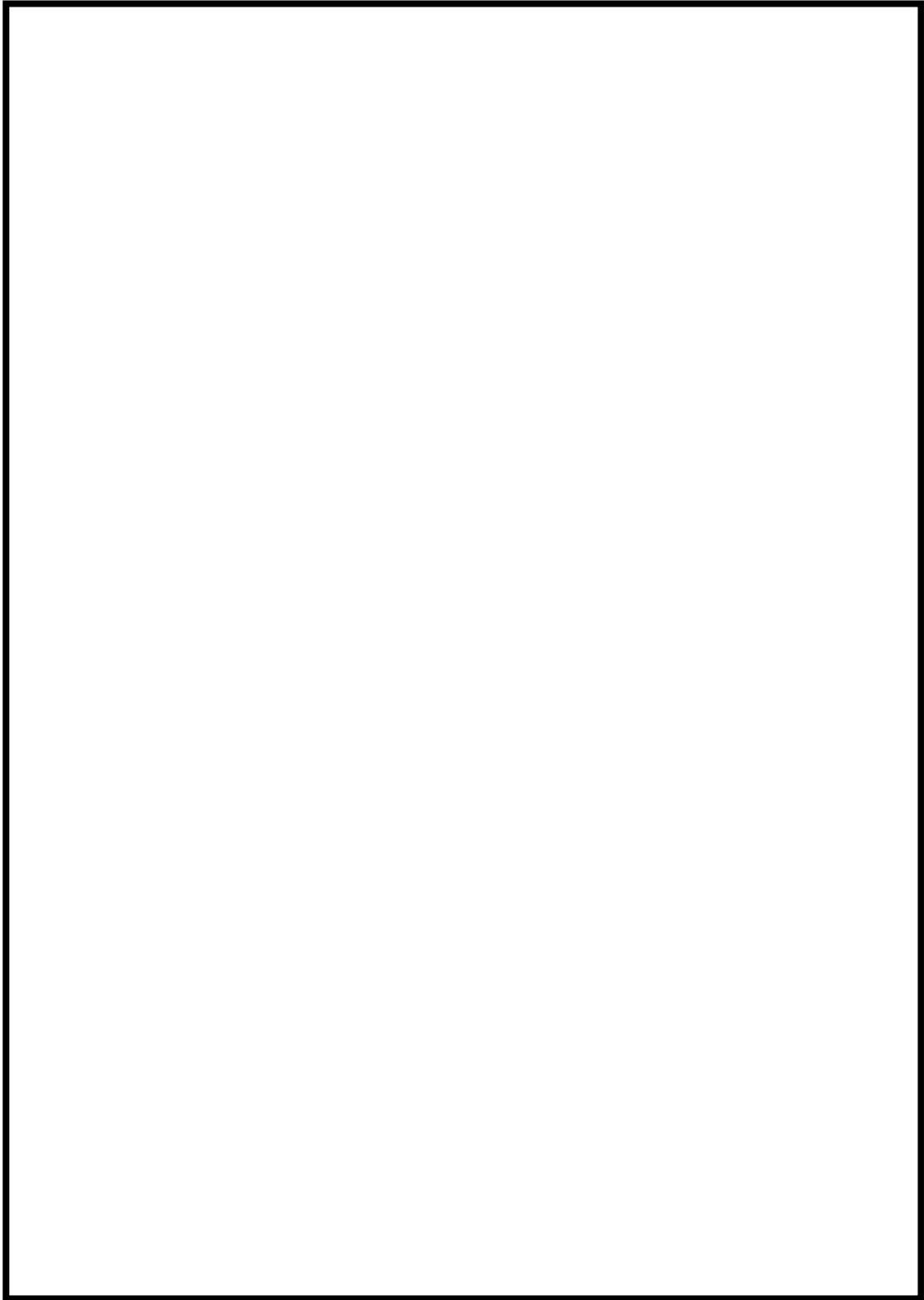


图 48-4-7 6 号炉原子炉建屋地下 2 階

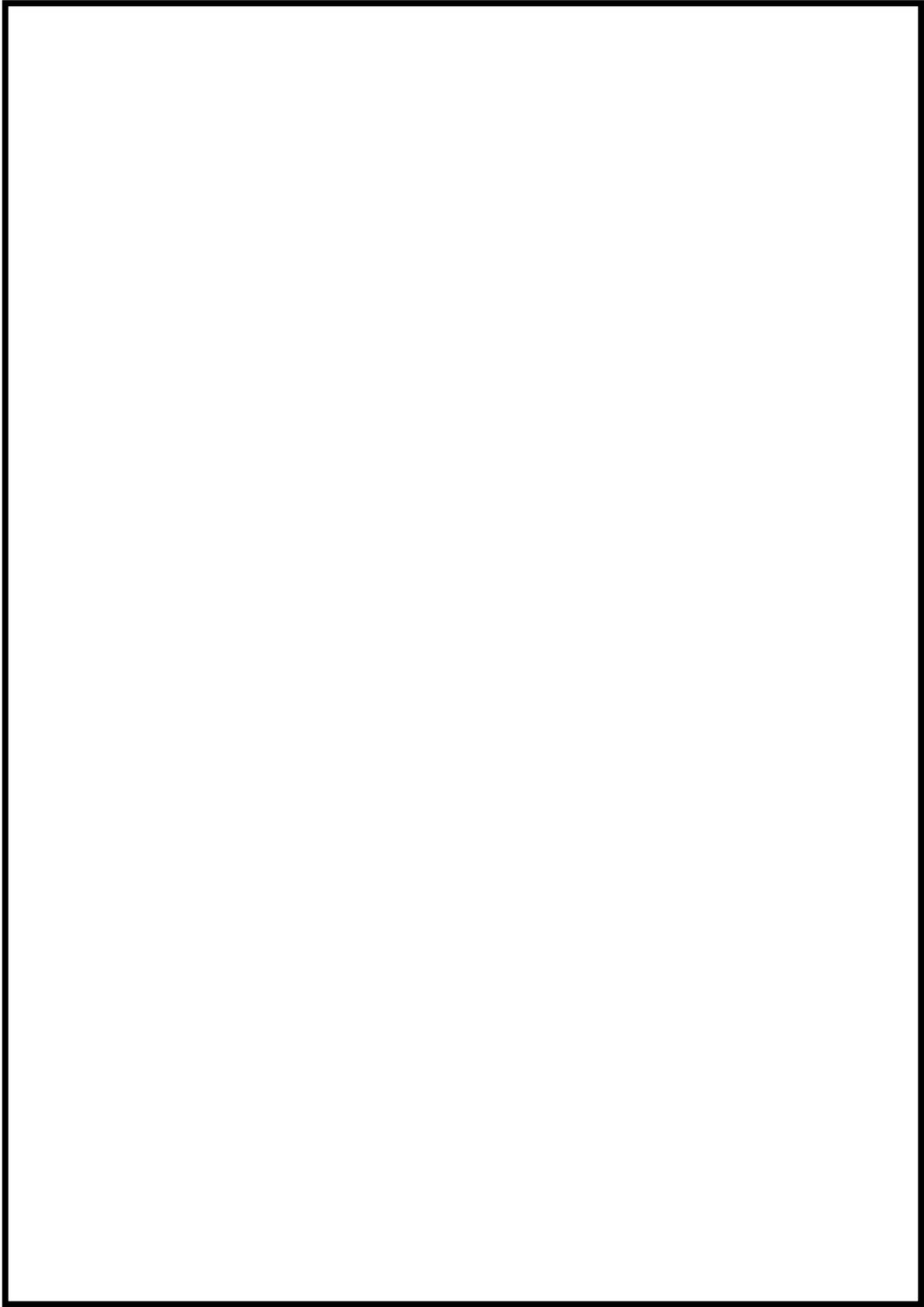


图 48-4-8 6 号炉原子炉建屋地下 3 階

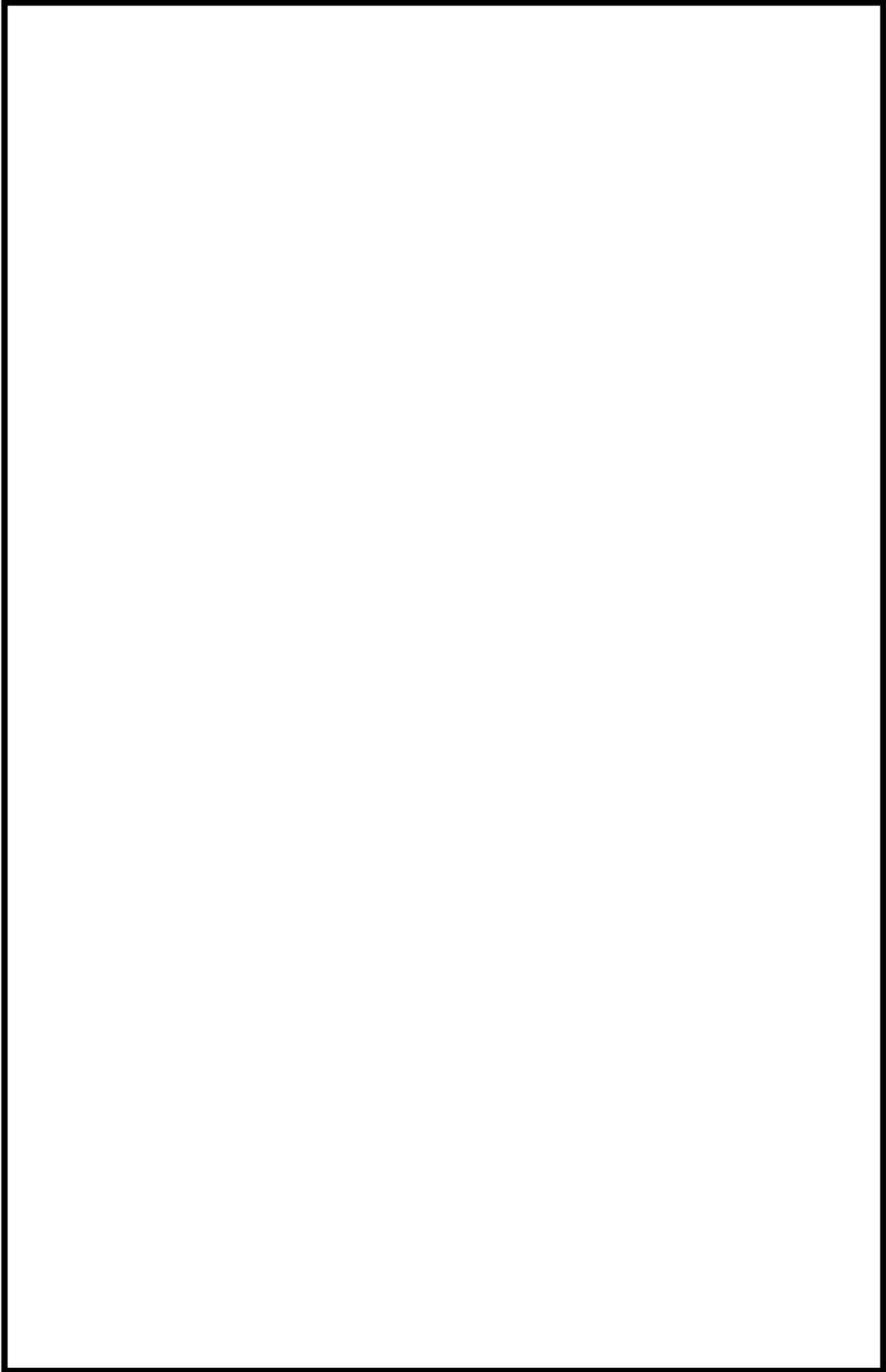


図 48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

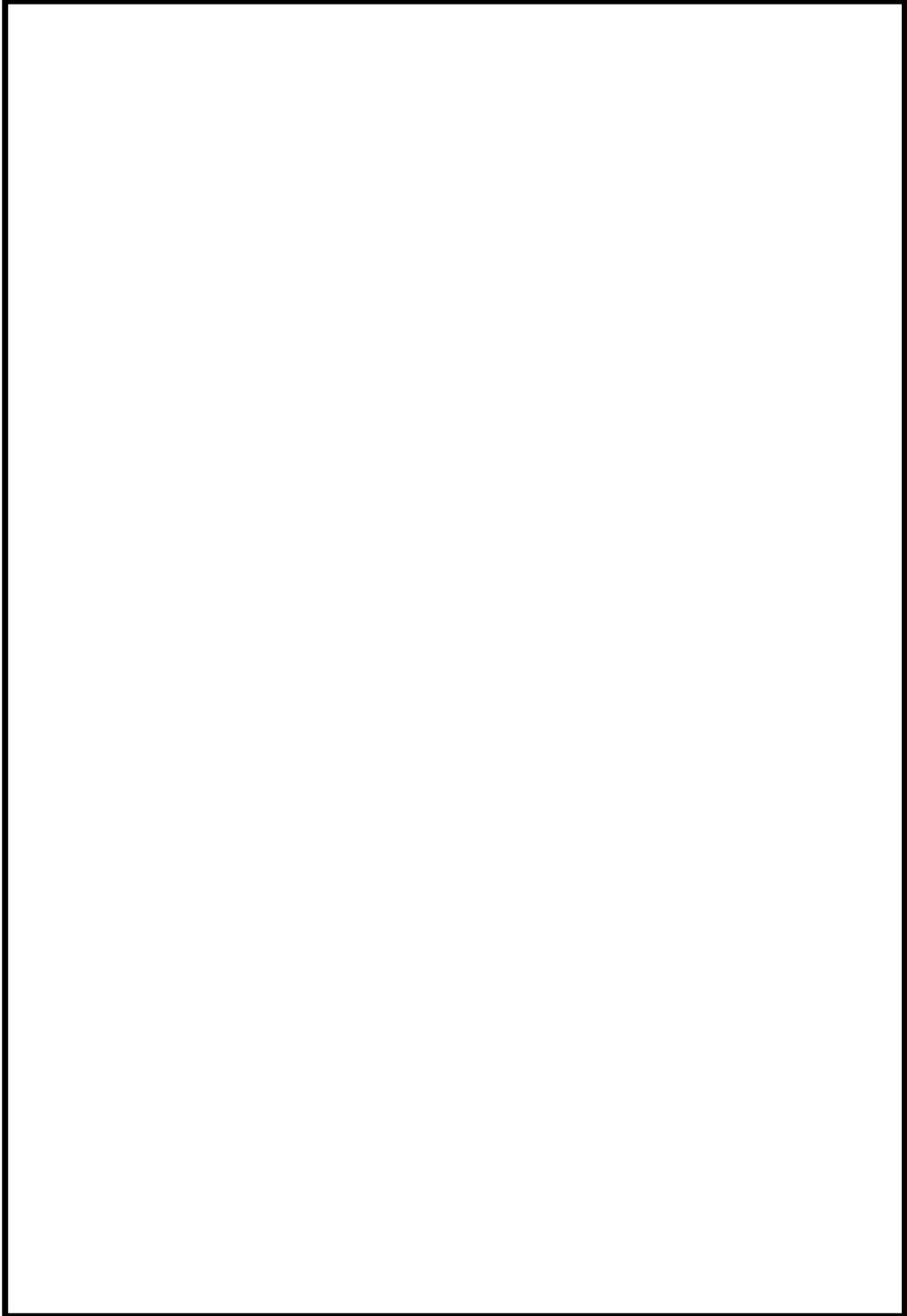


図 48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

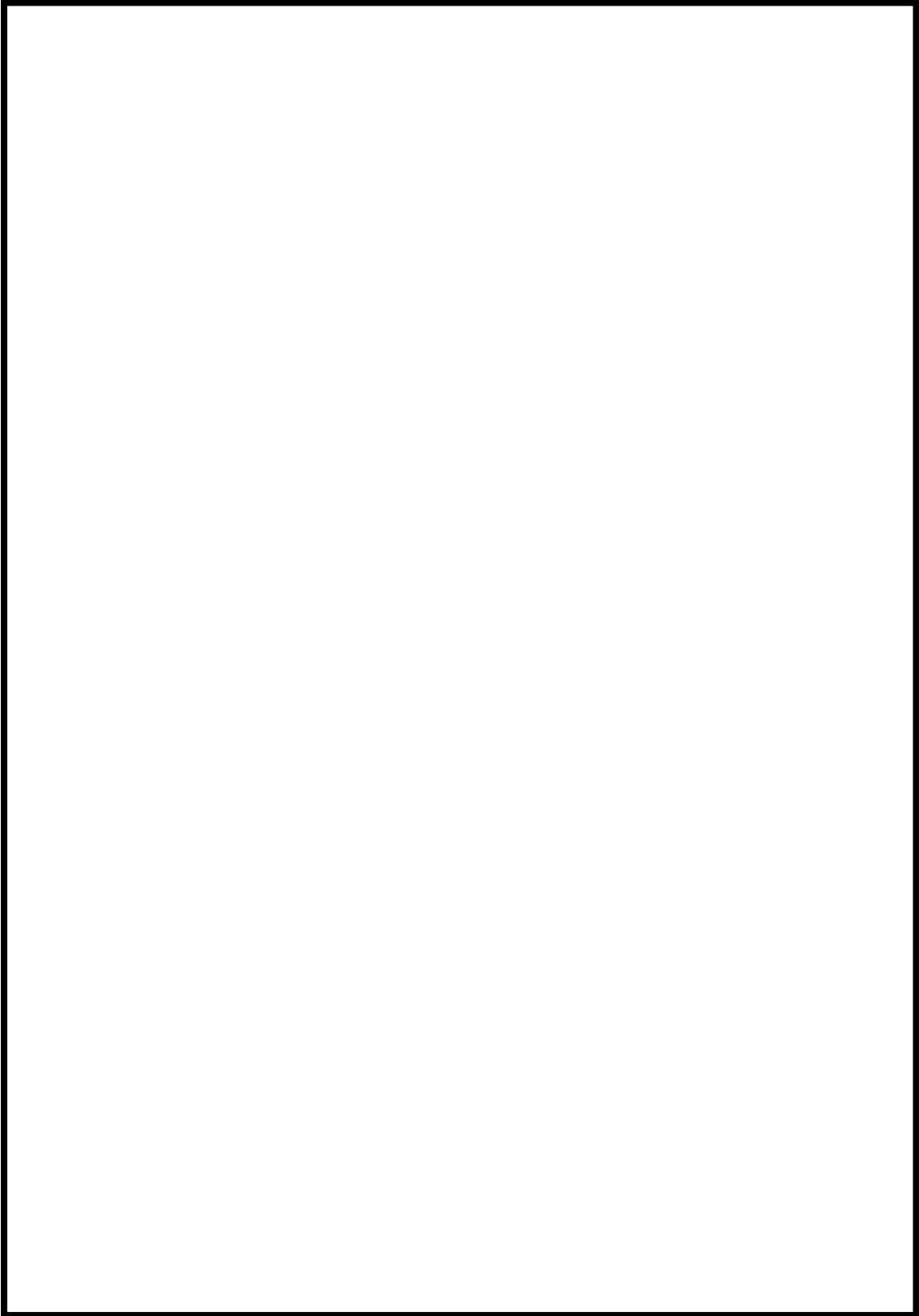


图 48-4-11 7 号炉原子炉建屋地上 4 階



图 48-4-12 7 号炉原子炉建屋地上中 4 階

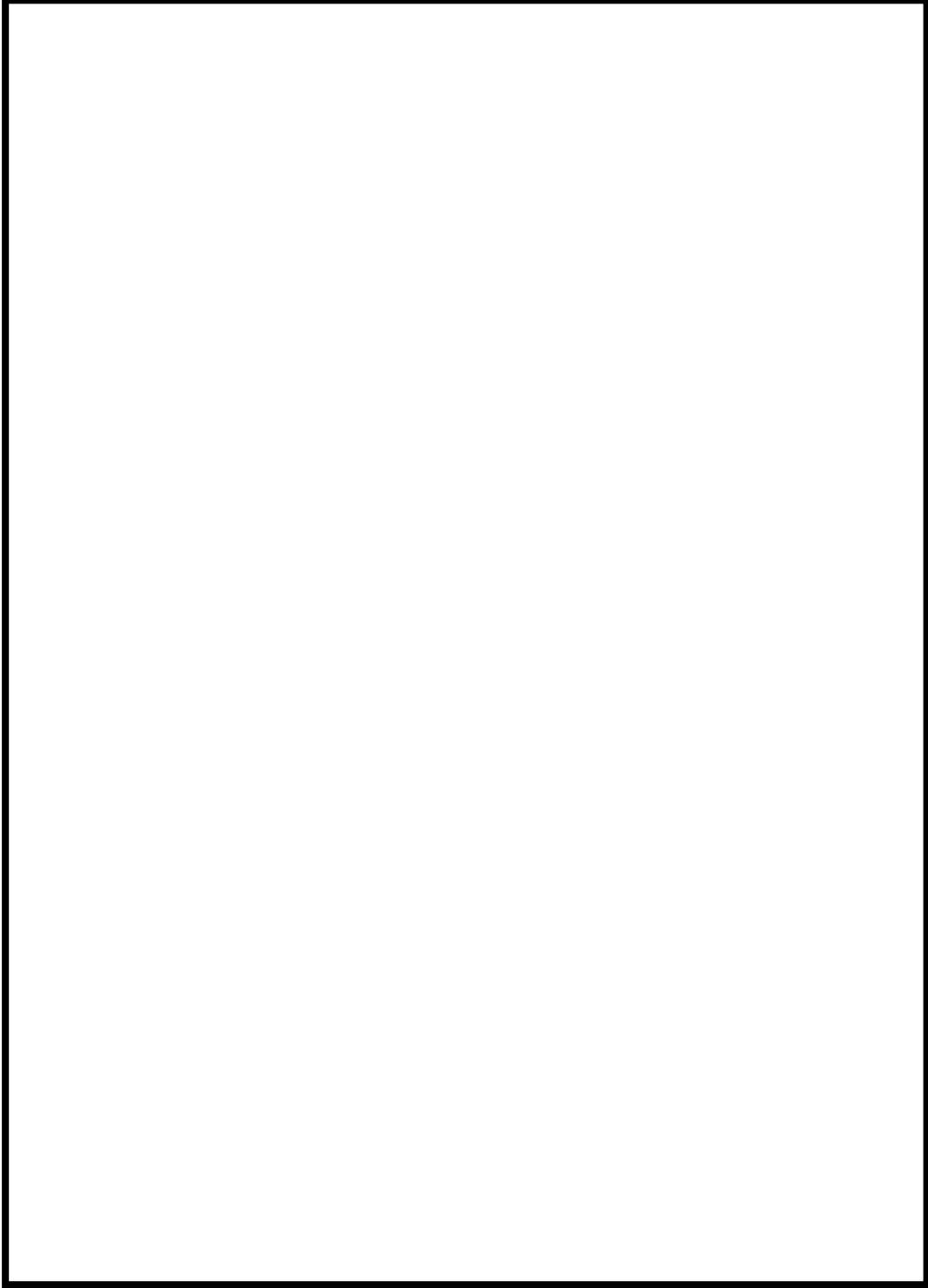


图 48-4-13 7 号炉原子炉建屋地上 3 階

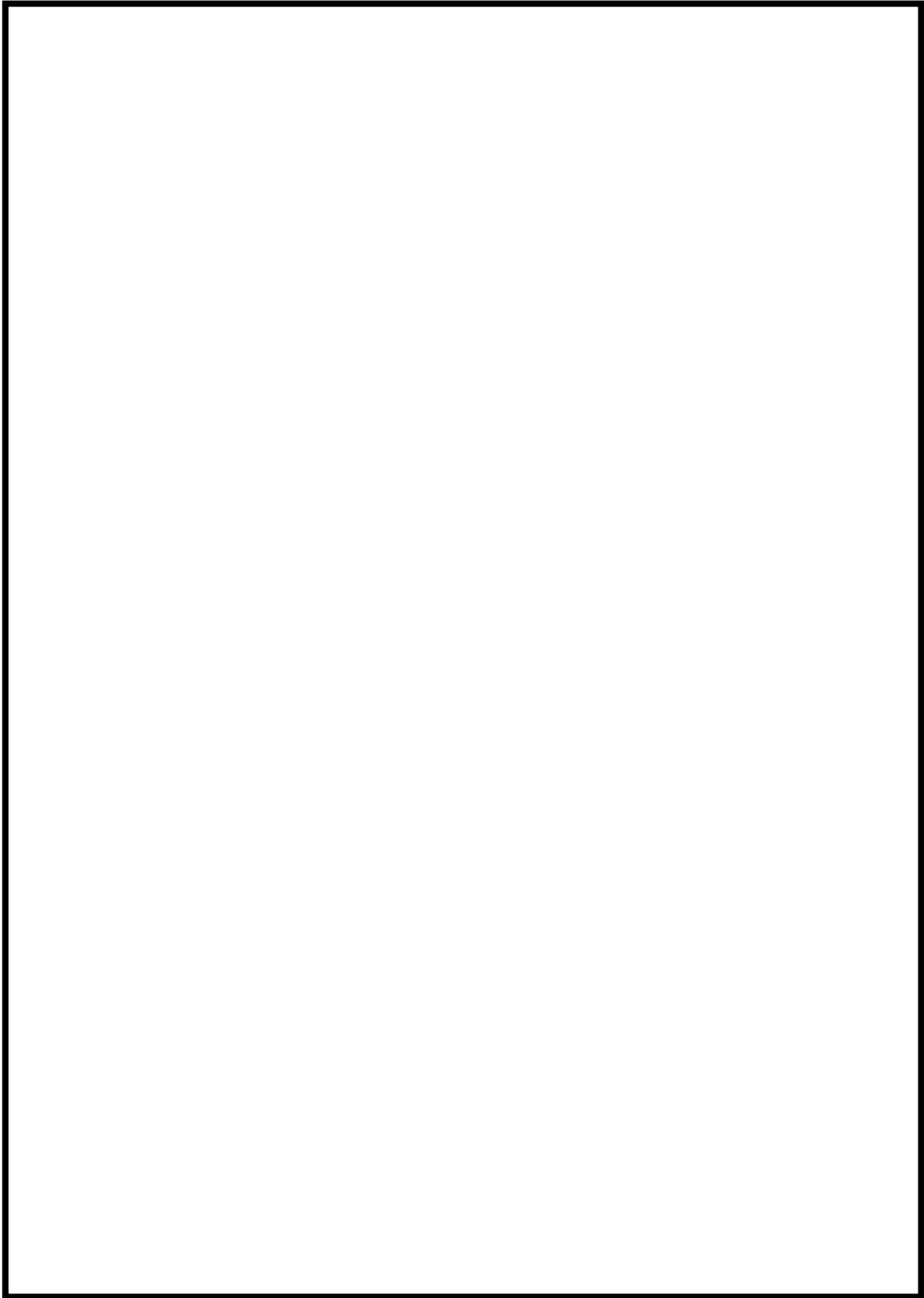


图 48-4-14 7 号炉原子炉建屋地上 2 階



图 48-4-15 7 号炉原子炉建屋地上 1 階

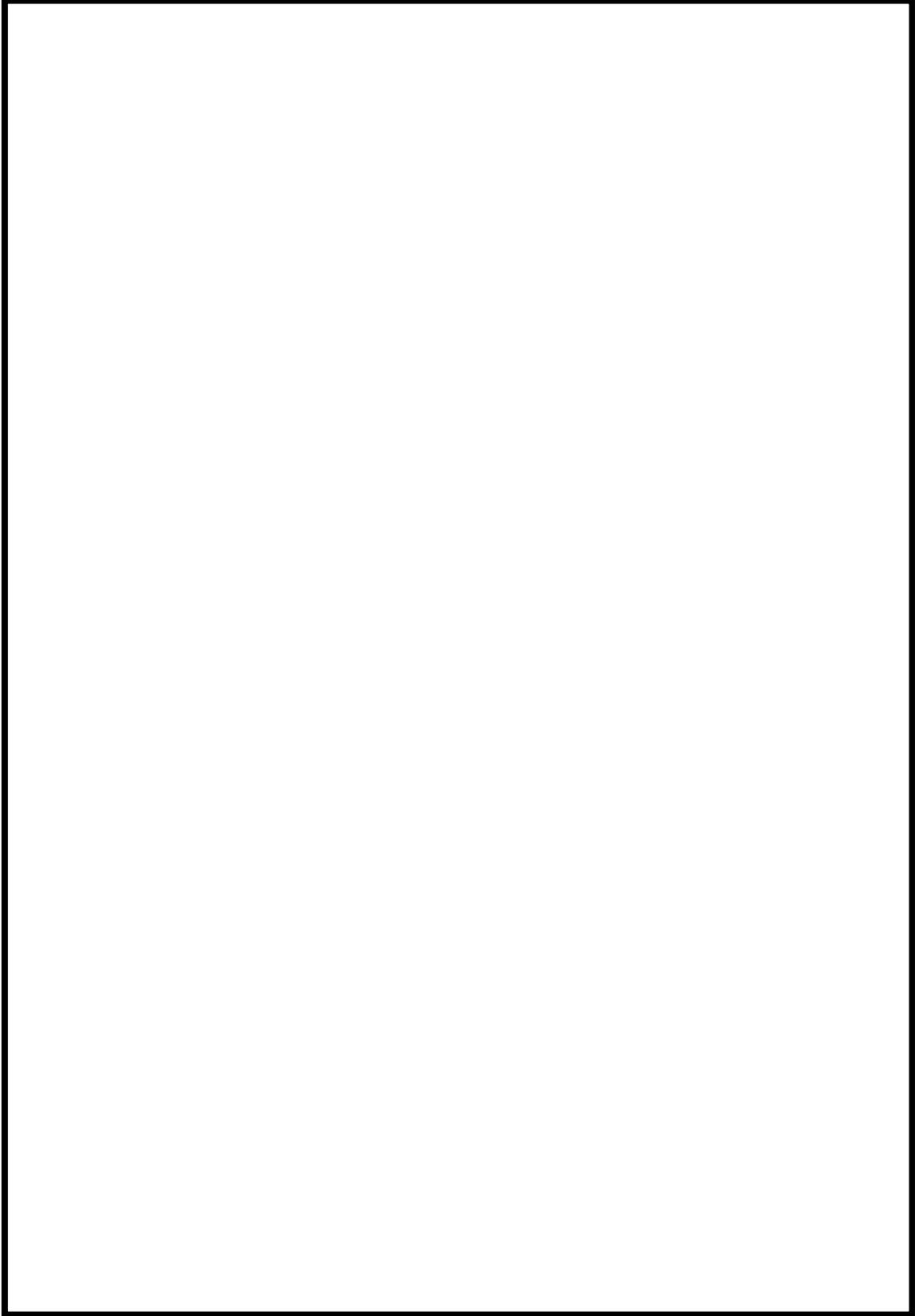


图 48-4-16 7 号炉原子炉建屋地下 2 階

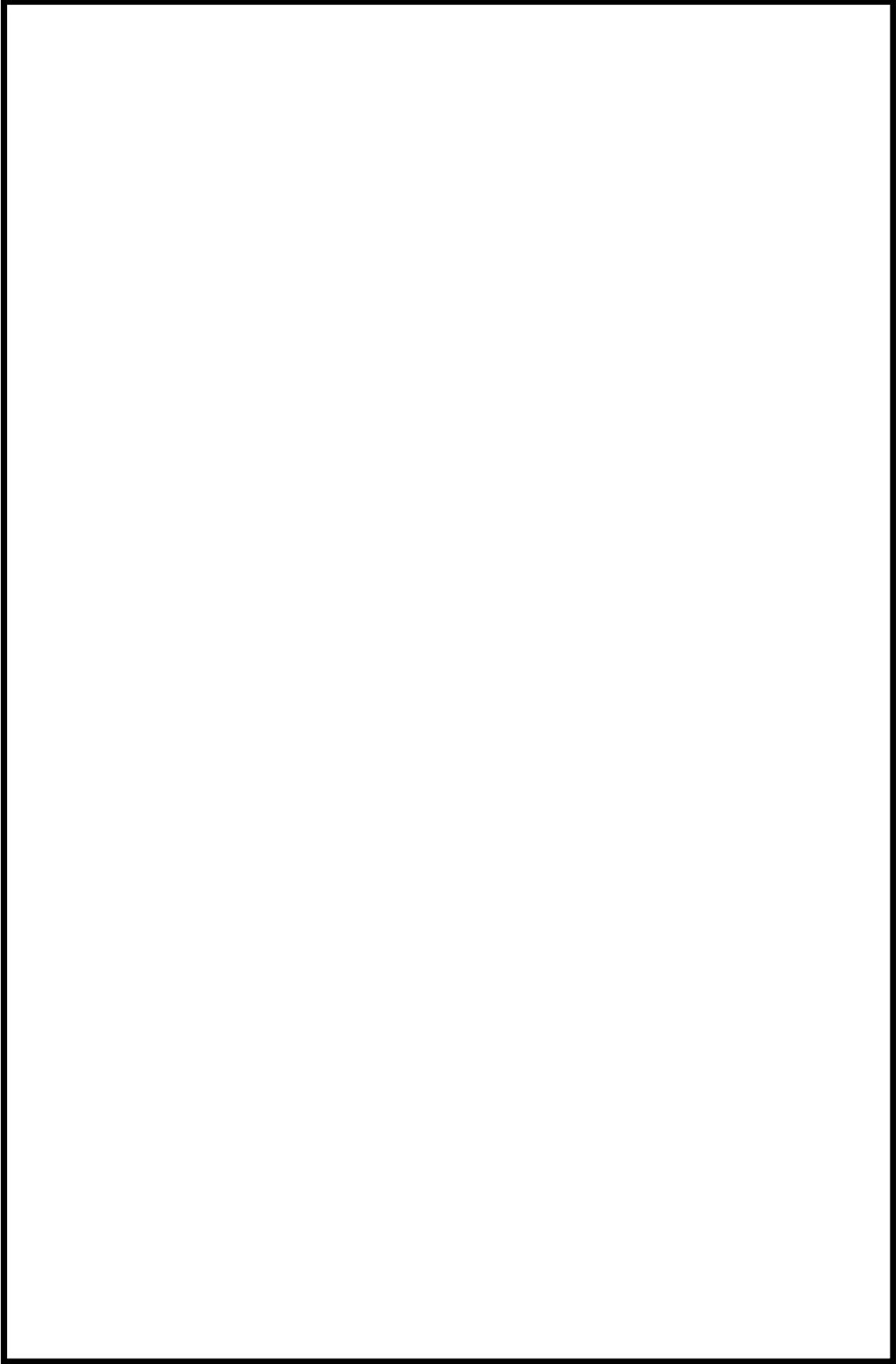


图 48-4-17 7 号炉原子炉建屋地下 3 階

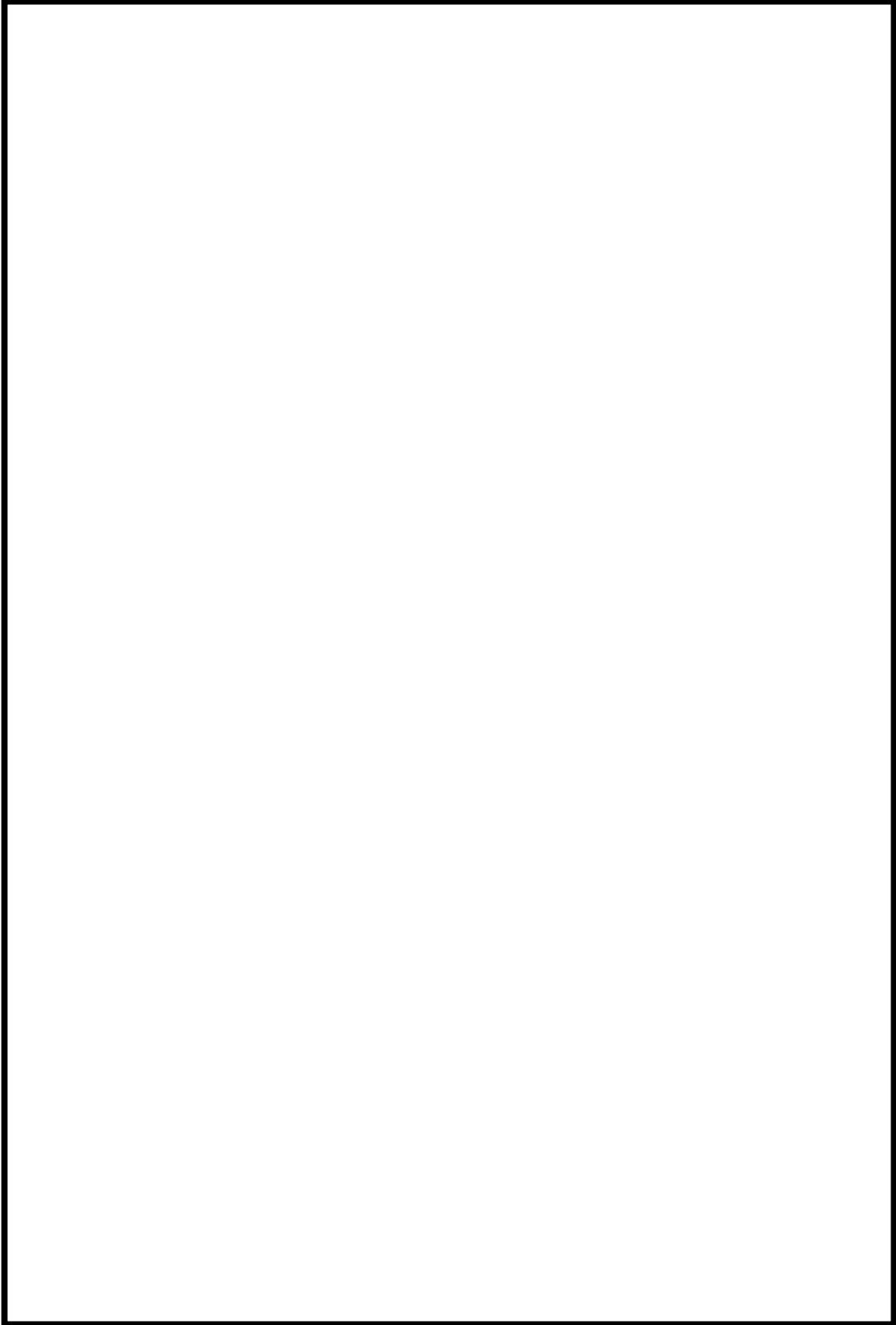


図 48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

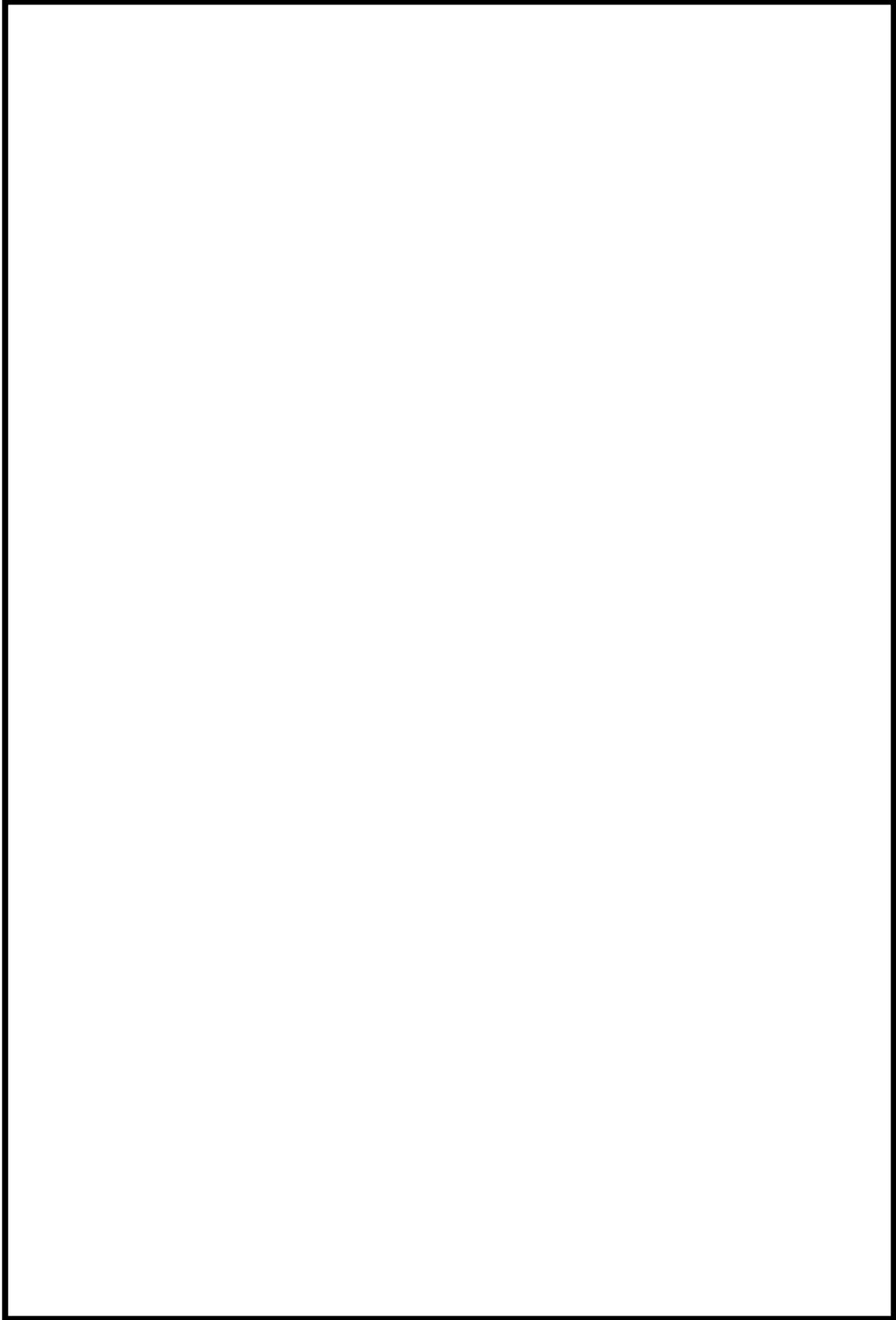


図 48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階



図 48-4-20 6 / 7 号炉コントロール建屋地下 2 階

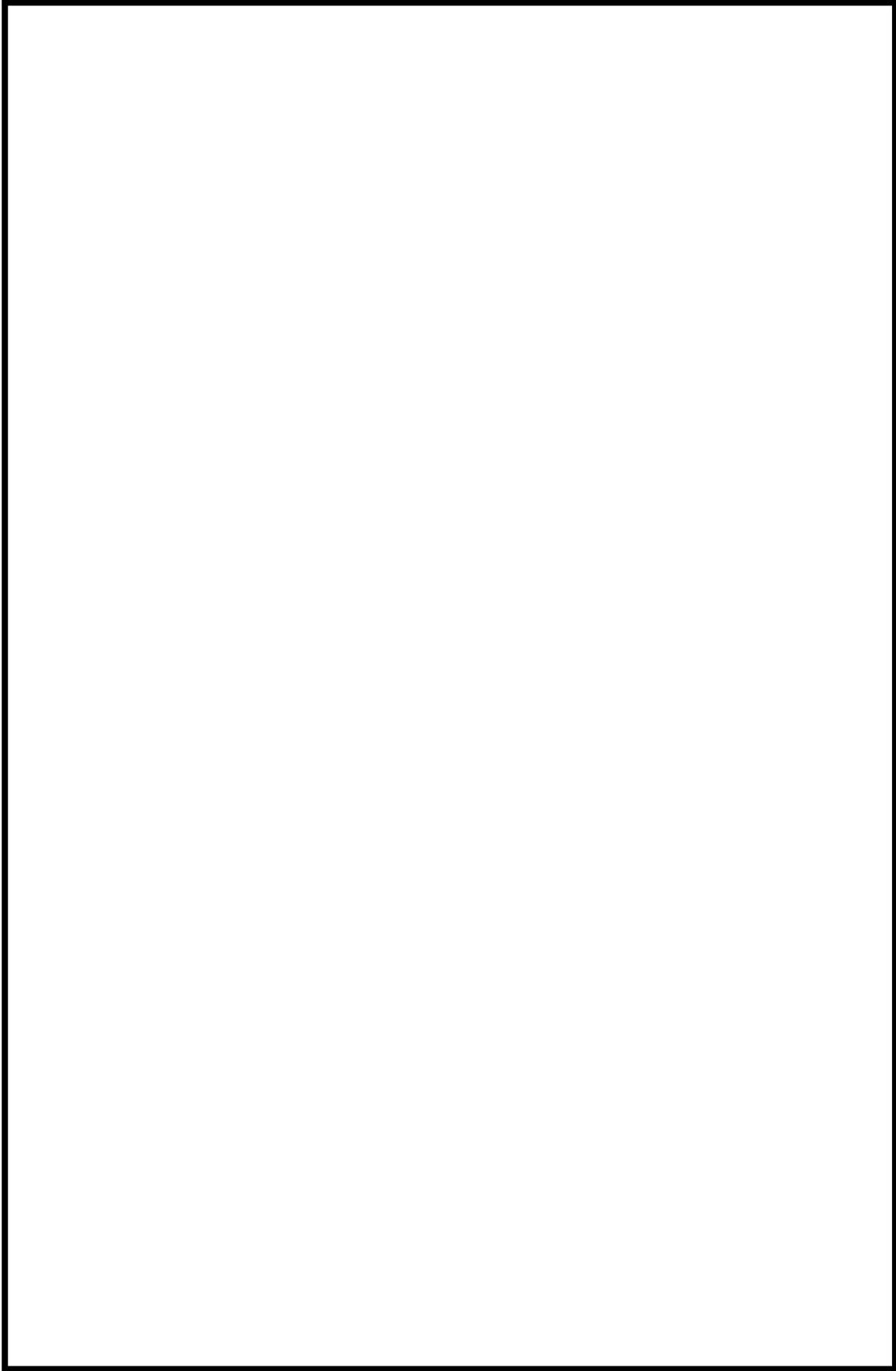


図 48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

【格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系】

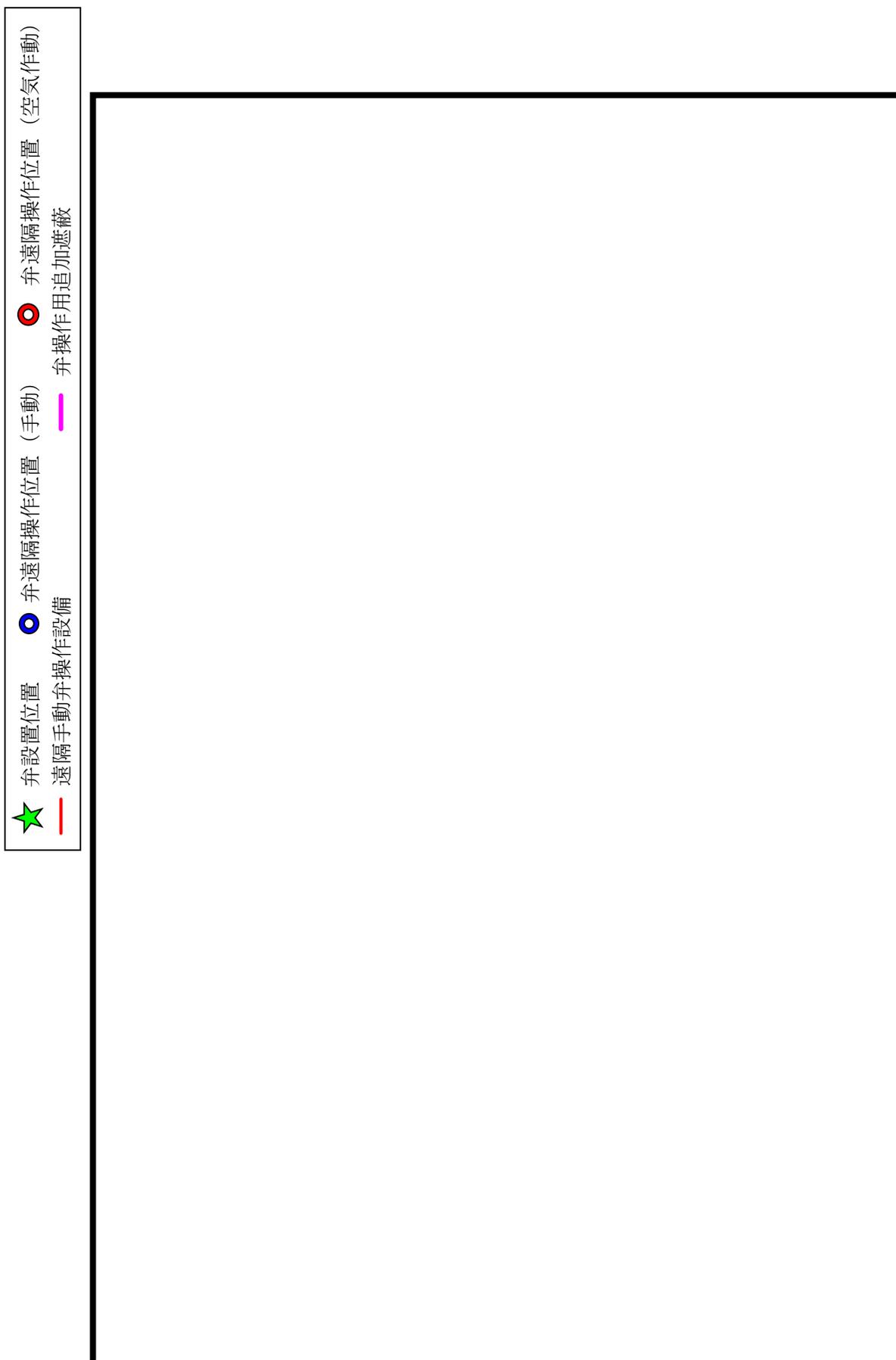


図 48-4-22 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 1 / 3

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作用追加遮蔽

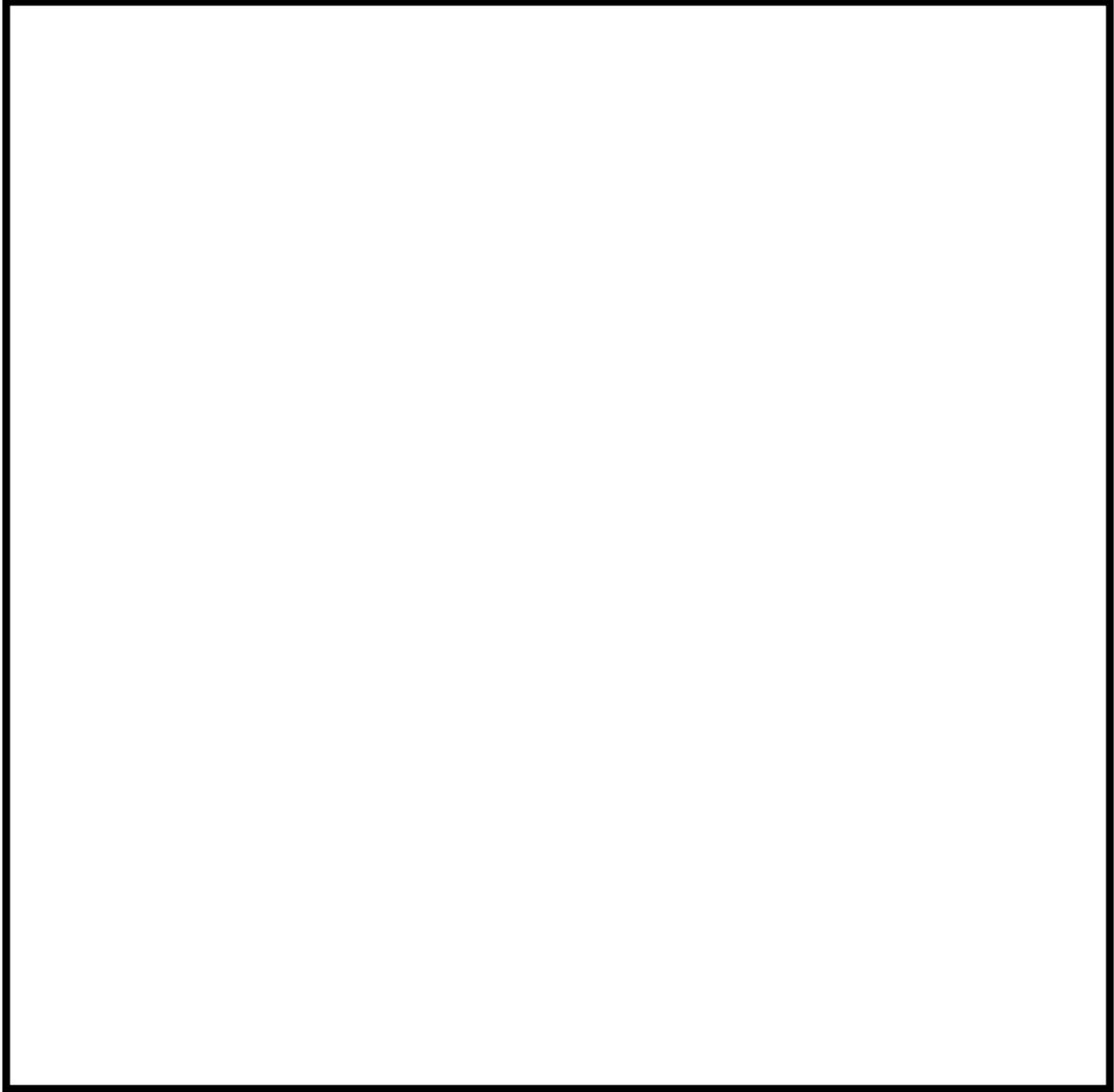


図 48-4-23 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 2 / 3

★	弁設置位置	●	弁遠隔操作位置 (手動)	◎	弁遠隔操作位置 (空気作動)
—	遠隔手動弁操作設備	—	弁操作用追加遮蔽		

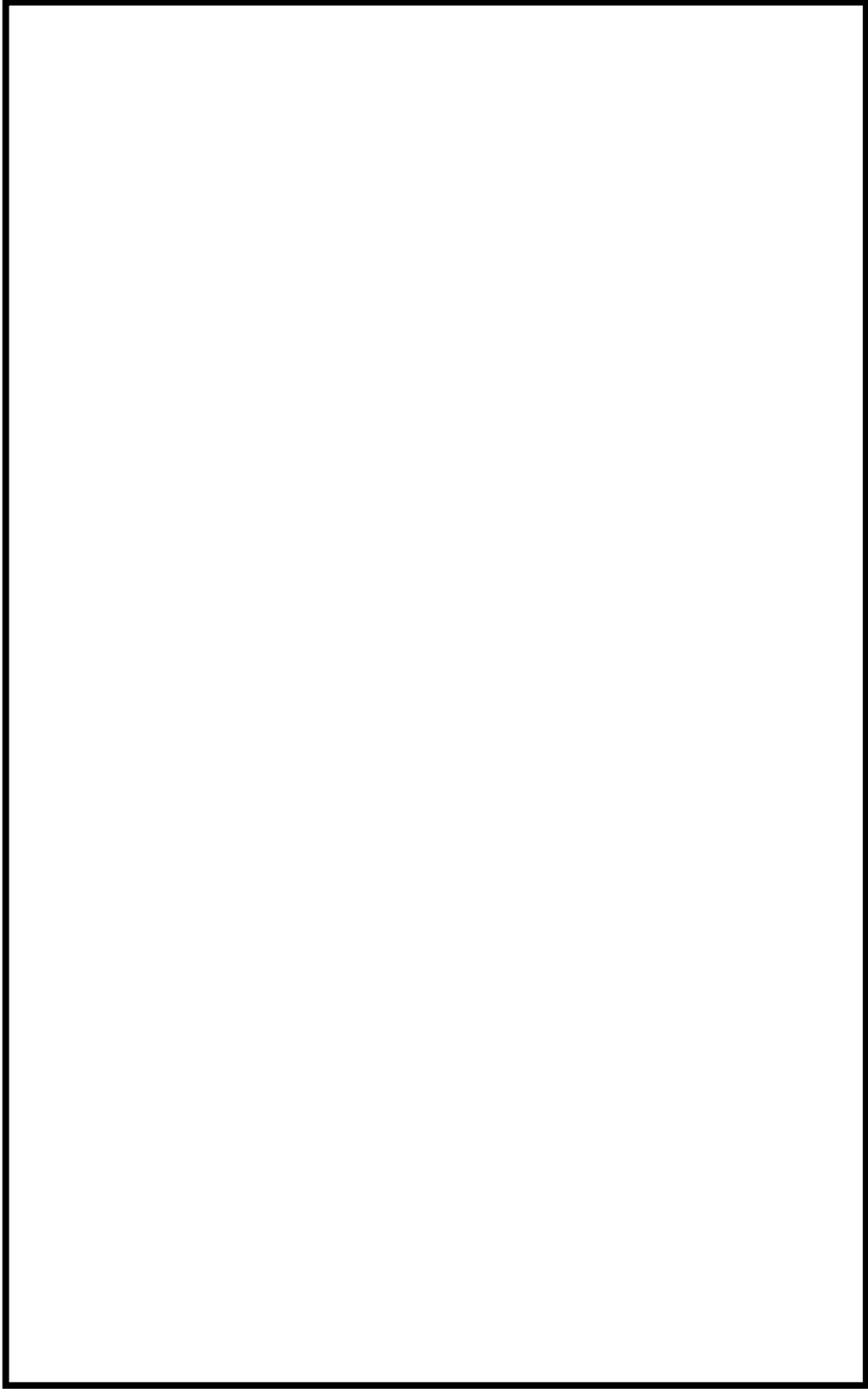


図 48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 3 / 3

★ 弁設置位置



図 48-4-25 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（7号炉） 1 / 4

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- ◎ 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

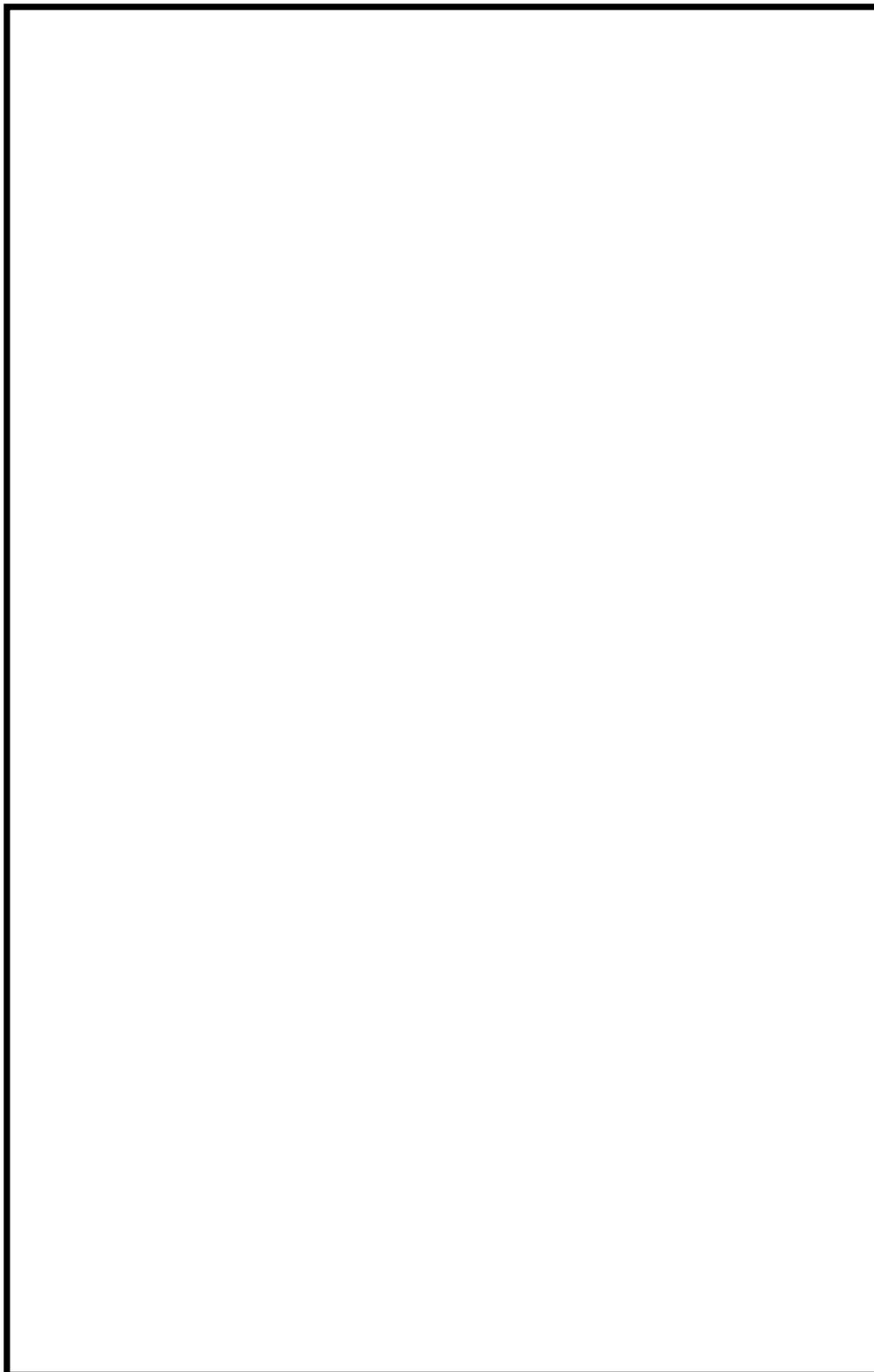


図 48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2 / 4

★ 弁設置位置 ● 弁遠隔操作位置 (手動) ● 弁遠隔操作位置 (空気作動)
— 遠隔手動弁操作設備 — 弁操作追加遮蔽



図 48-4-27 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 3 / 4

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

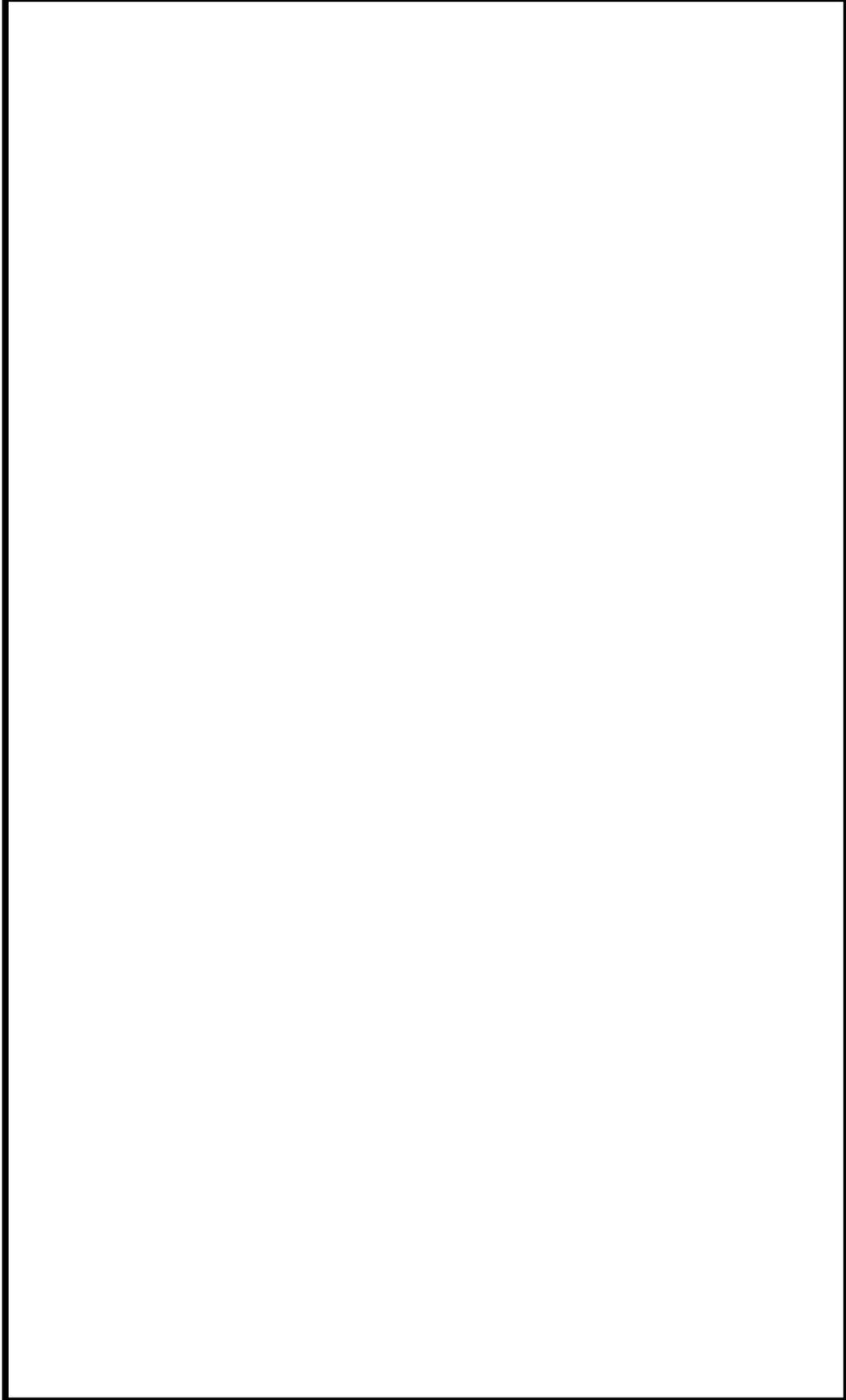


図 48-4-28 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 4 / 4

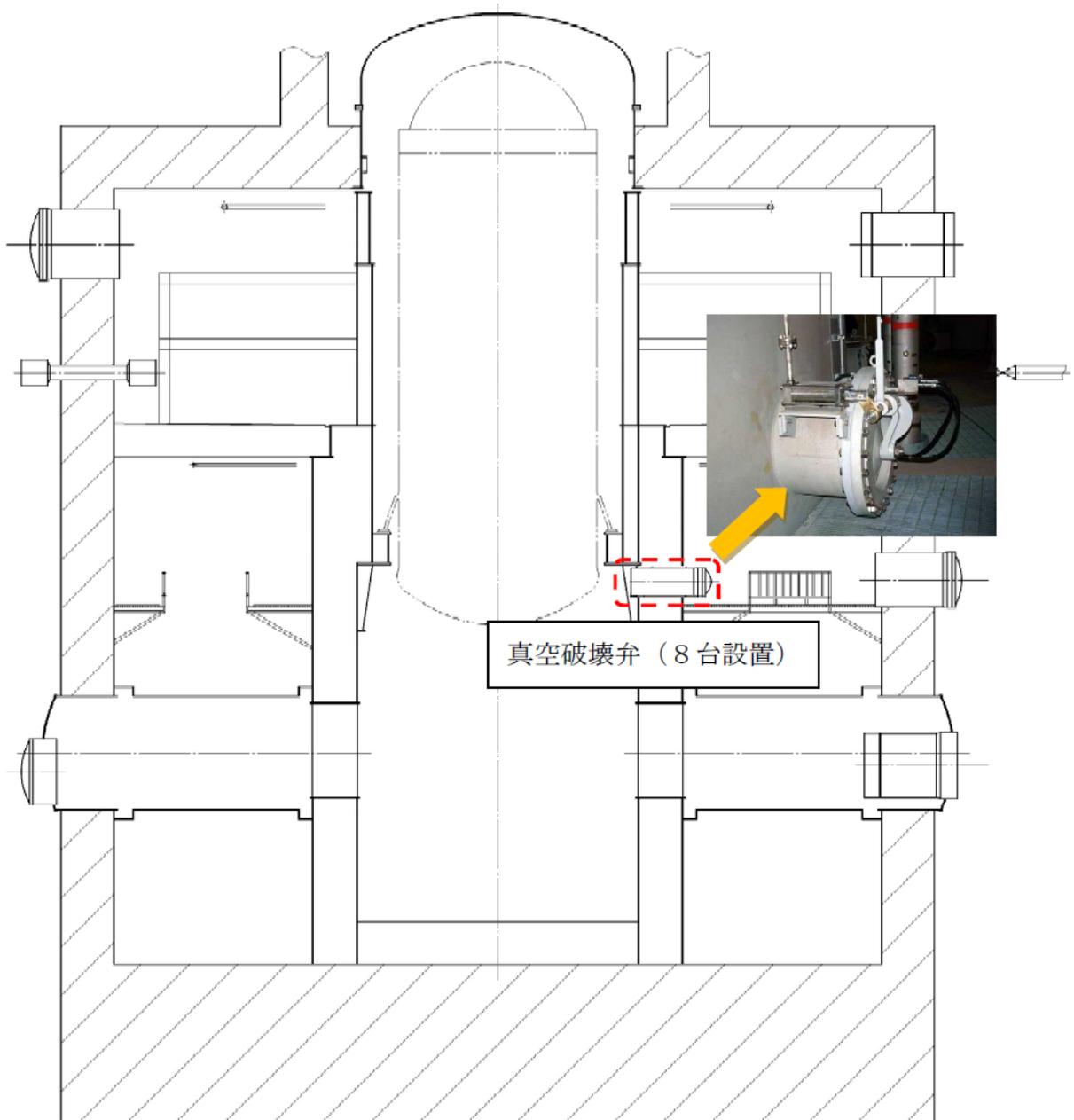


図 48-4-29 6/7 号炉 真空破壊弁 (S/C→D/W) 設置位置図

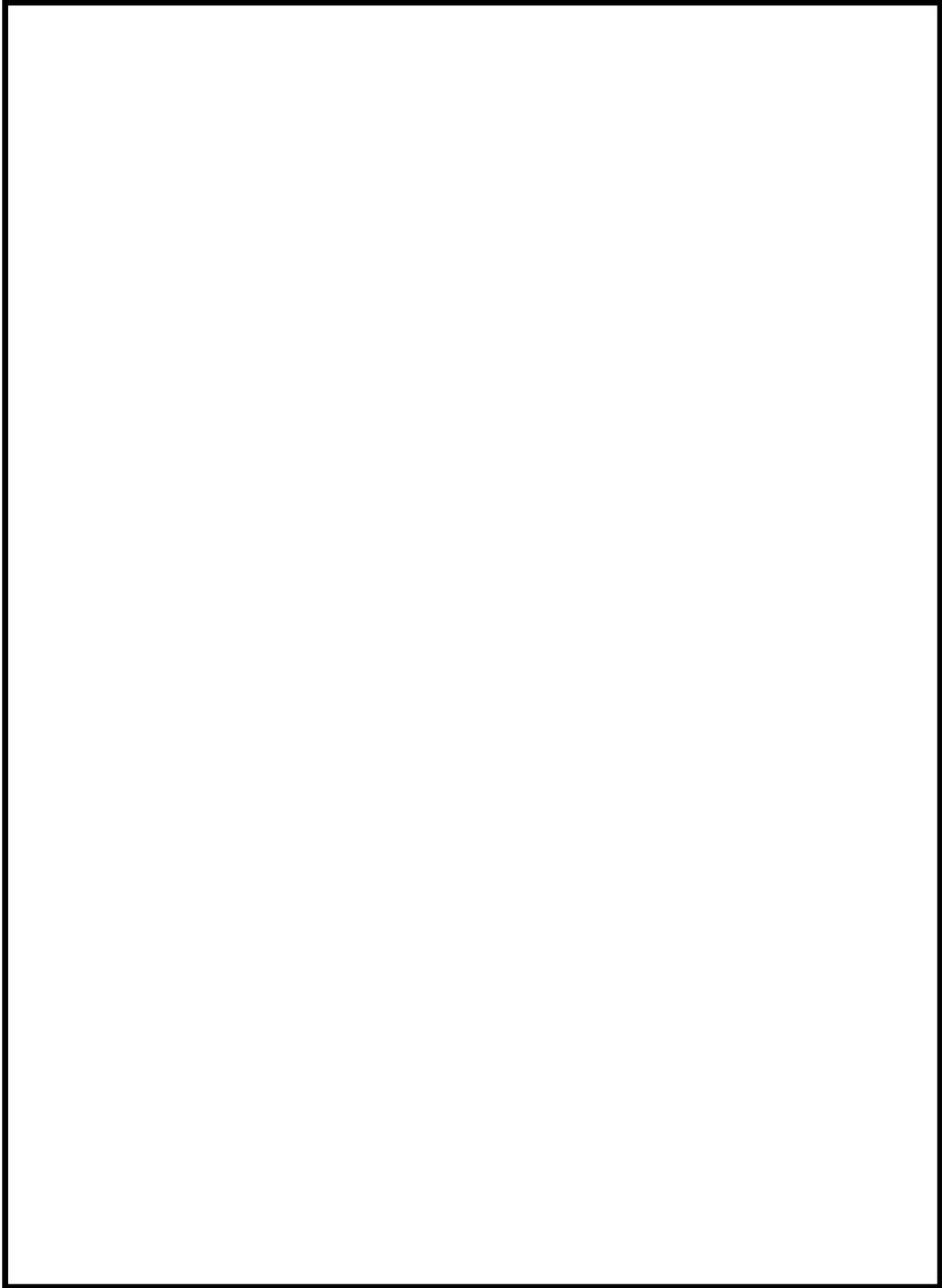


图 48-4-30 6/7 号炉 中央制御室配置图

48-5
系統図

【代替原子炉補機冷却系】

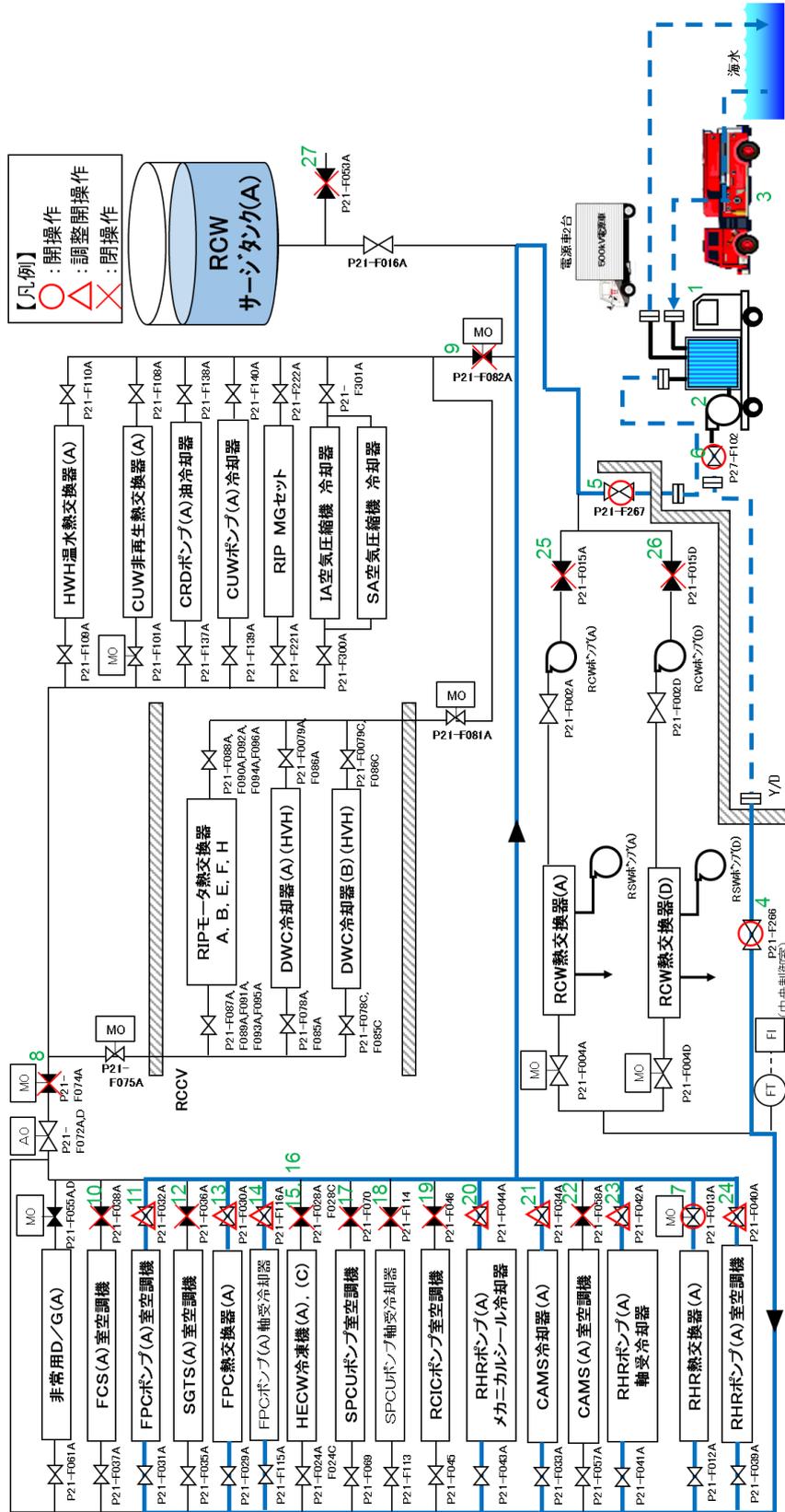


図 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉 A系)

表 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁 (A)
5	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁 (A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (A)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (A)
10	可燃性ガス濃度制御系 (A) 室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室 (A) 空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換機 (A) 冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A) 軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (C) 冷却水出口弁
17	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁
18	サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁
19	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ (A) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器 (A) 冷却水出口弁
22	納容器内雰囲気モニタ系 (A) 室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ (A) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ (A) 室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水ポンプ (A) 吸込弁
26	原子炉補機冷却水ポンプ (D) 吸込弁
27	サージタンク (A) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

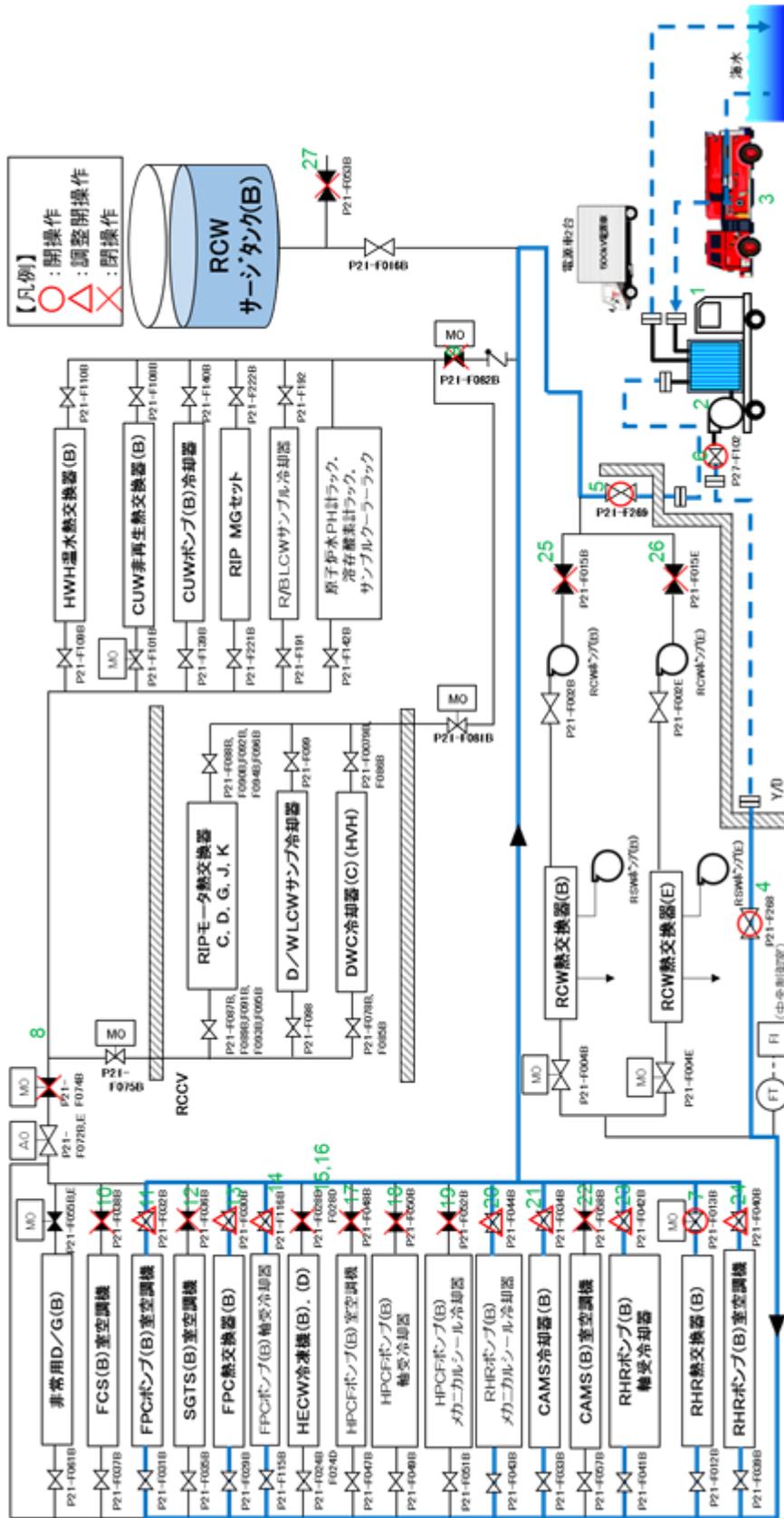


図 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉B系)

表 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン隔離弁 (B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系 (B) 室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室 (B) 空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水出口弁
17	高圧炉心注水系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
18	高圧炉心注水系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
19	高圧炉心注水系ポンプ (B) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ (B) メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器 (B) 冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系 (B) 室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ (B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ (B) 室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
26	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
27	換気空調補機非常用冷却水系降水管 (B) タイライン止め弁

表 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給止め弁 (A)
5	代替冷却水戻り止め弁 (A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (A)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (A)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (A) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (A) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (C) 冷却水温度調節弁後弁
16	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
17	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (A) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (D) 電動機軸受出口弁
20	格納容器内雰囲気モニタラック (A) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (A) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (A) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (A) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (D) 吸込弁
25	サージタンク (A) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

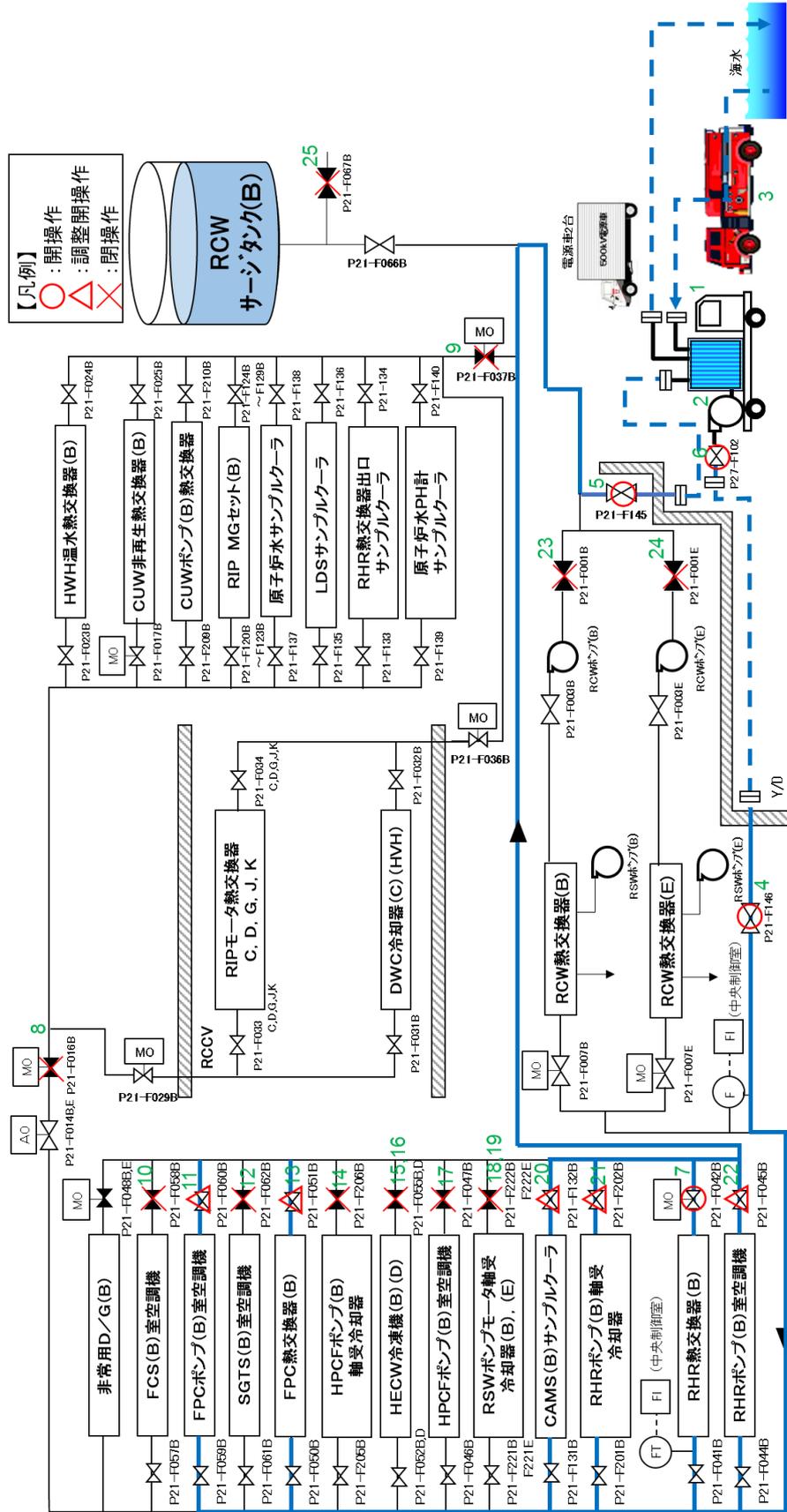


図 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉B系)

表 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給第二止め弁 (B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (B) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁
14	高圧炉心注水系ポンプ (B) 冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水温度調節弁後弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水温度調節弁後弁
17	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (B) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (E) 電動機軸受出口弁
20	格納容器雰囲気モニタ系ラック (B) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (B) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
25	サージタンク (B) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

- (Red line) : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- (Blue line) : 重大事故等対処設備 (附属設備)
- (Green circle) : 弁名称を次頁に示す

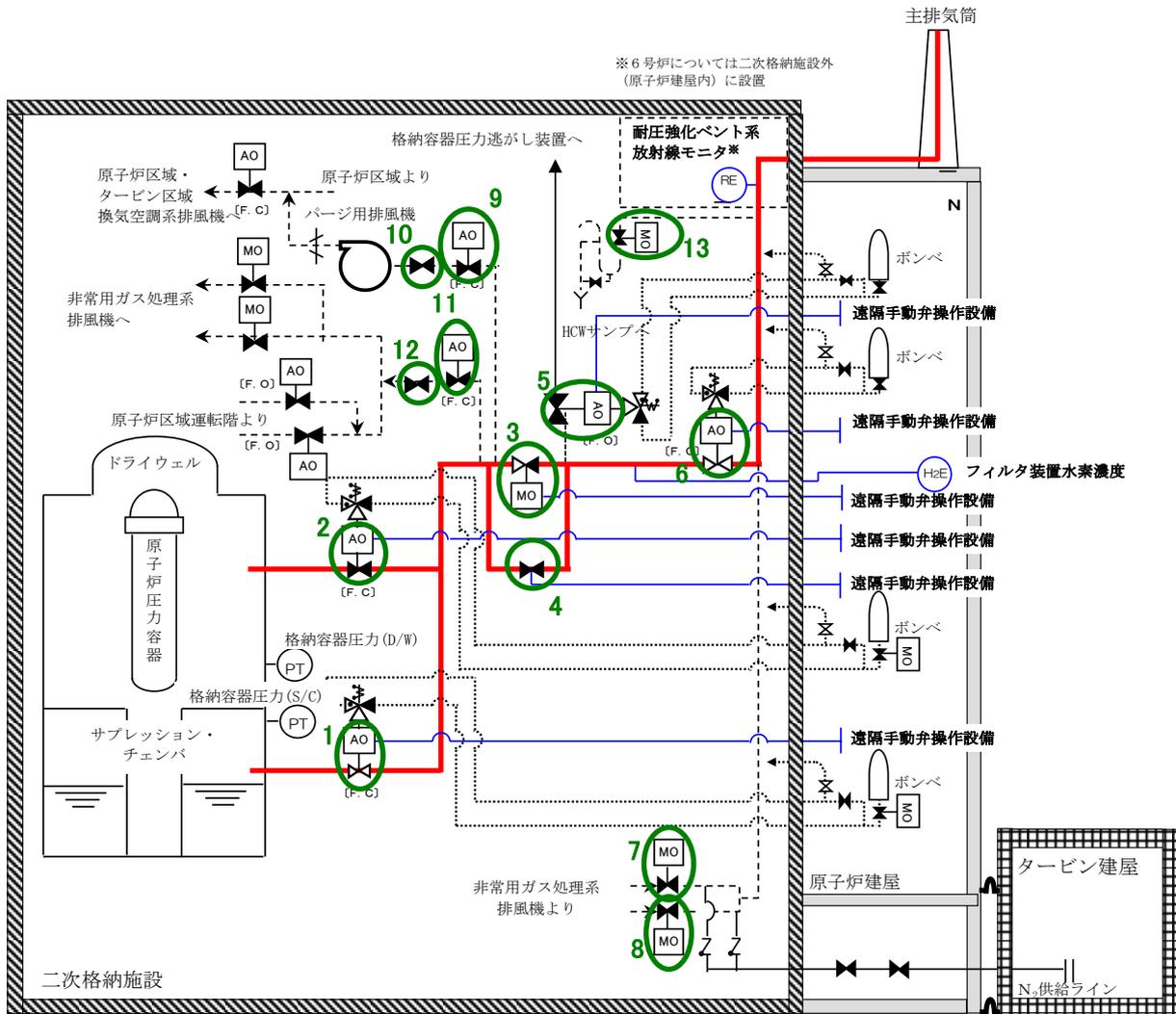


図 48-5-3 耐圧強化ベント系 概略構成図

表 48-5-3 耐圧強化ベント系 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
2	一次隔離弁（ドライウエル側）
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁

48-6
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【代替原子炉補機冷却系】



図 48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

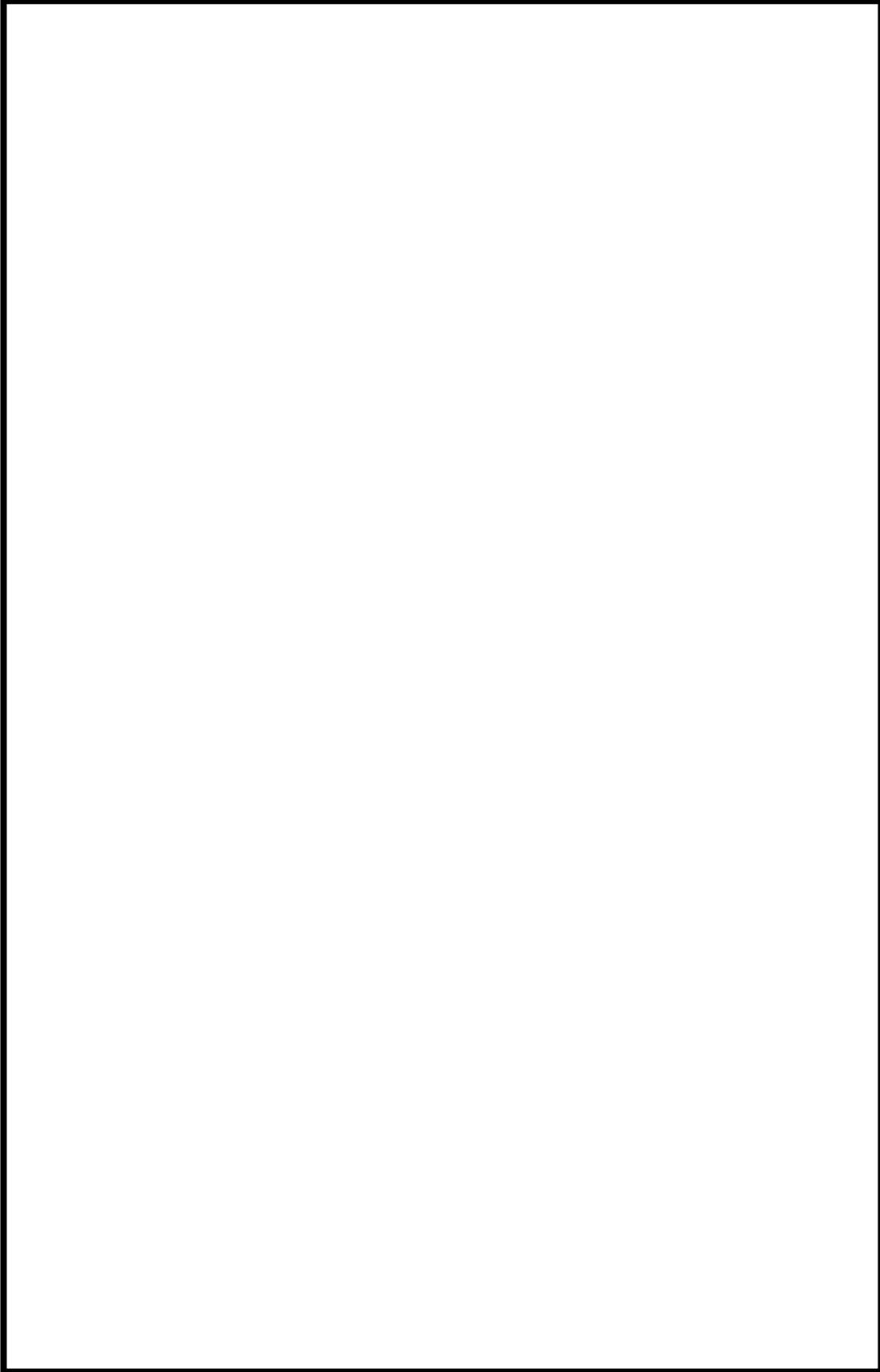


図 48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

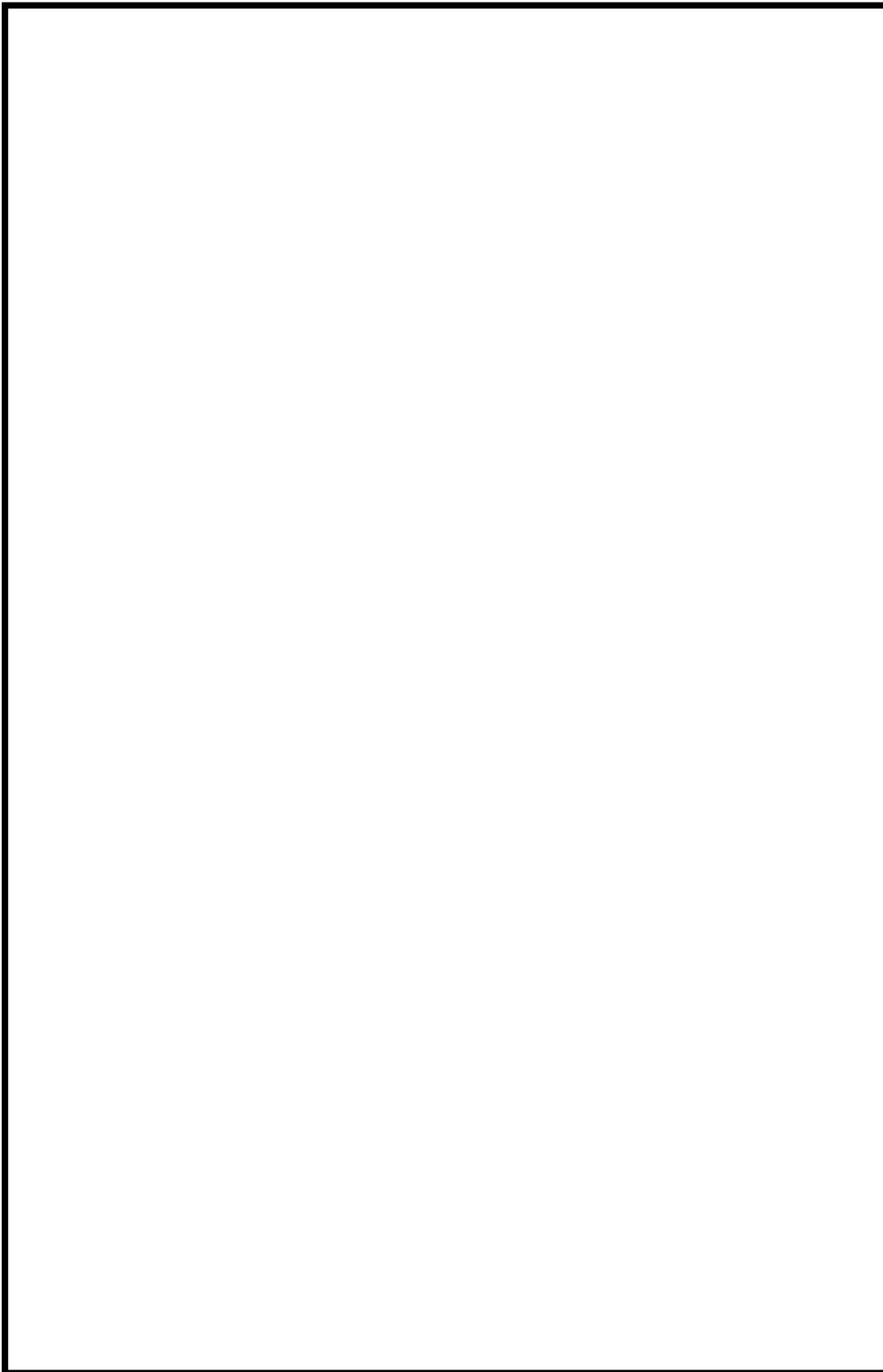


図 48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

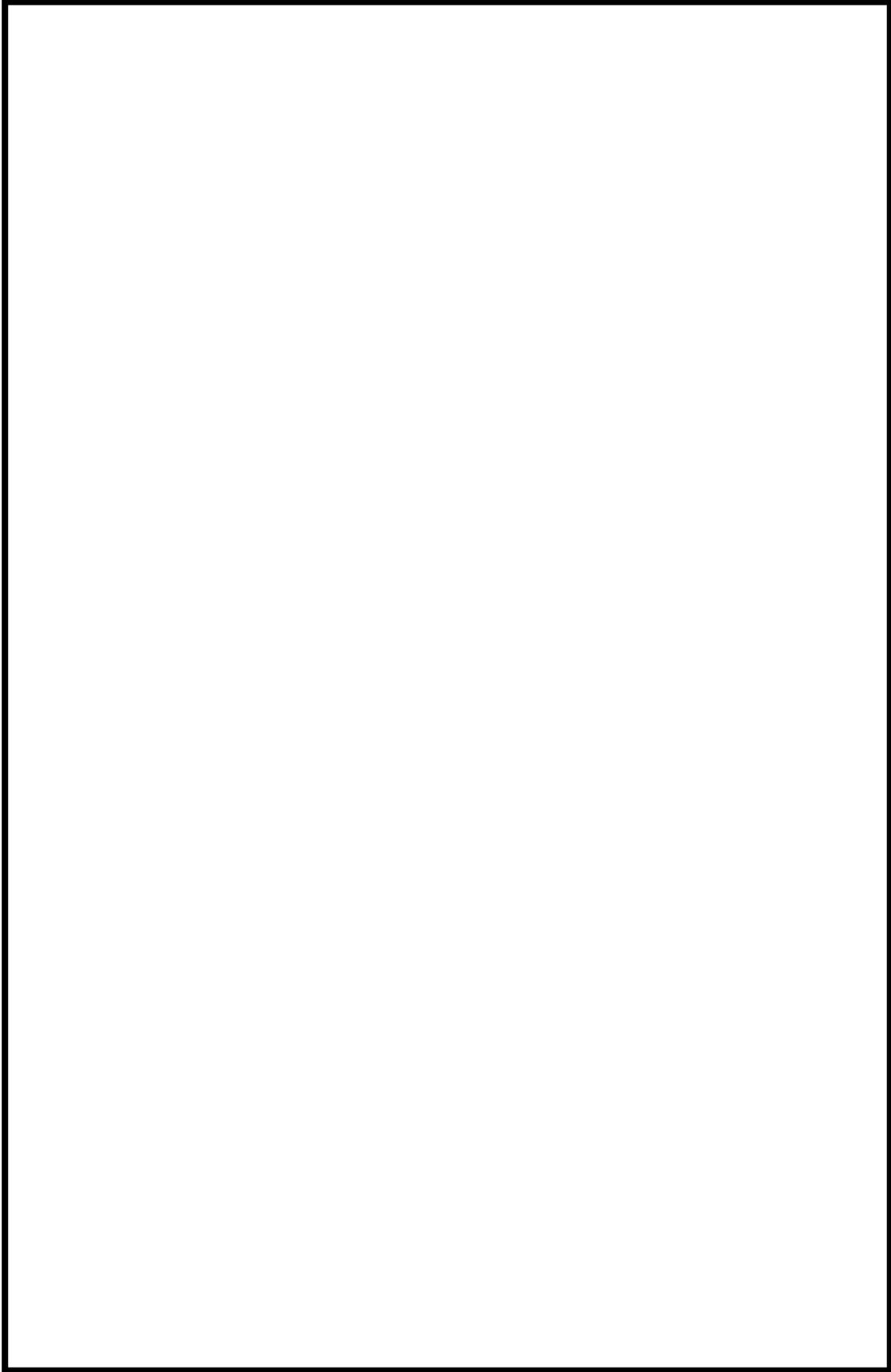


図 48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

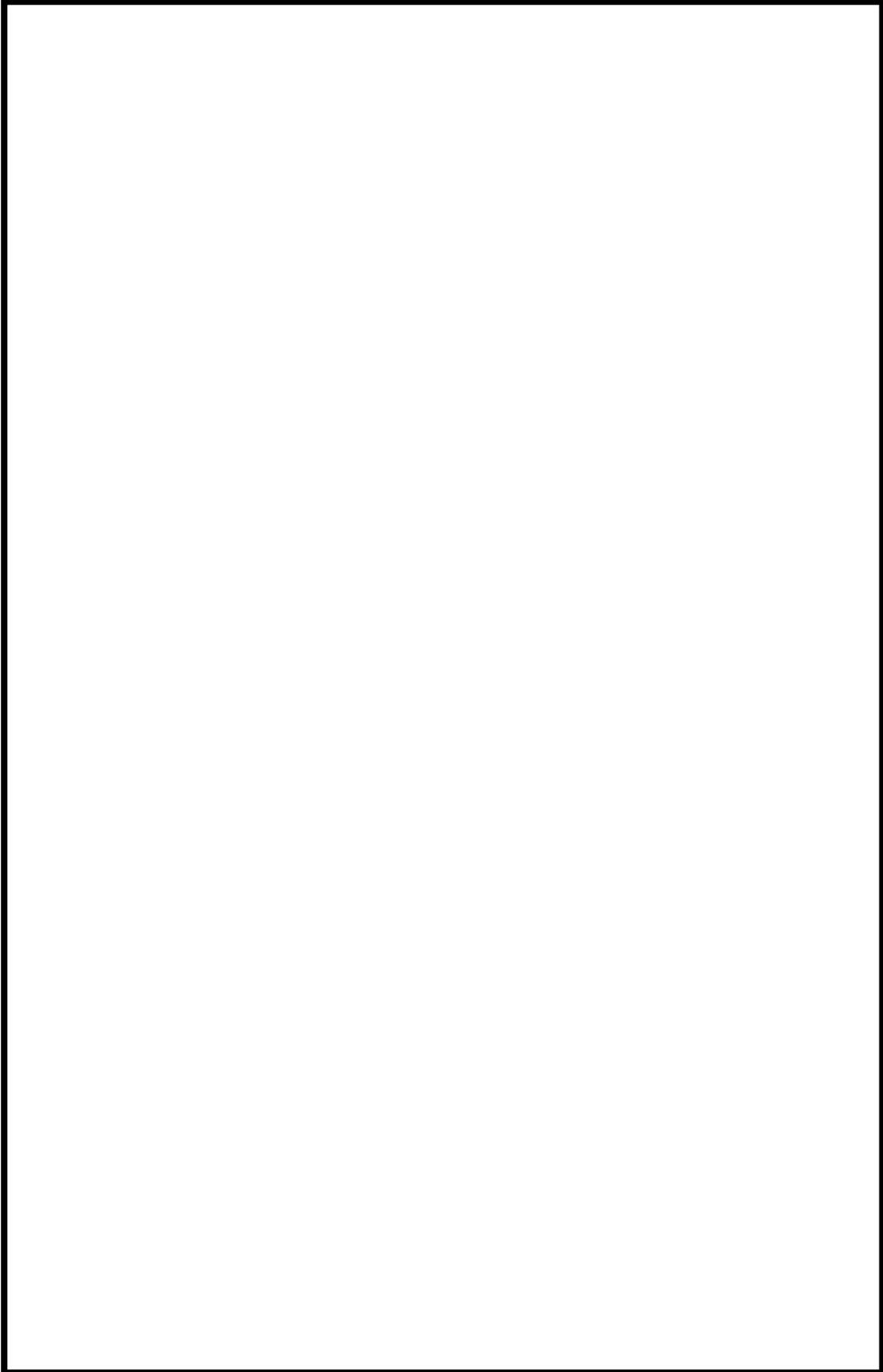


図 48-6-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用） 図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

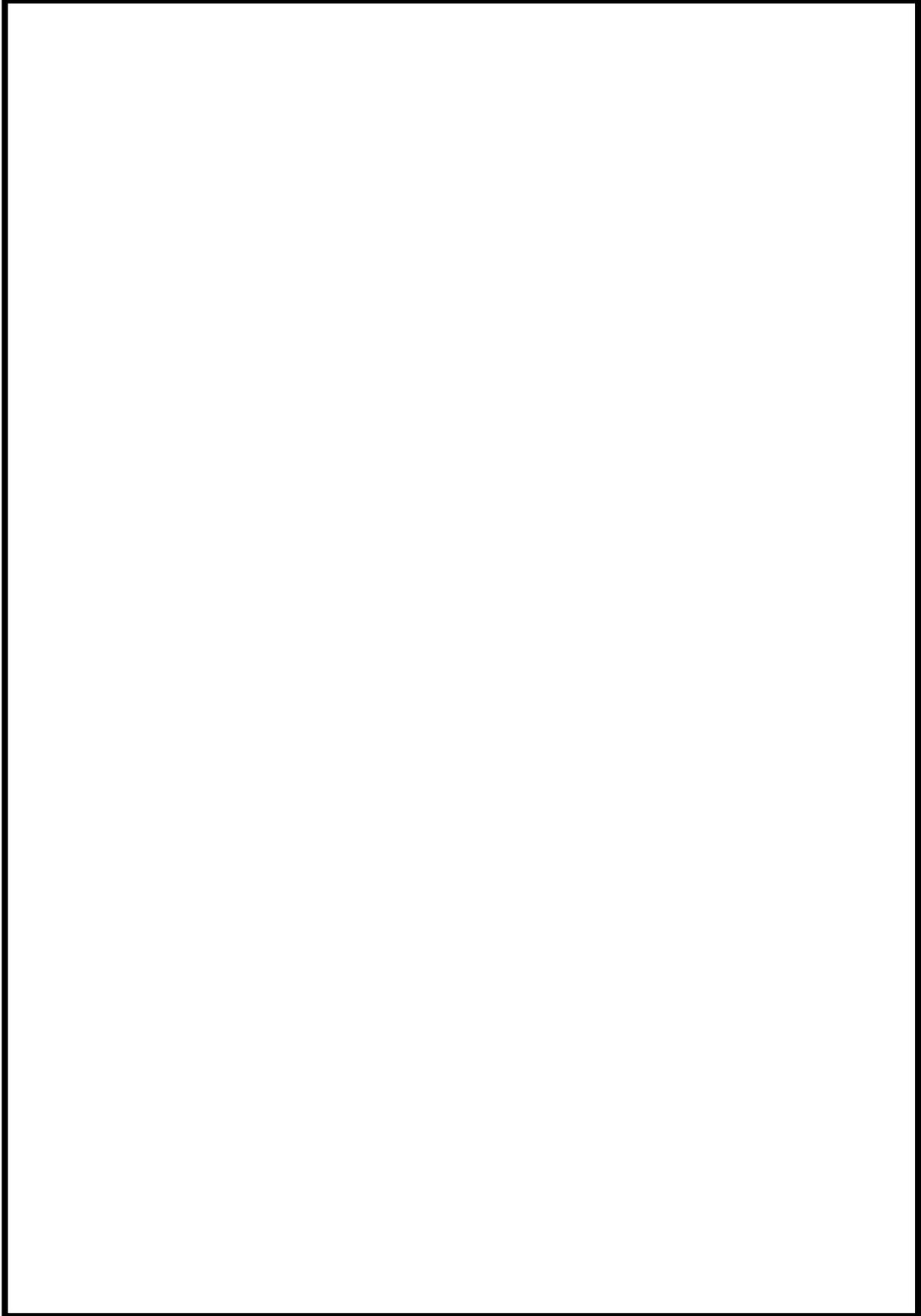


図 48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉B系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

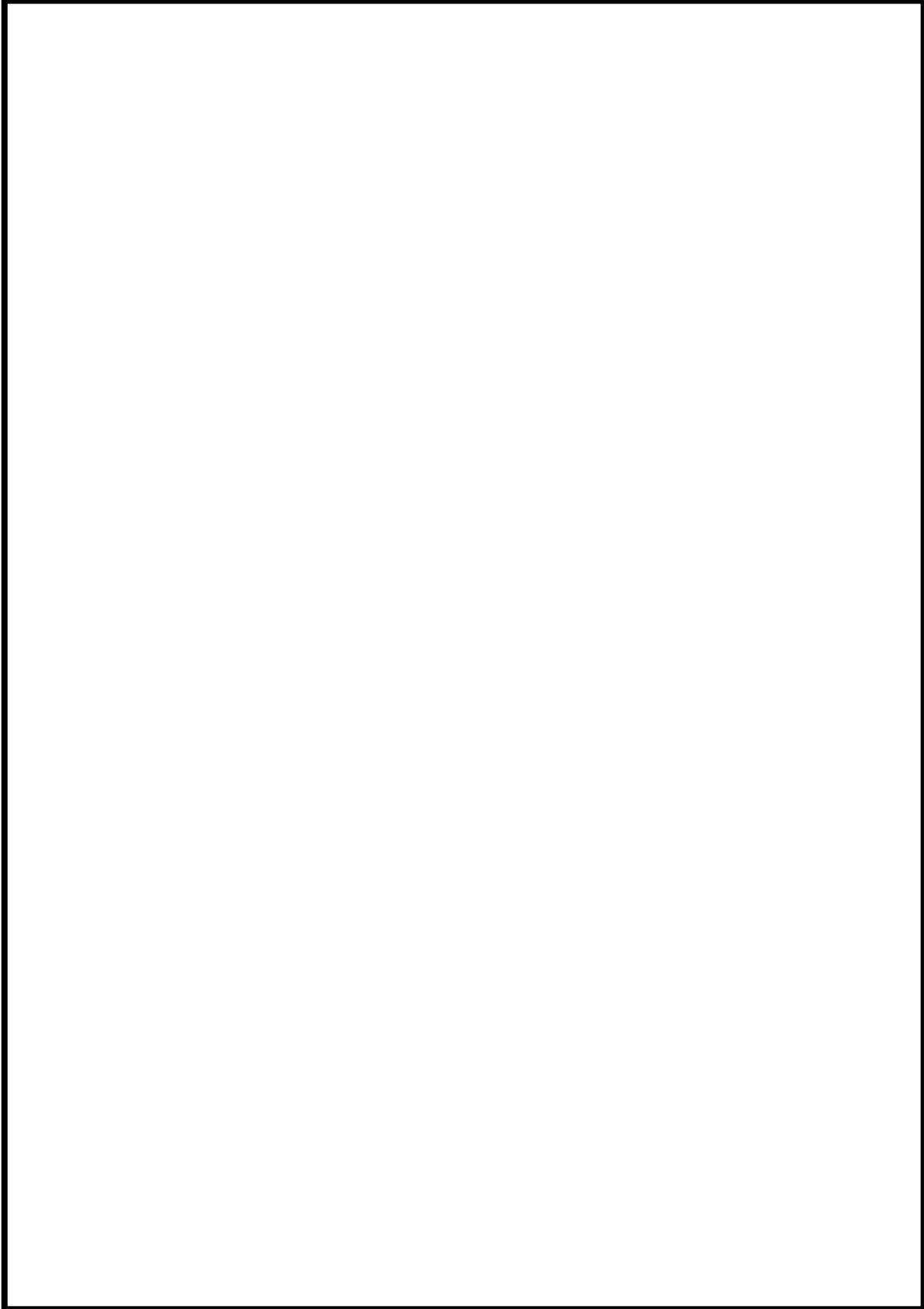


図 48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

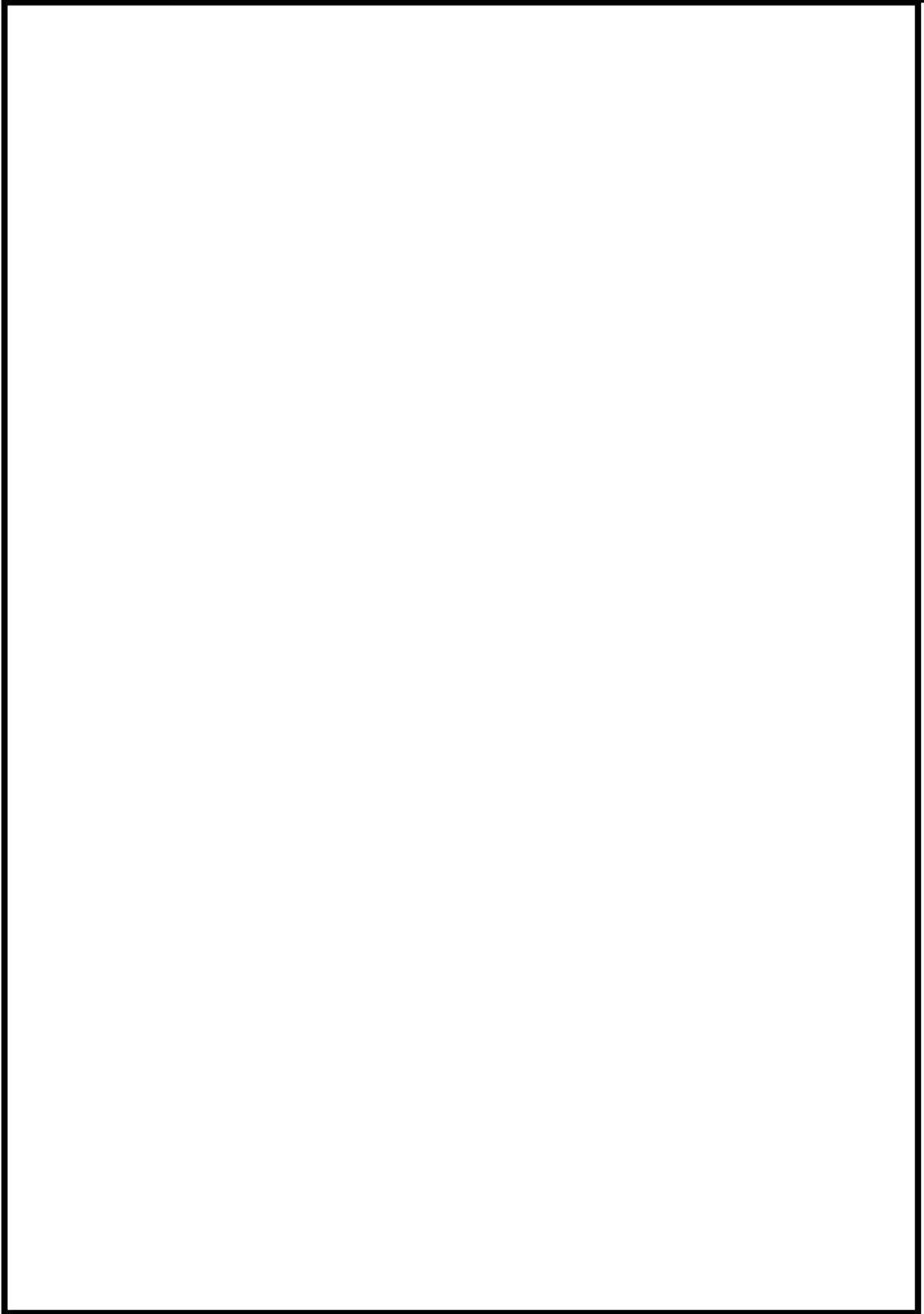


図 48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉B系)

【耐圧強化ベント系】

プラント停止中に点検及び検査をすることとしており,表 48-6-1 のとおりである。

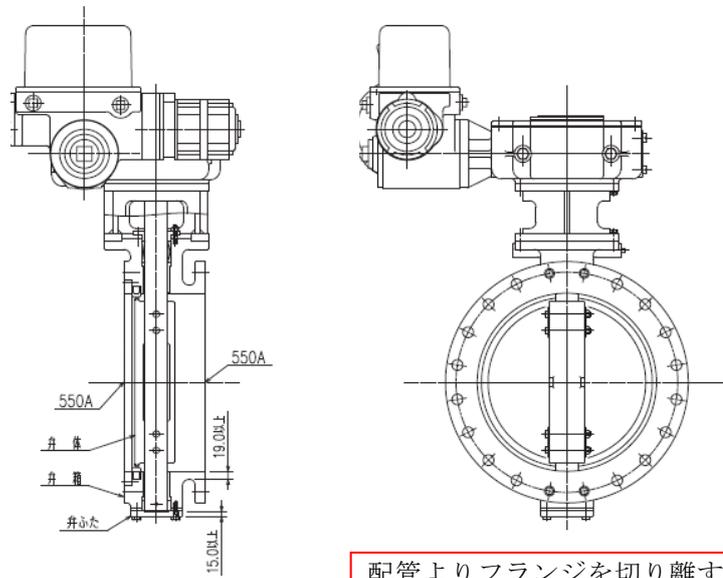
表 48-6-1 機械設備の試験・検査内容

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
配管	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2}
弁	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2} c. 動作試験(駆動部付弁)

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は, 簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

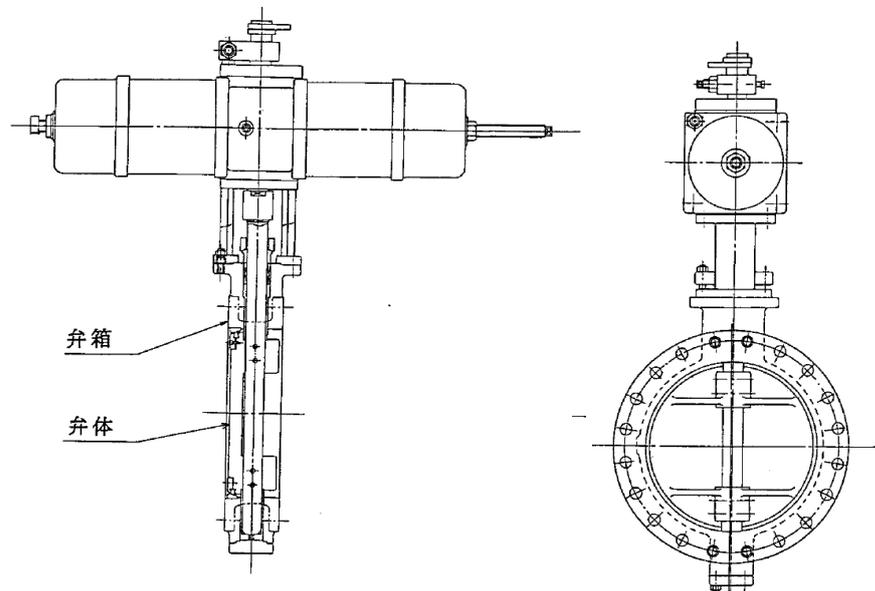
※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に, 空気駆動弁『開』保持状態(駆動空気を供給している状態)において, 駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。



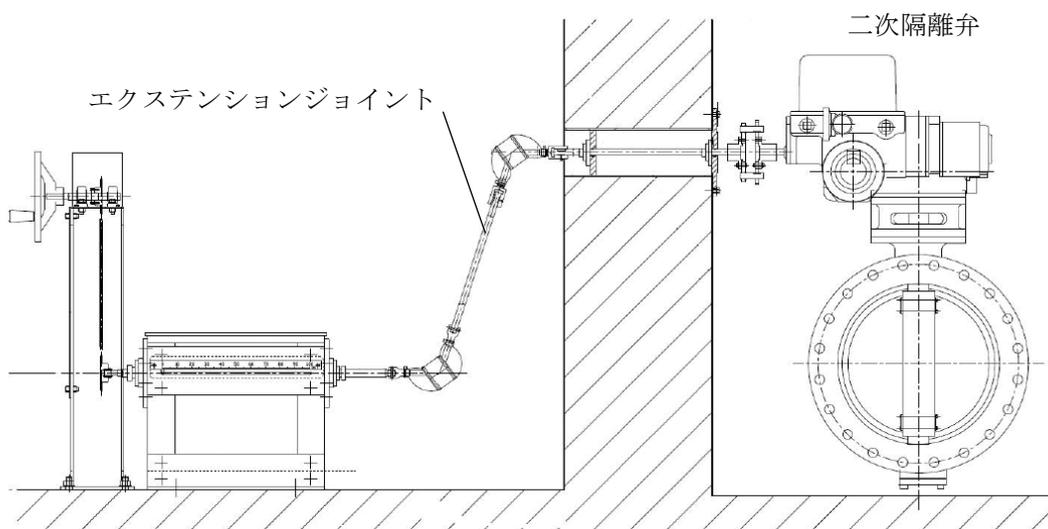
配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 48-6-10 電動駆動弁構造図



配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 48-6-11 空気駆動弁構造図



遠隔操作機構を構成する機器については分解点検を行うことが可能な構造とする

図 48-6-12 遠隔手動弁操作設備構造図 (例：7号炉 二次隔離弁)

48-7
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット (その1)
個数	式	3
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 50
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その1) は、**重大事故等時**の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その1) は 1 式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を 2 基の熱交換器で除去する容量として、**約 23MW/式**とする。

なお、熱交換器ユニット (その1) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

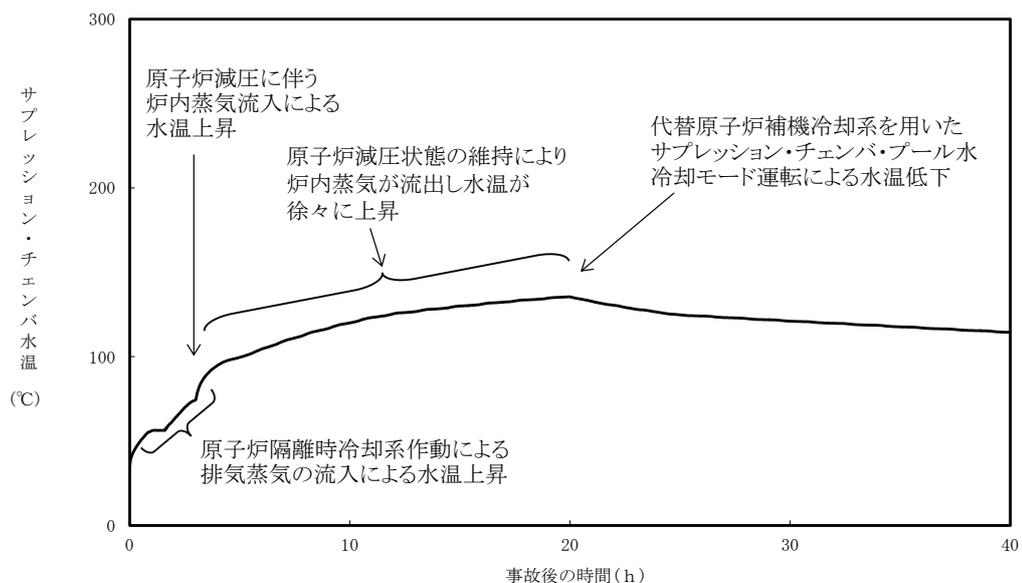


図 48-7-1 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	= 600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	= 840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	= 1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \doteq \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, $\boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ m}^2$

以上より, 熱交換器ユニット (その 1) の伝熱面積は, 約 $\boxed{} \text{ m}^2$ /式とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	°C	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 40
伝熱面積	m ² /式	
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その2) は、**重大事故等時**の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、**約 23MW/式**とする。

なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

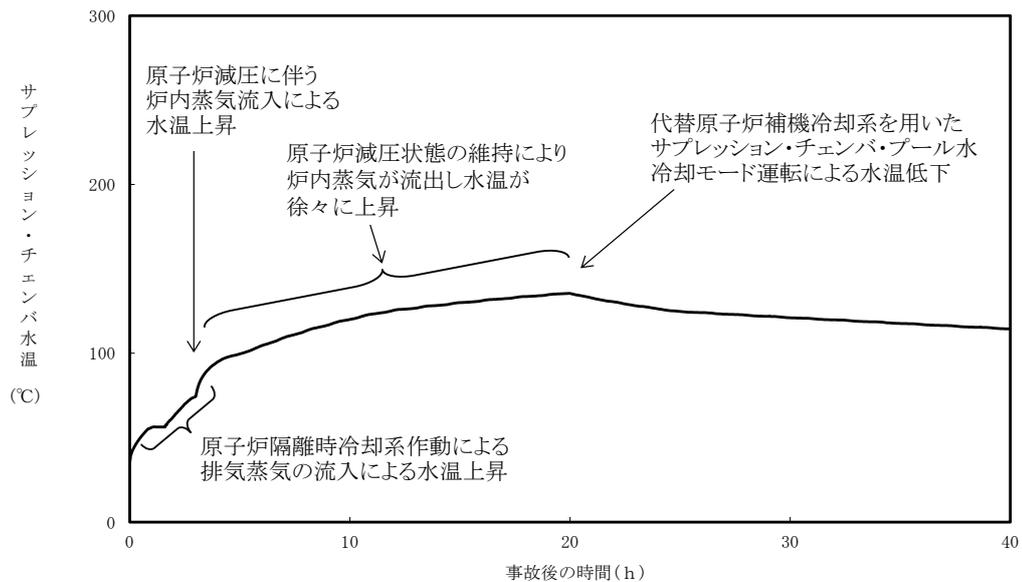


図 48-7-2 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力以上とし、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口 80℃、入口 40℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量 11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱板熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\text{} \times 8.60} \\ &= \text{} \text{ m}^2 / \text{基} \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) =11.602×10⁶ (=11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²・K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) =8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、×2 = m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約 m²/式とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : m²

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（110（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は、**重大事故等時**の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は、冷却水の戻り温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300
H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-3 参照)
η : ポンプ効率 (%) = (図 48-7-3 参照)
(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は 110kW/台とする。

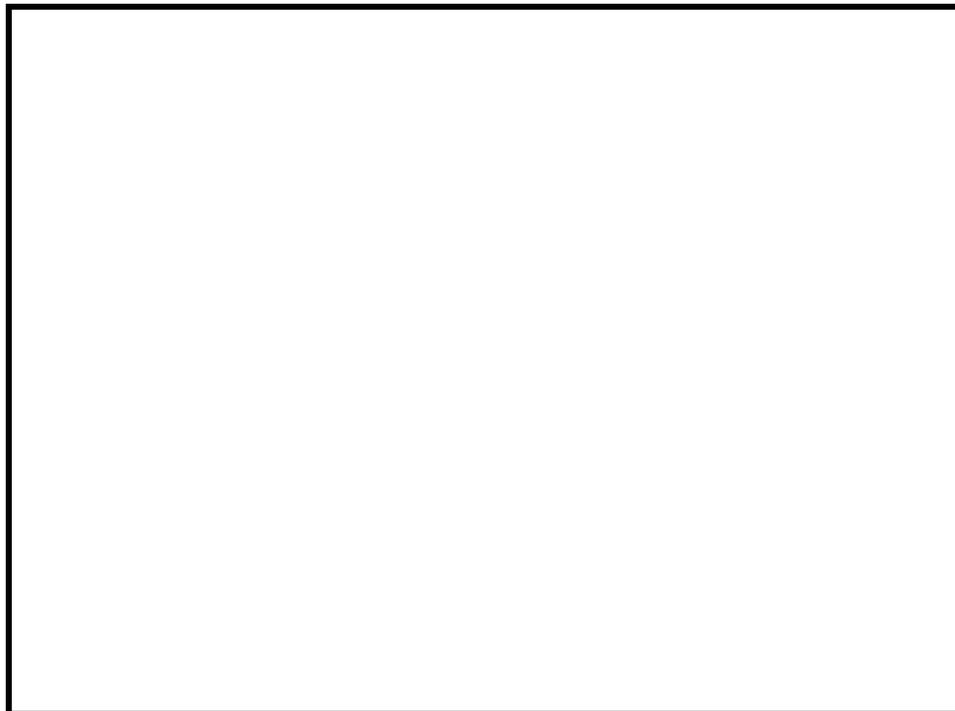


図 48-7-3 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は、**重大事故等時**の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は1台設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その2）の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa [gage] とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-4 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 48-7-4 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は200kW/台とする。

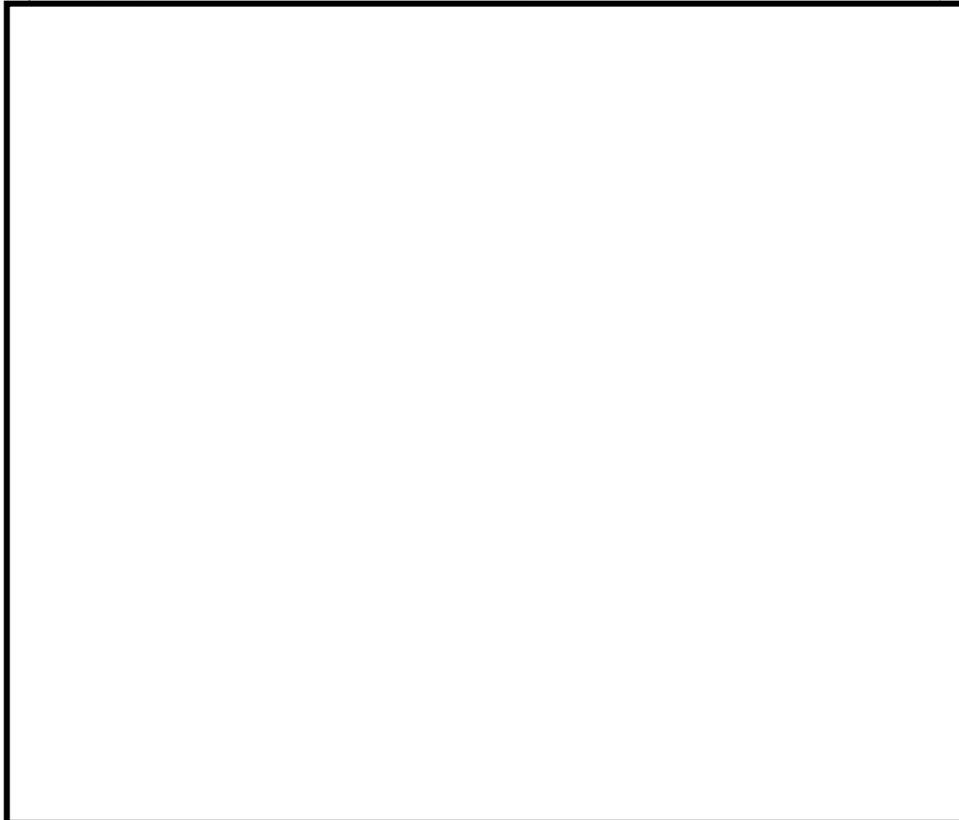


図 48-7-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m ³ /h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.47 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、900m³/h とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。

（6 号炉）

①熱交換器ユニット内の圧力損失	：	約		MPa
②ホース直接敷設の圧損	：	約		MPa
③ホース湾曲の影響	：	約		MPa
④機器類の圧力損失	：	約		MPa
①～④の合計	：	約		MPa

（7 号炉）

①熱交換器ユニット内の圧力損失	：	約		MPa
②ホース直接敷設の圧損	：	約		MPa
③ホース湾曲の影響	：	約		MPa
④機器類の圧力損失	：	約		MPa
①～④の合計	：	約		MPa

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage] 以上とし、1.25MPa[gage]とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点（）での軸動力を考慮し、kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

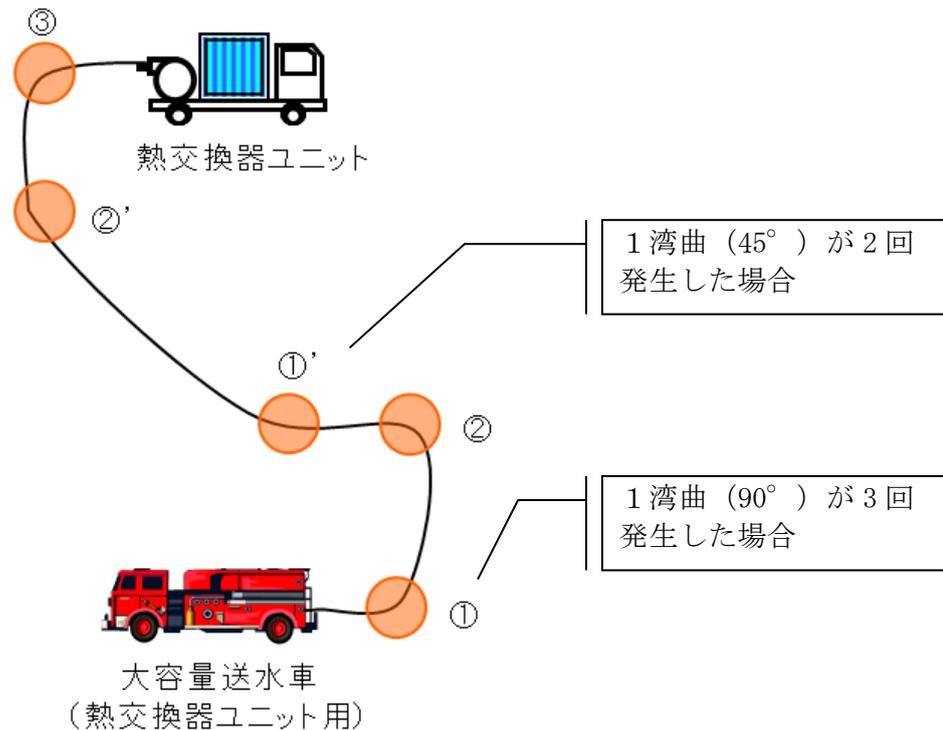


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径1000mmにおける90°湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \cdots [\text{MPa}] (i)$$

を引用する。

○流速 v

$$v=Q/A$$

・ Q =流量について

大容量送水車流量は， $840\text{m}^3/\text{h}$ である。

・ A =管路の断面積について

$A=\pi r^2$ であることから， r =管内径/2 となり，管内径 0.295m より， $r=0.1475$ 。よって， $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速 $v=Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 204.8581[\text{m}/\text{min}] \\ &= \underline{3.415[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii}) \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より，1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$h_c=f_c \times v^2/(2g)$ より，重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$h_c=0.068 \times (3.145^2/(2 \times 9.8))$$

$$= \underline{0.04046[\text{m}]}$$

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	°C	171
設計流量	kg/s	15.8

(1) 最高使用圧力

格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa [gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa [gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa [gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

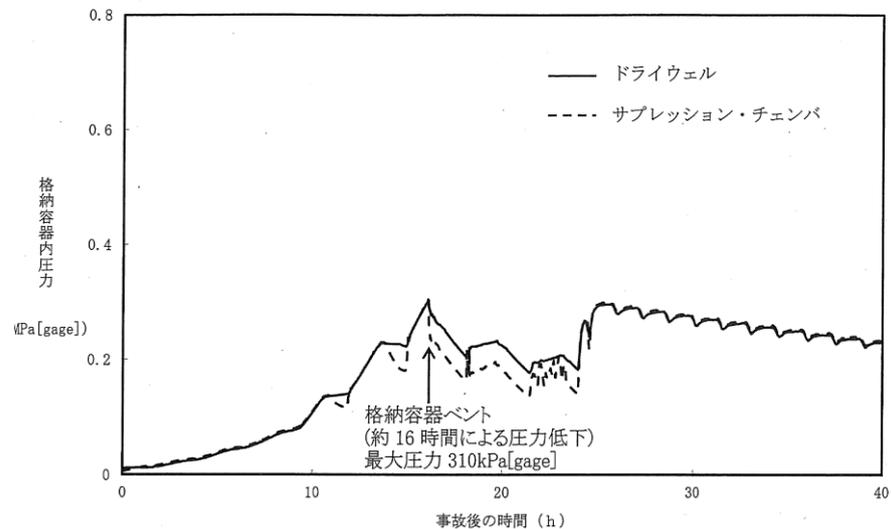


図6 格納容器圧力推移 (全交流電源喪失)

(2) 最高使用温度

格納容器の最高使用圧力である171°Cとする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである全交流電源喪失において、ベント後の格納容器内雰囲気温度は171°C以下となることを確認している(図7参照)。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171°C以下となる。

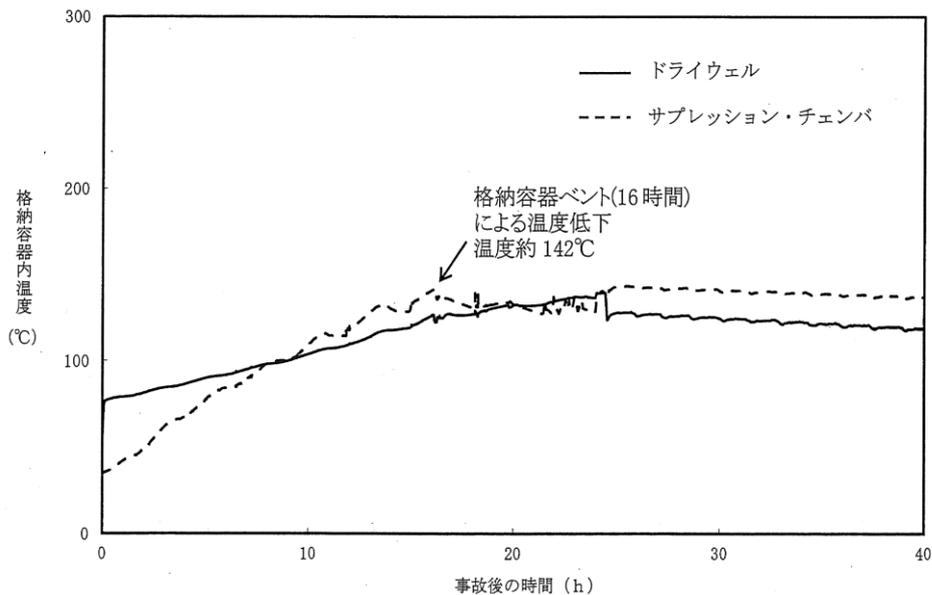


図7 格納容器温度推移 (全交流電源喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から2~3時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである全交流電源喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約16時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8
接続図

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

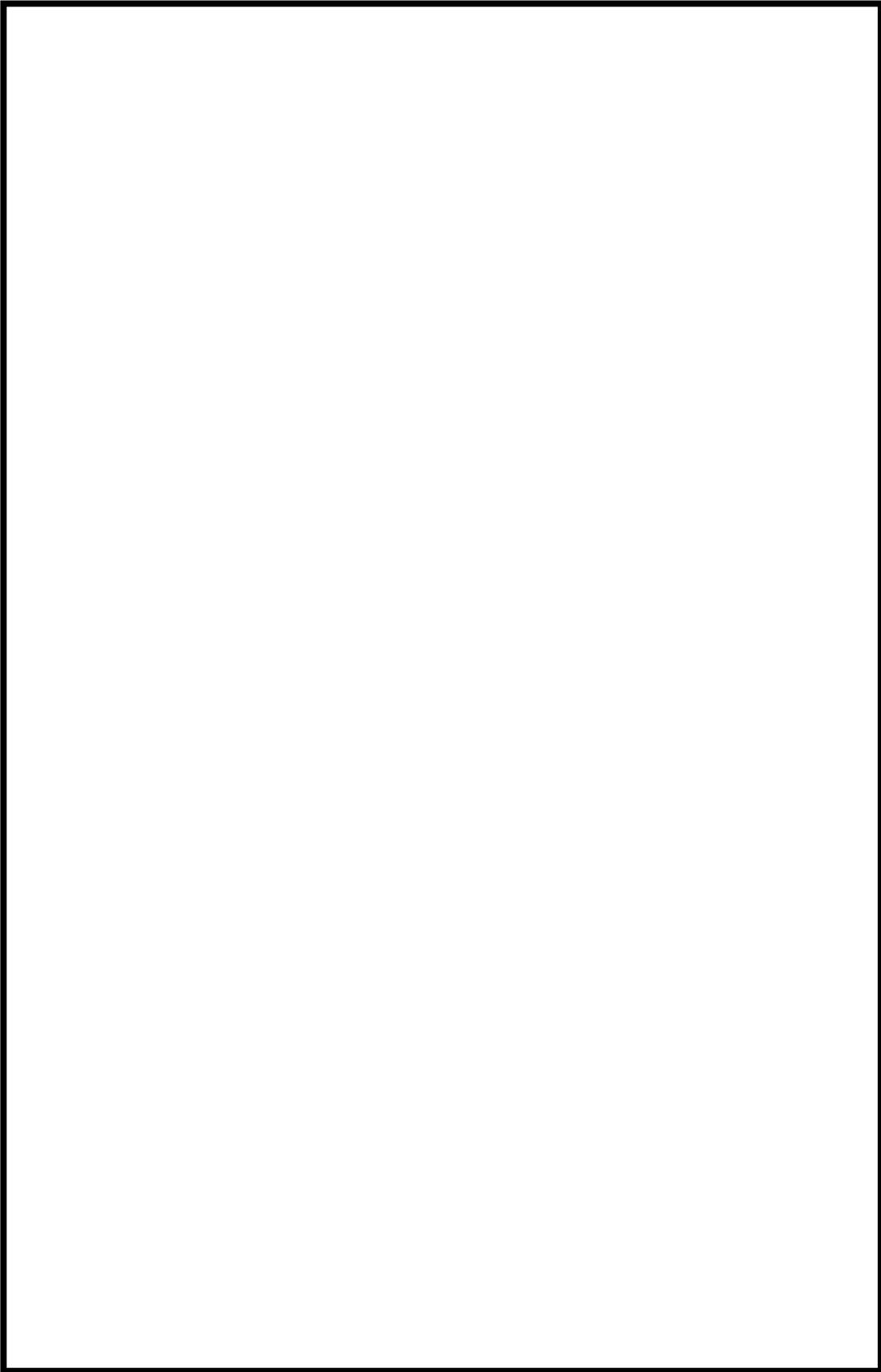


図 48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

48-9
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

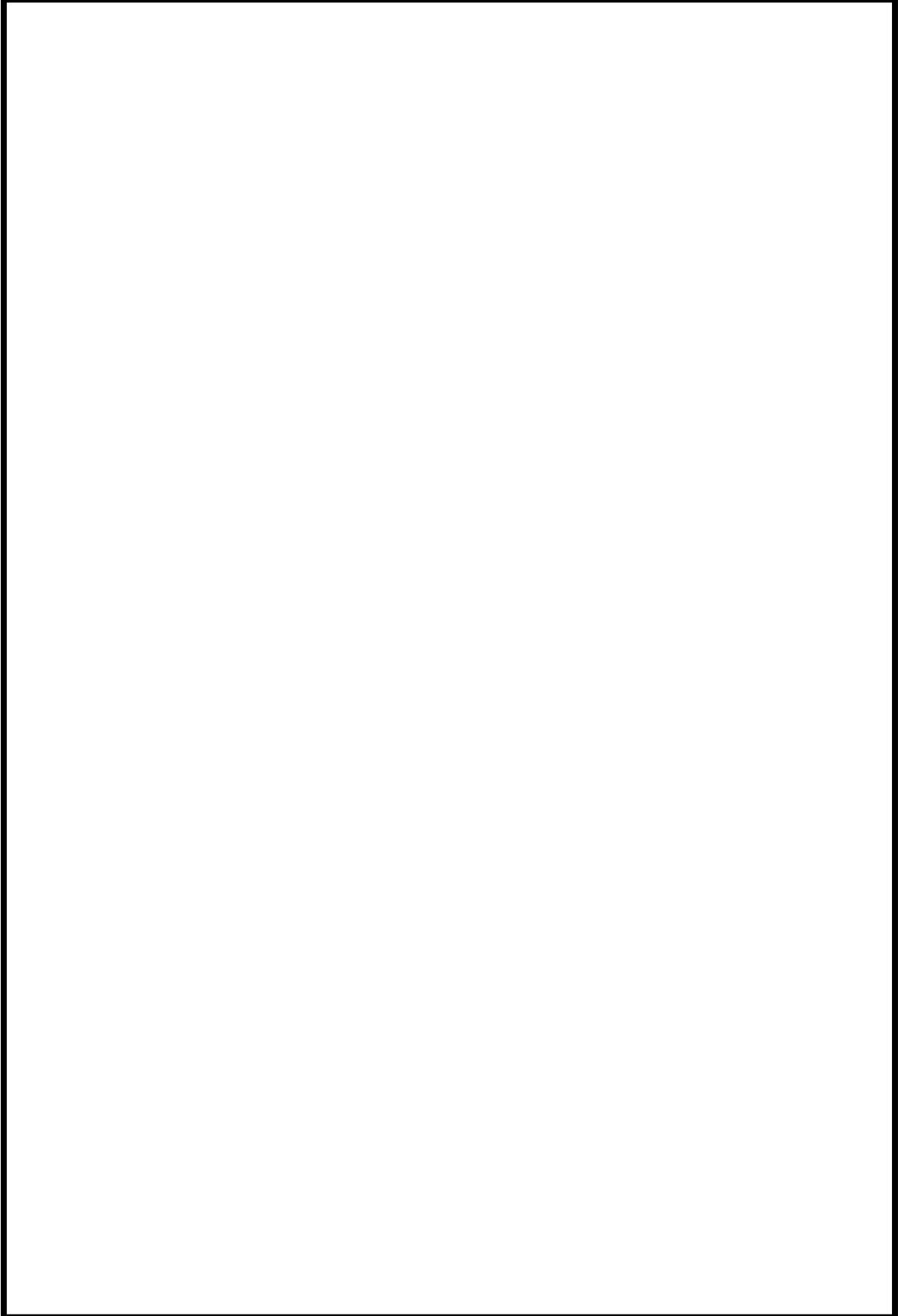


図 48-9-1 屋外保管場所配置図（代替原子炉補機冷却系）

48-10
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

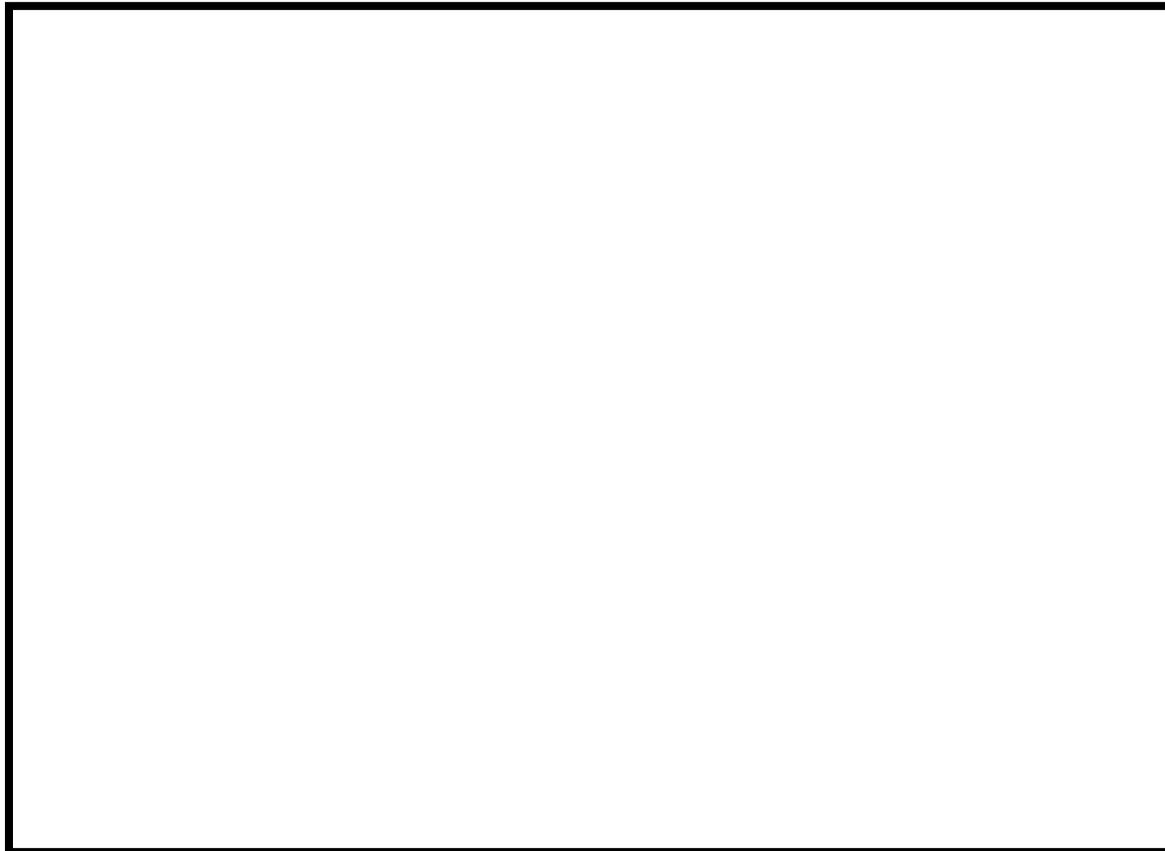


図 48-10-1 保管場所およびアクセスルート図



図 48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

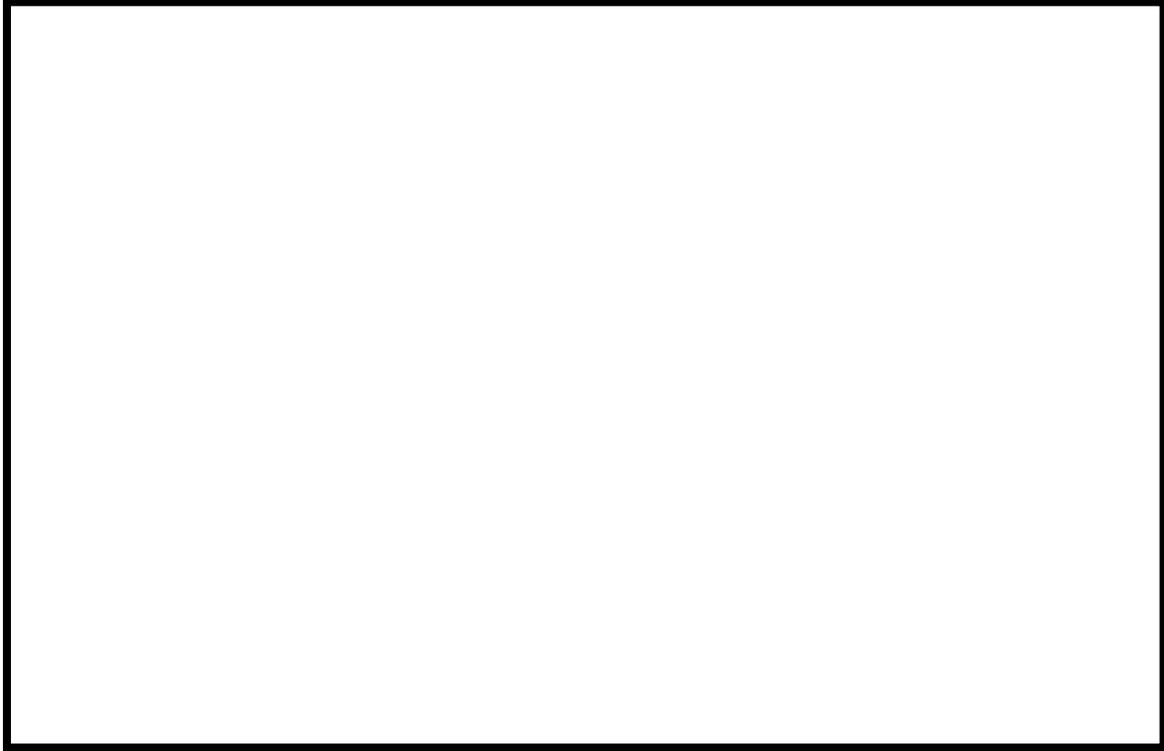


図 48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート 



図 48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート 

48-11
その他設備

【自主対策設備】

1. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却系海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備について

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を、外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

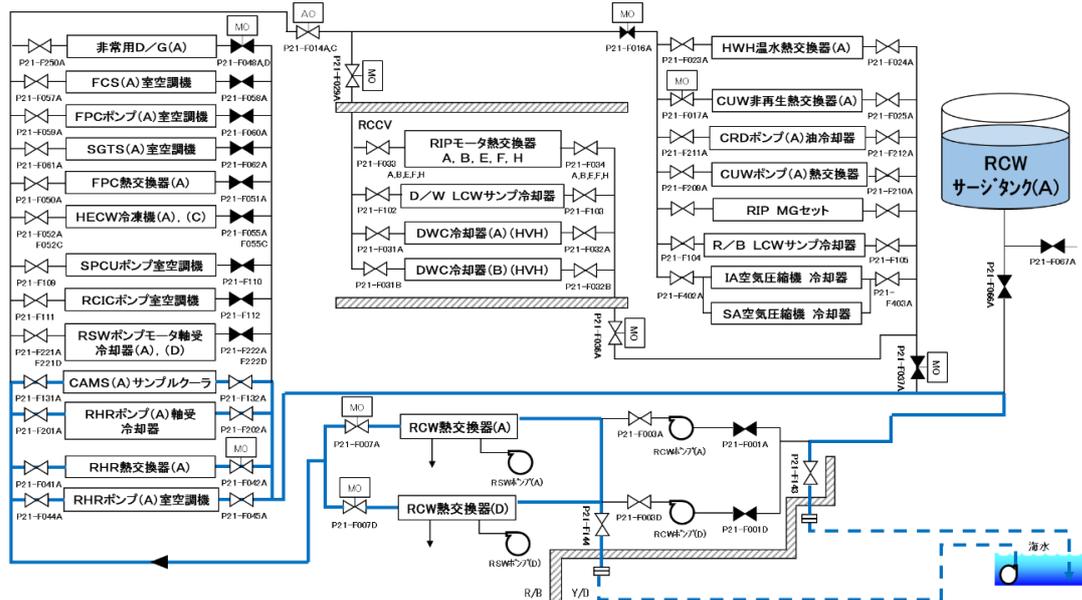


図 48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

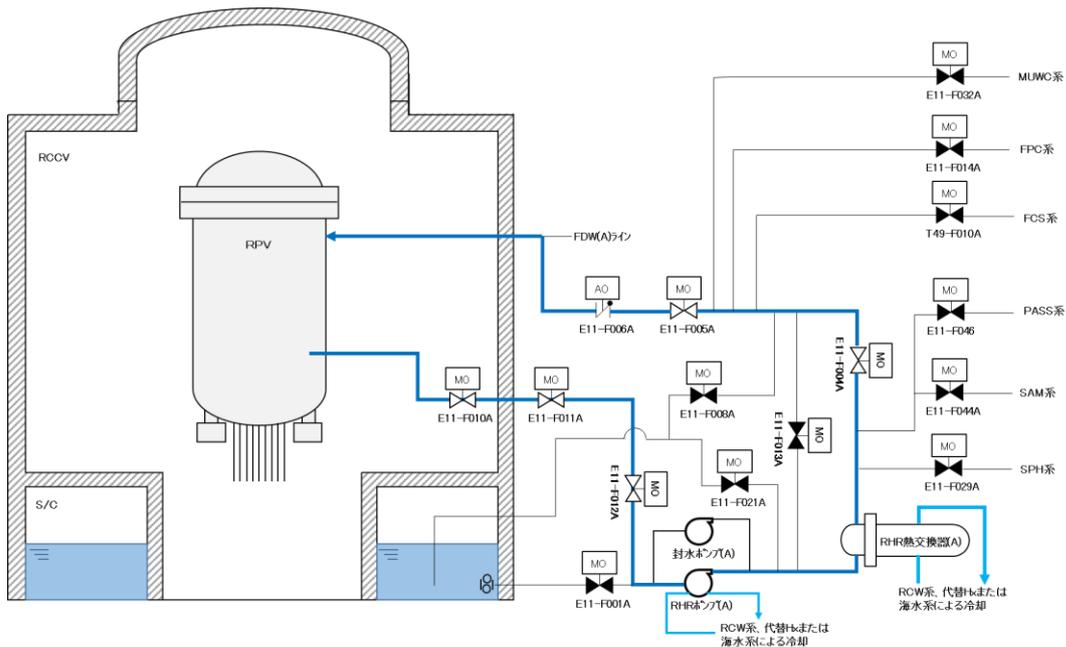


図 48-11-2 残留熱除去系（A）による原子炉除熱 概略系統図

熱交換器ユニットの構造について

代替原子炉補機冷却系（図 48-11-3）の熱交換器ユニットは、図 48-11-4 で示す通りポンプ 2 台，熱交換器 2 基，ストレナーナ 2 基で構成される。熱交換器は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により通水した海水により冷却される。

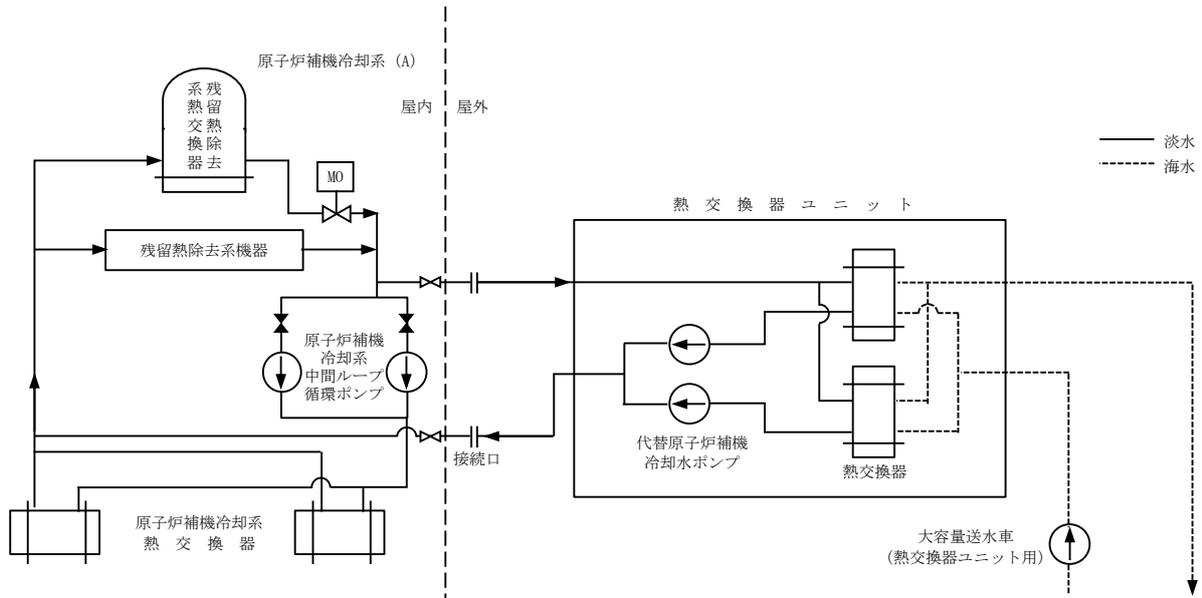


図 48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図



図 48-11-4 熱交換器ユニット 概要図

2. 格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系の空気駆動弁駆動用ポンベの整備

格納容器圧力逃がし装置並びに耐圧強化ベント系に設置される空気駆動弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側，ドライウェル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）については，遠隔手動弁操作設備を設置し，人力による駆動が可能な設計としているが，駆動源の多様化により操作の信頼性を向上させる目的で，これらの空気駆動弁を駆動させるための高圧窒素ガスを供給する空気駆動弁駆動用ポンベを設置する。

なお，空気駆動弁の駆動部に高圧窒素ガスを供給するラインは，図 48-11-5 のに示す通り，駆動空気切替用電磁弁の排気ポートからも，高圧窒素ガスを供給できる構成となっている。これにより，電源喪失等により電磁弁に開信号を印可することができない場合においても，電磁弁の排気ポート側から空気駆動弁駆動部に高圧窒素ガスを供給し，空気駆動弁を操作することができる設計となっている。

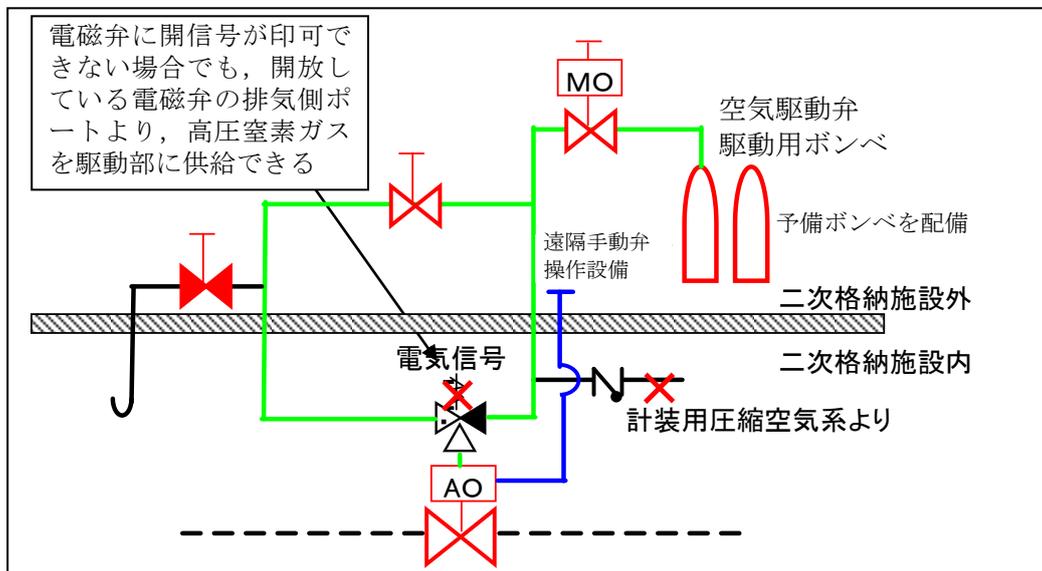


図 48-11-5 空気駆動弁駆動用高圧窒素ガス供給ライン

48-12

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

【代替原子炉補機冷却系】

表 48-12-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	代替冷却水供給止め弁(A)	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F266	代替冷却水供給止め弁(A)	P21-F144
	代替冷却水戻り止め弁(A)	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F267	代替冷却水戻り止め弁(A)	P21-F143
	代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁(A)	代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁(A)	P21-F262	-	-
	代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁(A)	代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁(A)	P21-F265	-	-
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	-	-
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	-	-
	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070A	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	-	-
	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	P21-F058B
	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	P21-F206B
	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F058B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044B	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F202B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F052B	-	-
	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁	P21-F053B	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067B

【格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系】

表 48-12-2 機器名称一覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	一次隔離弁（サブプレッショ ン・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022
	一次隔離弁（ドライウエル 側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁	T31-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡 配管隔離弁	T31-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-F002	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
非常用ガス処理系 Uシール隔 離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-F511	

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

50-12 機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について

50-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置		類型化区分				
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D		
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—		
			海水		(海水を通水しない)	対象外		
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			関連資料		[配置図] 50-4			
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作	A B		
			関連資料		[配置図] 50-4			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		容器(タンク類)	C		
			関連資料		[試験・検査説明資料] 50-6			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
			関連資料		[系統図] 50-5			
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
				その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		[系統図] 50-5			
		第6号	設置場所		現場操作-放射線量が高くなるおそれがある 中央制御室操作	A b B		
			関連資料		[配置図] 50-4 [系統図] 50-5			
		第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
				関連資料		[容量設定根拠] 50-7		
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
				関連資料		—		
			第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備- 対象(同一目的のSA設備あり)	B
					サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				[配置図] 50-4 [系統図] 50-5				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性一覧 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		よう素フィルタ		類型化区分				
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D		
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—		
			海水		(海水を通水しない)	対象外		
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			関連資料		[配置図] 50-4			
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作	A B		
			関連資料		[配置図] 50-4			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C		
			関連資料		[試験・検査説明資料] 50-6			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
			関連資料		[系統図] 50-5			
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
				その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		[系統図] 50-5			
		第6号	設置場所		現場操作-放射線量が高くなるおそれがある 中央制御室操作	A b B		
			関連資料		[配置図] 50-4 [系統図] 50-5			
		第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
				関連資料		[容量設定根拠] 50-7		
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
				関連資料		—		
			第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備- 対象(同一目的のSA設備あり)	B
					サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料		[配置図] 50-4 [系統図] 50-5		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		ラプチャーディスク		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		[配置図] 50-4		
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作	A B	
		関連資料		[配置図] 50-4			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他	M	
		関連資料		[試験・検査説明資料] 50-6			
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料		[系統図] 50-5			
	第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		[系統図] 50-5			
	第6号	設置場所		現場操作-放射線量が高くなるおそれがある 中央制御室操作	A b B		
	関連資料		[配置図] 50-4 [系統図] 50-5				
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		[容量設定根拠] 50-7		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備- 対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			[配置図] 50-4 [系統図] 50-5			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(常設)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		復水移送ポンプ		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		50-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 現場調査	A Bd - Bf	
		関連資料		50-4 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B	
		関連資料		50-6 試験及び検査			
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A	
		関連資料		50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		50-5 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作	A, B		
	関連資料		50-4 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		50-7 容量設置根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料		50-4 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(常設)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系 熱交換器		類型化 区分				
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B		
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-		
			海水		(海水を通水しない)	対象外		
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-		
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-		
			関連資料		50-4 配置図			
			第2号	操作性		中央制御室操作, 現場調査	A Bd - Bf	
		関連資料		50-4 配置図				
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		熱交換器	D		
		関連資料		50-6 試験及び検査				
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
		関連資料		50-5 系統図				
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a	
				その他(飛散物)		対象外	対象外	
				関連資料		50-5 系統図		
		第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作	A, B		
		関連資料		50-4 配置図				
		第2項	第1号	常設SAの容量		DB施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
				関連資料		50-7 容量設置根拠		
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
				関連資料		-		
			第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
					サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料		50-4 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		大容量送水車(熱交換器ユニット用)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		50-8 接続図, 50-9 保管場所図	
		第2号	操作性		現場操作	B
		関連資料		50-8 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ	A
		関連資料		50-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切替が不要	B b	
	関連資料		50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		50-5 系統図	
	第6号	設置場所		現場操作	B	
	関連資料		50-8 接続図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料		50-7 容量設置根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料		50-8 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所確保		単独の機能で使用	A b	
		関連資料		50-8 接続図		
第4号		設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料		50-8 接続図		
第5号		保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料		50-9 保管場所図		
第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B		
	関連資料		50-10 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	共通要因	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備、防止・緩和以外-対象(同一目的のSA設備、代替対象DB設備有り)	B	
		サポート系要因		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
		関連資料		50-8 接続図 50-9 保管場所図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		熱交換器ユニット		類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	50-8 接続図 50-9 保管場所図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B
			関連資料	50-8 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	熱交換器	D
			関連資料	50-6 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a
			関連資料	50-5 系統図	
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	50-5 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
		関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
			関連資料	50-7 容量設置根拠	
		第 2 号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	50-8 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所確保	単独の機能で使用	A b
			関連資料	50-8 接続図	
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料			50-8 接続図		
第 5 号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	50-9 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	50-10 アクセスルート図		
第 7 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	緩和設備、防止・緩和以外-対象(同一目的のSA設備、代 替対象DB設備有り)	B	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	50-8 接続図 50-9 保管場所図			

50-2
単線結線図

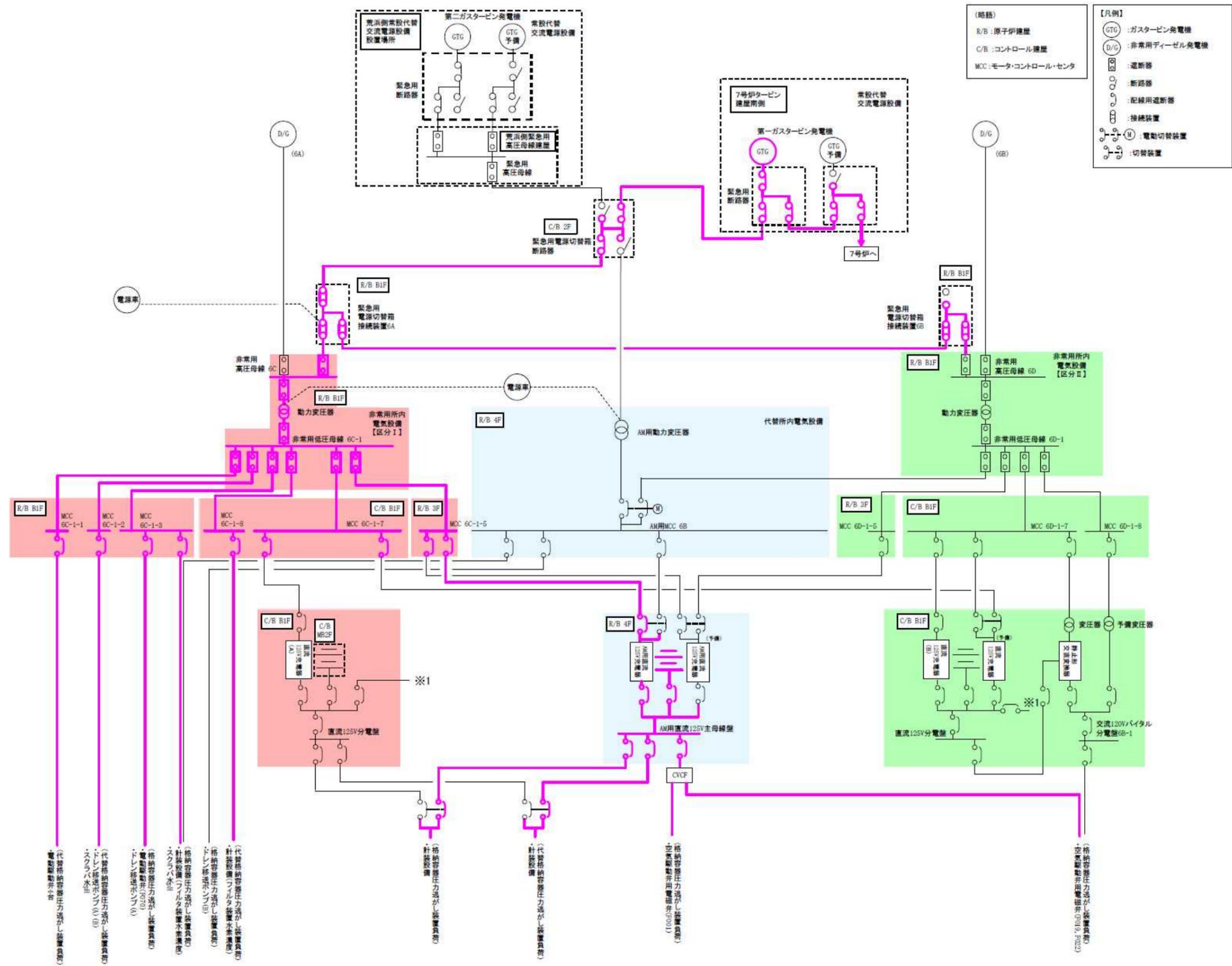
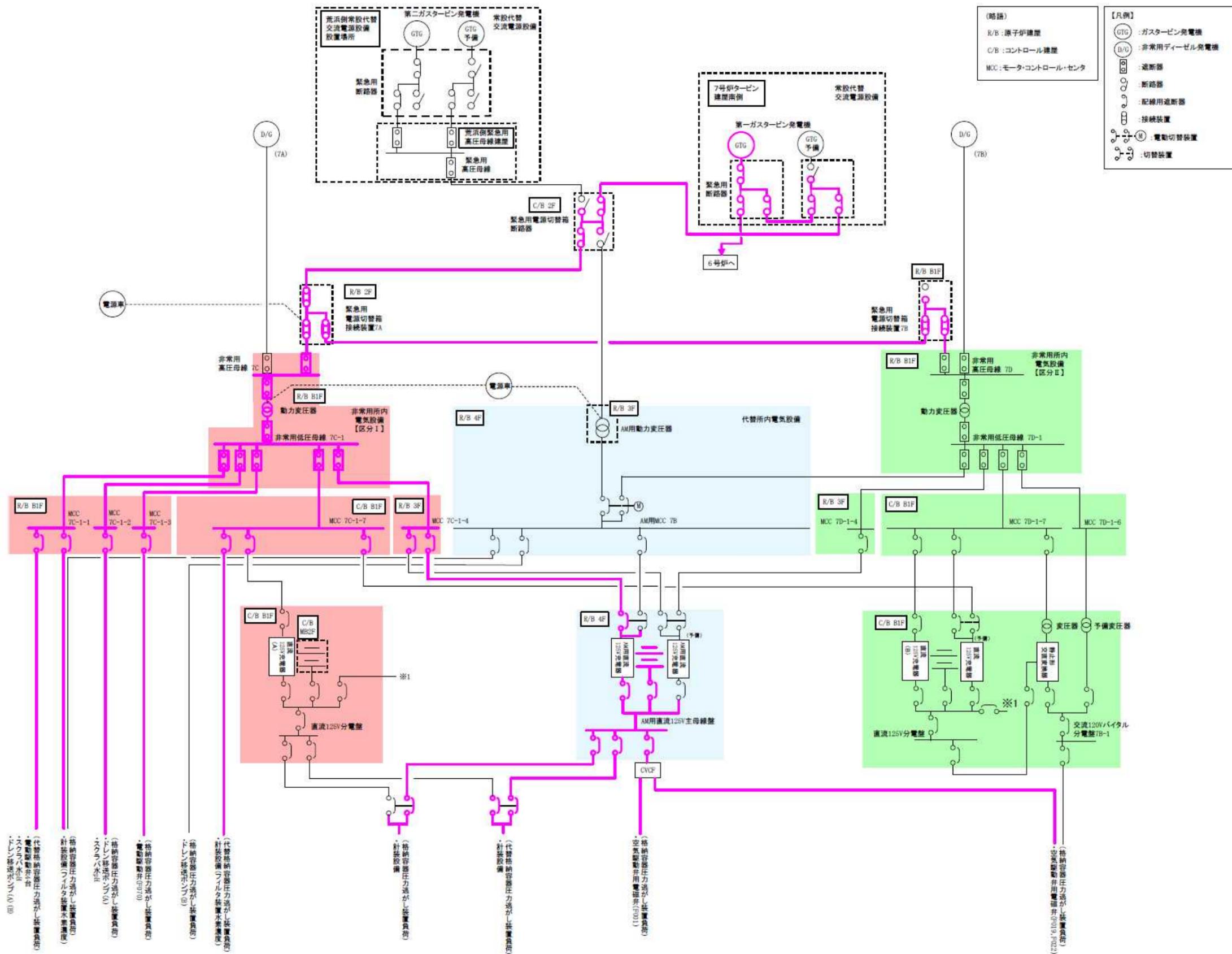


図 50-2-1 格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置
単線結線図 (6号炉)



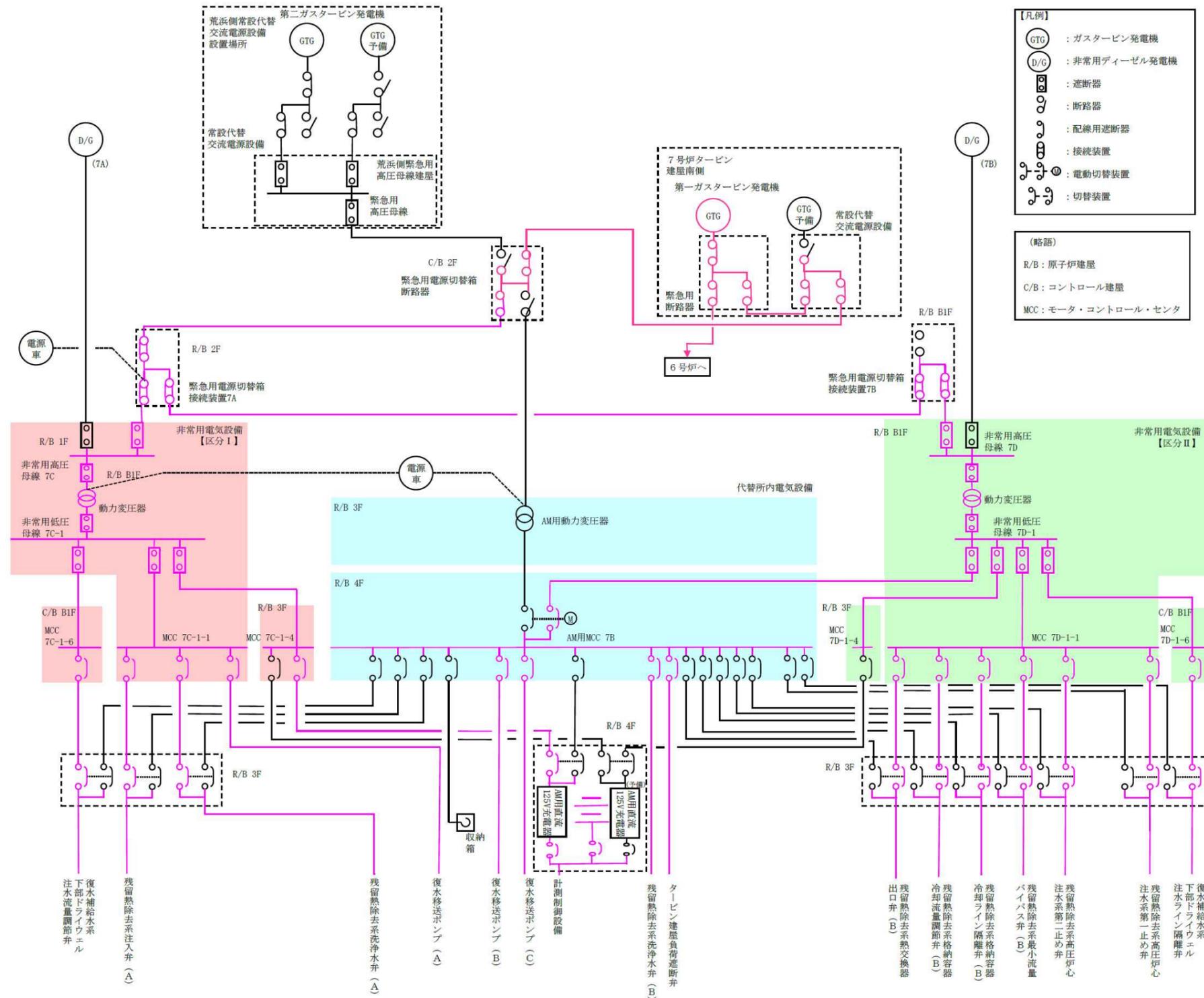


図 50-2-3 代替循環冷却の単線結線図 (代替交流電源設備から非常用電気設備経由で電源供給時)

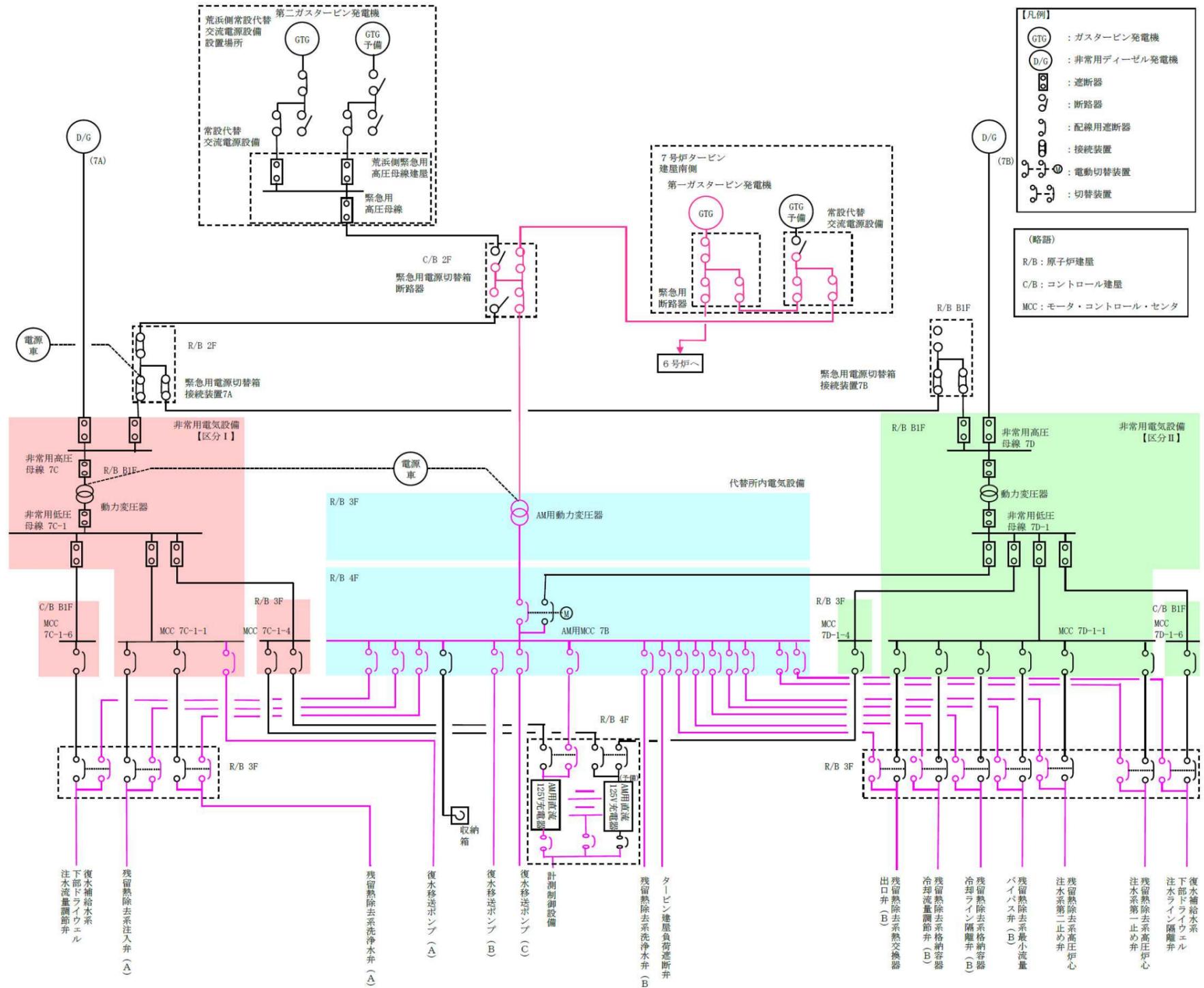


図 50-2-4 代替循環冷却の単線結線図 (代替交流電源設備から代替所内電気設備経由で電源供給時)

50-3
計測制御系統図

表 50-3-1 格納容器逃がし装置 主要設備と計装設備の関係

設備区分	設備	計装設備	監視目的
主要設備	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク	フィルタ装置水位	フィルタ装置水位にて、水位が約 500mm～約 2200mm の間であることを確認することで、フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること
		フィルタ装置入口圧力	フィルタ装置使用時において、フィルタ装置入口圧力の挙動により、フィルタ装置及びラプチャーディスク（主要設備）が閉塞していないことを把握すること
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	フィルタ装置使用時において、フィルタ装置金属フィルタ差圧の挙動により、フィルタ装置金属フィルタが閉塞していないことを把握すること
		フィルタ装置出口放射線モニタ	フィルタ装置使用時において、フィルタ装置出口放射線量率が初期値から上昇することを計測することによりフィルタ装置（主要設備）が閉塞していないことを把握すること 最終放出ラインとして放射線量を把握すること
		フィルタ装置水素濃度	ベント停止後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握すること
		フィルタ装置スクラバ水 pH	水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を [] とする必要があり、フィルタ装置スクラバ水 pH にて、フィルタ装置（主要設備）の除去性能が低下していないことを把握すること
附属設備	ドレン移送ポンプ	フィルタ装置ドレン流量	ドレン移送ポンプ（附属設備）の運転状態の監視目的
	ドレンタンク	ドレンタンク水位	ドレンタンク（附属設備）の水位監視目的
	ラプチャーディスク 可搬型窒素供給装置	フィルタ装置出口圧力 フィルタ装置出口配管圧力	可搬型窒素供給装置（附属設備）による窒素供給の把握 点検後の可搬型窒素供給装置（附属設備）による窒素置換操作を実施した際に、フィルタ装置出口のラプチャーディスクの設定圧力（約 100kPa [gage]）を超えないことの監視目的
	スクラバ水 pH 制御設備	—	—
	遠隔手動弁操作設備	—	—
	フィルタ装置遮蔽壁 配管遮蔽壁	—	—

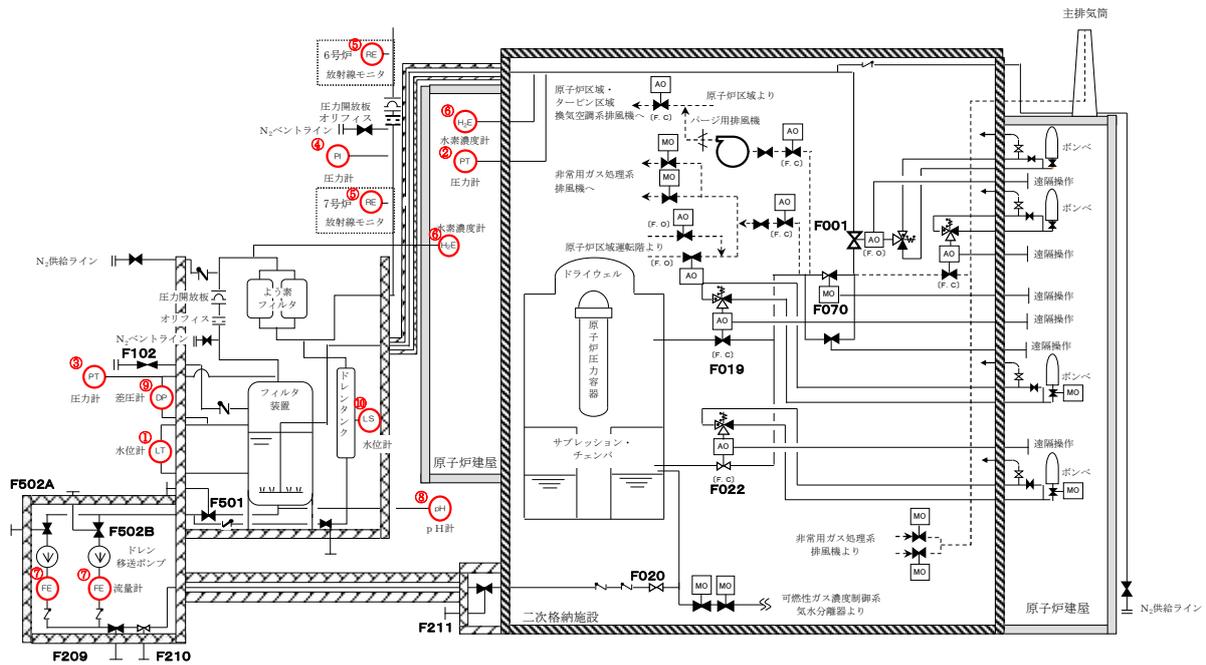


図 50-3-1 格納容器圧力逃がし装置 計測制御系統図

表 50-3-2 格納容器逃がし装置の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① フィルタ装置水位	0～6000mm	2
② フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa [gage]	2*2
③ フィルタ装置出口圧力	0～0.5MPa [gage]	1
④ フィルタ装置出口配管圧力	-0.1～0.2MPa [gage]	1
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	2
⑥ フィルタ装置水素濃度	0～100%	2*3
⑦ フィルタ装置ドレン流量	0～30m ³ /h	2*4
⑧ フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	1
⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～0.050MPa	1
⑩ ドレンタンク水位	タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	4

※1 監視パラメータの数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

※2 中央制御室及び現場にそれぞれ 1 個

※3 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ 1 個

※4 ドレン移送ポンプ 2 台に対してそれぞれ 1 個

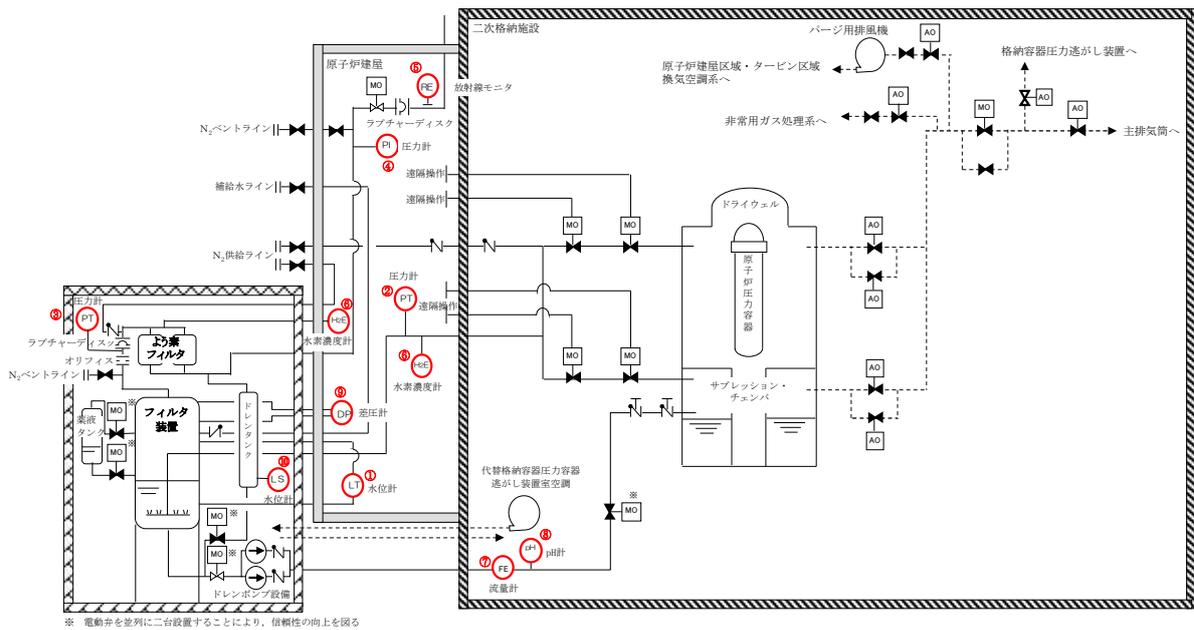


図 50-3-2 代替格納容器圧力逃がし装置 計測制御系統図

表 50-3-3 代替格納容器逃がし装置の計測設備主要仕様^{※1}

監視パラメータ	計測範囲	個数
① フィルタ装置水位	0～7000mm	2
② フィルタ装置入口圧力	0～1.0MPa [gage]	2 ^{※3}
③ フィルタ装置出口圧力	0～0.5MPa [gage]	1
④ フィルタ装置出口配管圧力	-0.1～0.2MPa [gage]	1
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	2
⑥ フィルタ装置水素濃度	0～100%	2 ^{※4}
⑦ フィルタ装置ドレン流量	0～30m ³ /h	2
⑧ フィルタ装置スクラバ水pH	pH0～14	1
⑨ フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～0.05MPa	1
⑩ ドレンタンク水位	タンク底部から 510mm タンク底部から 1586mm タンク底部から 3061mm タンク底部から 4036mm	4

※1 今後の設計進捗により変更となる可能性がある。

※2 監視パラメータの数字は図 50-3-2 の丸数字に対応する。

※3 中央制御室及び現場にそれぞれ 1 個

※4 フィルタ装置入口及び出口側にそれぞれ 1 個

格納容器圧力逃がし装置 計測設備の概略構成図

(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。(図 50-3-3, 4 「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)

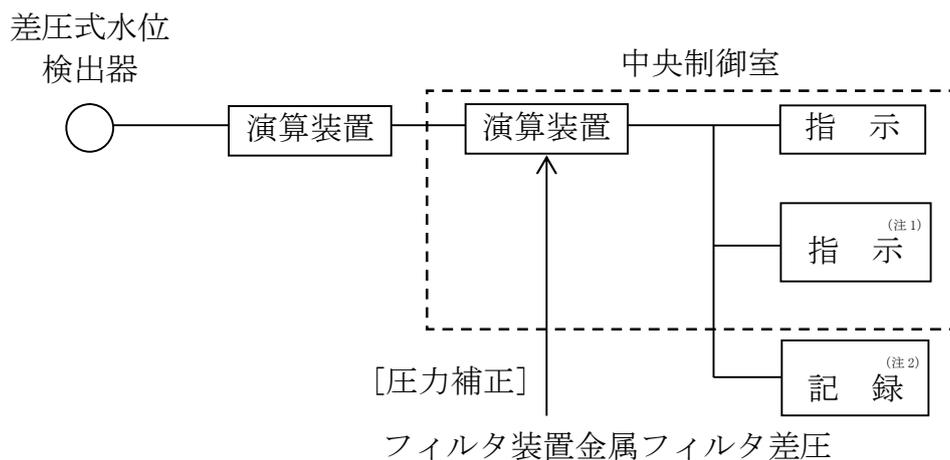
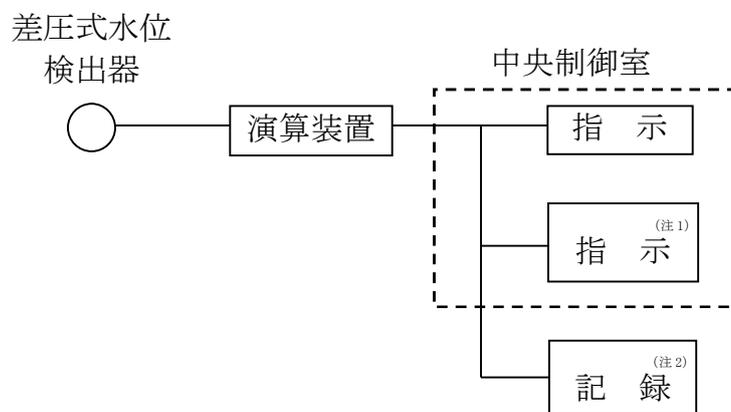


図 50-3-3 フィルタ装置水位の概略構成図



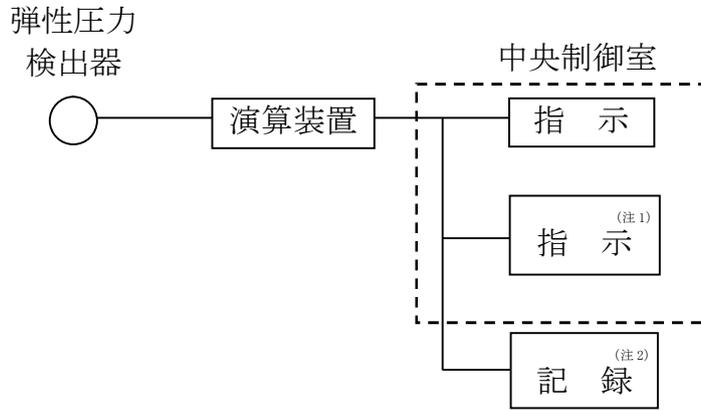
(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-4 フィルタ装置水位の概略構成図

(2) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 50-3-5 「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。)



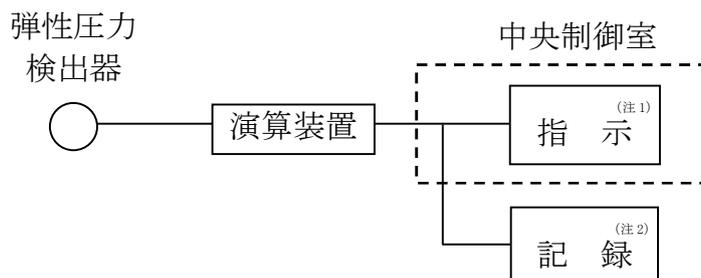
(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-5 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(3) フィルタ装置出口圧力

フィルタ装置出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 50-3-6 「フィルタ装置出口圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-6 フィルタ装置出口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

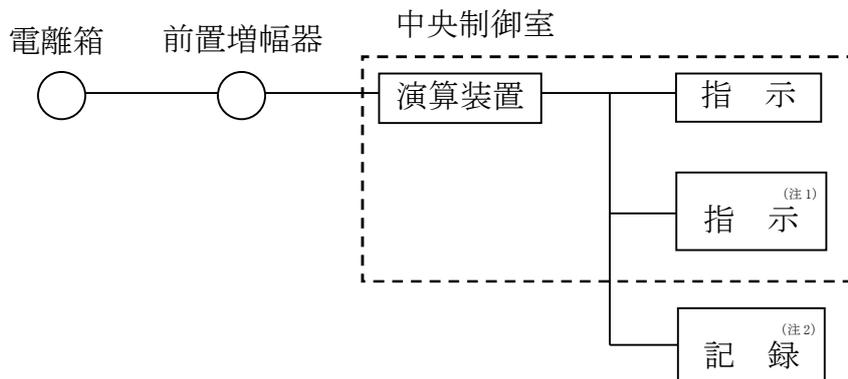
フィルタ装置出口配管圧力の検出信号は、機械式圧力検出器にて圧力を検出し、フィルタ装置出口配管圧力を現場（原子炉建屋4階屋上）に指示する。（図50-3-7 「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。）



図 50-3-7 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図50-3-8 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-8 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(6) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(図50-3-9 「フィルタ装置水素濃度 システム概要図」及び、図50-3-10 「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。)

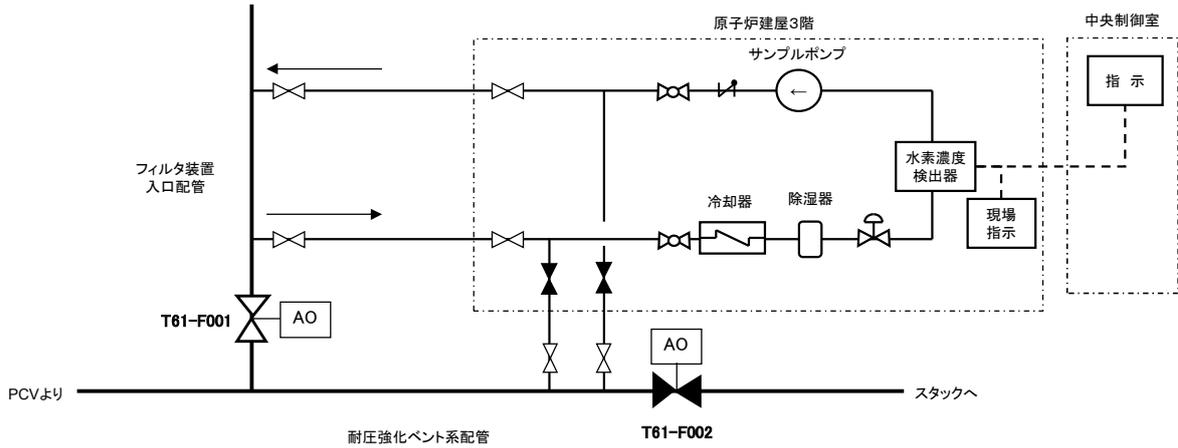
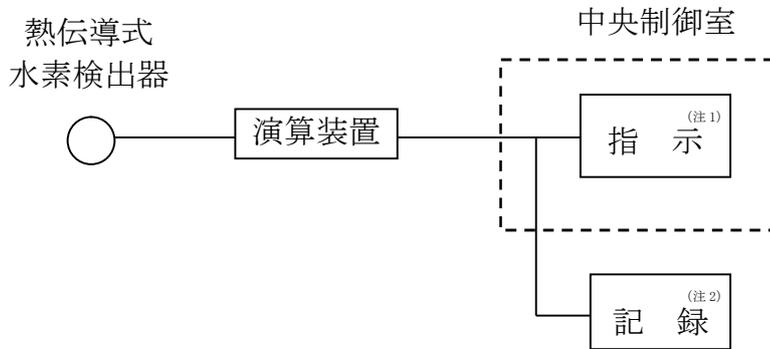


図 50-3-9 フィルタ装置水素濃度 システム概要図 (出口配管側も同様)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-10 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(7) フィルタ装置ドレン流量

フィルタ装置ドレン流量の検出信号は、電磁流量計検出器にて流量を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置ドレン流量を現場（フィルタベント遮蔽壁附室内）に指示する。（図 50-3-11 「フィルタ装置ドレン流量の概略構成図」参照。）



図 50-3-11 フィルタ装置ドレン流量の概略構成図

(8) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。（図 50-3-12 「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」及び、図 50-3-13 「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）

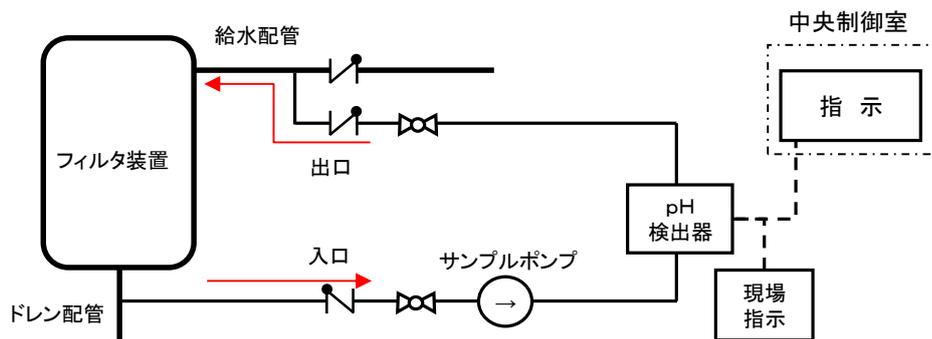
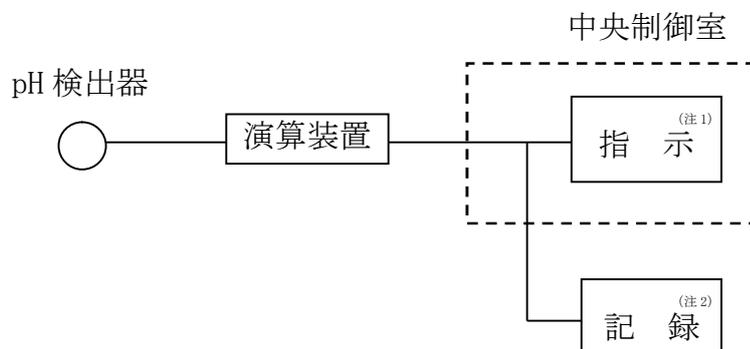


図 50-3-12 フィルタ装置スクラバ水 pH システム概要図



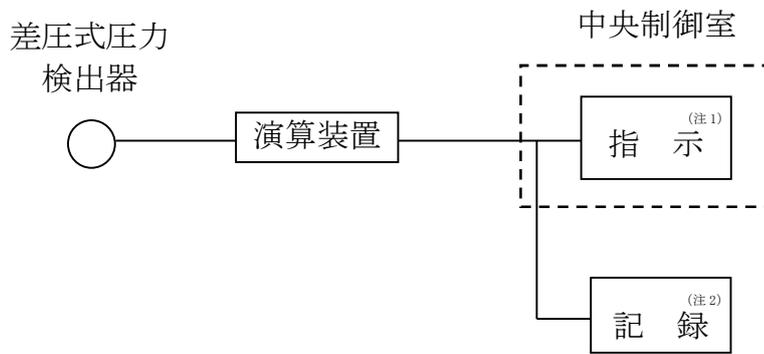
(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-13 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(9) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。(図 50-3-14 「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。)



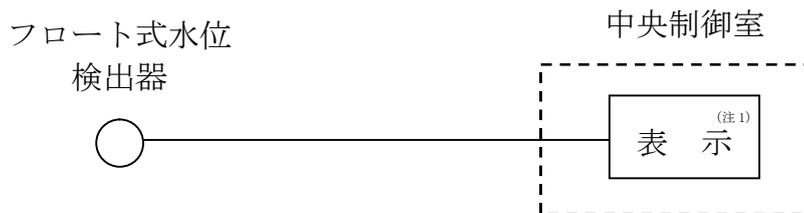
(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 50-3-14 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(10) ドレンタンク水位

ドレンタンク水位の検出信号は、フロート式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に、フロート式水位検出器の接点が動作することで水位を電気信号へ変換し、中央制御室に表示し、記録する。(図 50-3-15 「ドレンタンク水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

図 50-3-15 ドレンタンク水位の概略構成図

50-4
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

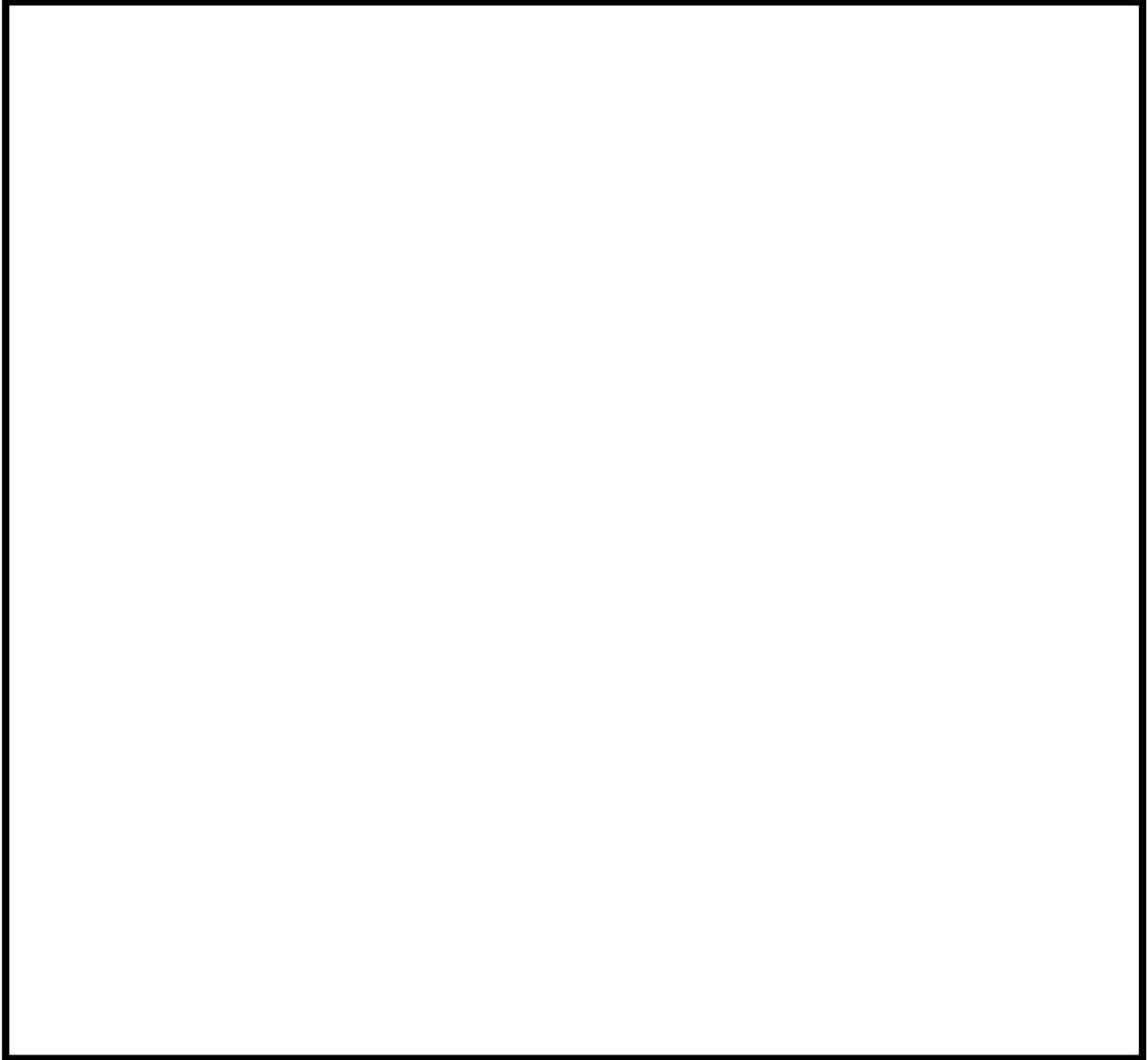


図 50-4-1 格納容器圧力逃がし装置 主配管ルート図
(6号炉 原子炉建屋地上3階)

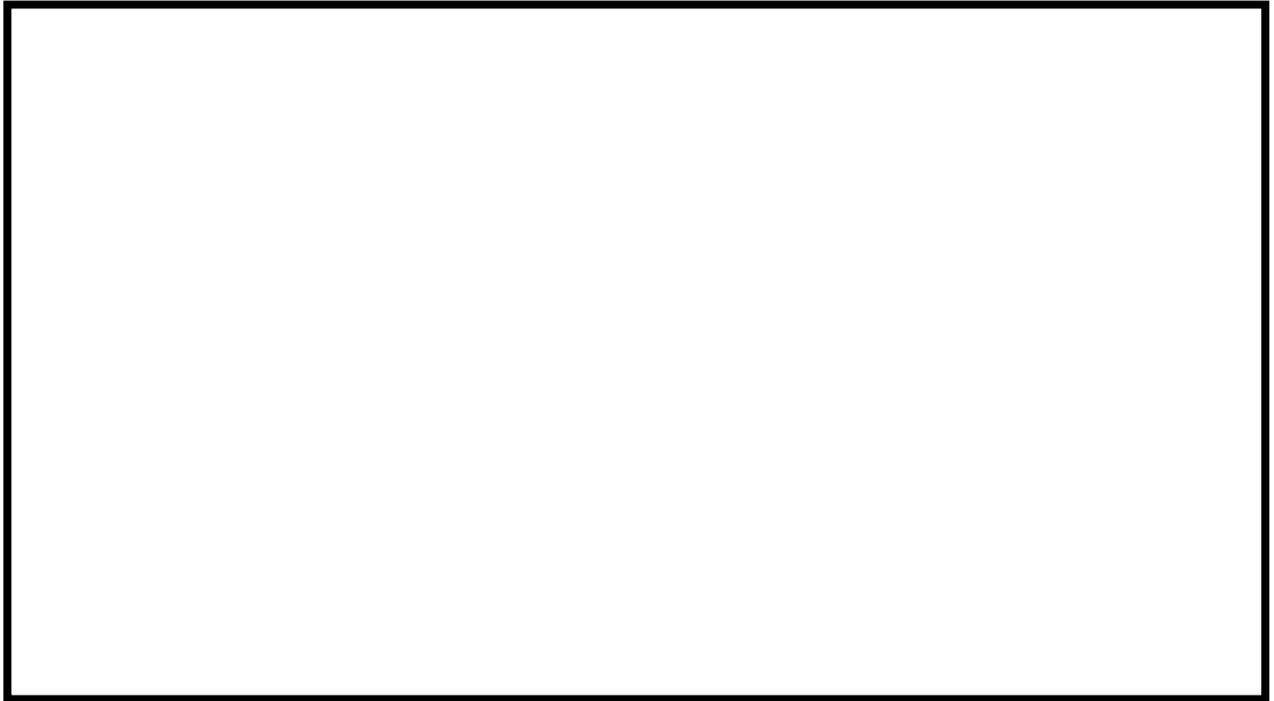


図 50-4-2 格納容器圧力逃がし装置 主配管ルート図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

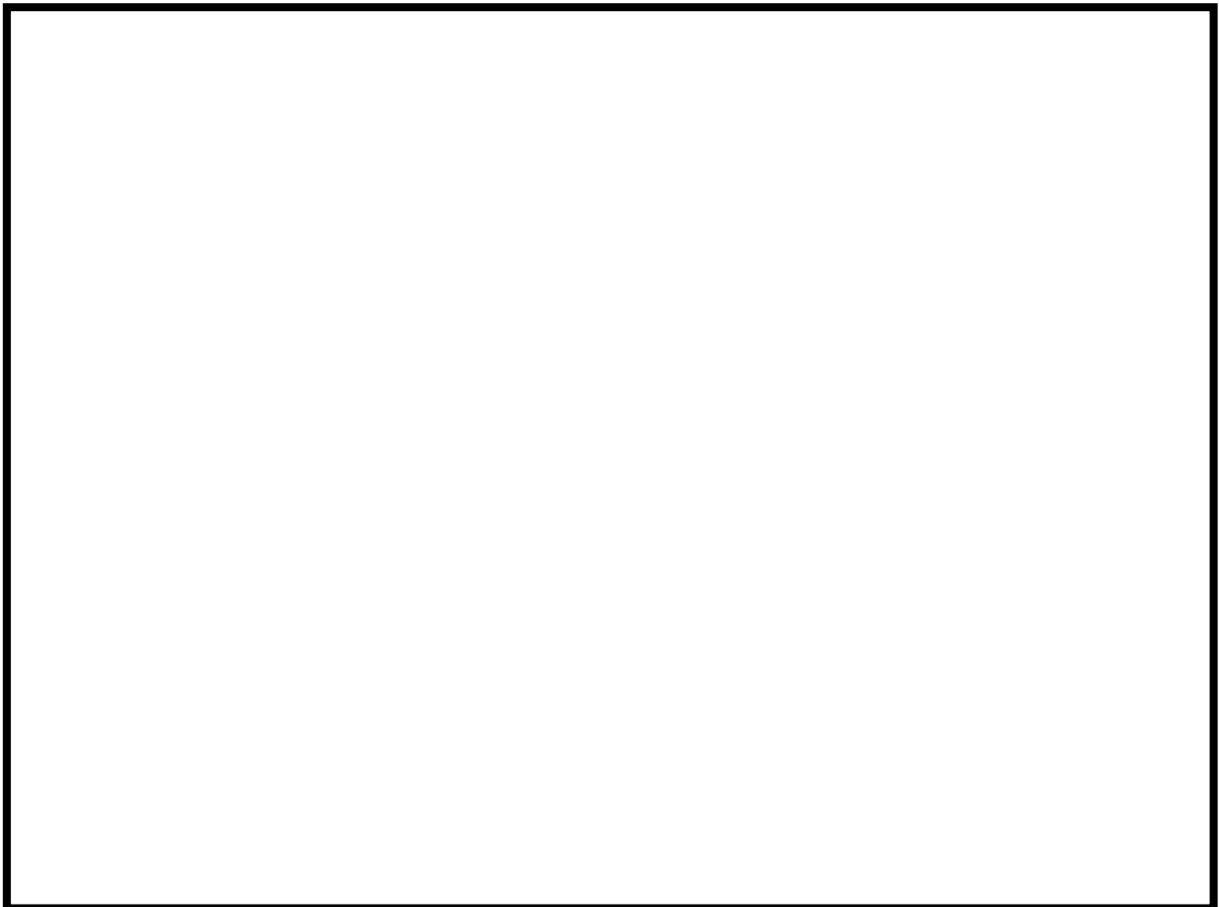


図 50-4-3 主配管ルート図 (6号炉 屋外)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-4-4 主配管ルート図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)



図 50-4-5 主配管ルート図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

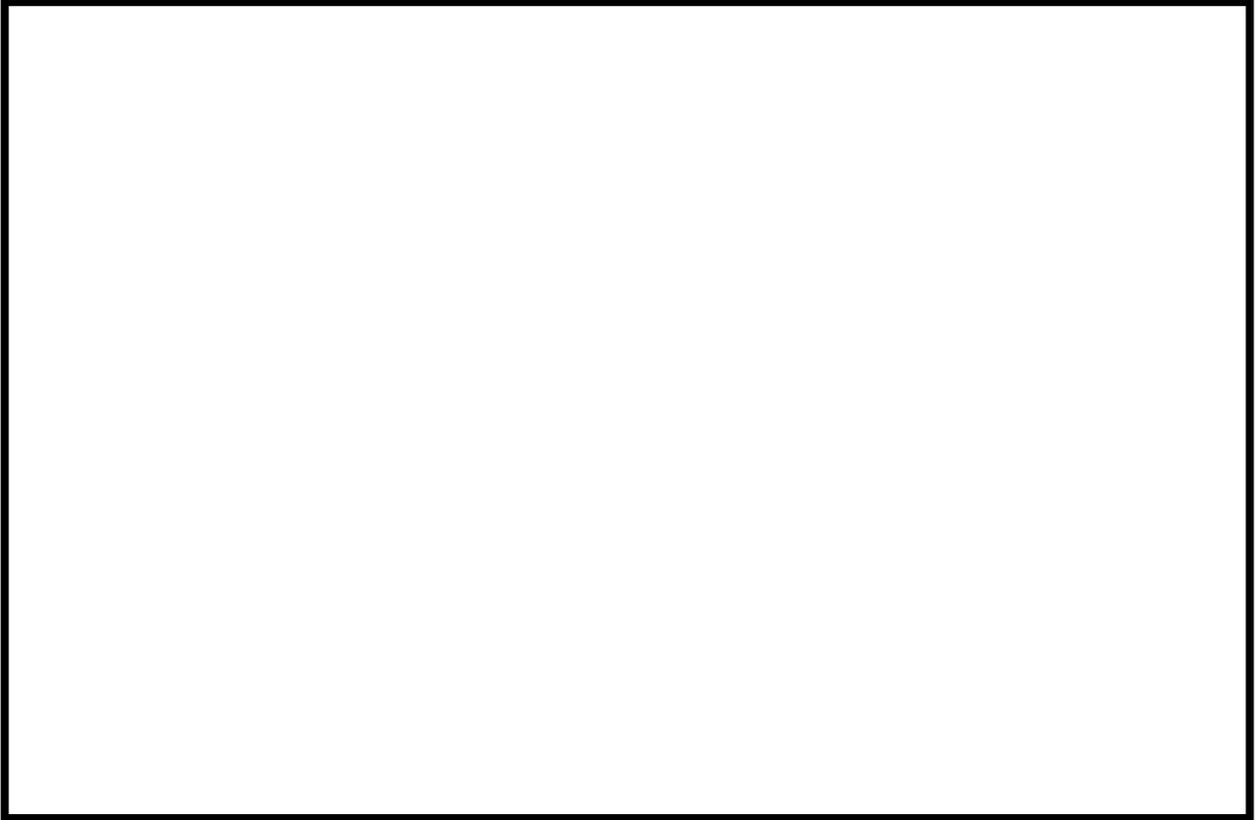


図 50-4-6 主配管ルート図 (7号炉 屋外)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-4-7 主配管鳥瞰図 (6号炉)



図 50-4-8 主配管鳥瞰図 (7 号炉)

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

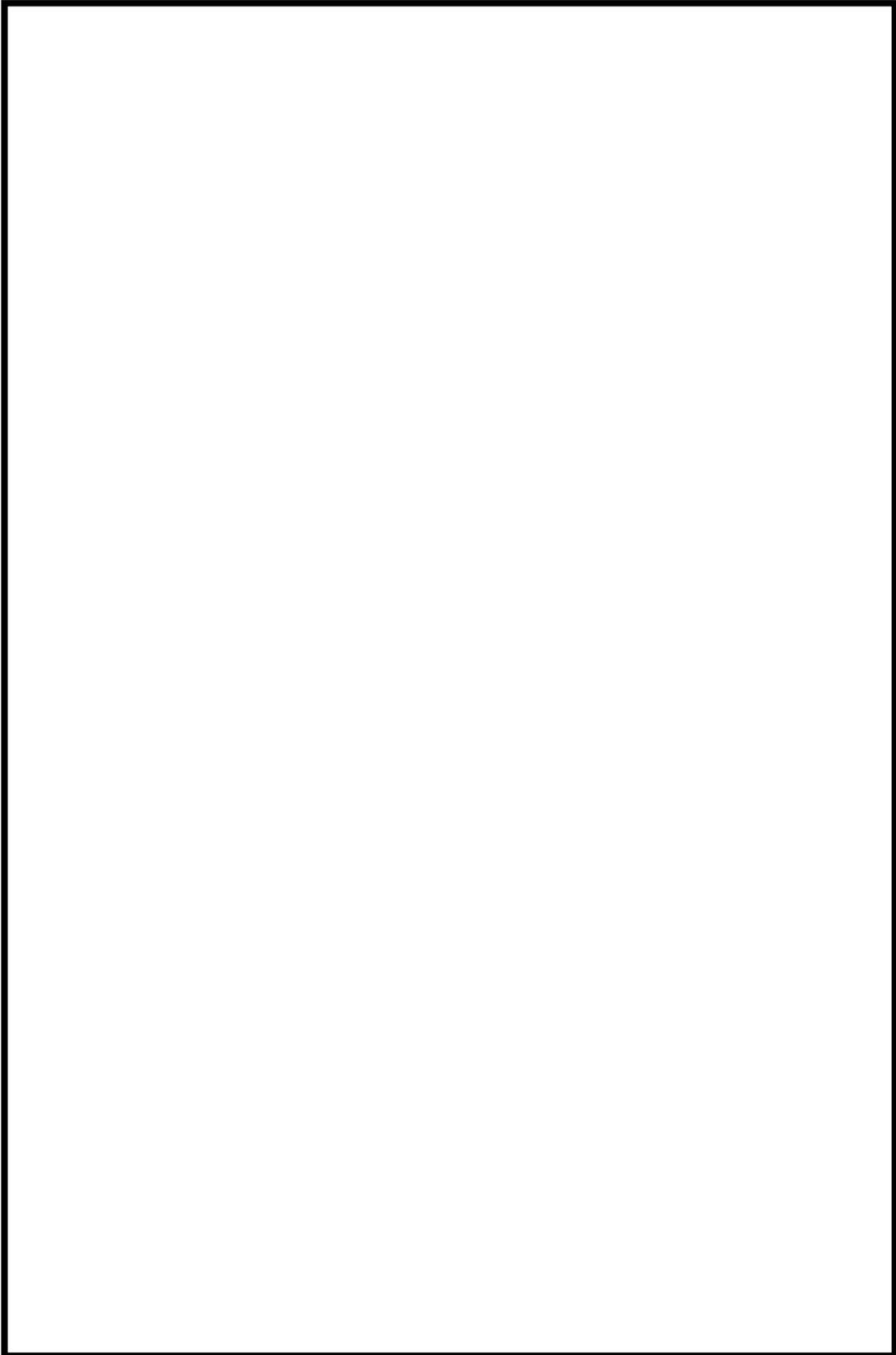


図 50-4-9 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 1/3

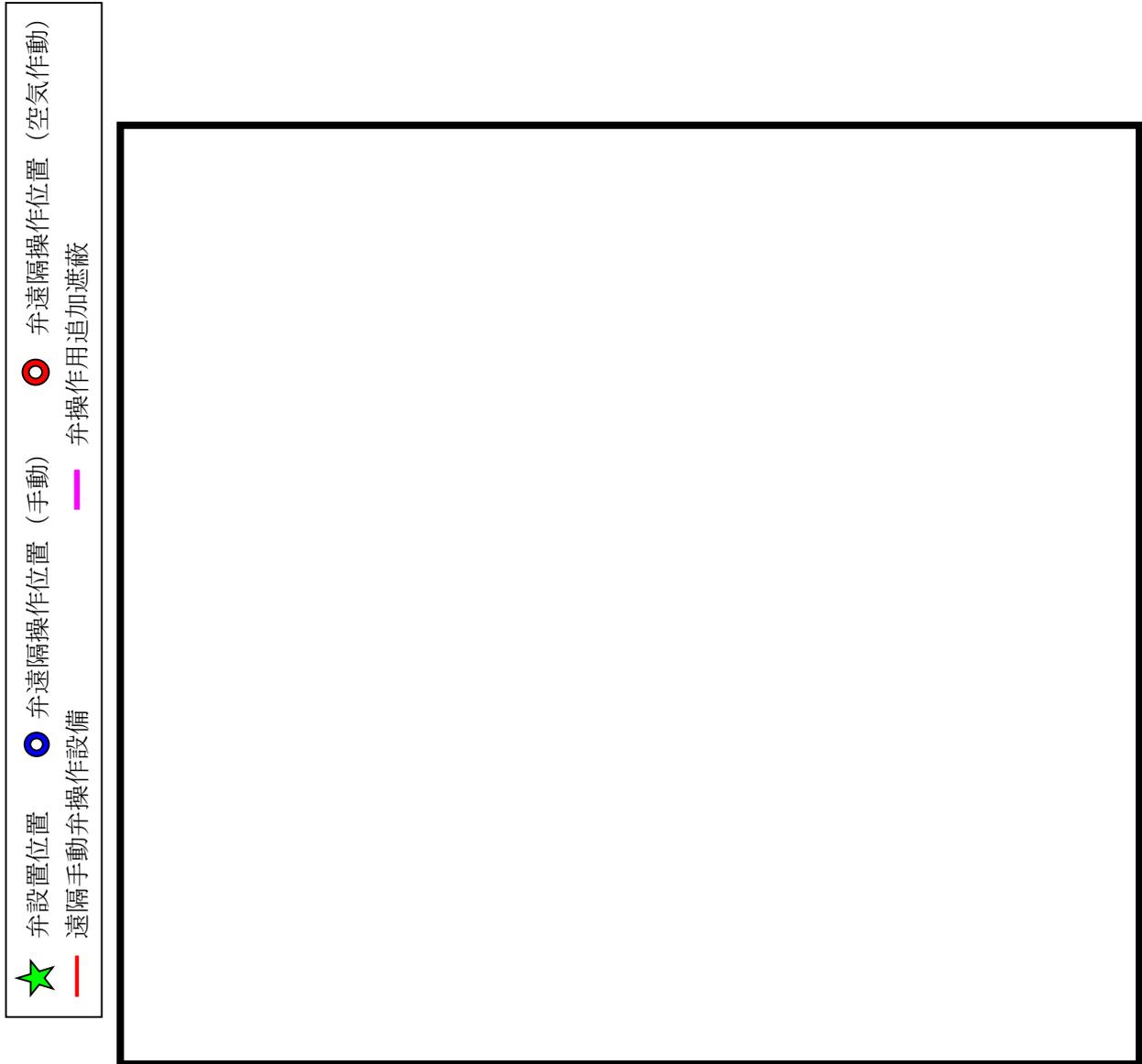


図 50-4-10 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 2/3

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

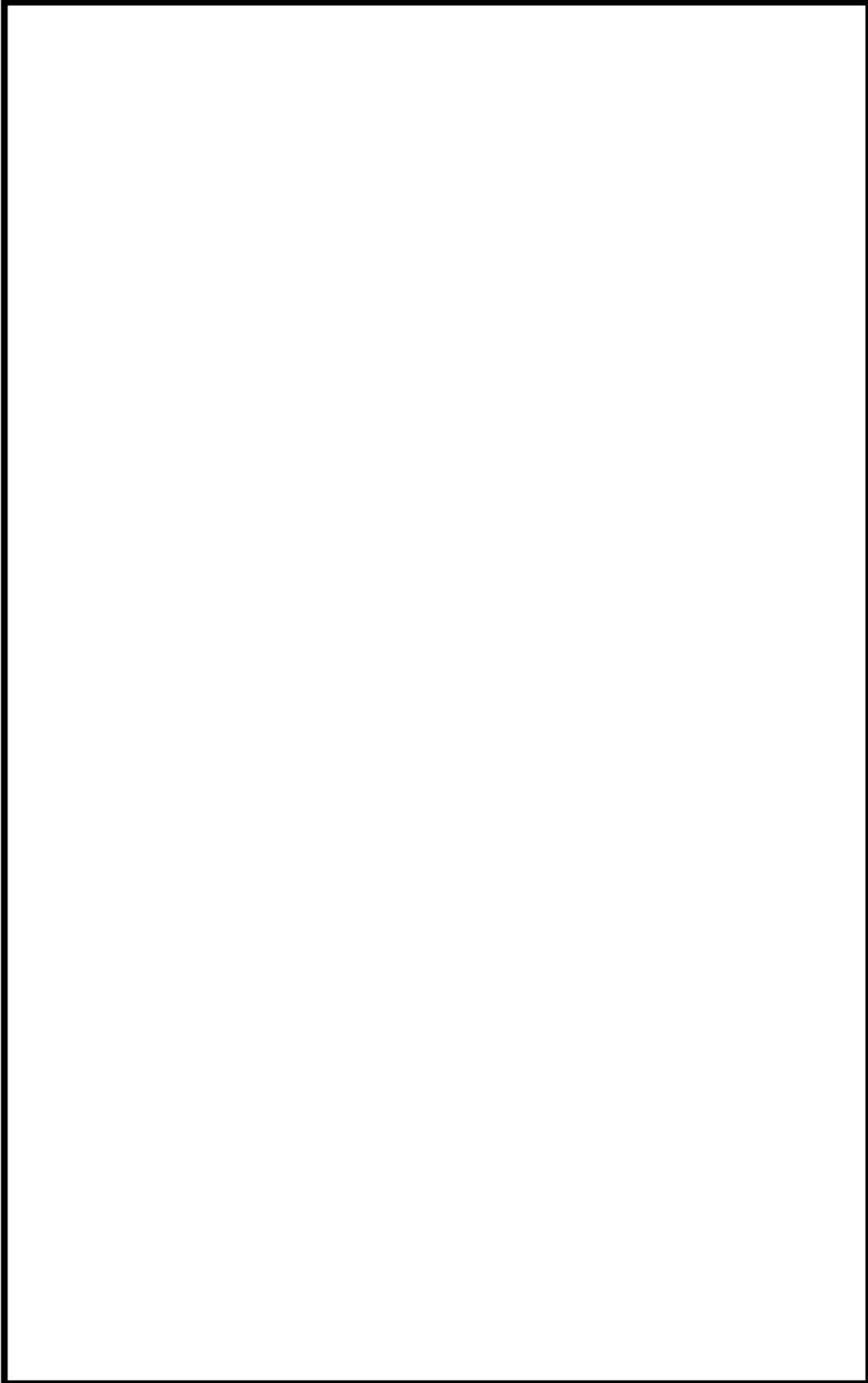


図 50-4-11 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (6号炉) 3/3

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

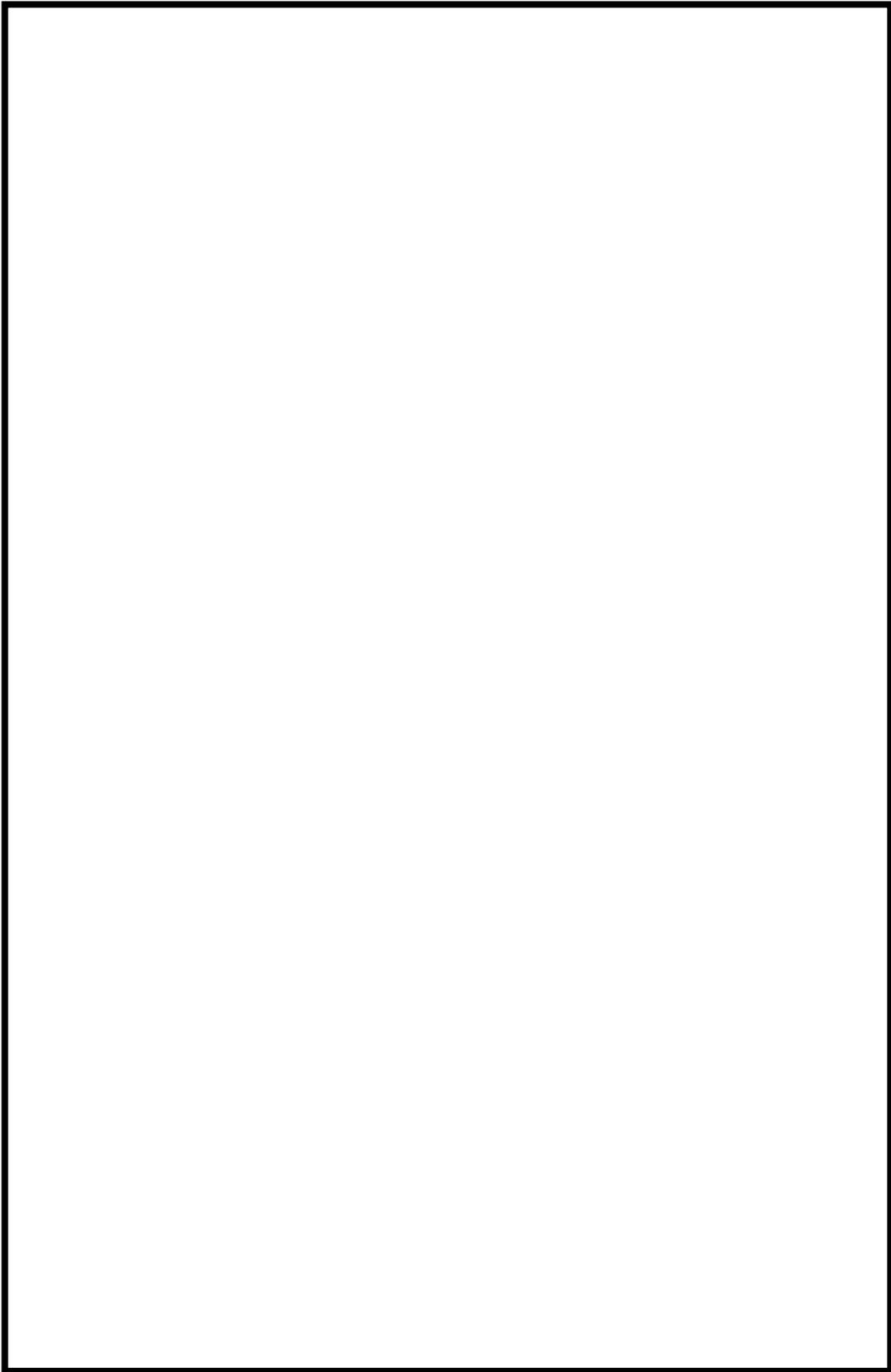
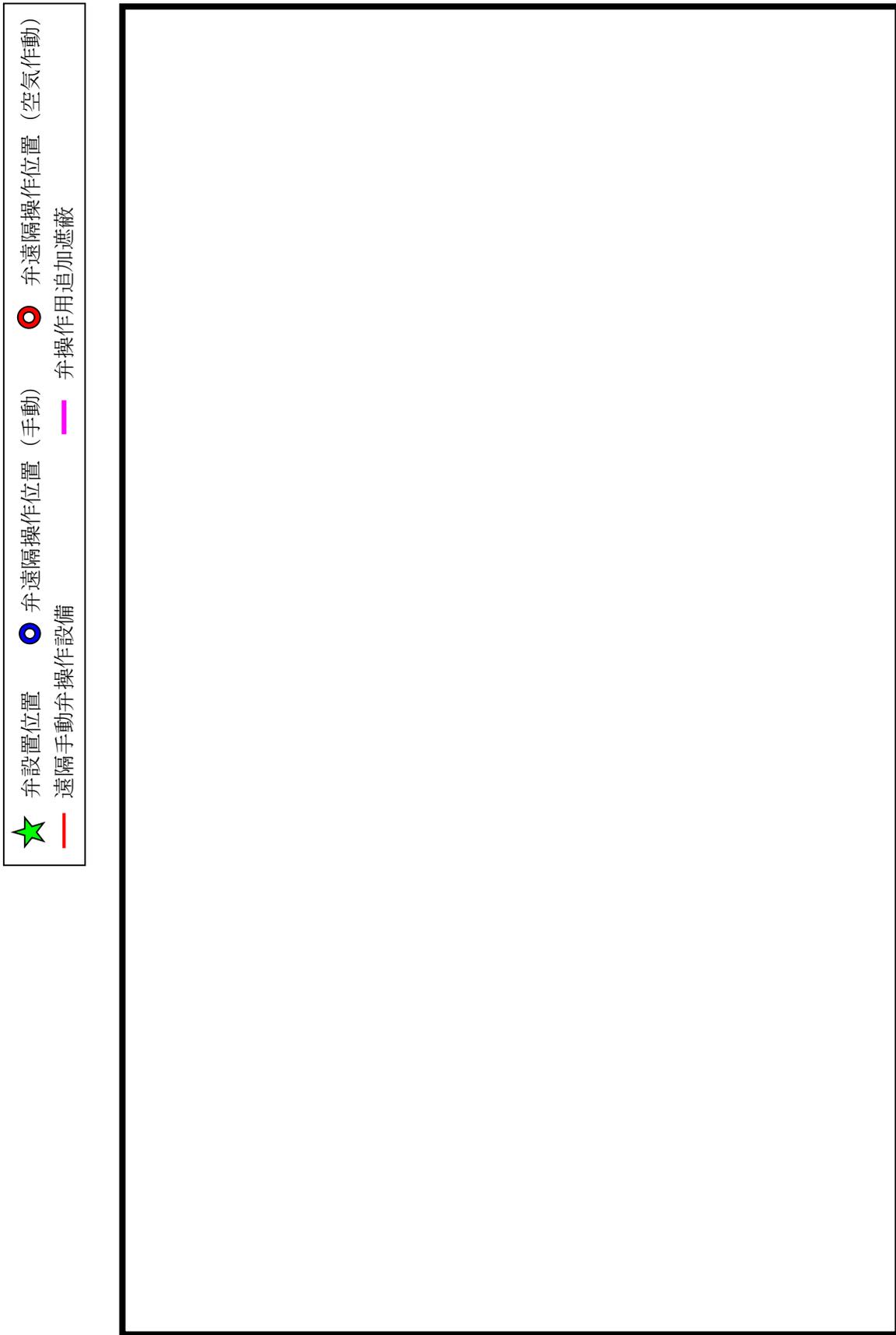


図 50-4-12 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 1/3

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽



図 50-4-13 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 2/3



- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作用追加遮蔽

図 50-4-14 格納容器圧力逃がし装置の弁操作位置図 (7号炉) 3/3

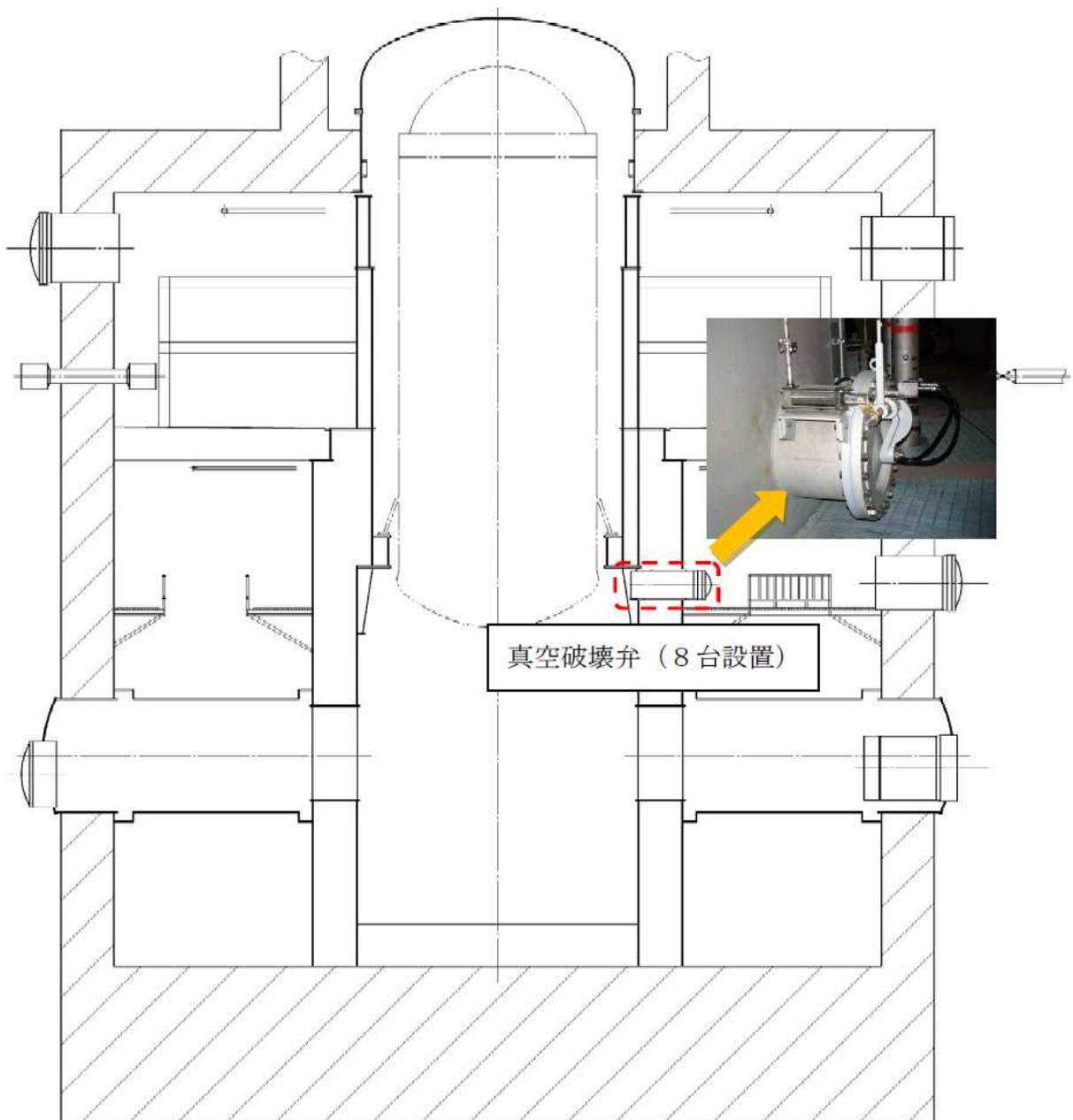


図 50-4-15 6/7号炉 真空破壊弁設置位置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

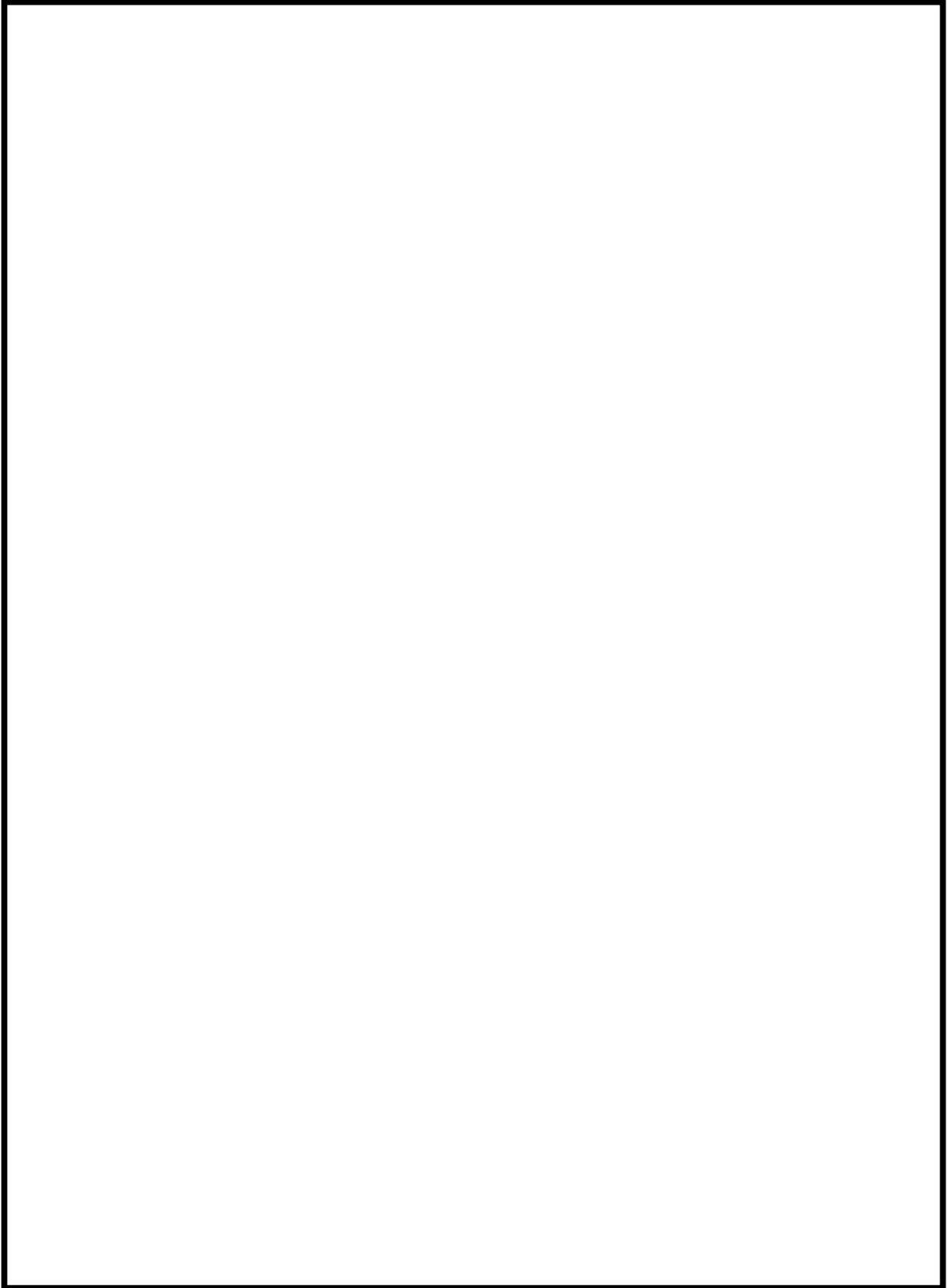


図 50-4-16 6/7 号炉 中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-4-17 6/7 号炉 中央制御室配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

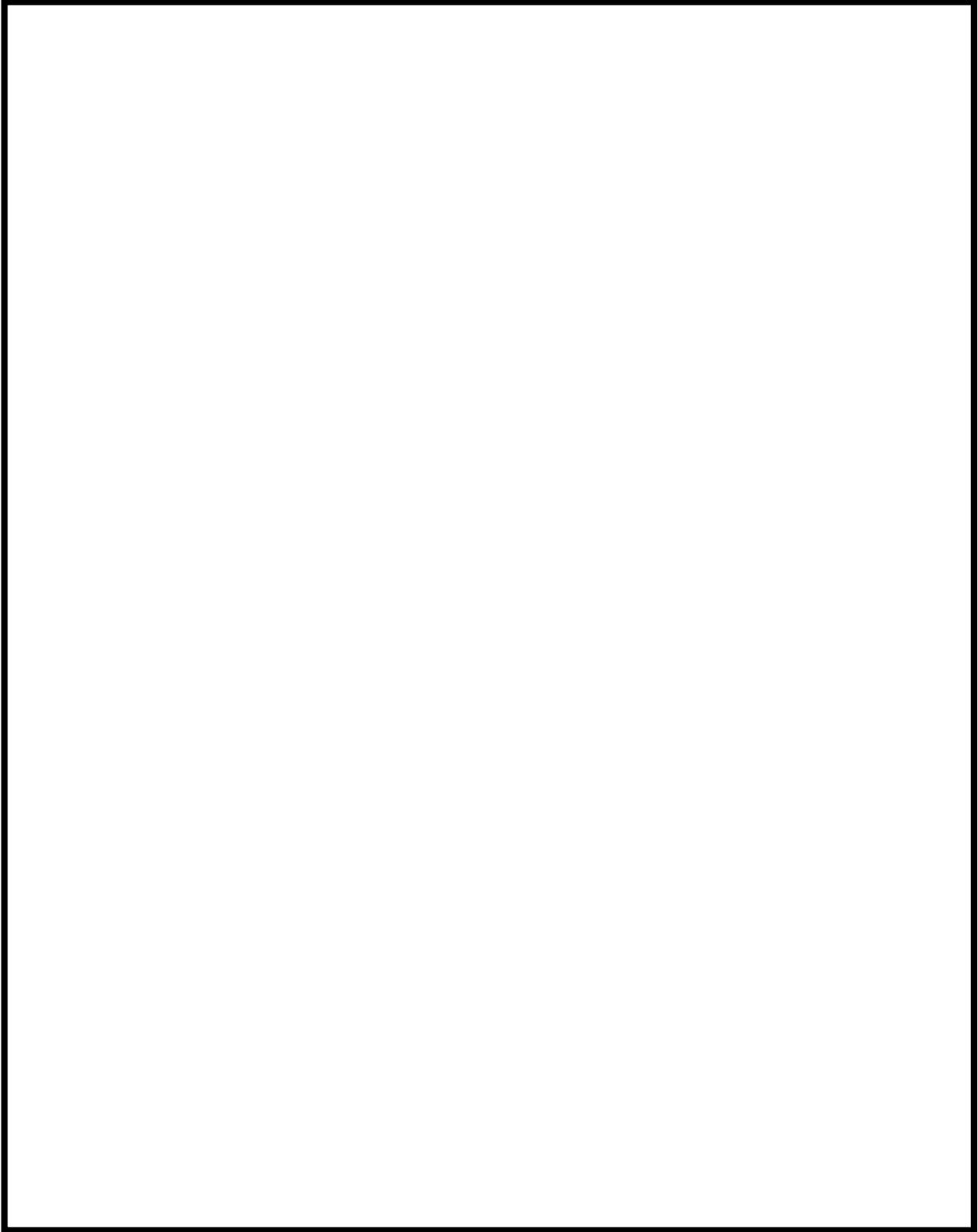


図 50-4-18 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 50-4-19 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

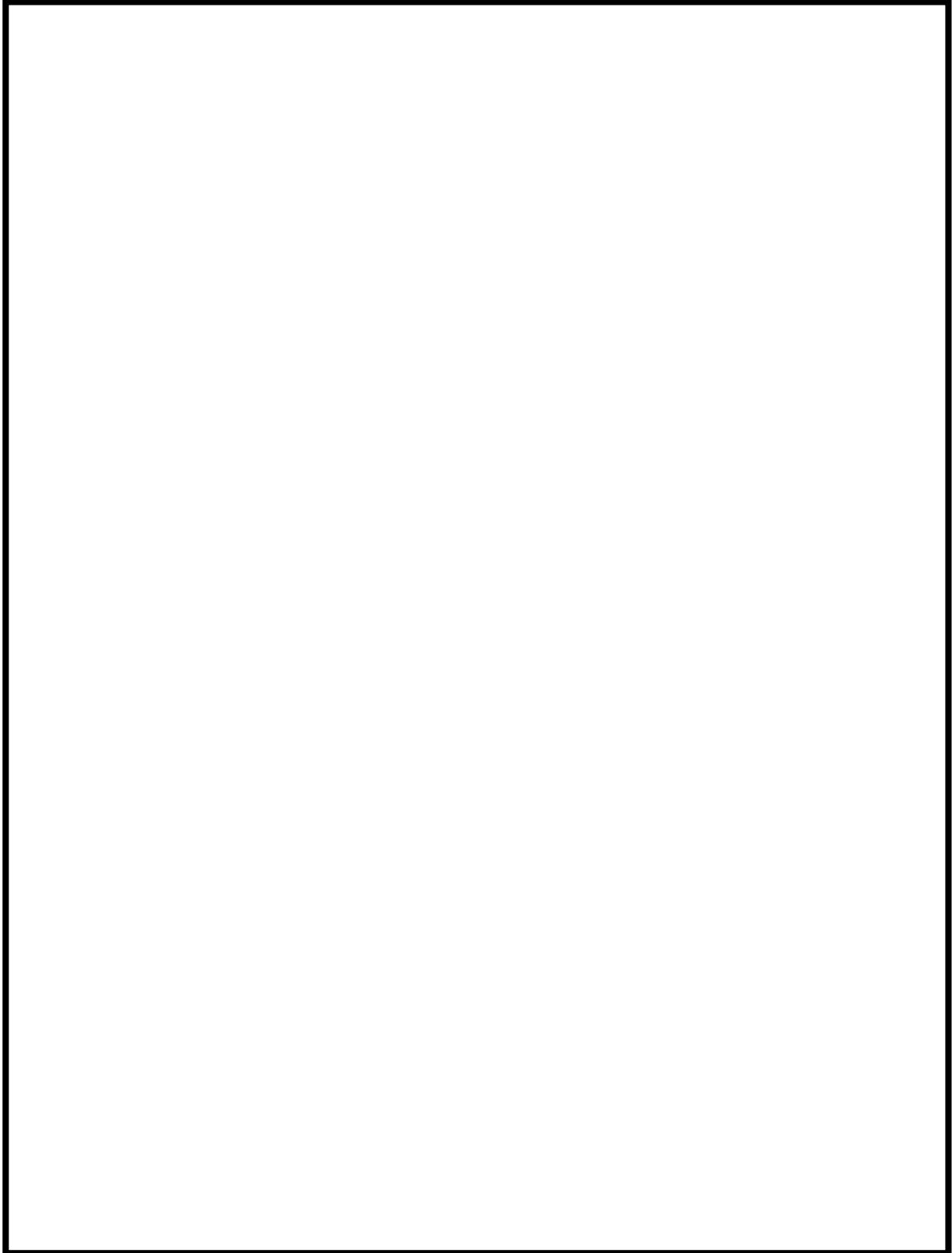


図 50-4-20 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

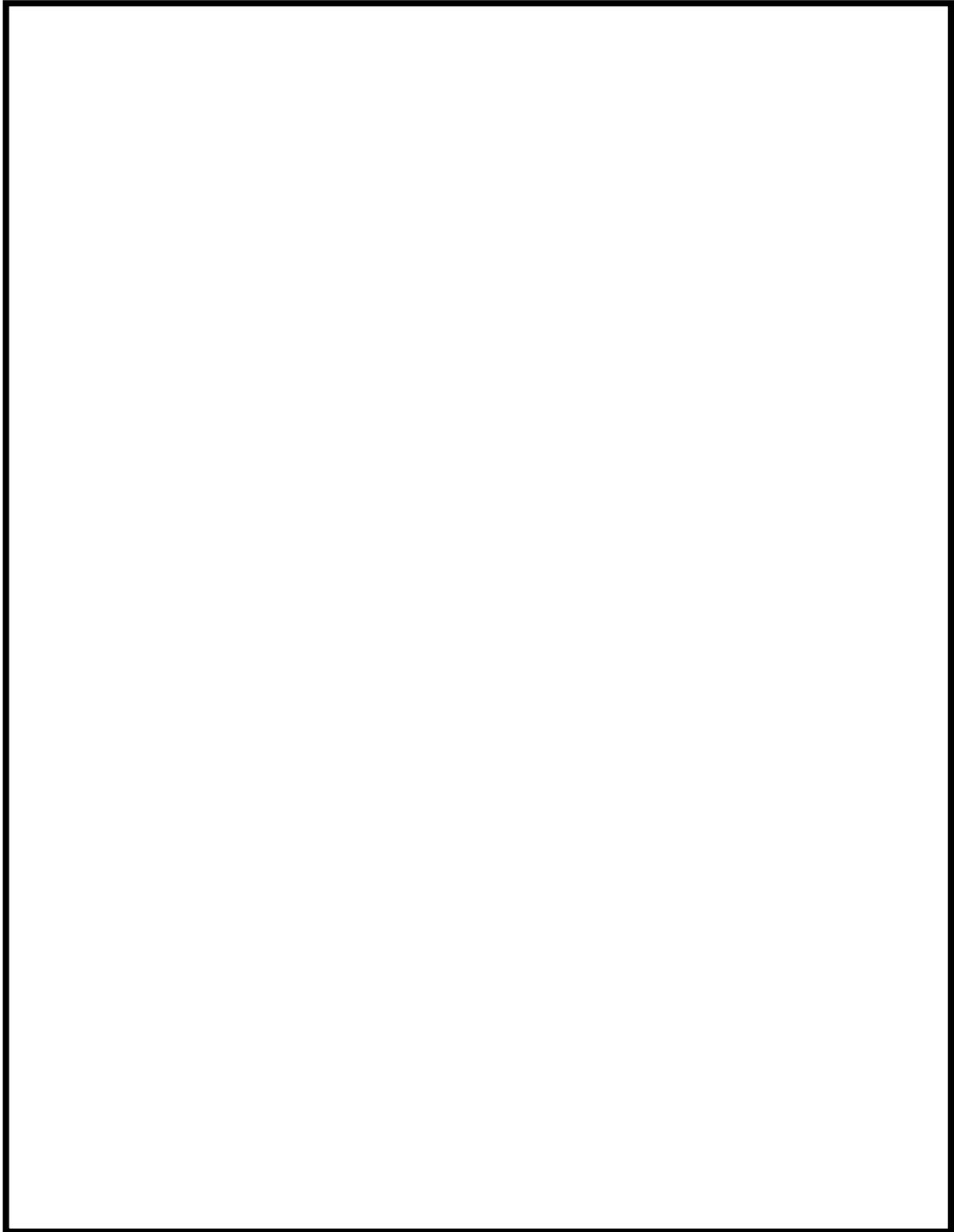


図 50-4-21 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

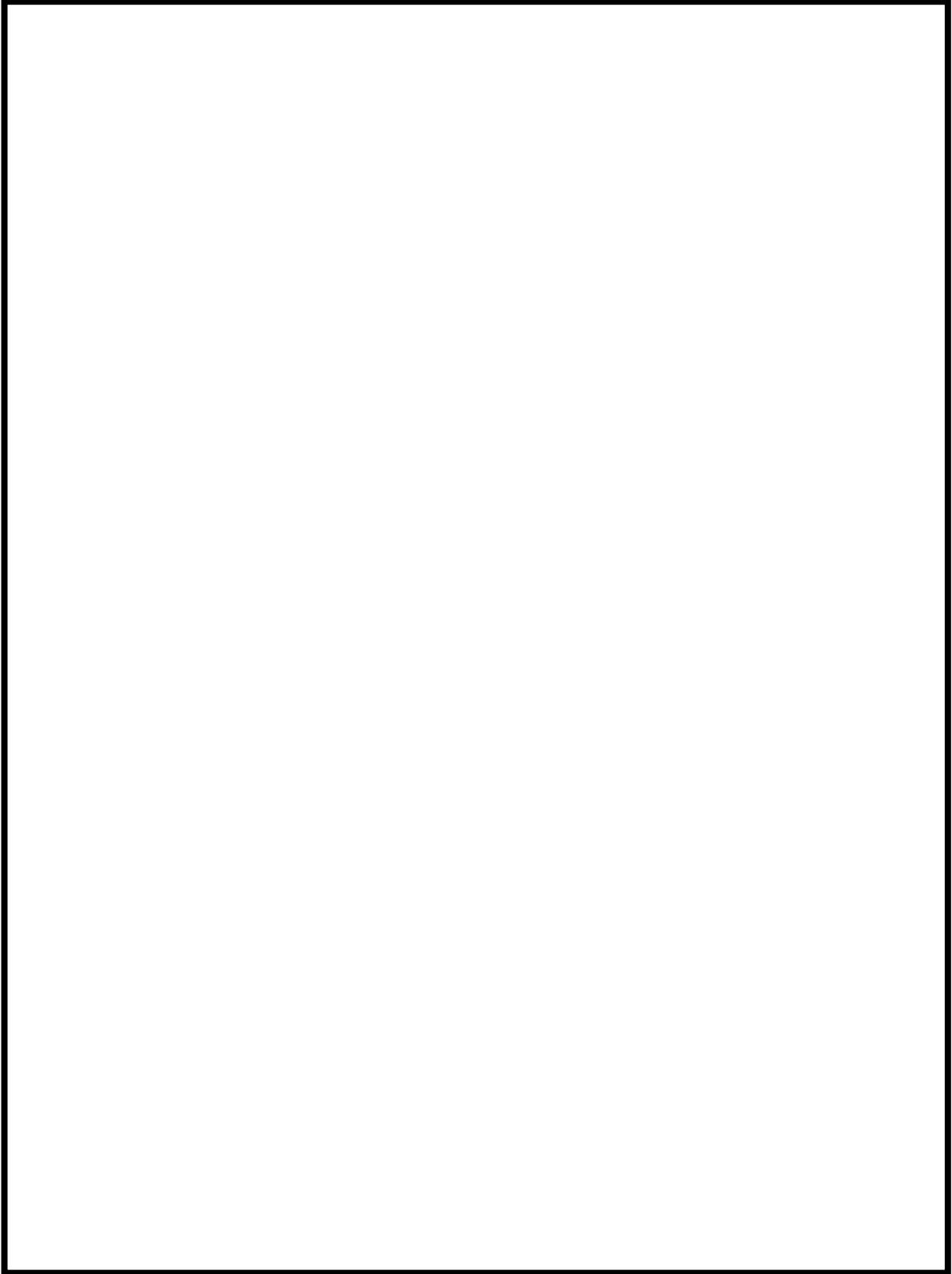


図 50-4-22 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

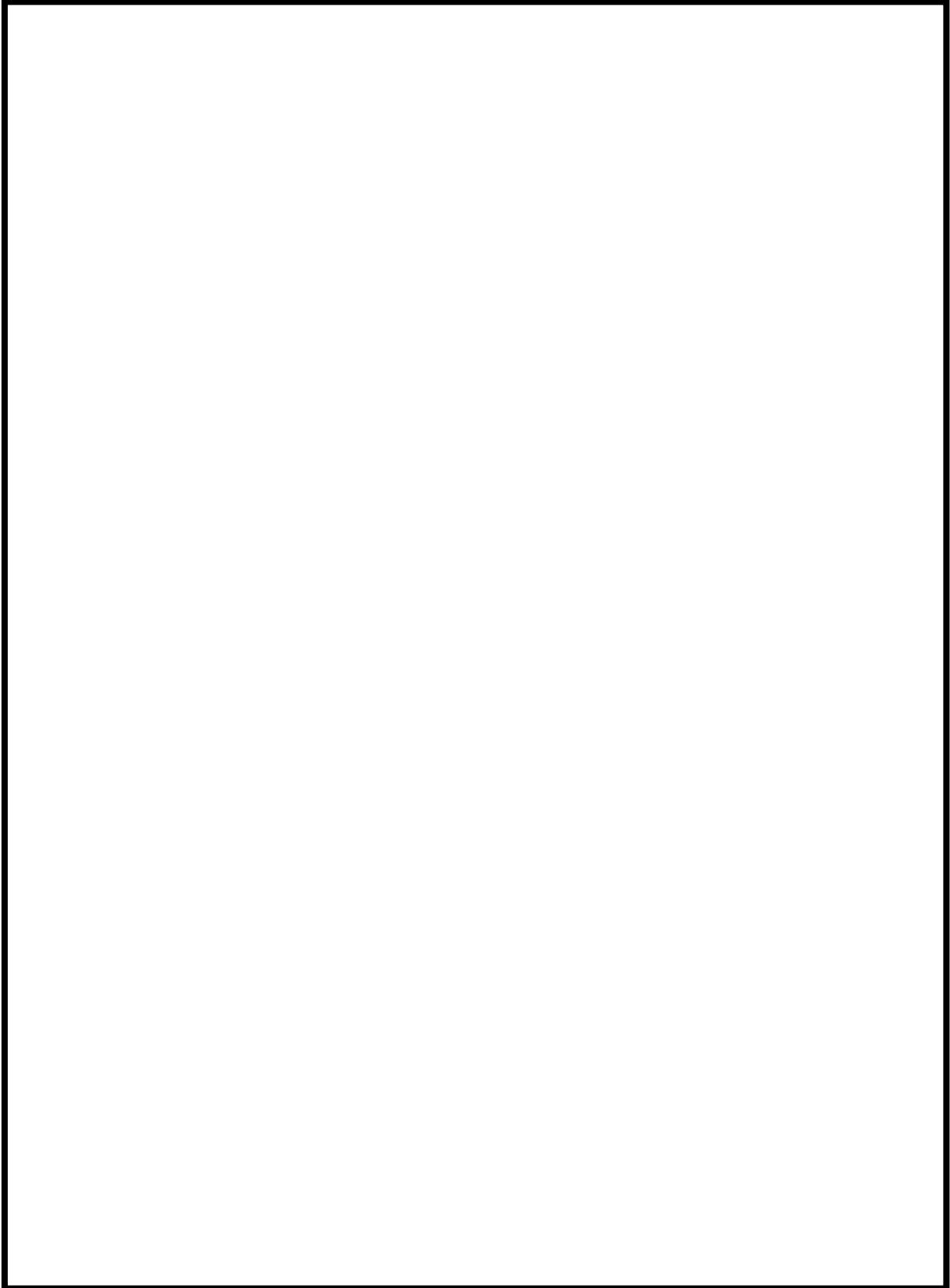


図 50-4-23 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

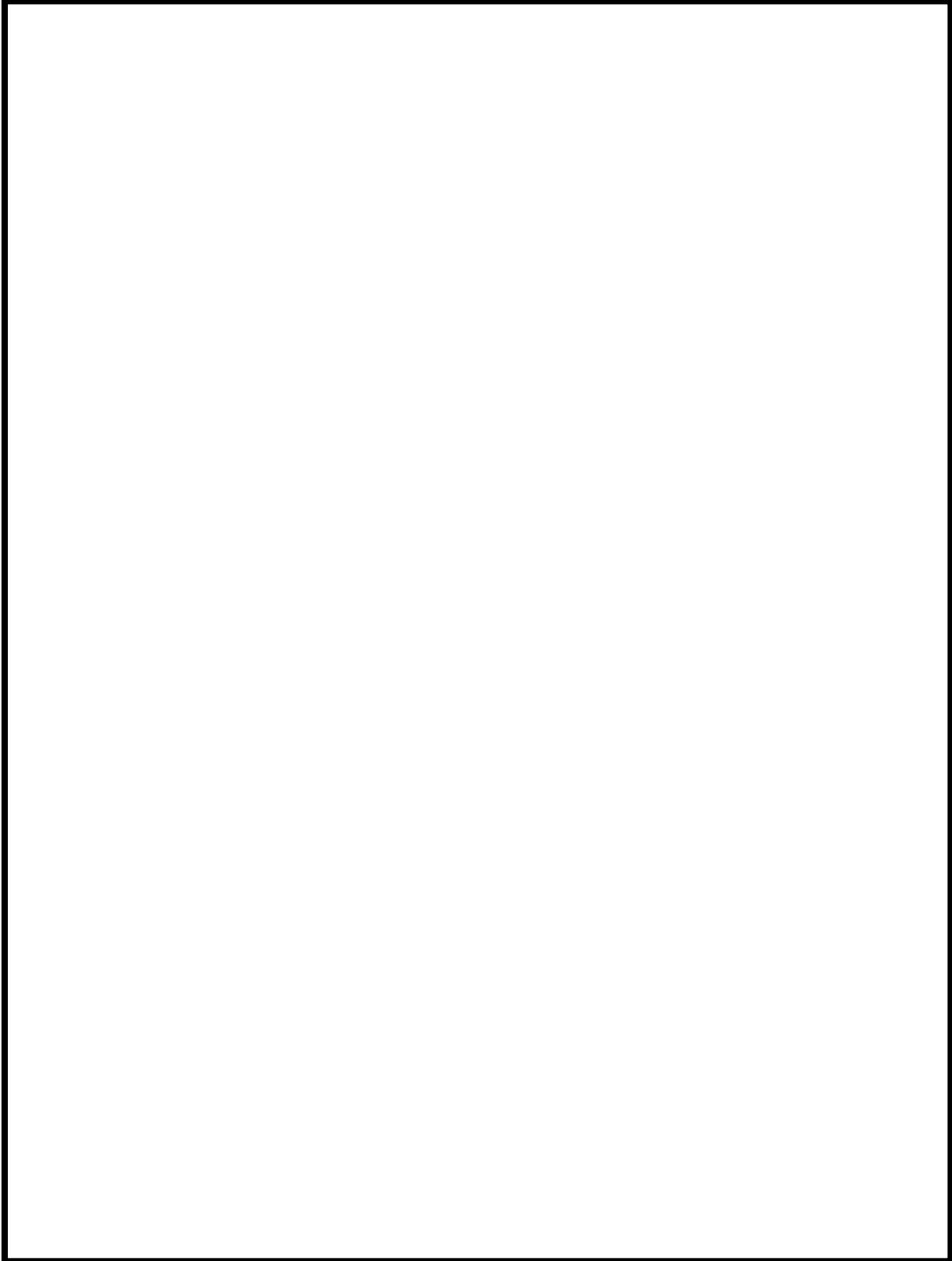


図 50-4-24 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

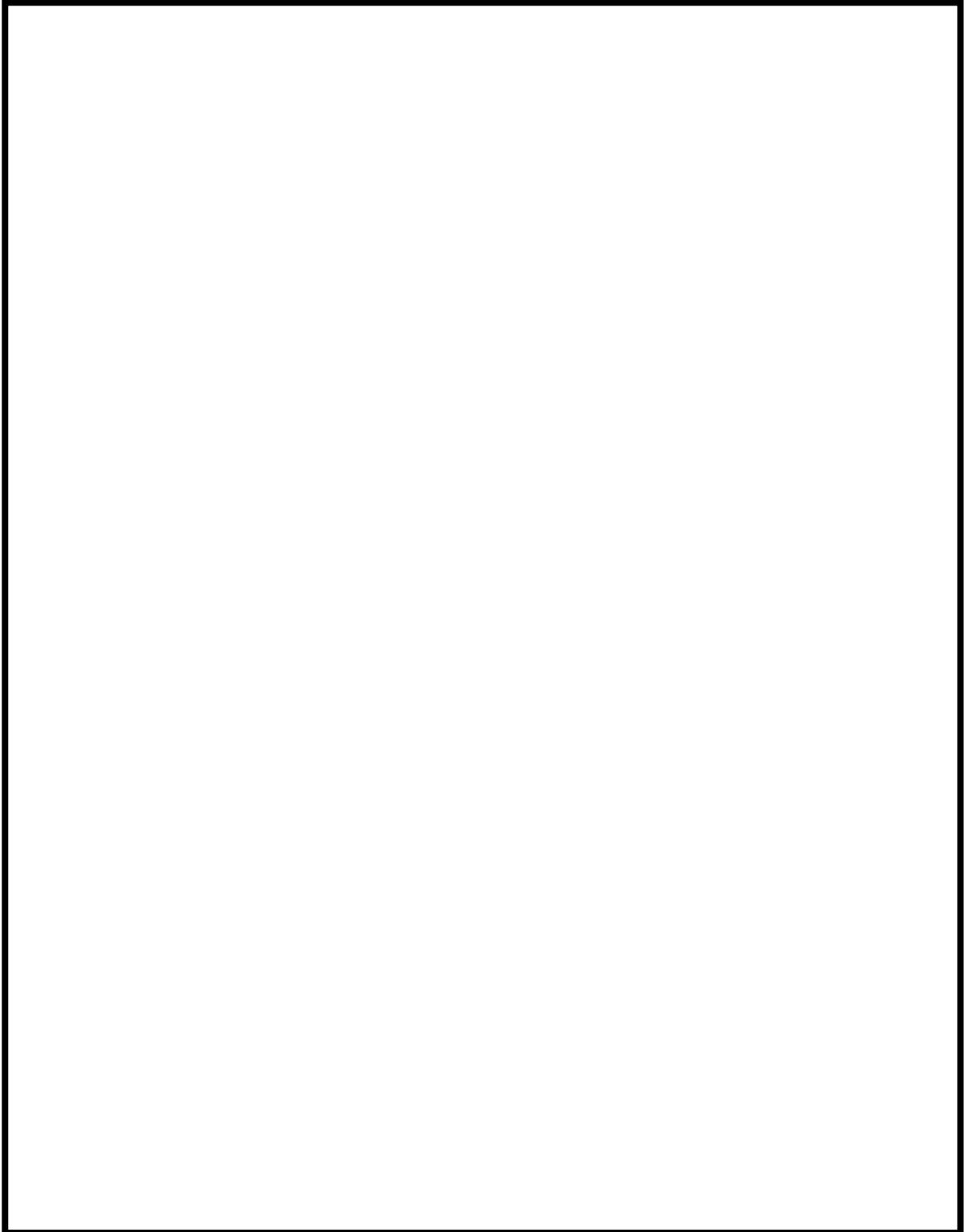


図 50-4-25 機器配置図(6号炉原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

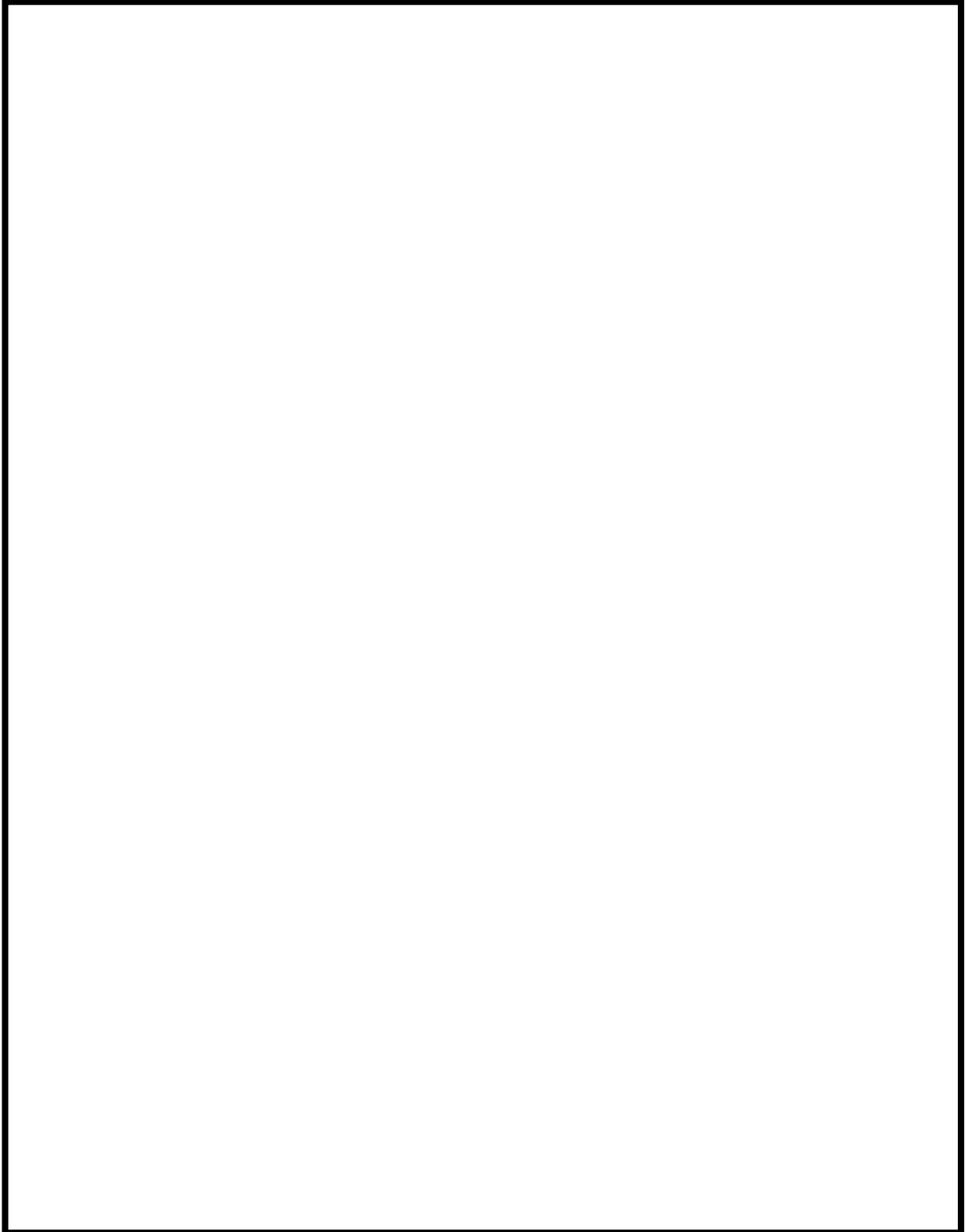


図 50-4-26 機器配置図(7号炉原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

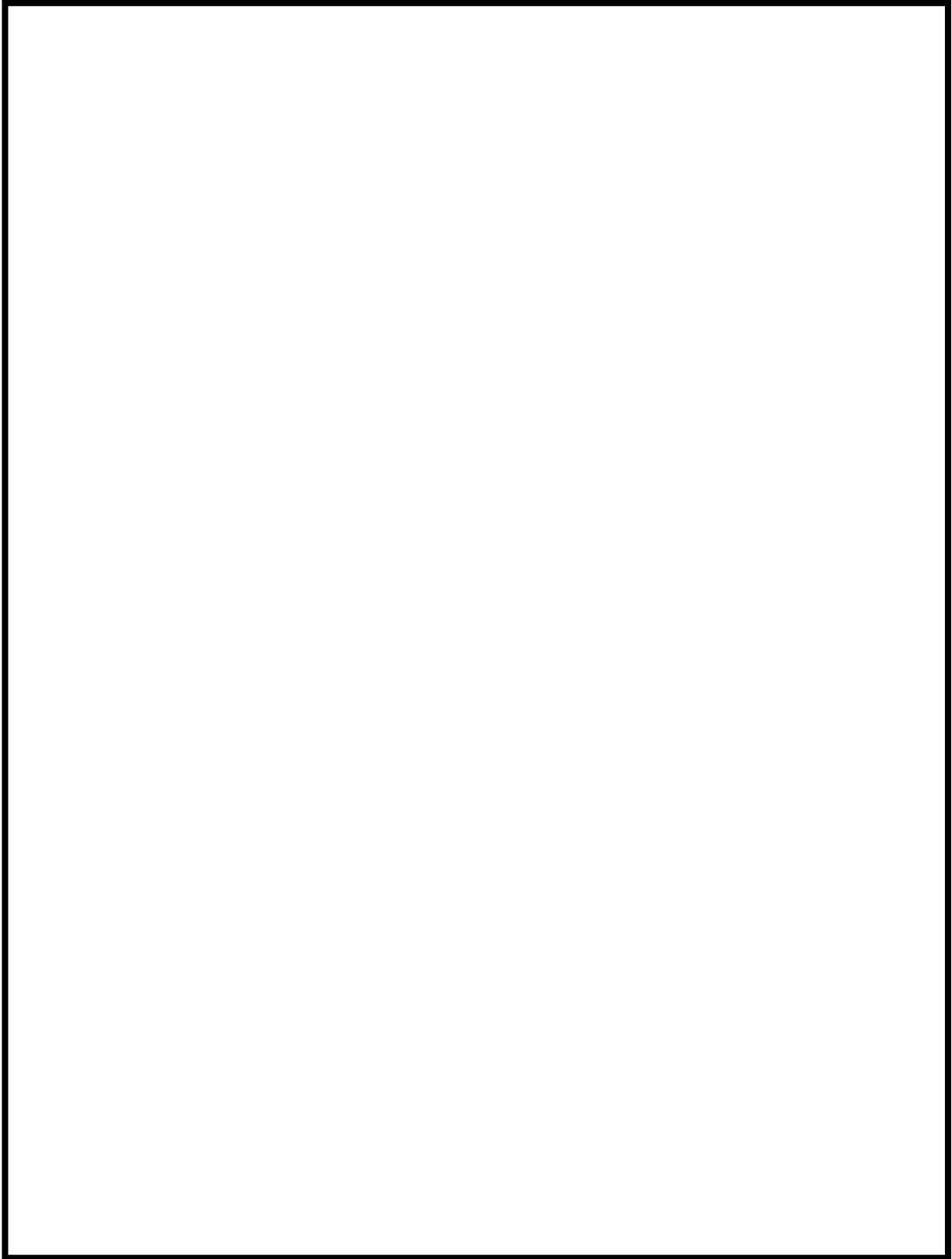


図 50-4-27 機器配置図 (6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

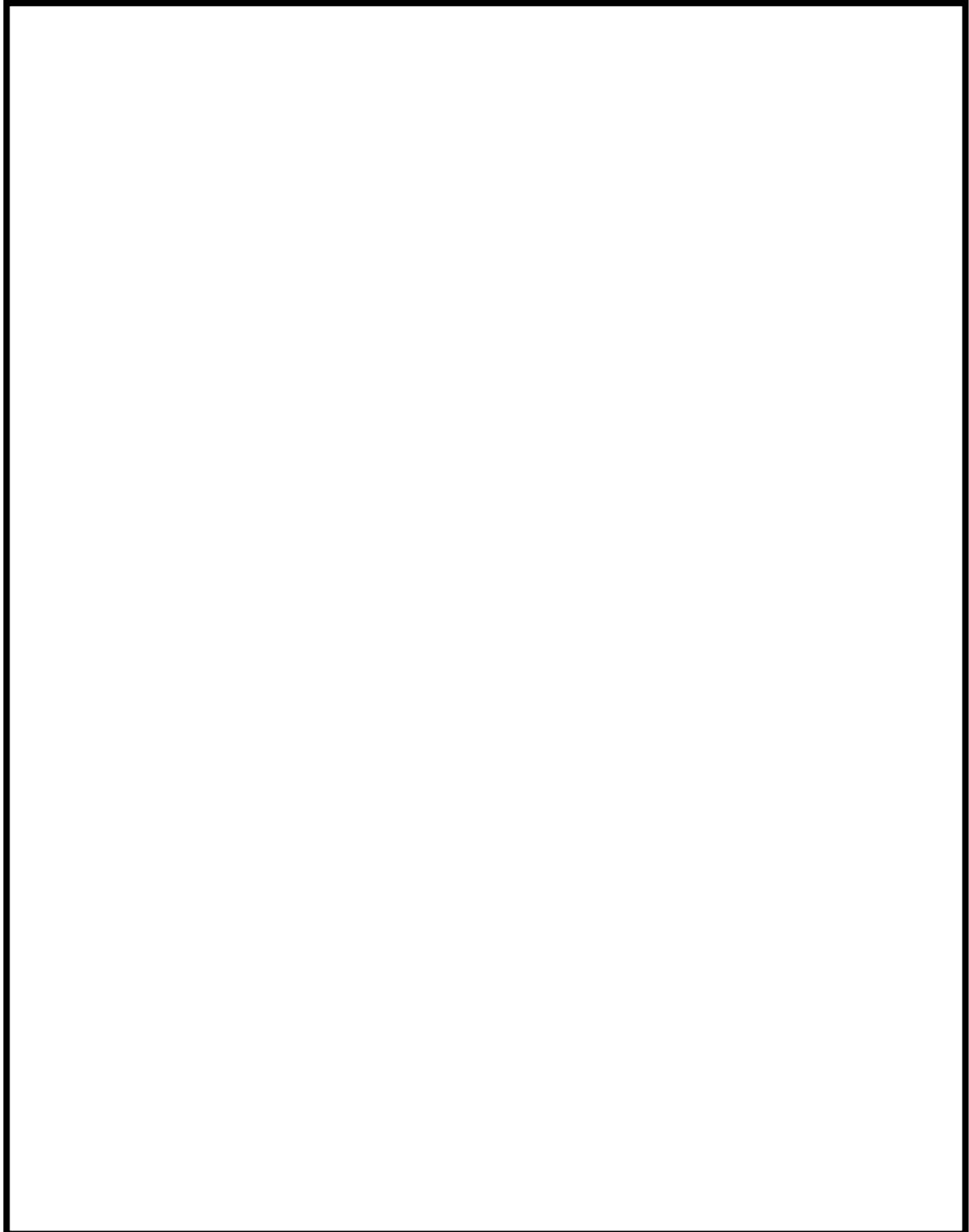


図 50-4-28 機器配置図(6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

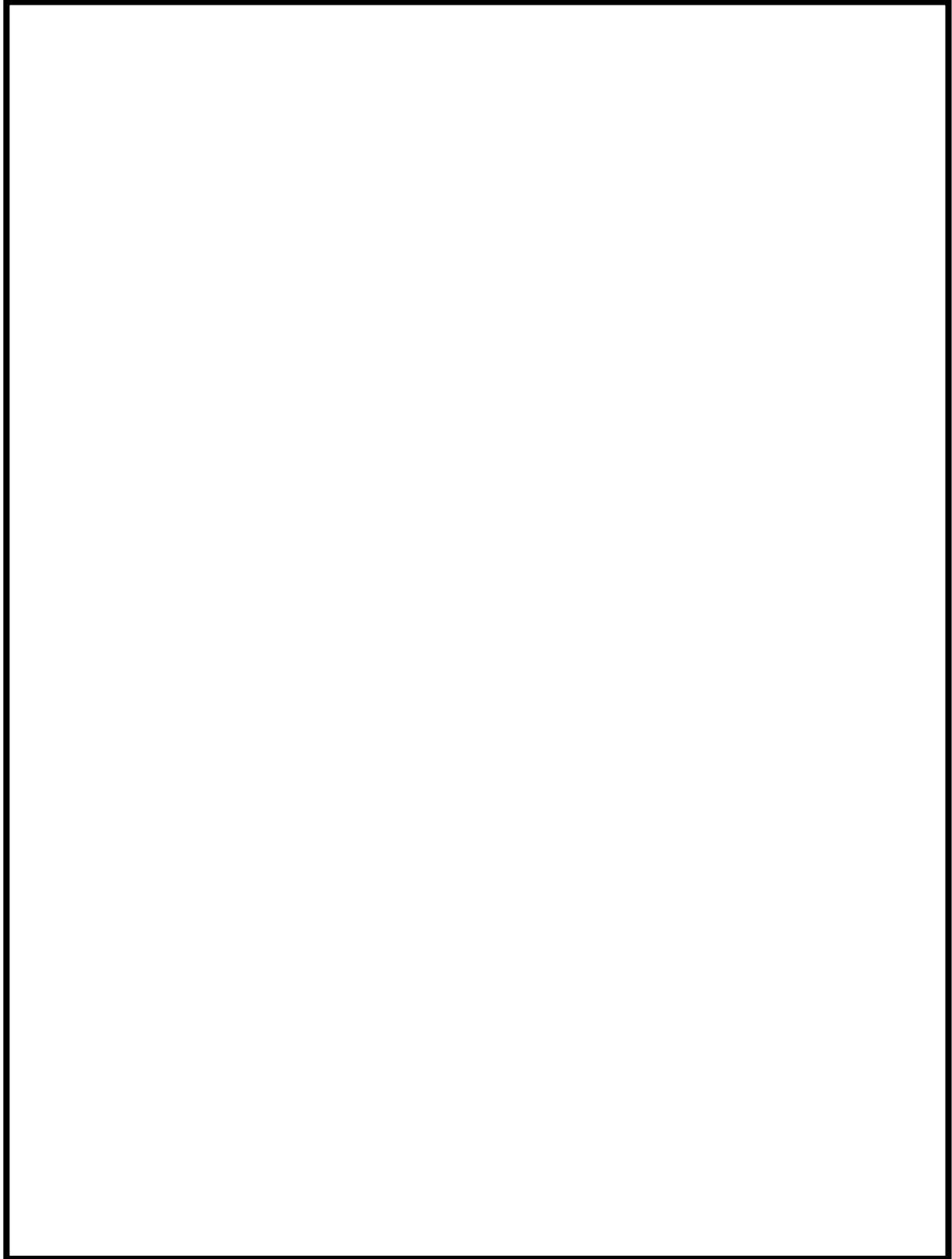


図 50-4-29 機器配置図 (6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 3 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

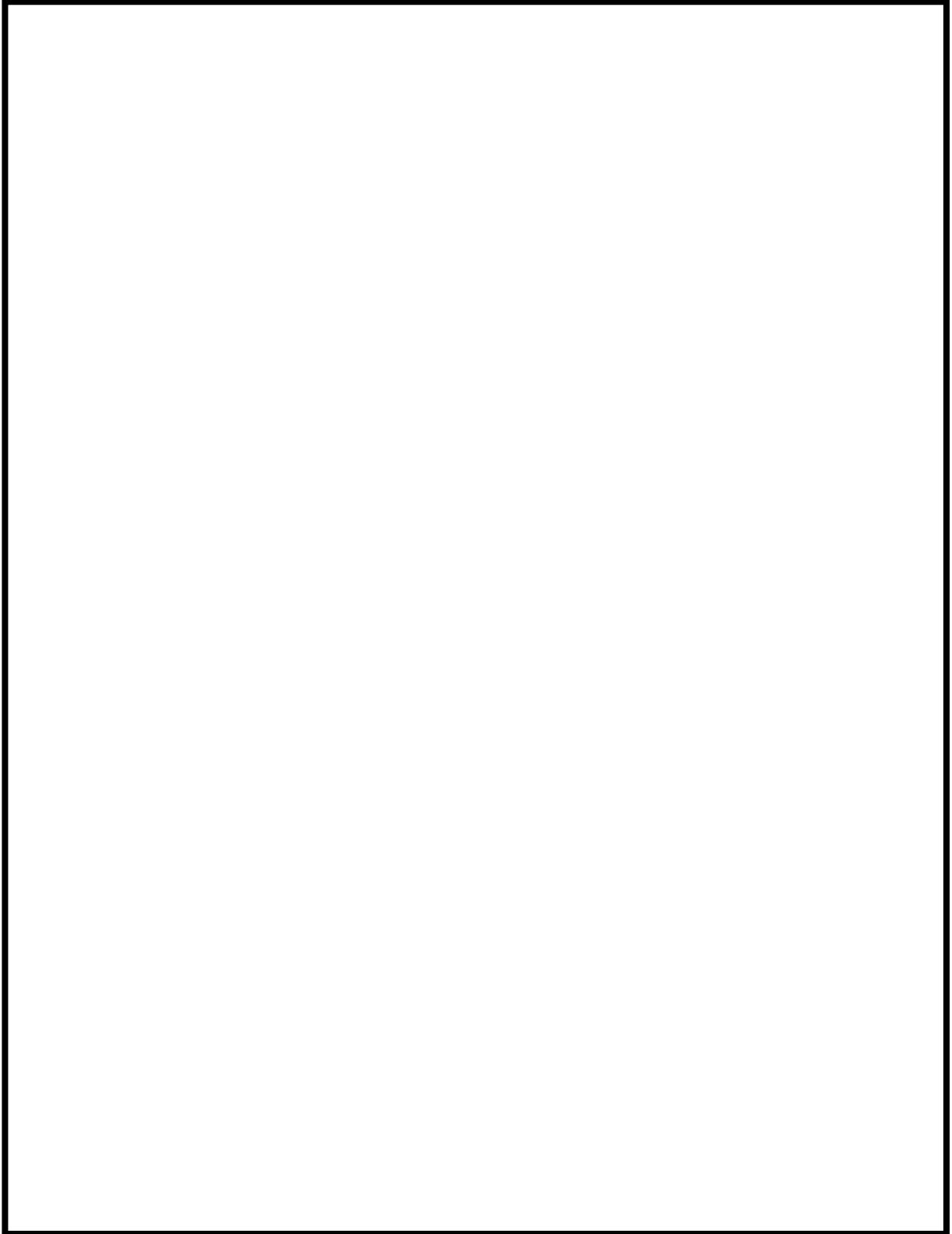


図 50-4-30 機器配置図 (6/7 号炉廃棄物処理建屋地下 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

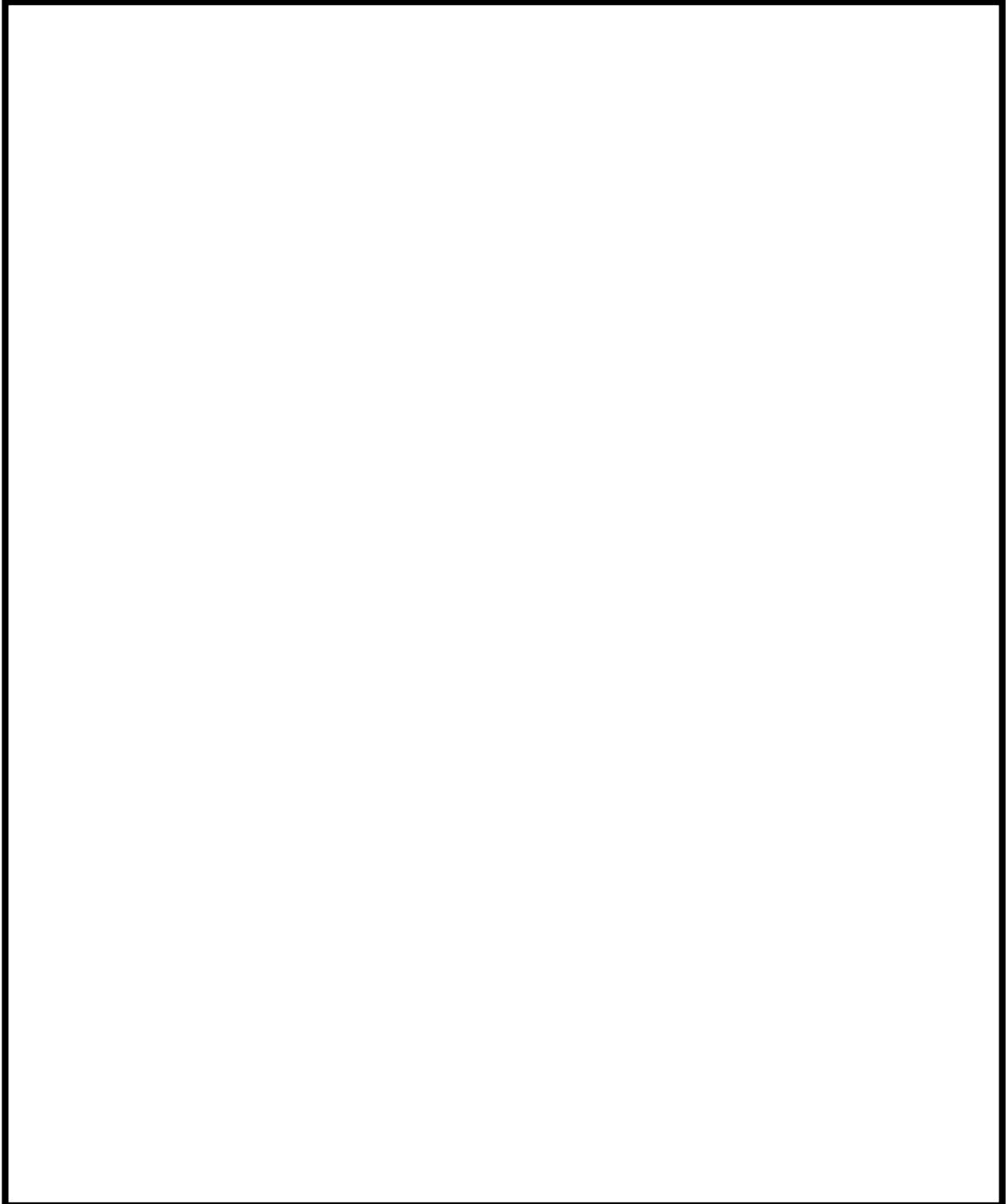


図 50-4-31 機器配置図 (6号炉タービン建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

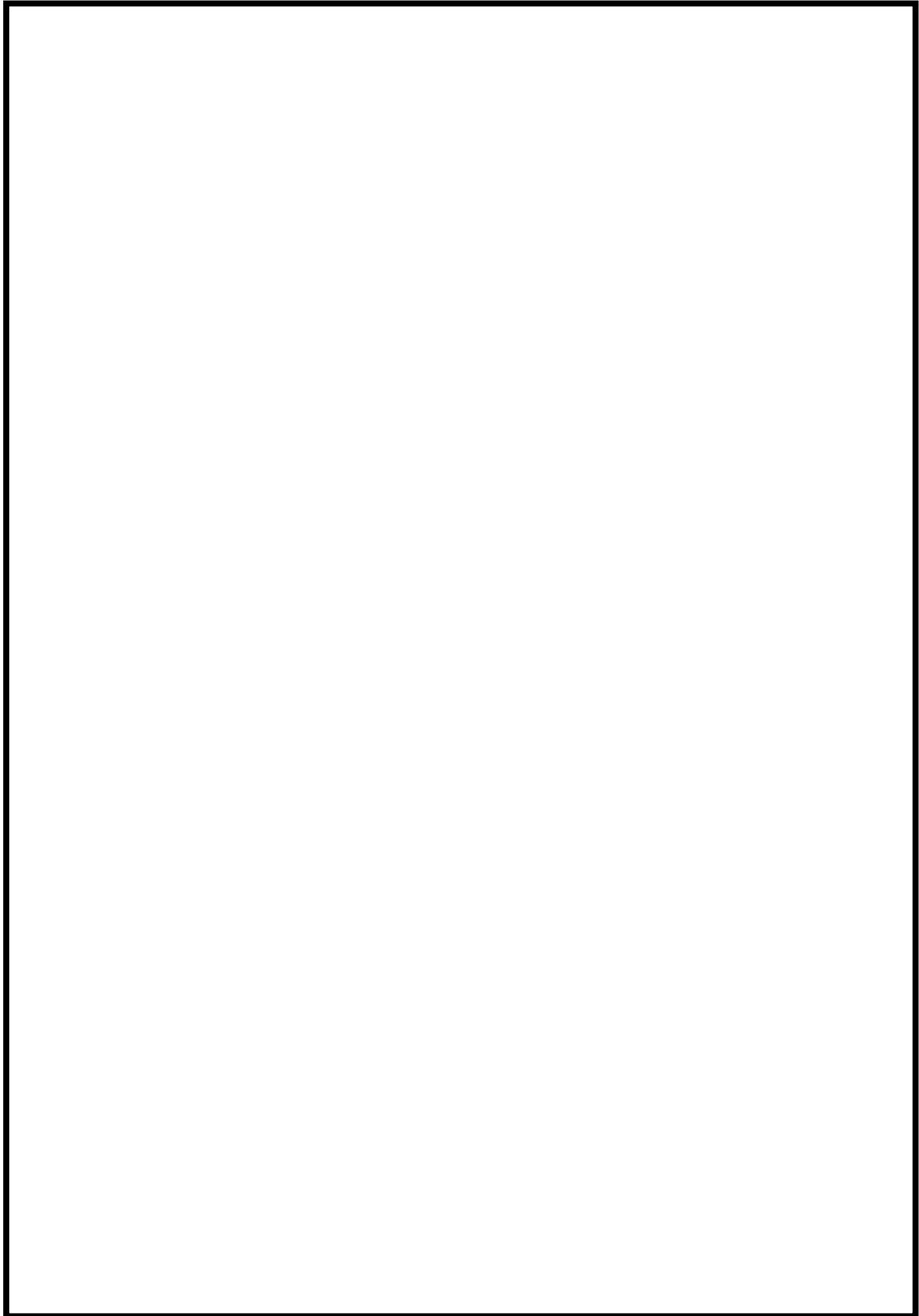


図 50-4-32 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

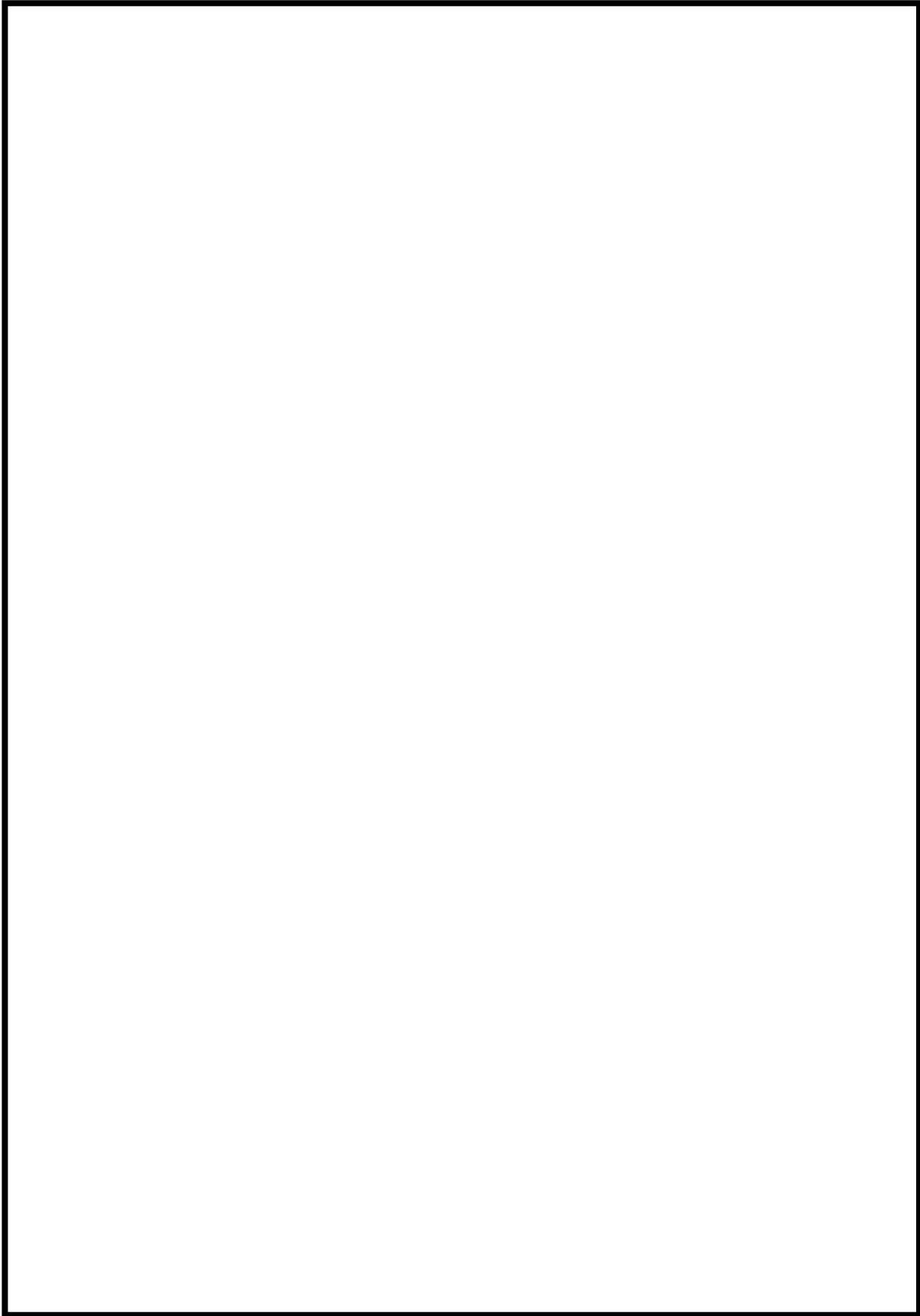


図 50-4-33 機器配置図(6号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

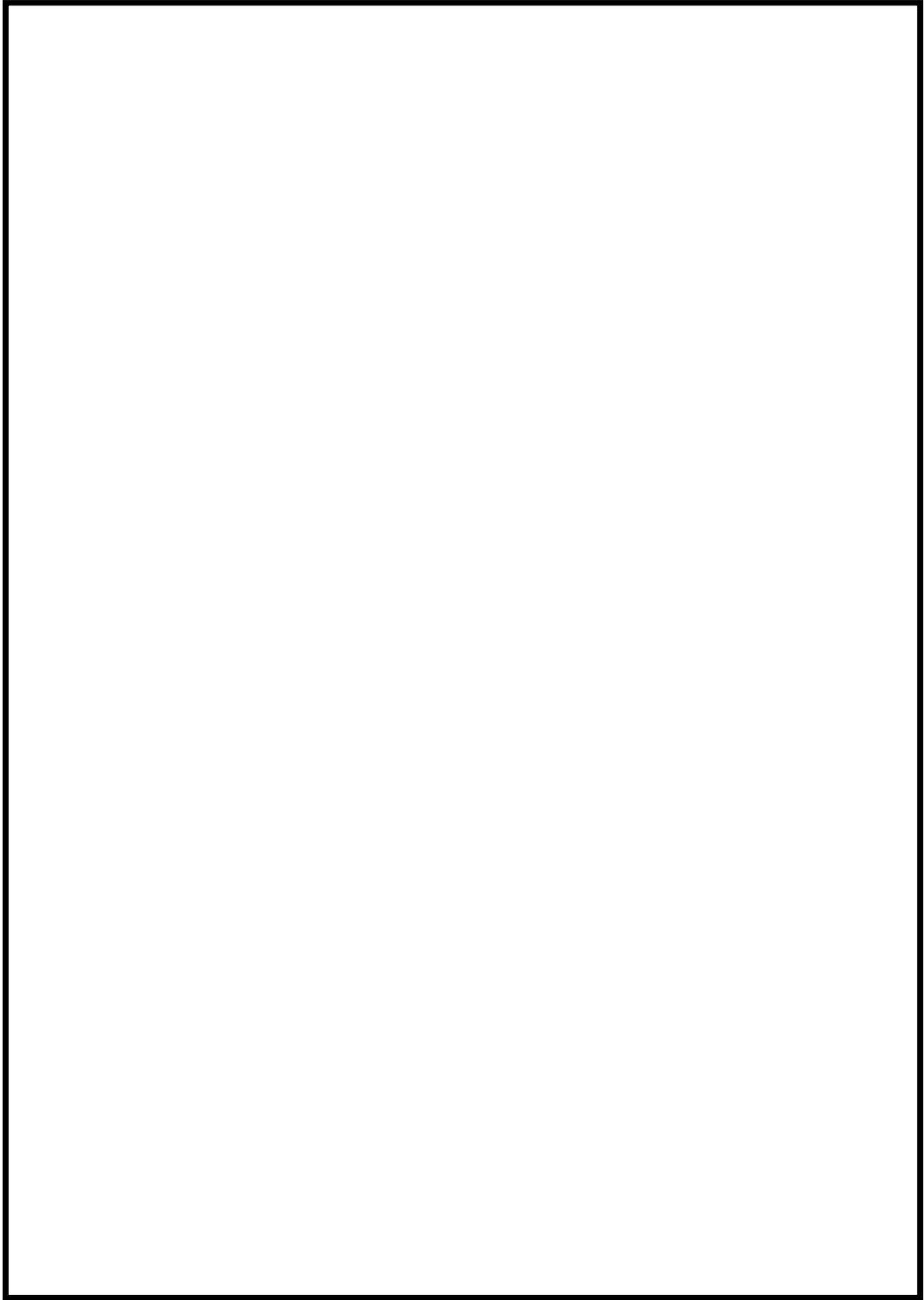


図 50-4-34 機器配置図 (6号炉タービン建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

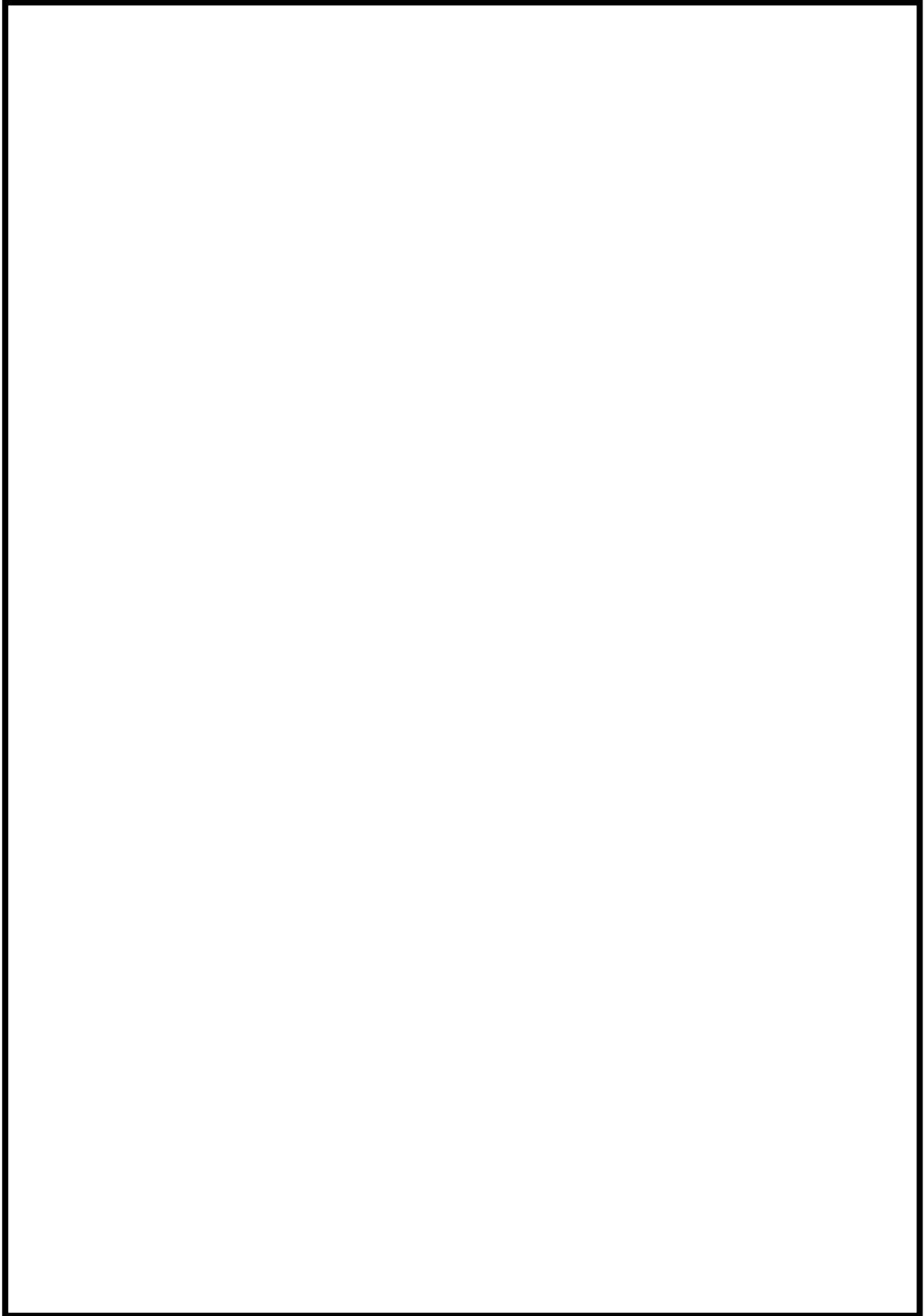


図 50-4-35 機器配置図 (6号炉タービン建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

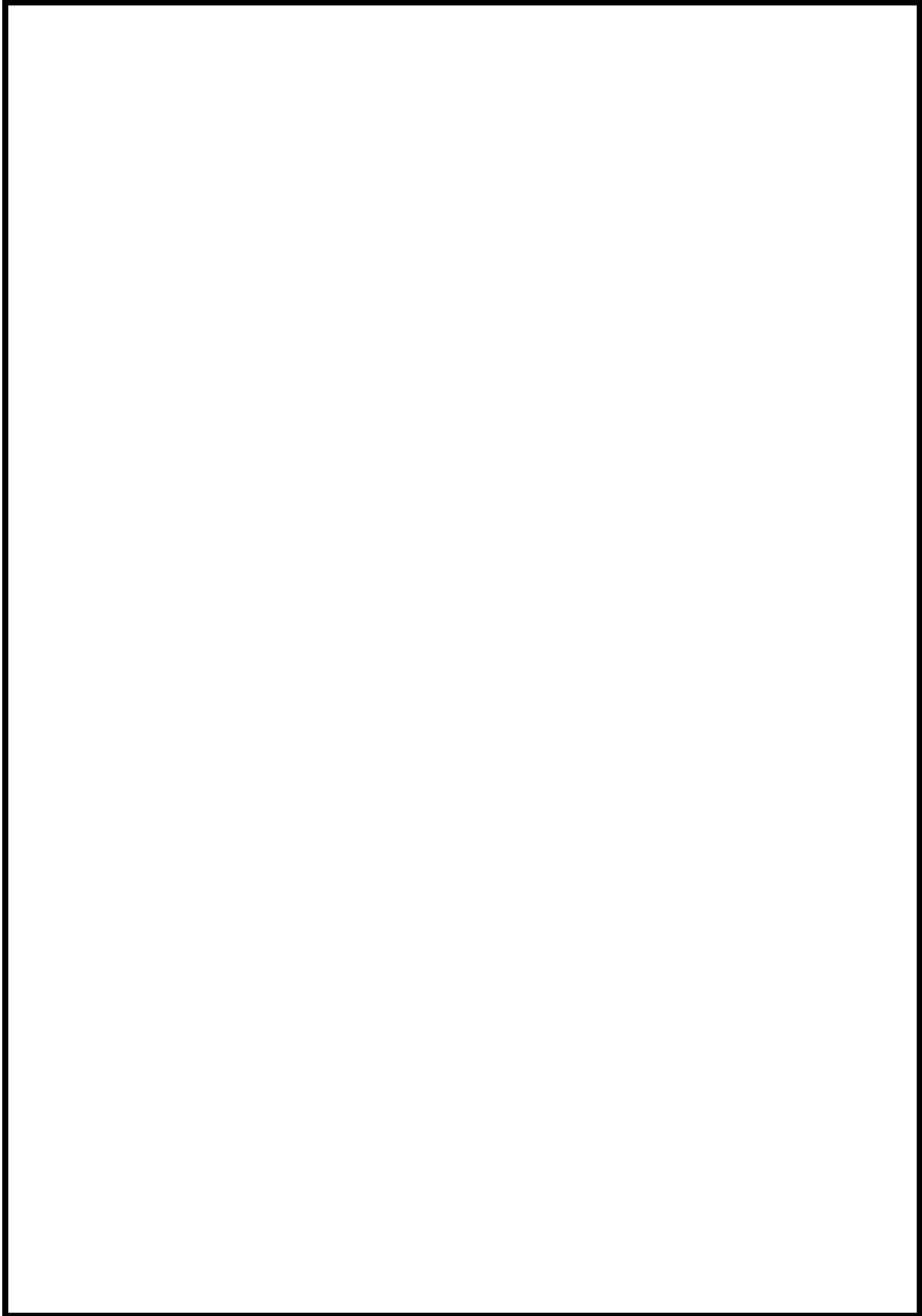


図 50-4-36 機器配置図(7号炉原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

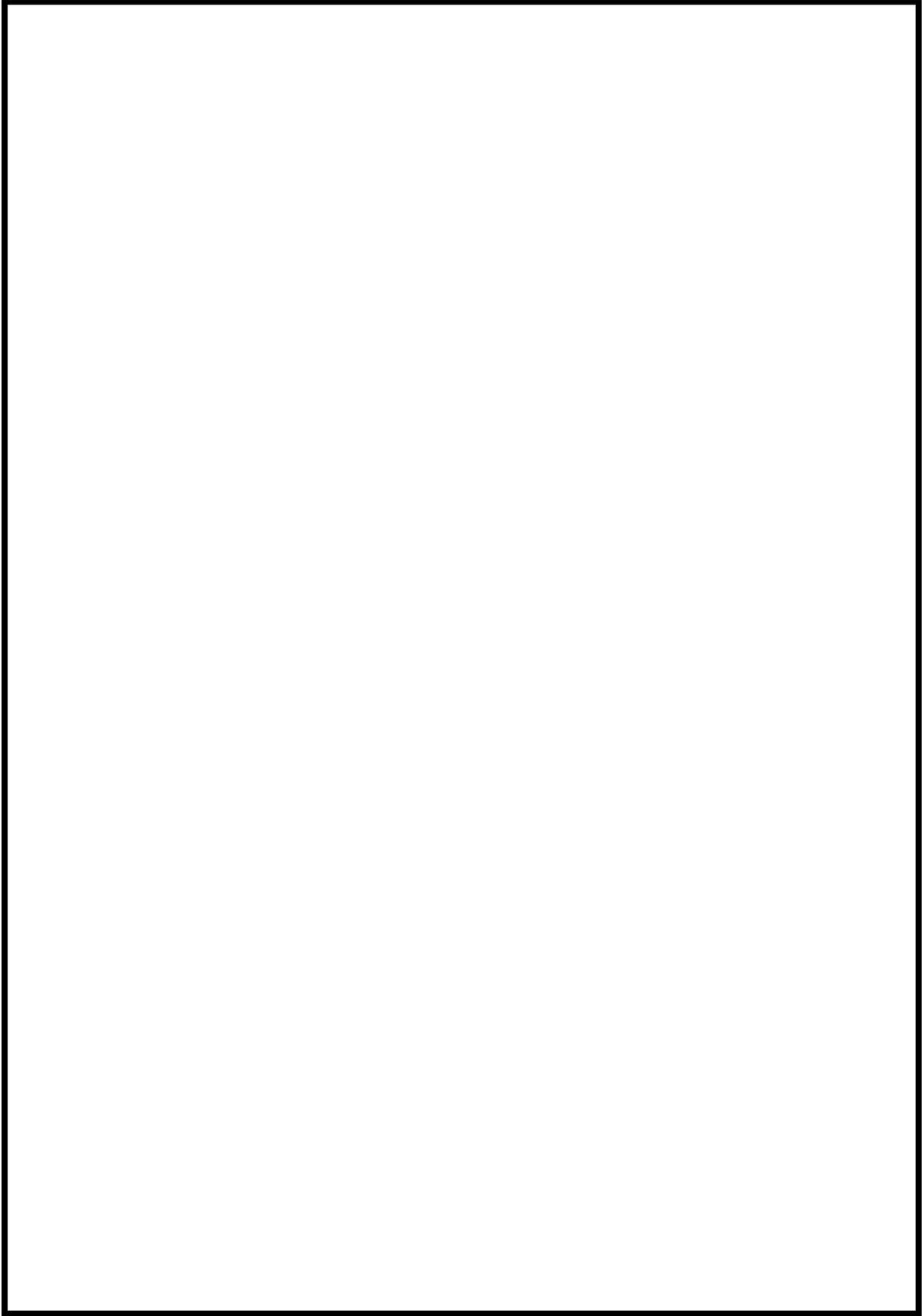


図 50-4-37 機器配置図 (7号炉タービン建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

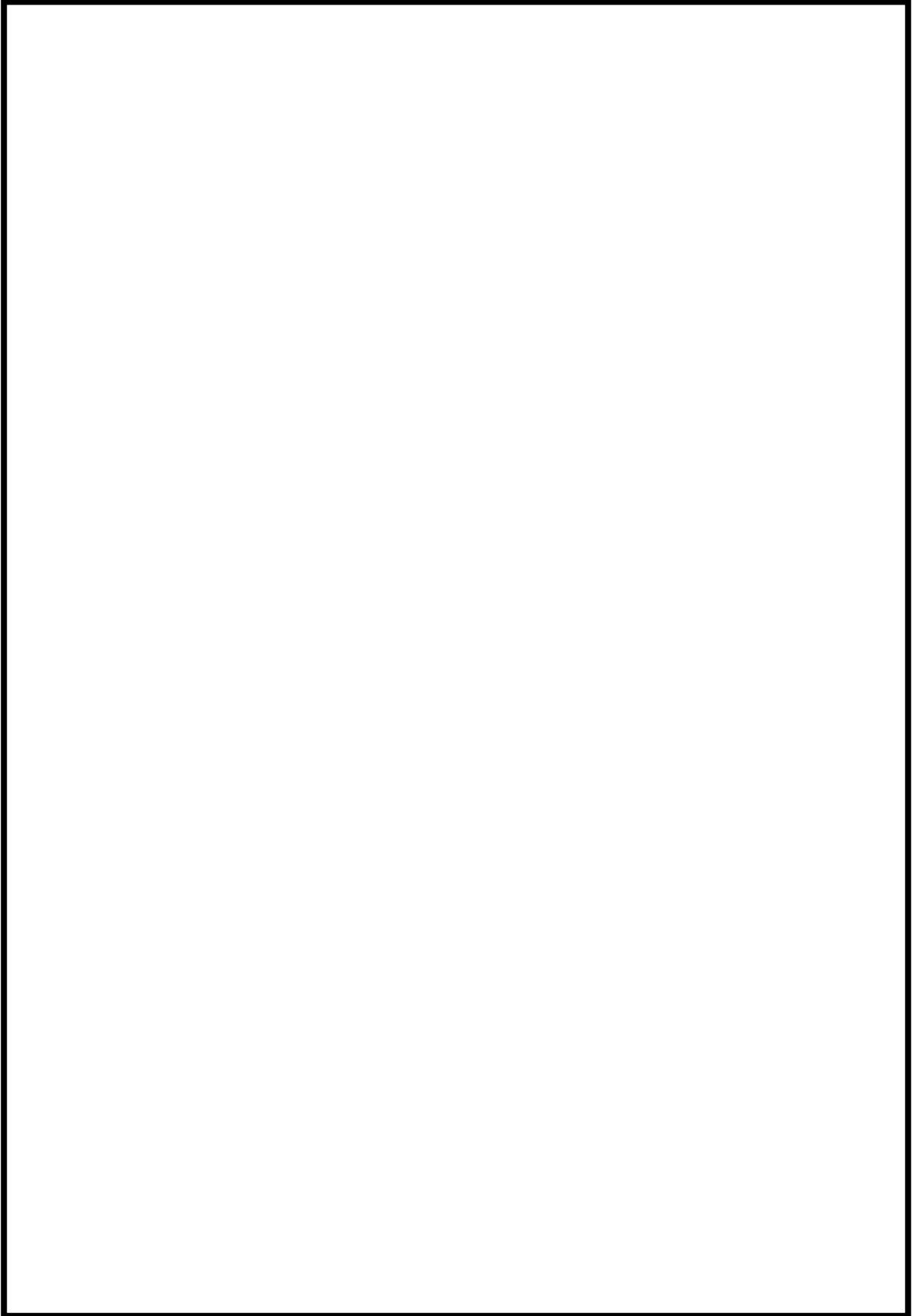


図 50-4-38 機器配置図 (7号炉タービン建屋地下1階)

50-5
系統図

— : 重大事故等対処設備 (主要設備)
 — : 重大事故等対処設備 (附属設備等)

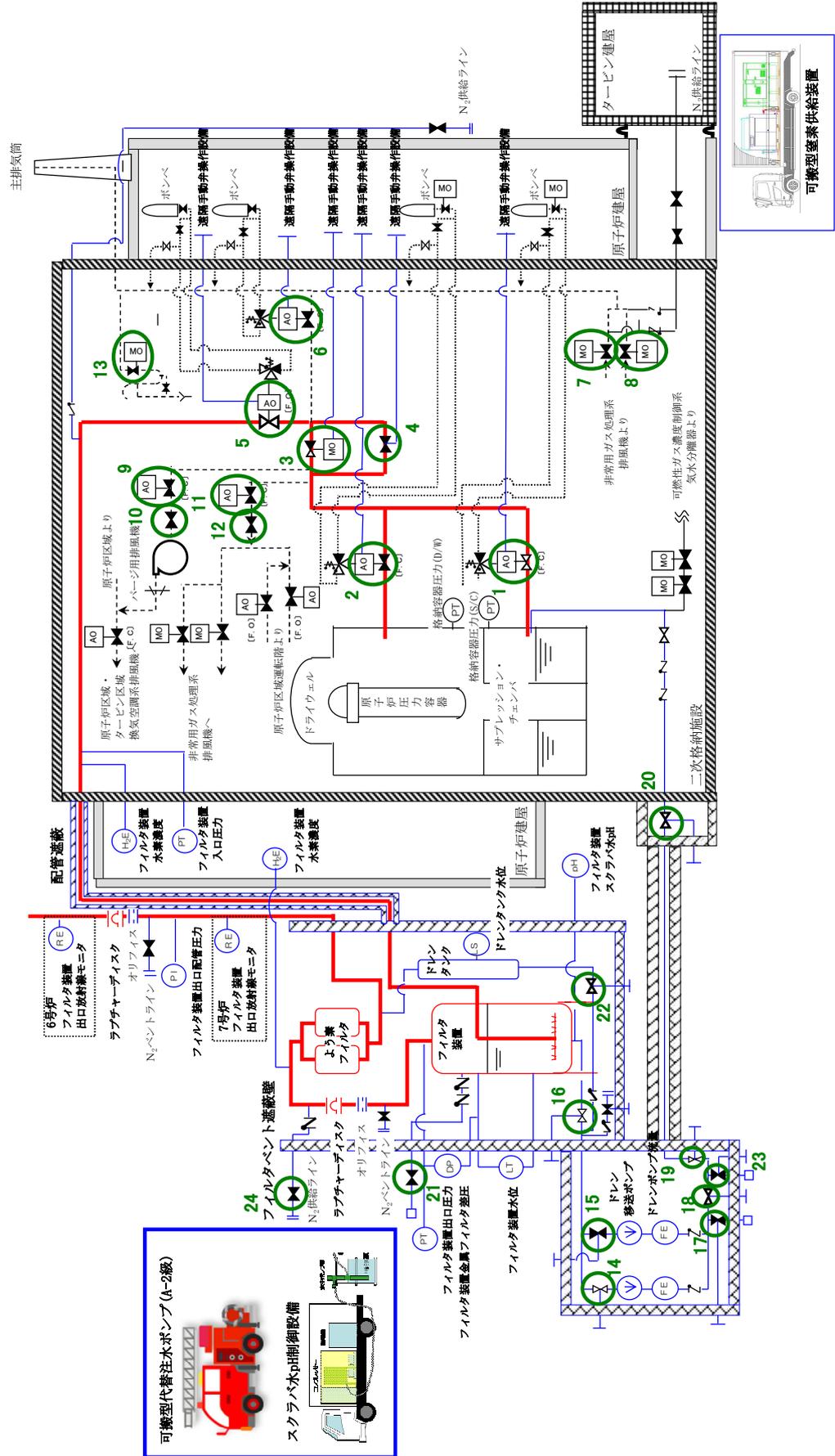
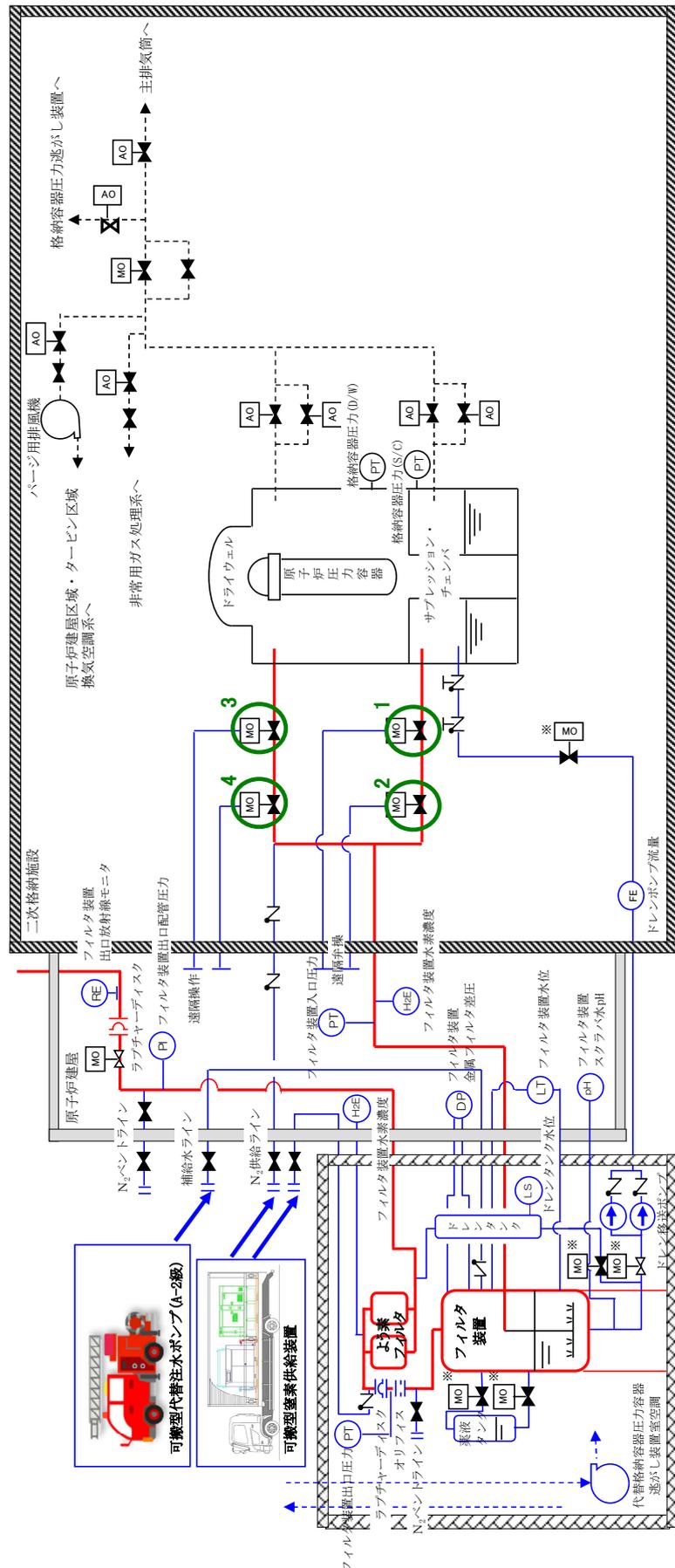


図 50-5-1 格納容器圧力逃がし装置 概略構成図

表 50-5-1 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁 (サブプレッション・チェンバ側)
2	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁
14	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A
15	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B
16	FCVS フィルタベント装置 遮へい壁内側ドレン弁
17	FCVS フィルタベント装置 移送ポンプテストライン止め弁
18	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁
19	FCVS フィルタベント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁
20	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁
21	FCVS フィルタベント装置 給水ライン元弁
22	FCVS フィルタベント装置 ドレンタンク出口止め弁
23	FCVS フィルタベント装置 ドレンライン N ₂ パージ用元弁
24	FCVS PCV ベントラインフィルタベント側 N ₂ パージ用元弁

— : 重大事故等対処設備 (主要設備)
 — : 重大事故等対処設備 (附属設備等)



※ 電動弁を並列に二台設置することにより、信頼性の向上を図る

図 50-5-2 代替格納容器圧力逃がし装置 概略構成図

表 50-5-2 代替格納容器圧力逃がし装置 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
2	二次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）
3	一次隔離弁（ドライウエル側）
4	二次隔離弁（ドライウエル側）

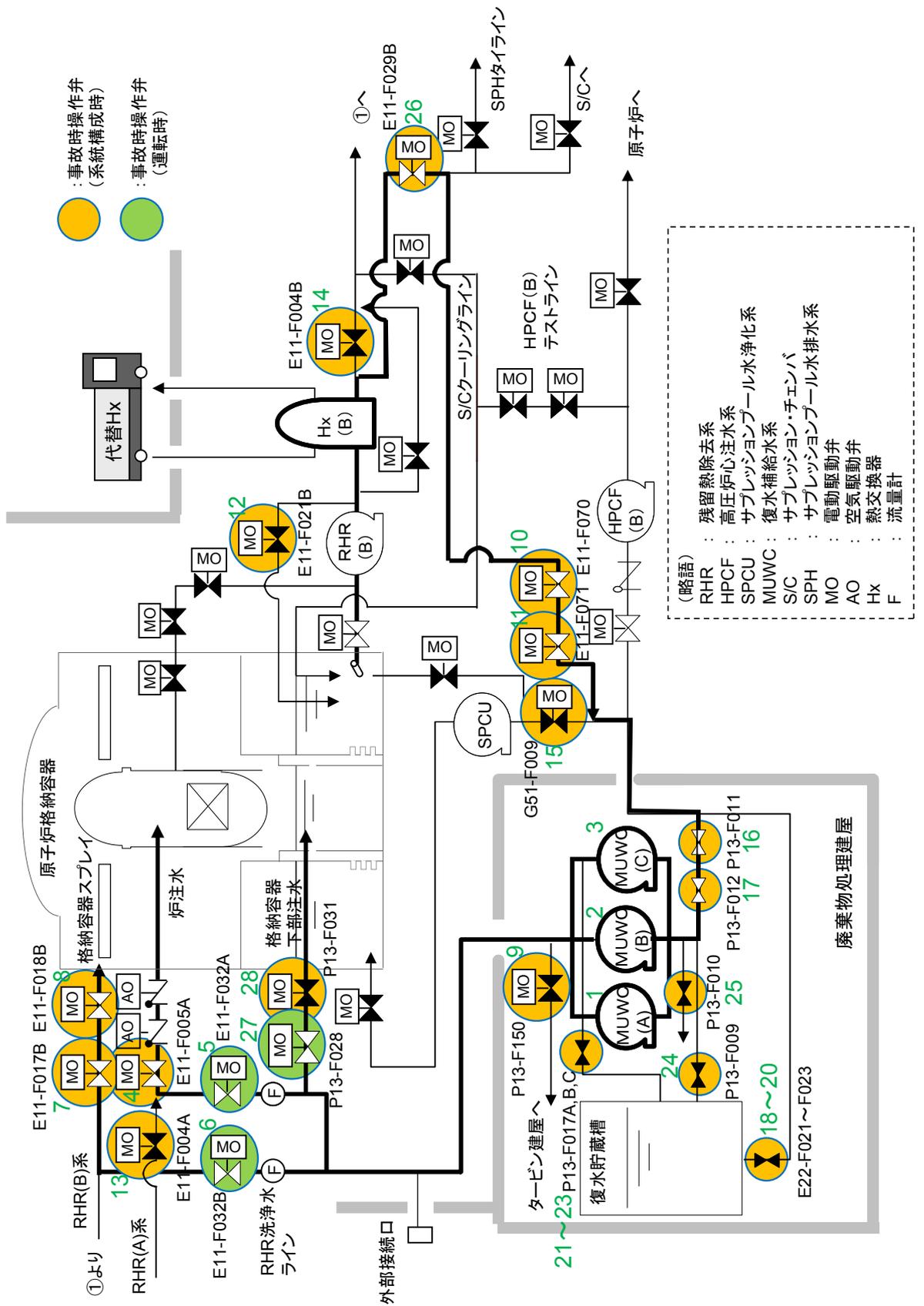


図 50-5-3 代替循環冷却系 系統概要図 (6号炉)

表 50-5-3 代替循環冷却系 機器リスト (6号炉)

No	機器名称
1	復水移送ポンプ(A)
2	復水移送ポンプ(B)
3	復水移送ポンプ(C)
4	残留熱除去系注入弁(A)
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)
7	残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁(B)
8	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
9	タービン建屋負荷遮断弁
10	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
11	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
12	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
13	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
14	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
15	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
16	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁
17	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁
18	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
19	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
20	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁
21	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁
22	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁
23	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁
24	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
25	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
26	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)
27	ペDESTAL注水用復水流量調節弁
28	ペDESTAL注水用復水隔離弁

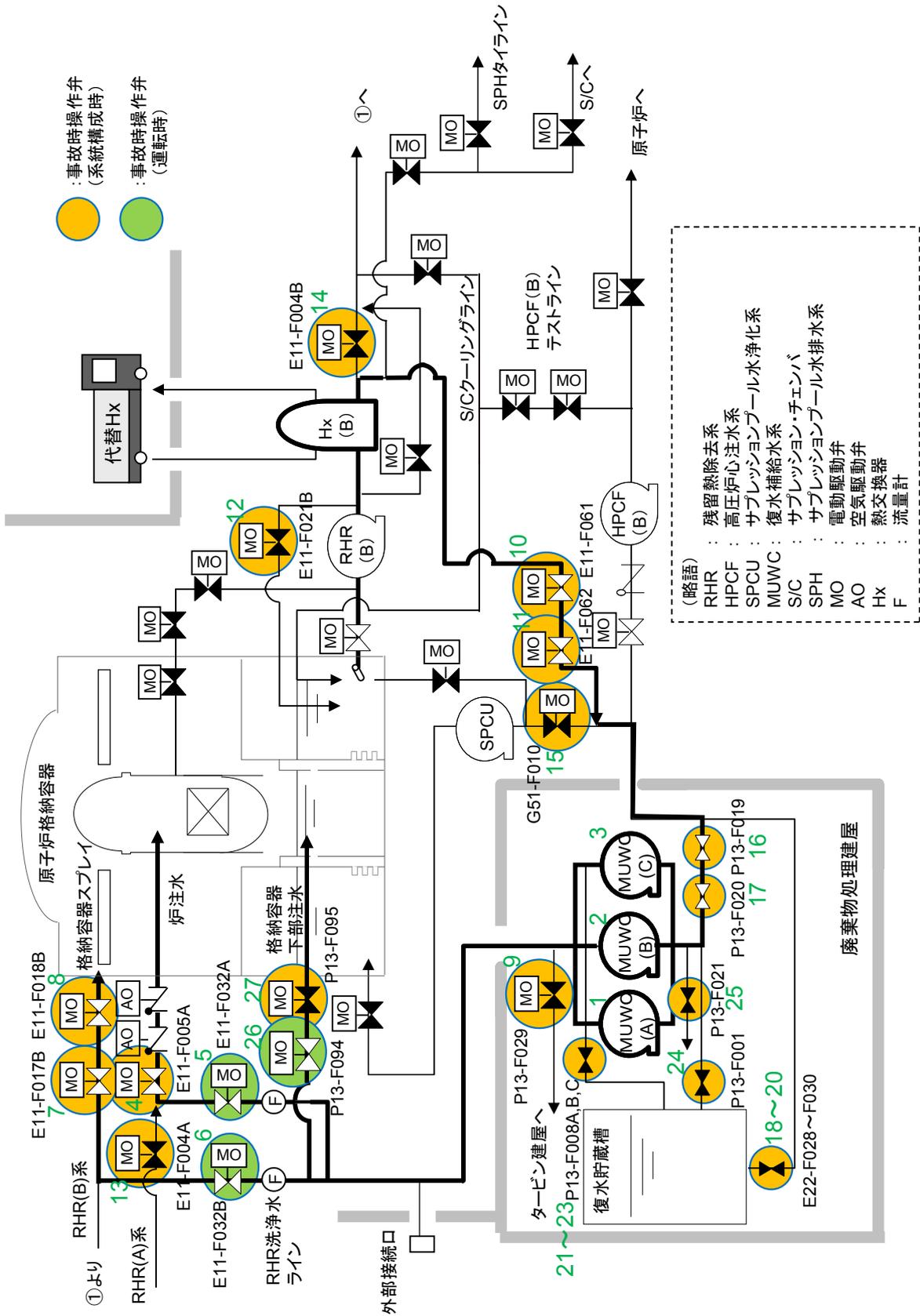


図 50-5-4 代替循環冷却系 系統概要図 (7号炉)

表 50-5-4 代替循環冷却系 機器リスト (7号炉)

No	機器名称
1	復水移送ポンプ(A)
2	復水移送ポンプ(B)
3	復水移送ポンプ(C)
4	残留熱除去系注入弁(A)
5	残留熱除去系洗浄水弁(A)
6	残留熱除去系洗浄水弁(B)
7	残留熱除去系格納容器冷却流量調整弁(B)
8	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)
9	タービン建屋負荷遮断弁
10	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁
11	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁
12	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)
13	残留熱除去系熱交換器出口弁(A)
14	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)
15	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁
16	復水補給水系常／非常用連絡1次止め弁
17	復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁
18	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁
19	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁
20	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁
21	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁
22	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁
23	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁
24	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁
25	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁
26	復水補給水系下部ドライウェル注水流量調節弁
27	復水補給水系下部ドライウェル注水ライン隔離弁

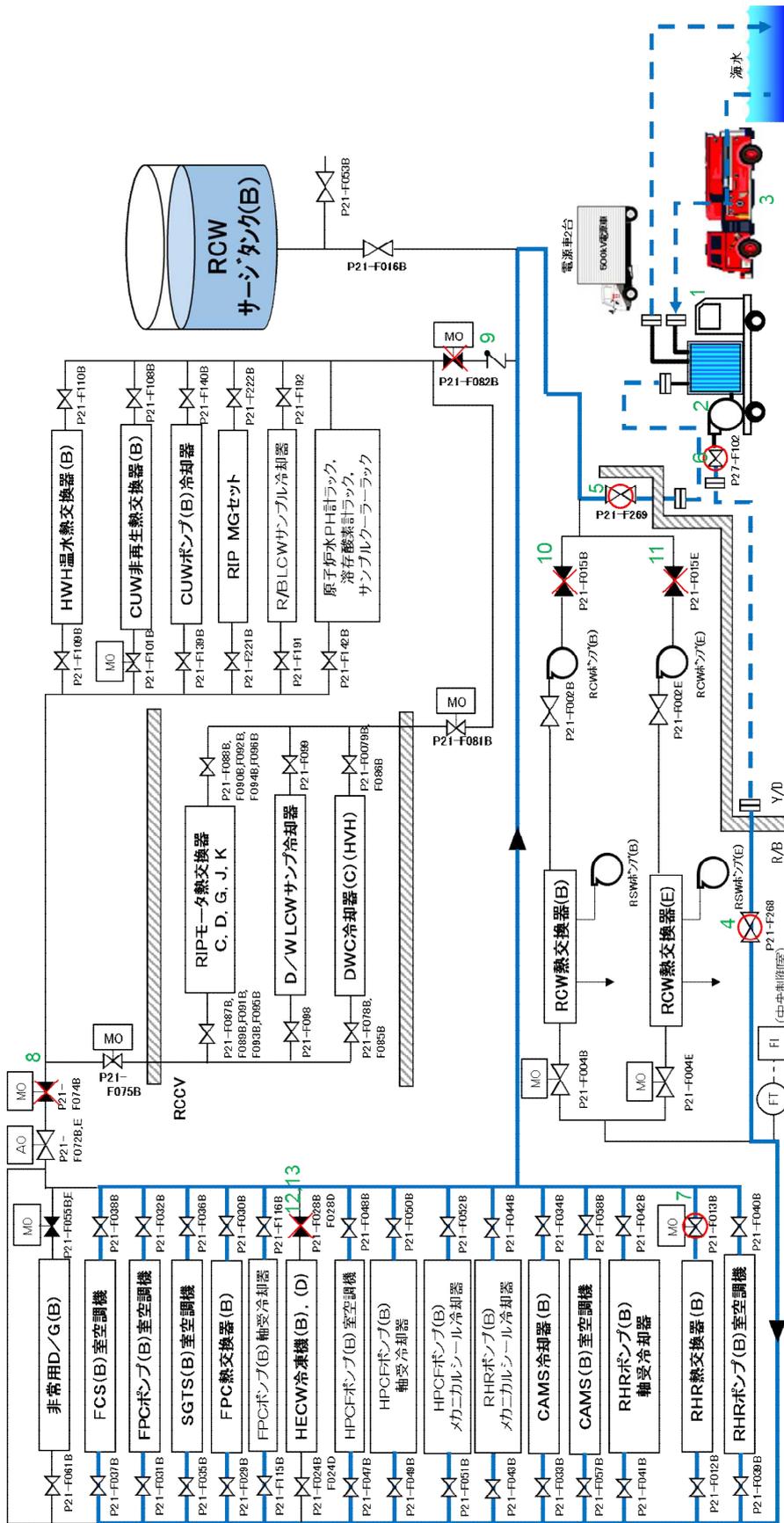


図 50-5-5 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉)

表 50-5-5 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁
13	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁

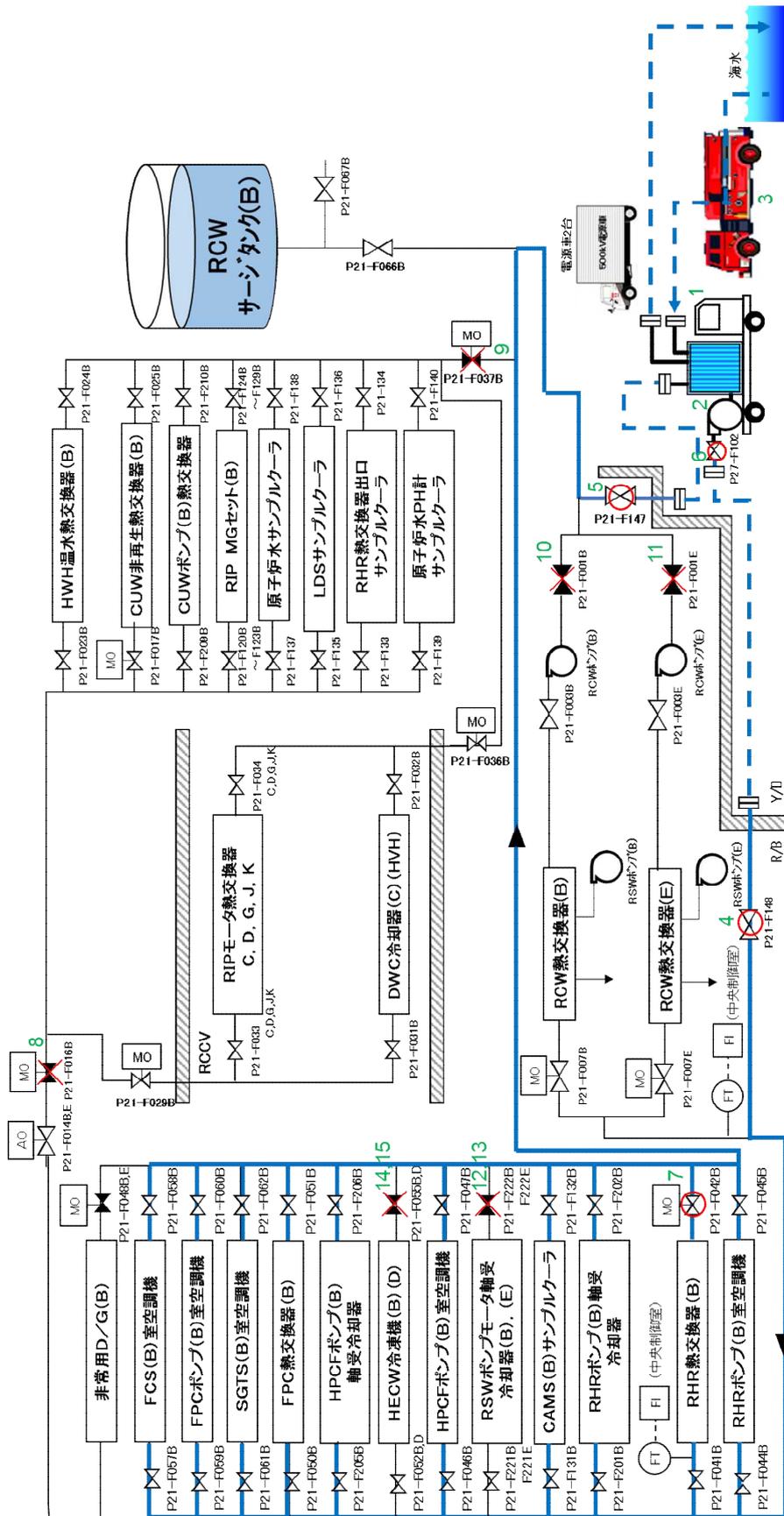


図 50-5-6 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉)

表 50-5-6 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	代替原子炉補機冷却海水ポンプ
4	代替冷却水供給第二止め弁(B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
11	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
12	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁
13	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁

50-6
試験及び検査

1. 格納容器圧力逃がし装置の試験・検査について

プラント停止中に点検及び検査をすることとしており,表50-6-1のとおりである。

表 50-6-1 機械設備の試験・検査内容

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
フィルタ装置	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
フィルタ装置内部構造物 ・スクラパノズル ・気泡細分化装置 ・金属フィルタ	1. 本体	a. 外観点検	—
よう素フィルタ	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
よう素フィルタ 内部構造物 ・整流板 ・吸着塔	1. 本体	a. 外観点検	—
よう素フィルタ内部構造物 ・銀ゼオライト	1. 機能確認	a. 銀ゼオライトよう素除去性能試験	—
ドレンポンプ設備 (キャンド型)	1. 本体	a. 下記の部分の点検手入 ・ケーシング, リアカバー ・インペラ ・キャン, ローター	a. 外観点検
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転	a. 漏えい確認 b. 絶縁抵抗測定 c. 巻線抵抗測定 d. 試運転
ドレンタンク	1. 本体	a. マンホール開放 b. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	—
伸縮継手	1. 本体	a. 外観点検 b. カバー取替	—
	2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}	—
オリフィス	1. 本体	a. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 外観点検	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}
ラプチャーディスク	1. 本体	a. 圧力開放板取替 b. フランジ面手入れ	—
	2. 機能確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1}

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
配管	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2}
弁	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2} c. 動作試験(駆動部付弁)
可搬型窒素供給装置	1. 本体	a. 工場点検	—
	2. 機能確認	a. 試運転	a. 試運転
スクラバ水 pH 制御装置	1. 本体	—	a. 外観点検
	2. 機能確認	—	a. 動作試験

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は、簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に、空気駆動弁『開』保持状態（駆動空気を供給している状態）において、駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。

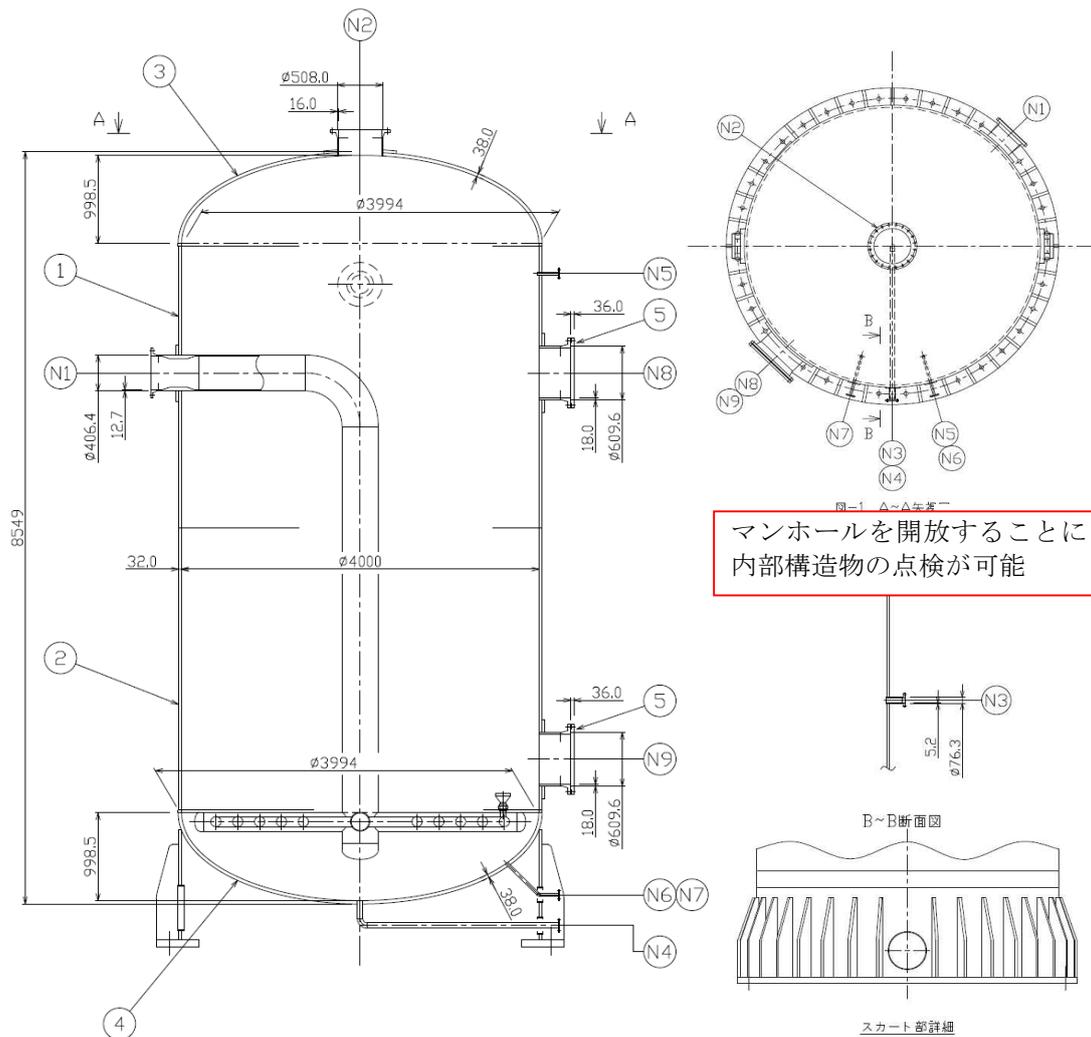


図 50-6-1 格納容器圧力逃がし装置 フィルタ装置構造図

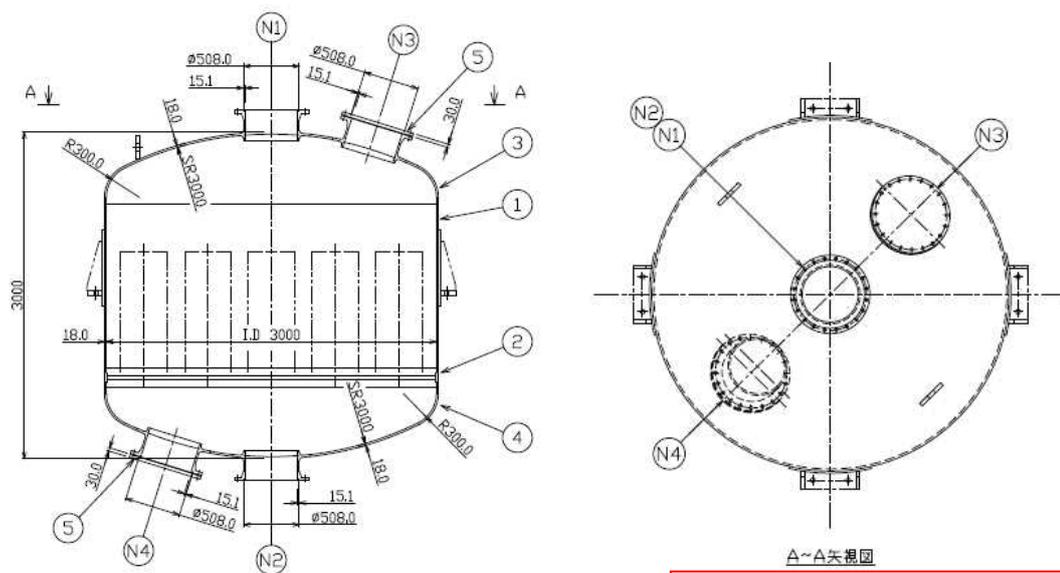


図 50-6-2 よう素フィルタ構造図

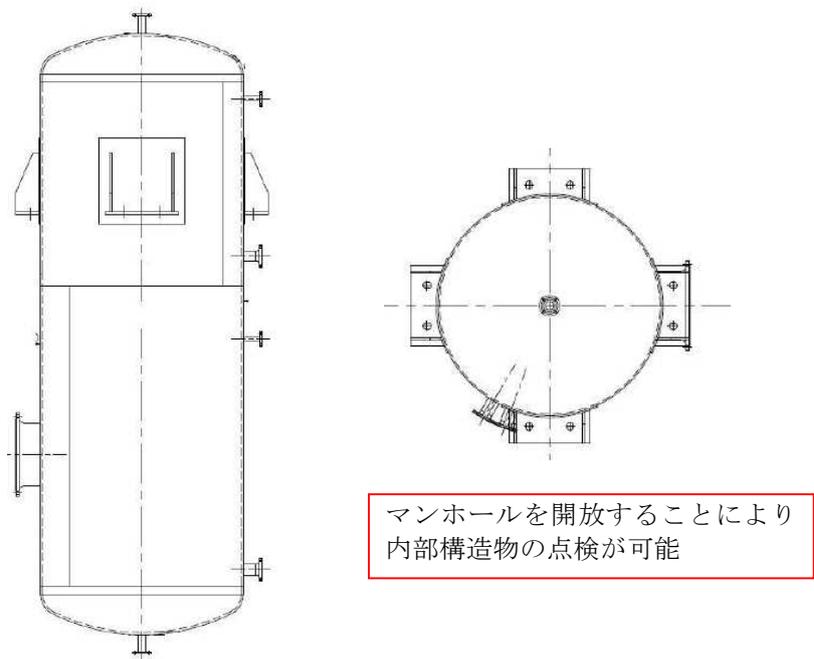


図 50-6-3 ドレンタンク構造図

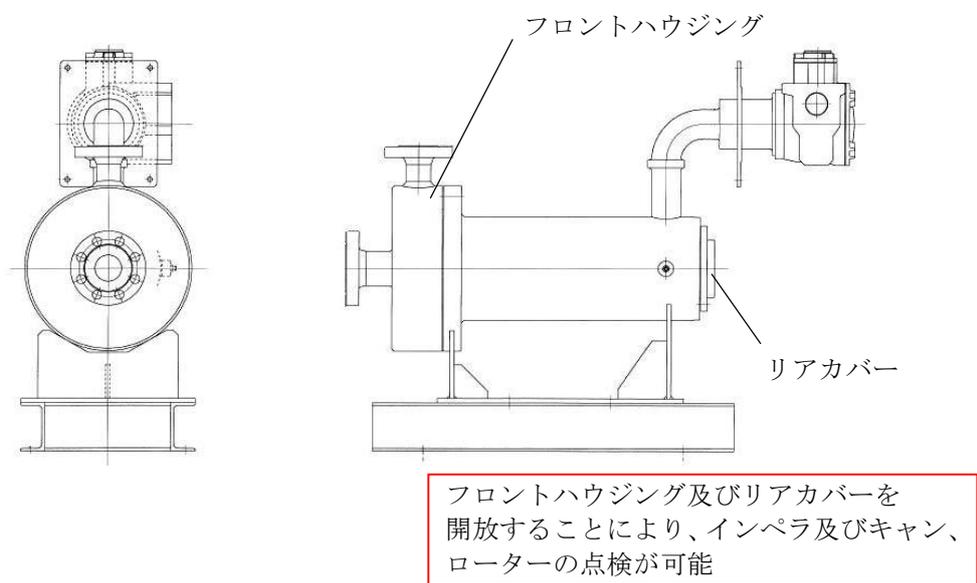
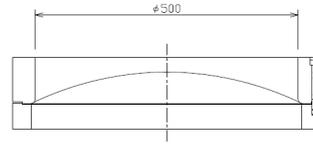
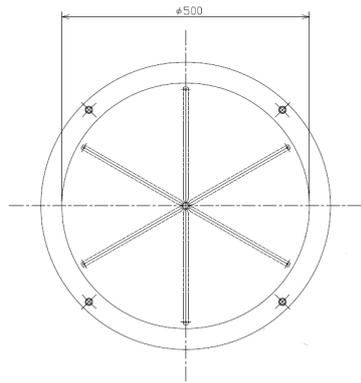
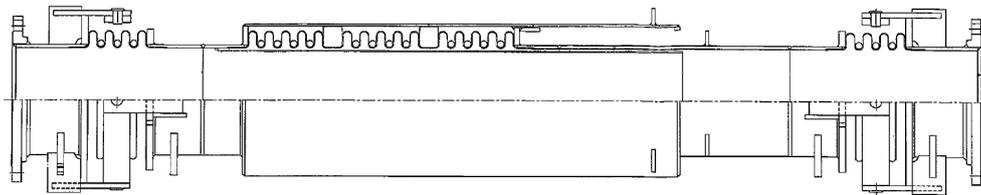


図 50-6-4 ドレン移送ポンプ 構造図

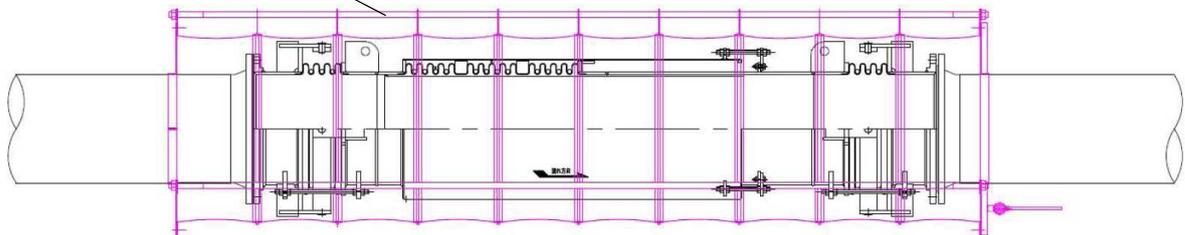


ホルダーから取外して定期的に交換可能な構造とする

図 50-6-5 ラプチャーディスク構造図

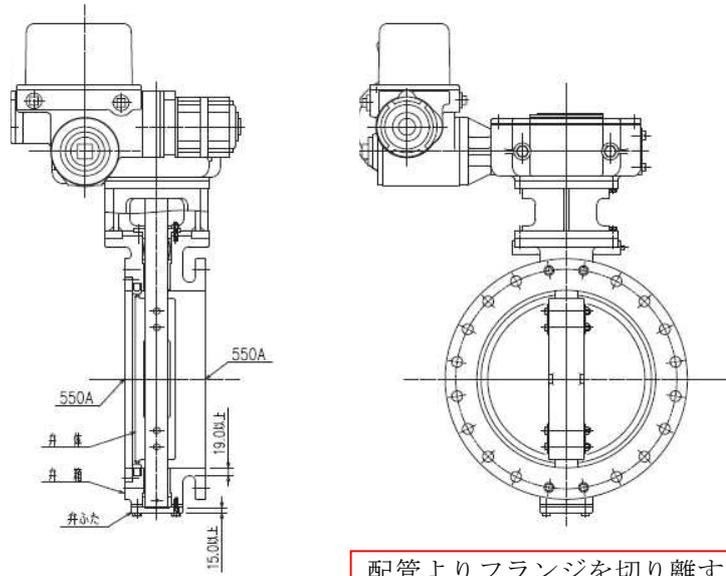


伸縮継手カバー



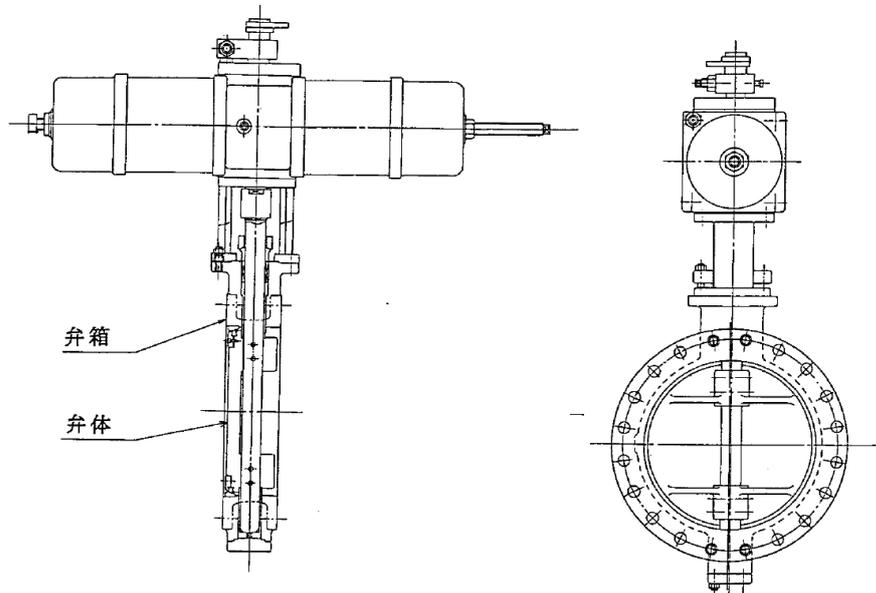
系統内圧を高めに設定しておくことにより、伸縮継手に損傷があった場合には、内圧が伸縮継手カバー内に漏えいしてカバーが膨らむことで漏えいを検知可能
また、伸縮継手カバーは定期的に交換する

図 50-6-6 伸縮継手構造図



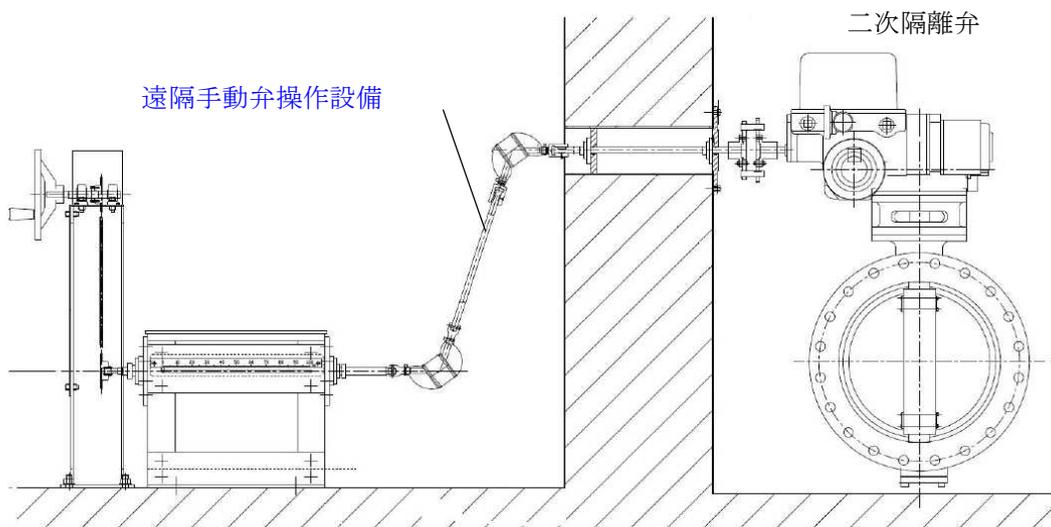
配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 50-6-7 電動駆動弁構造図



配管よりフランジを切り離すことにより、
弁の分解点検が可能

図 50-6-8 空気駆動弁構造図



遠隔操作機構を構成する機器については分解点検を行うことが可能な構造とする

図 50-6-9 遠隔手動弁操作設備構造図（例：7号炉 二次隔離弁）

車載機器（窒素発生装置，ディーゼル発電機，空気圧縮機）については個別に点検することが可能

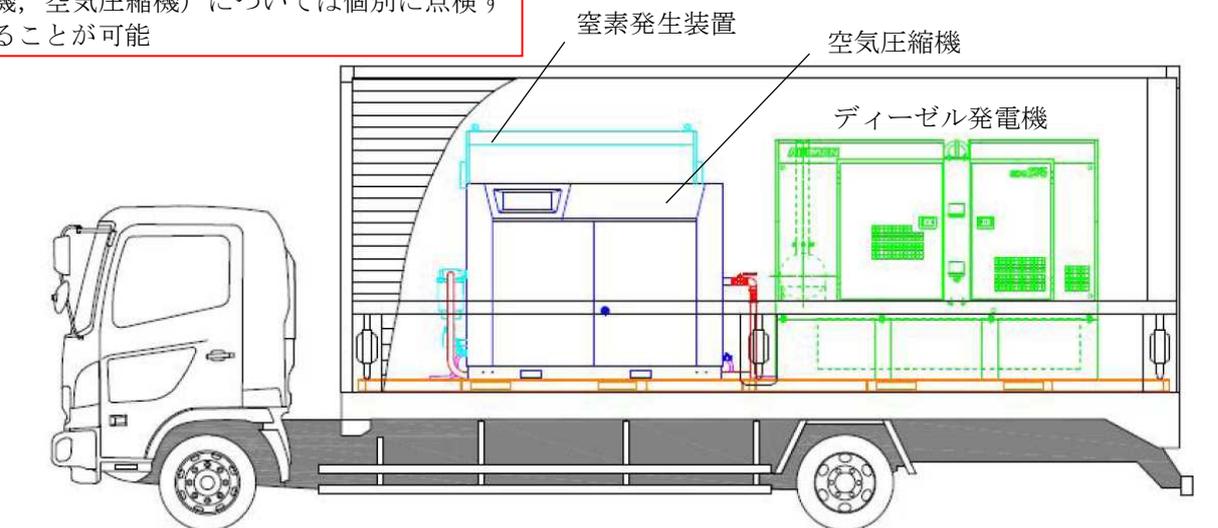


図 50-6-10 可搬型窒素供給装置構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

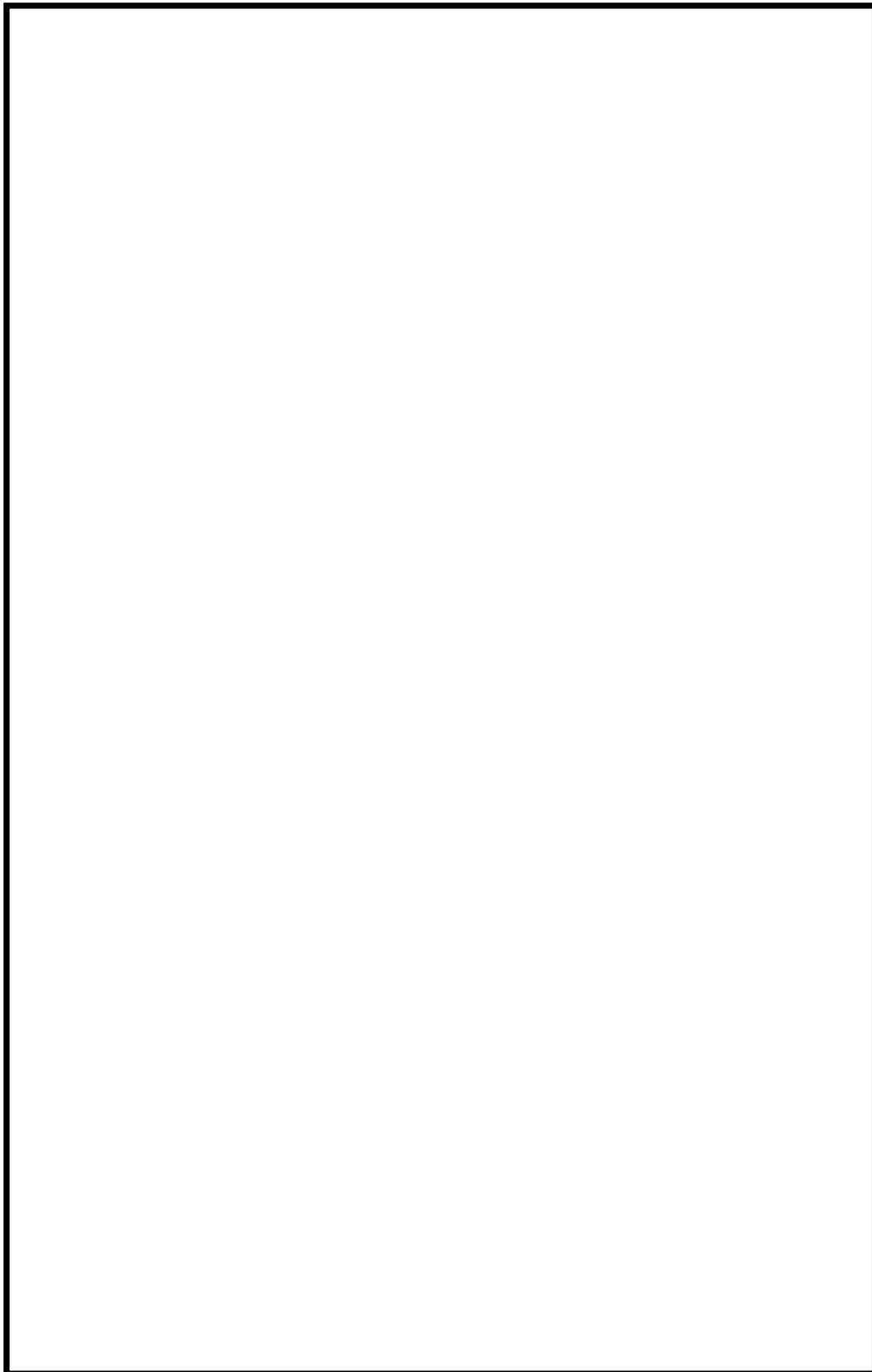


図 50-6-11 復水移送ポンプ図
50-6-9

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

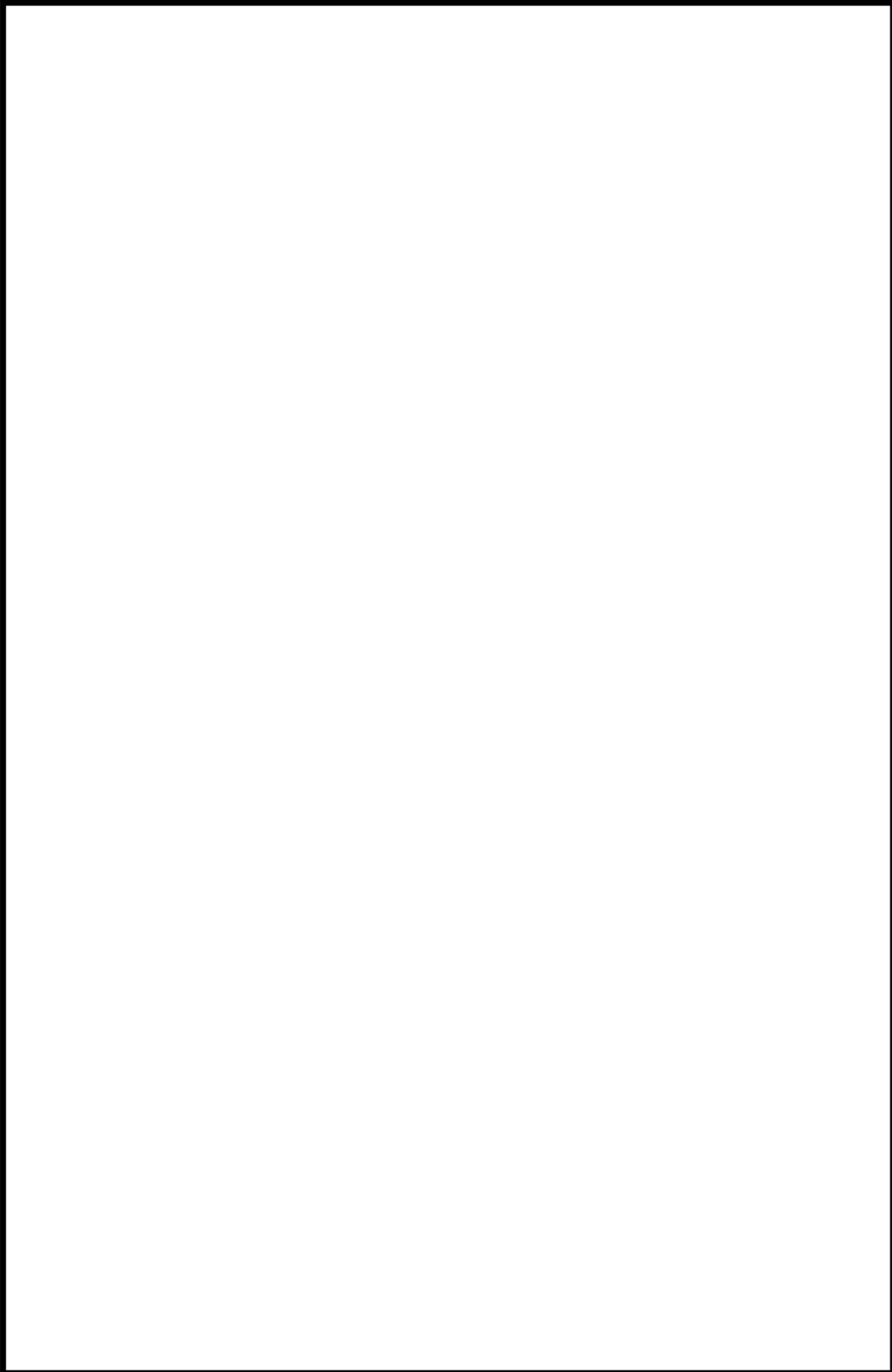


図 50-6-12 残留熱除去系熱交換器図 (6号炉)
50-6-10

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

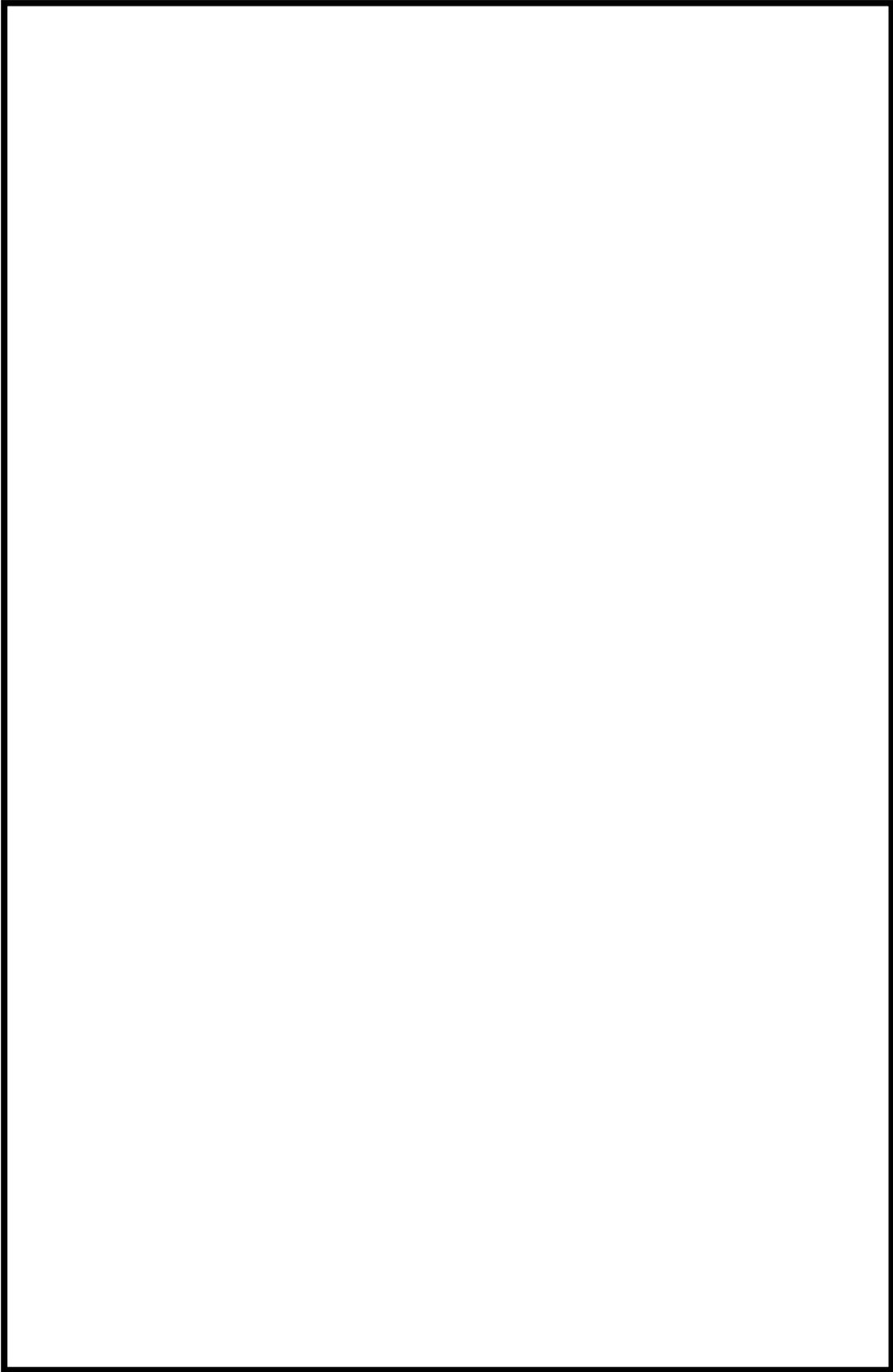


図 50-6-13 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

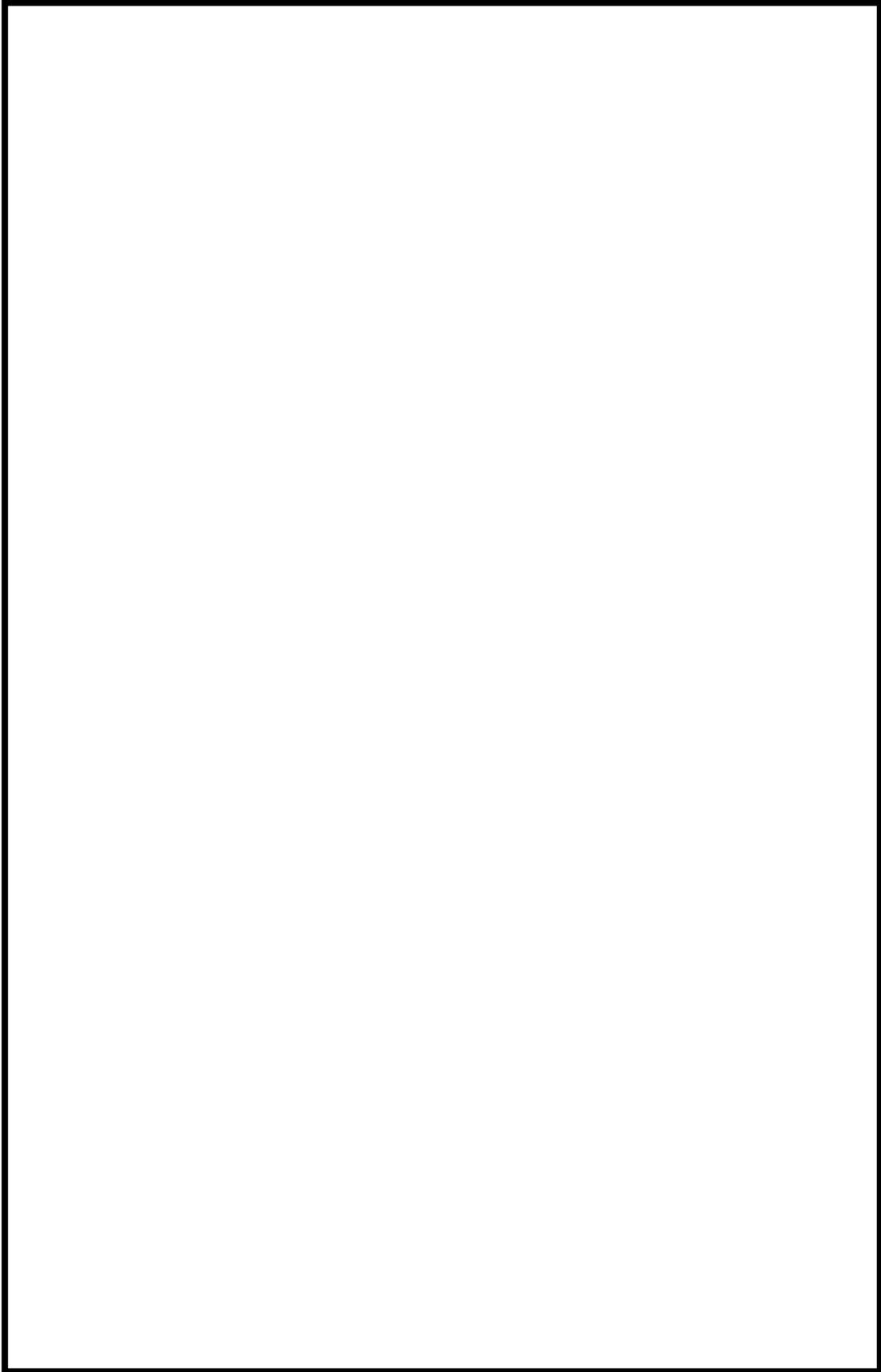


図 50-6-14 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

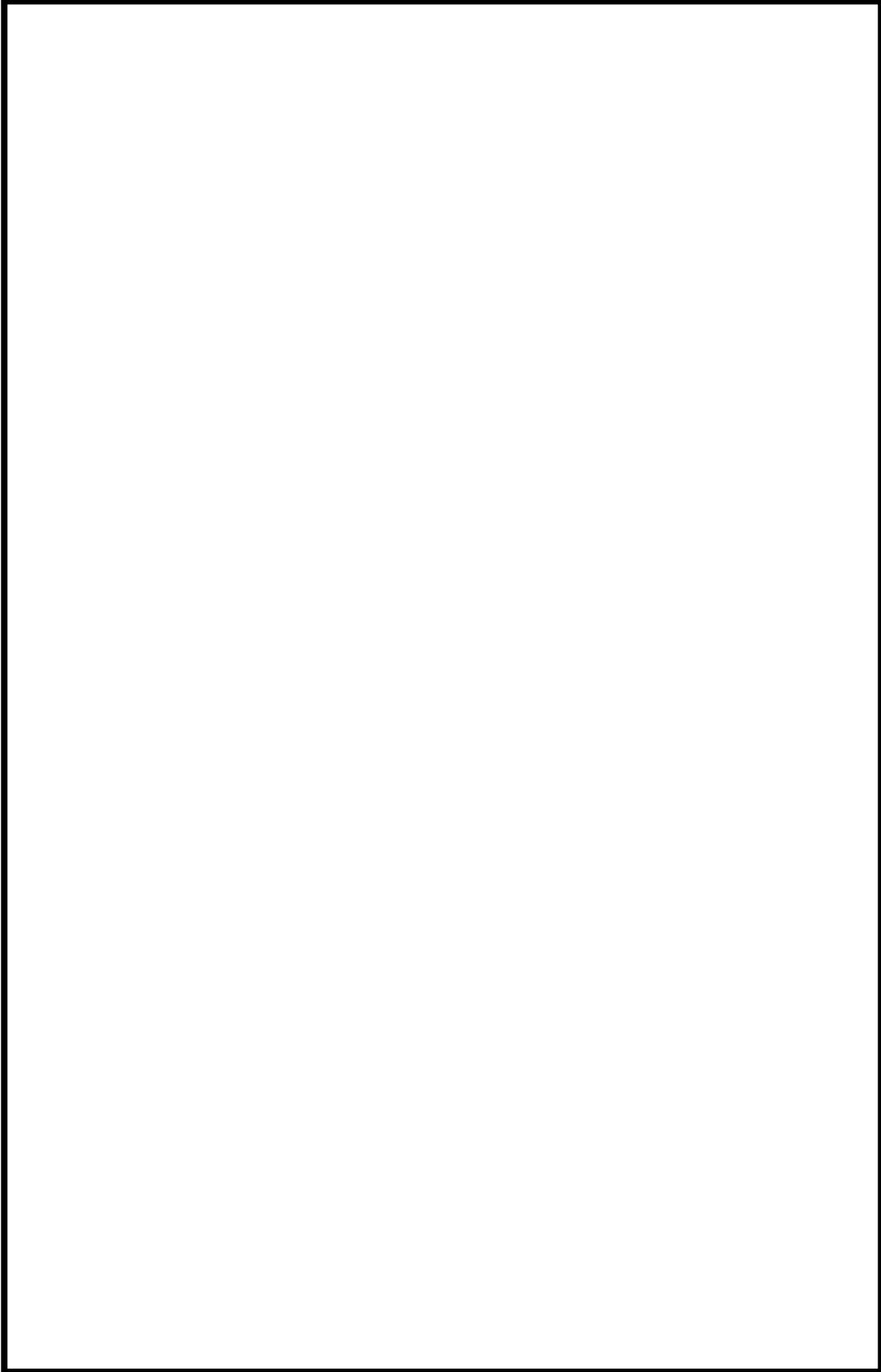


図 50-6-15 残留熱除去系熱交換器図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

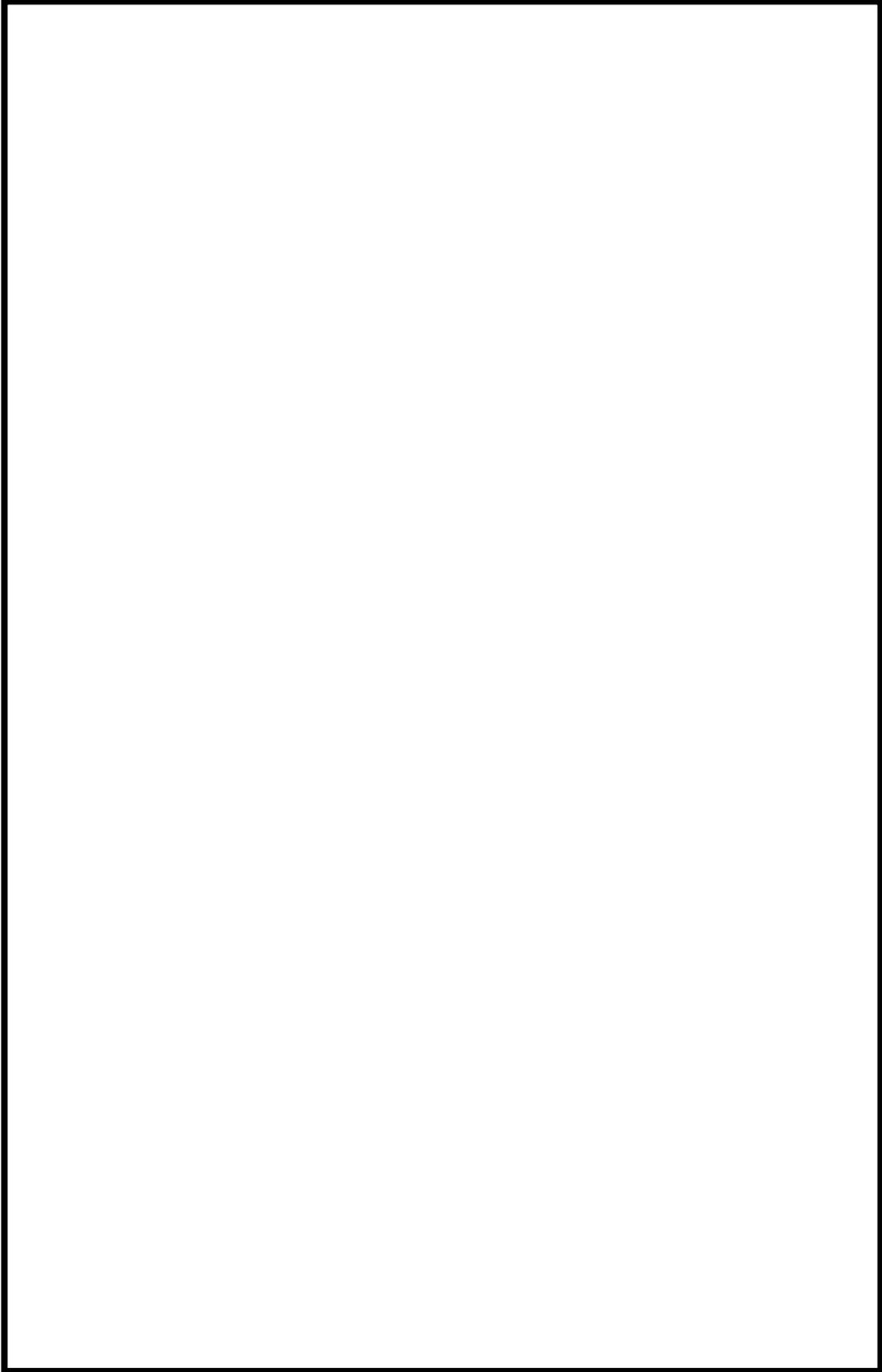


図 50-6-16 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

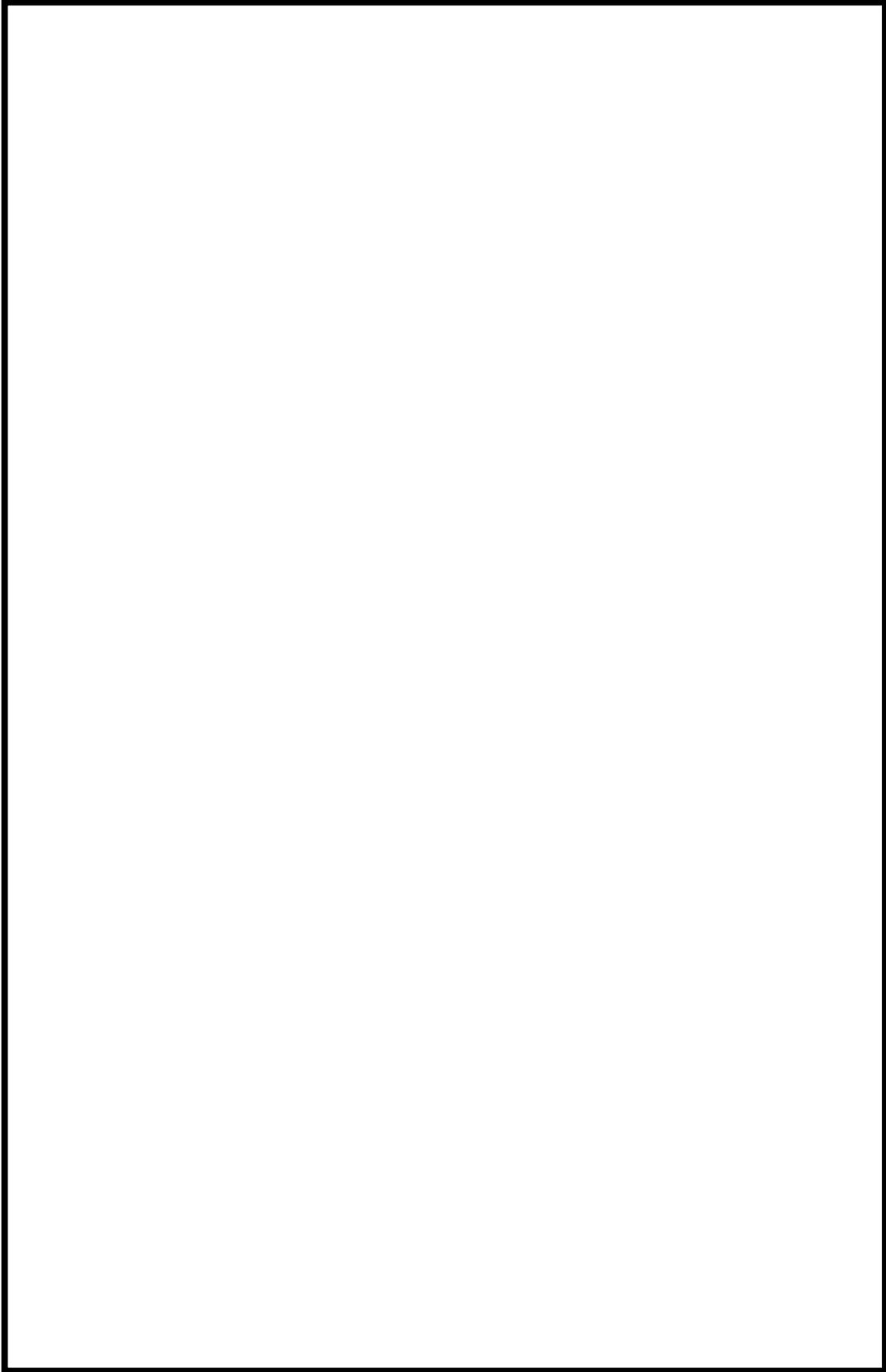


図 50-6-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

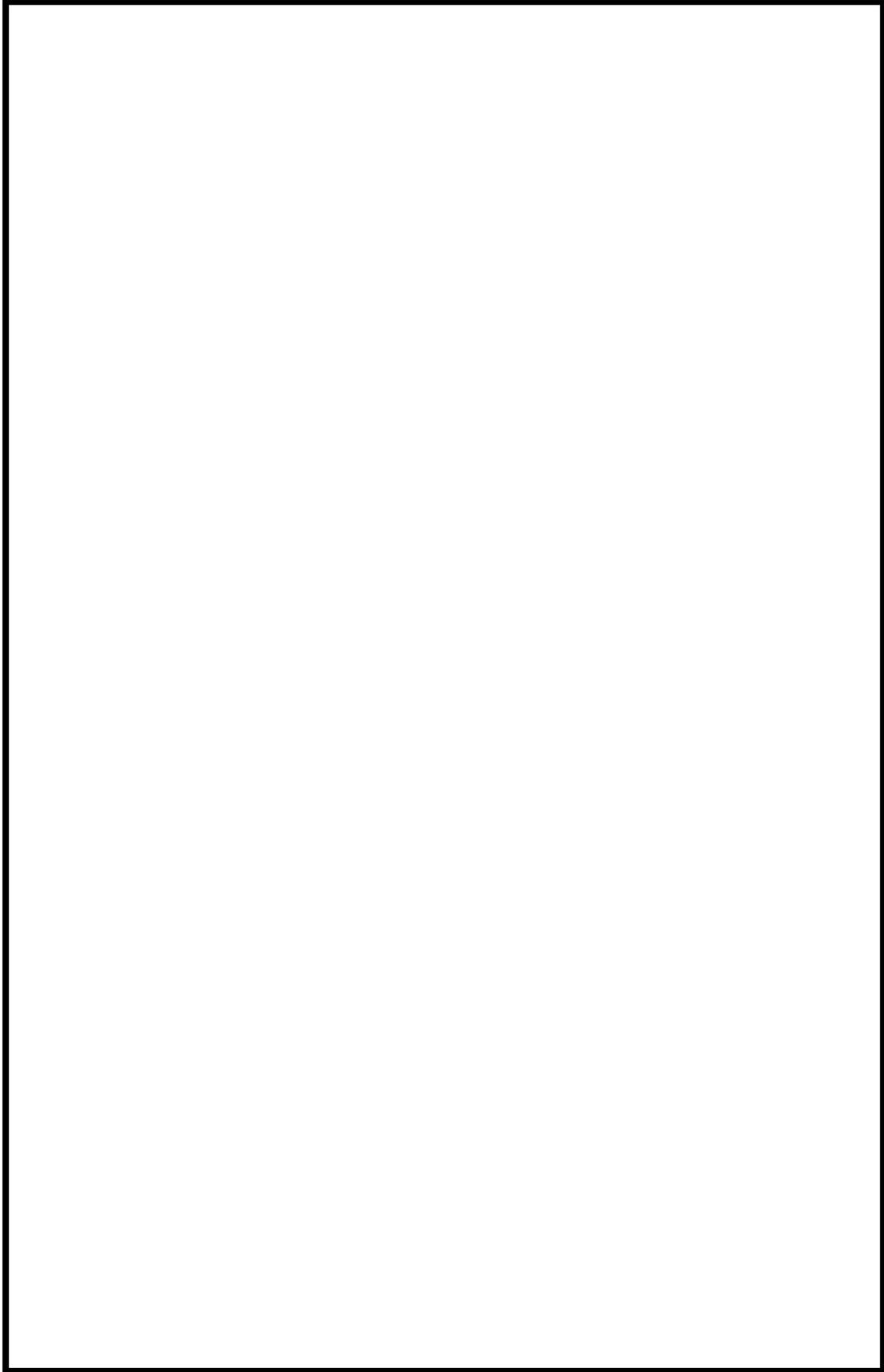


図 50-6-18 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

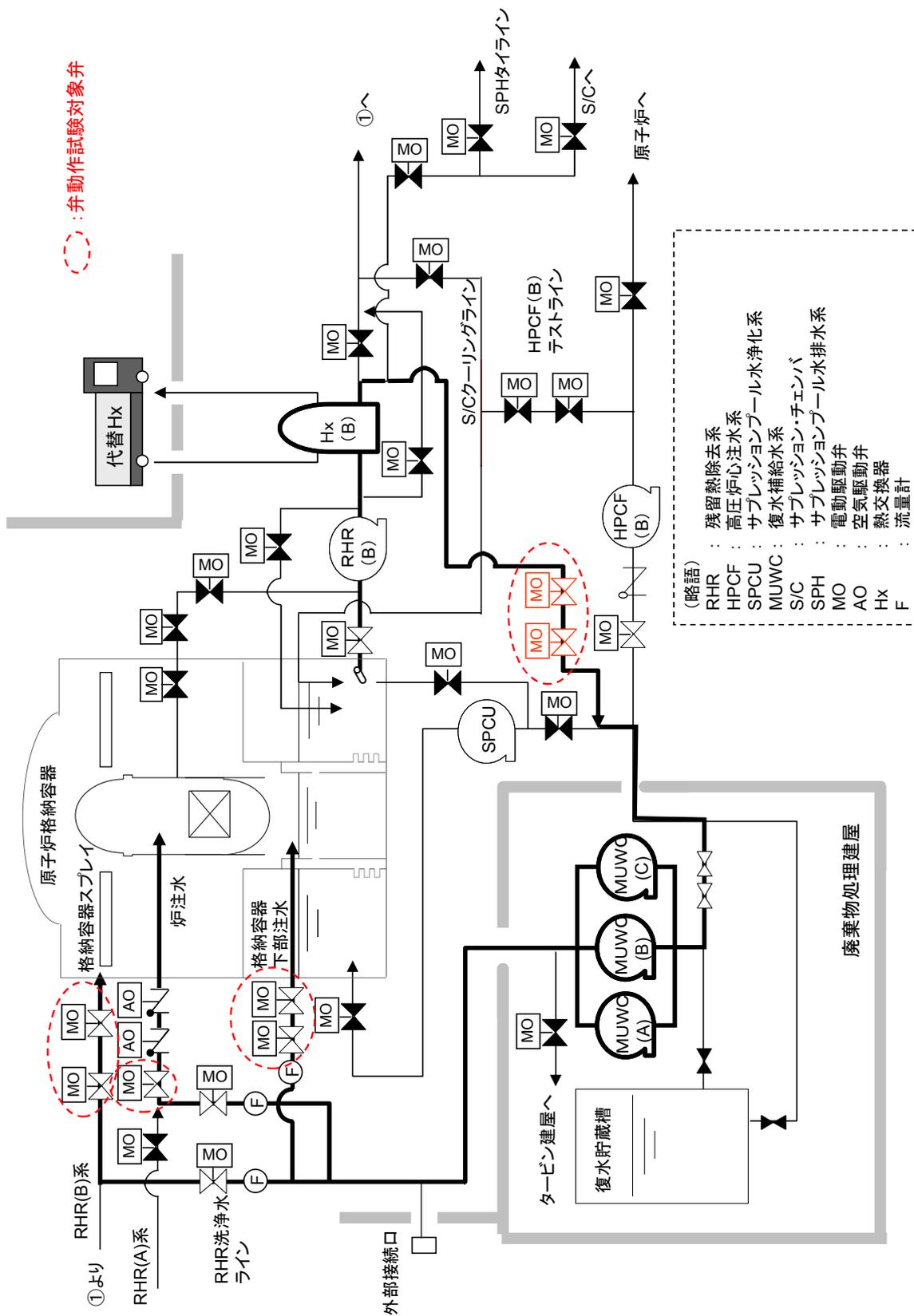


図 50-6-19 代替循環冷却系 弁動作試験

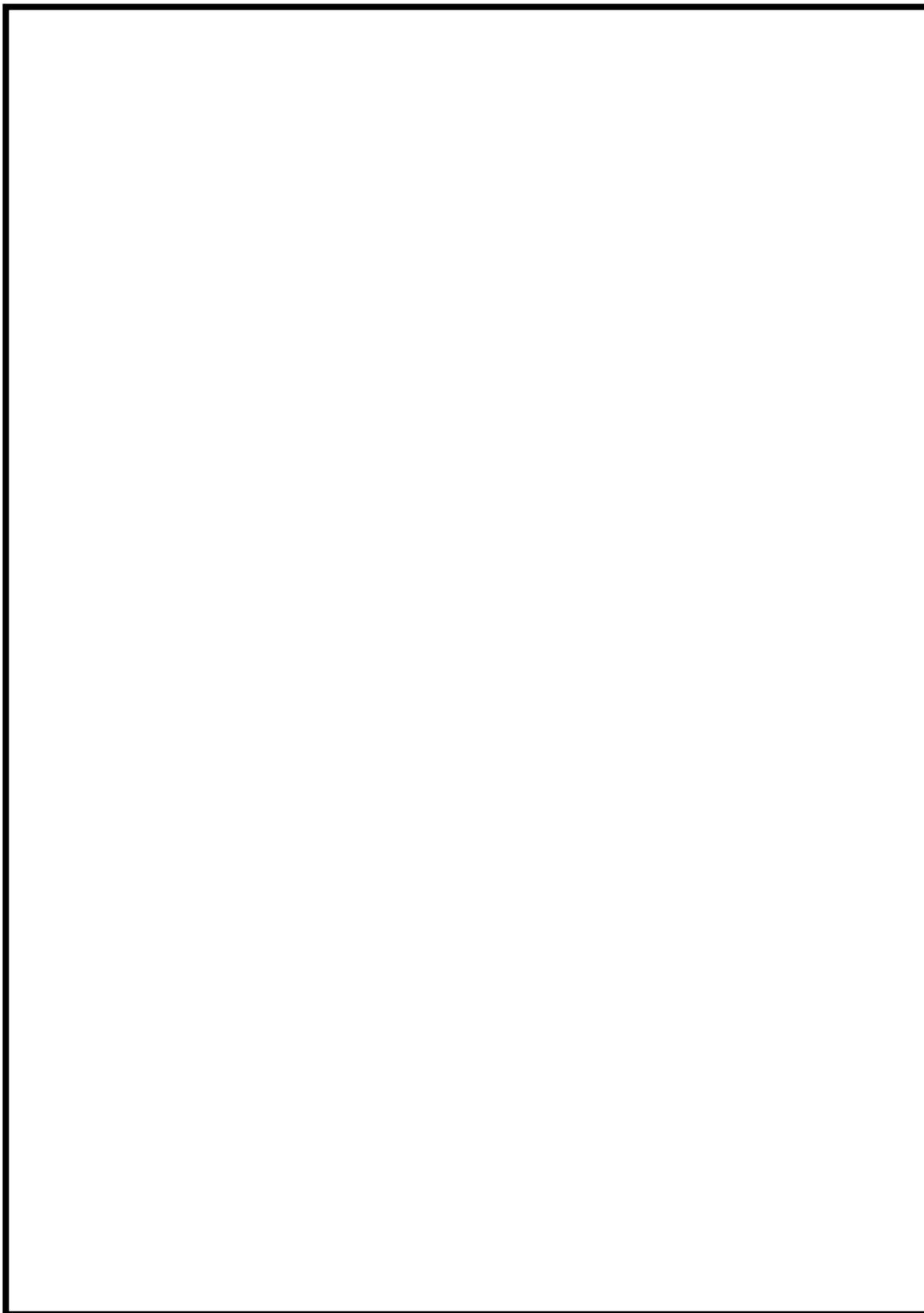


図 50-6-20 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

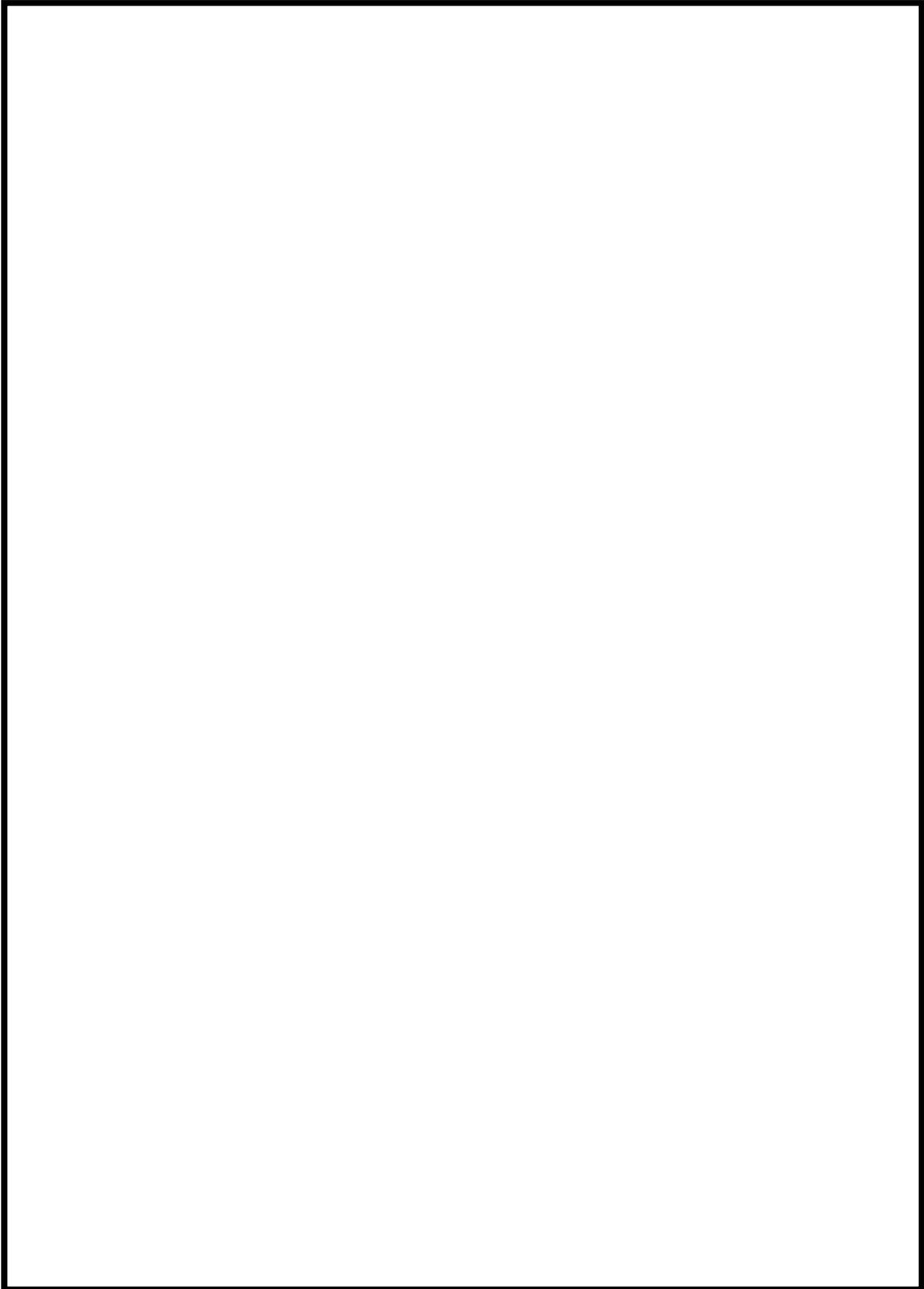


図 50-6-21 代替原子炉補機冷却系 系統性能検査 (7号炉)

50-7
容量設定根拠

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620 (原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスクまで)
		250 (よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	31.6

(1) 最高使用圧力

【原子炉格納容器からよう素フィルタ上流側ラプチャーディスク】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力（原子炉格納容器の最高使用圧力310kPa[gage]の2倍）にてベントを行うことができるよう、620kPa[gage]とする。

【よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクから排気口】

格納容器圧力逃がし装置使用時の系統圧力損失を評価した結果から、よう素フィルタ上流側ラプチャーディスクの下流以降に発生しうる最大の圧力を考慮し、250kPa[gage]とする。

なお、系統圧力損失は、原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にて、ベント経路にある弁を全て全開とした場合の評価を実施している（図50-7-1, 2 参照）。



図50-7-1 6号炉 系統圧力損失評価結果
(原子炉格納容器圧力620kPa(gage), 全弁全開)

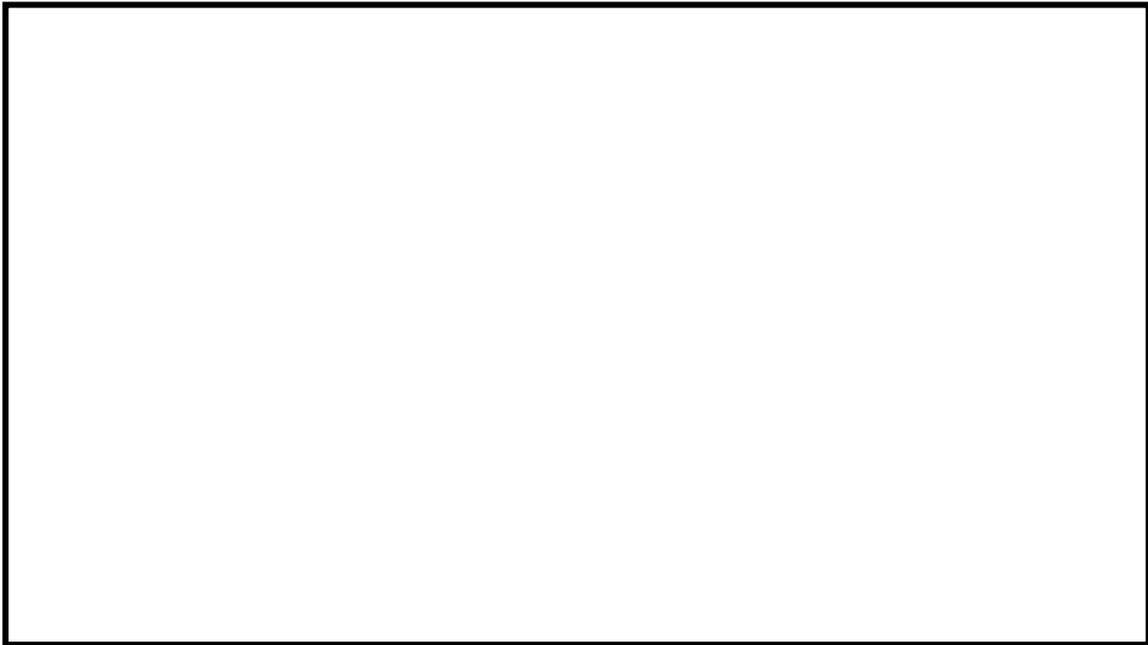
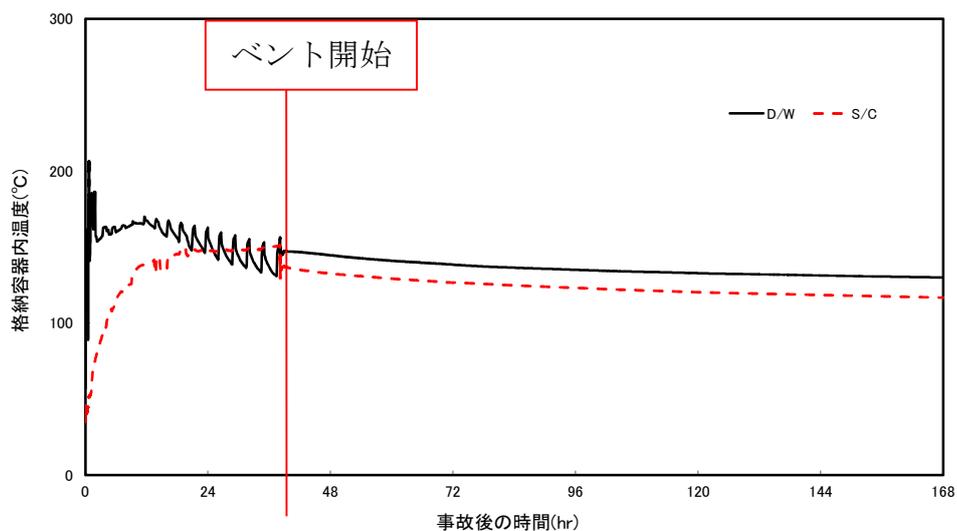


図 50-7-2 7号炉 系統圧力損失評価結果
(原子炉格納容器圧力 620kPa(gage), 全弁全開)

(2) 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である 200°Cとする。

なお、有効性評価シナリオである大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失において、ベント後の原子炉格納容器内雰囲気温度は 200°C以下となることを確認している(図 50-7-3 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器圧力逃がし装置の温度も 200°C以下となる。



38.1

図 50-7-3 原子炉格納容器温度推移 (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器が最高使用圧力の2倍の圧力にてベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の2%に相当する発生蒸気量 31.6kg/s を排出可能な設計とする。

(図 50-7-1, 2 の圧力勾配にてベントガスを通気した場合、ベントガスの質量流量は 31.6kg/s となる)

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から2~3時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失におけるベント開始時間は、原子炉停止から約 38 時間後となっている。そのため、ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、格納容器圧力逃がし装置の設計流量よりも小さな値となる (図 50-7-4 参照)。よって、格納容器圧力逃がし装置を用いて、原子炉格納容器を減圧することは可能である (図 50-7-5 参照)。

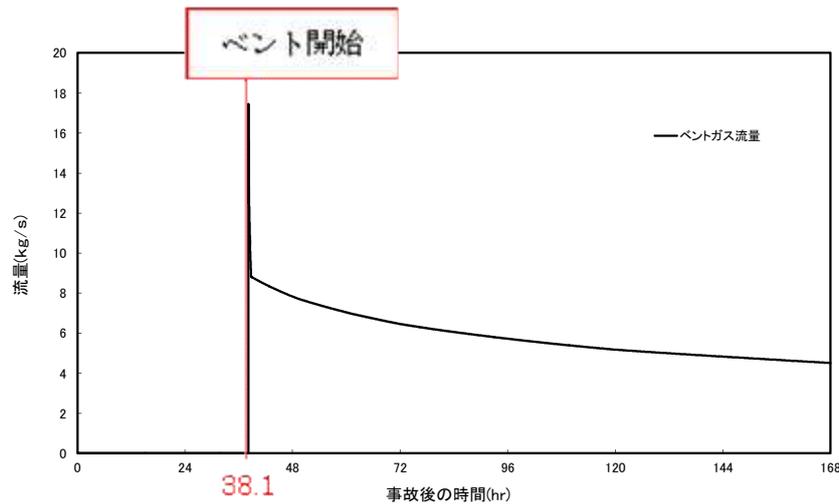


図 50-7-4 ベントガス流量推移 (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失)

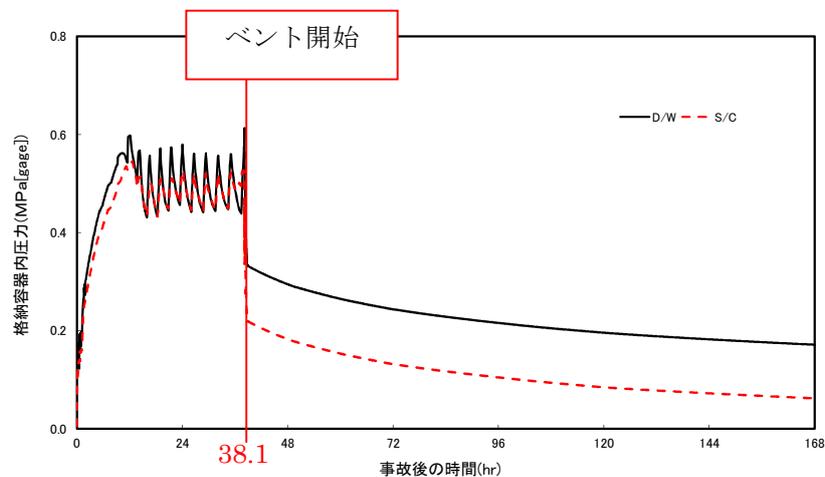


図 50-7-5 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失)

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラバ水 待機時薬液添加濃度	wt%	□
フィルタ装置 金属フィルタ 許容エアロゾル量	cm ³	約 1900 (最小流量相当時)
		約 770 (2Pd 相当流量時)

(1) スクラバ水 待機時薬液添加濃度

水スクラバの無機よう素に対する DF を 1000 以上とするためには、スクラバ水の pH を □ 以上とする必要がある。そのため、スクラバ水の薬液として NaOH を添加することとしている。

一方、ベント中は、以下の 3 つの要因によりスクラバ水の pH は酸性側にシフトする。

(スクラバ水 pH を低下させる要因)

- ① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費
- ② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化物イオンの消費
- ③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

そのため、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は、これらの要因を考慮しても pH が □ 以上を維持するだけの容量を有している必要がある。

フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH □ wt% としている。ここで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費、希釈量を算定し、上記の添加濃度の十分性を評価する。

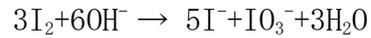
【水酸化物イオン消費・希釈量評価】

① 原子炉格納容器からの酸性物質の飛来に伴う水酸化物イオンの消費

原子炉格納容器内に敷設されるケーブルの被覆材が、熱並びに放射線により分解し酸性物質が生じる。この酸性物質がフィルタ装置に流入し、スクラバ水の pH を低下させる。原子炉格納容器からフィルタ装置に流入する酸性物質は HCl で 330[mo1] と評価している。そのため、この酸を中和するため、水酸化物イオンも 330[mo1] 消費される。

② 無機よう素のイオン化に伴う水酸化化物イオンの消費

スクラバ水にて無機よう素を捕捉する際には、下記の化学反応式に記載の通り、1[mo1]の無機よう素を捕捉するためには、2mo1の水酸化化物イオンが消費される。



今、フィルタ装置に流入する無機よう素量は、5.22[mo1]^{*2}と評価している。そのため、この無機よう素を捕捉するため、水酸化化物イオン 10.44[mo1]が消費される。

③ ベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水量の増加に伴う希釈

待機時のフィルタ装置には、スクラバノズル上端から 1[m]まで水を張っており、水量は 23670[l]である。ベントガスの凝縮により、スクラバ水の最大水位はスクラバノズル上端から 2.2[m]であることから、水量は 38750[l]へ増加する。そのため、スクラバの薬液濃度は 23670/38750=0.61 倍に希釈される。

ここで、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液濃度を []wt%であり、スクラバ水の初期量は 23670[l]であるため、添加する NaOH の量は $23670 \times [] = [] = []$ [mo1]となる。

上記の①及び②による水酸化化物イオンの消費量は $330+10.44=340.44$ [mo1]であるため、これらの反応後、水酸化化物イオンの残存量は、 $[] - 340.44 = []$ [mo1]となる。一方、③の最大水位におけるスクラバ水の量は 38750[l]である。そのため、水酸化化物イオン濃度は $[] / 38750 = []$ [mo1/l]となり、pHは []となる。

よって、スクラバ水の pHは []以上を維持できることから、フィルタ装置待機時のスクラバ水薬液添加濃度は NaOH []wt%にて十分である。

(2) フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量

フィルタ装置金属フィルタにエアロゾルが捕捉されると、捕捉されたエアロゾルの量に応じてフィルタ装置金属フィルタの差圧は上昇し、規定量のエアロゾルを捕捉すると、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値に到達する。この時のフィルタ装置金属フィルタのエアロゾル捕捉量を、フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量という。

フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量は、フィルタ装置内を通気されるガスの体積流量により変わり、原子炉格納容器圧力が 2Pd におけるガス流量（以下、「2Pd 相当流量」）に対する許容エアロゾル量は約 770cm³、事故後約 1 週間後のガス流量（以下、「最小流量相当」）に対する許容エアロゾル量は約 1900cm³である。

フィルタ装置使用中は、フィルタ装置金属フィルタの差圧は設定上限値以下に維持される必要がある。そのため、フィルタ装置使用中に、前段にある水スクラバでは捕捉できずにフィルタ装置金属フィルタに流入するエアロゾル量は、フィルタ装置金属フィルタの許容エアロゾル量よりも小さい必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失と、MCCI が発生する高圧・低圧注水機能喪失の D/W ベントシナリオに対し、フィルタ装置金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、フィルタ装置金属フィルタ許容エアロゾル量の十分性を評価する。

評価の手順は、以下の通りである。

【フィルタ装置金属フィルタへのエアロゾル流入量評価】

① 各シナリオにおける、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量 (cm³)

まず、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失と高圧・低圧注水機能喪失の D/W ベントシナリオにおいて、フィルタ装置に流入するエアロゾルの粒径分布と流入量を評価した結果、図 50-7-6, 7 並びに表 50-7-1 の通りとなった。

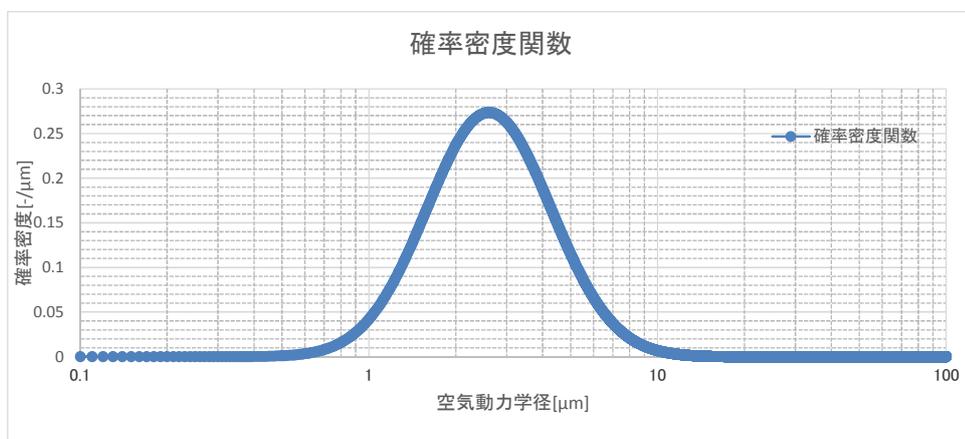


図 50-7-6 エアロゾル粒径分布（大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント）

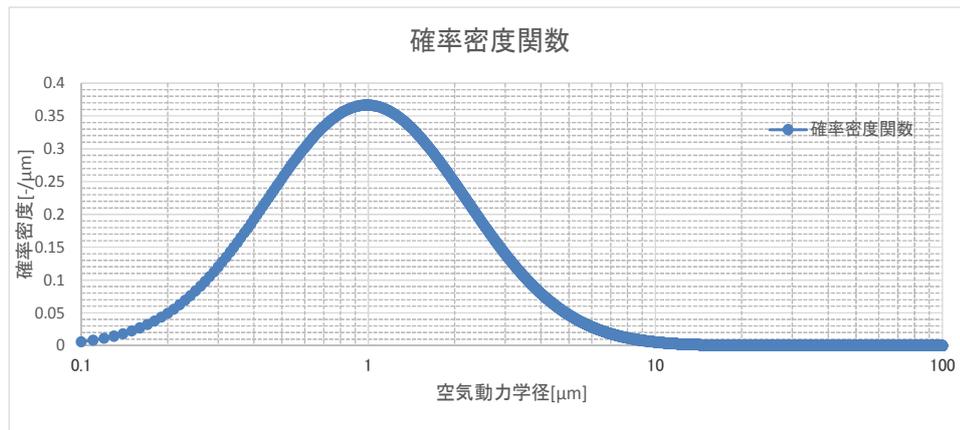


図 50-7-7 エアロゾル粒径分布（高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント）

表 50-7-1 エアロゾル流入量

シナリオ	エアロゾル流入量
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失，D/W ベント	569.48 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失，D/W ベント	10203.38 cm ³

② フィルタ装置に流入するエアロゾル粒径分布に対して，水スクラバ単体のオーバーオール DF の算出

次に，フィルタ装置に流入するエアロゾルのうち，**フィルタ装置**金属フィルタに流入するエアロゾル量を評価するため，**フィルタ装置**金属フィルタの前段に設置される水スクラバの除去性能（オーバーオール DF）を評価する。

水スクラバの粒径に対する除染係数は，性能確認試験により図 50-7-8, 9 の結果が得られている。

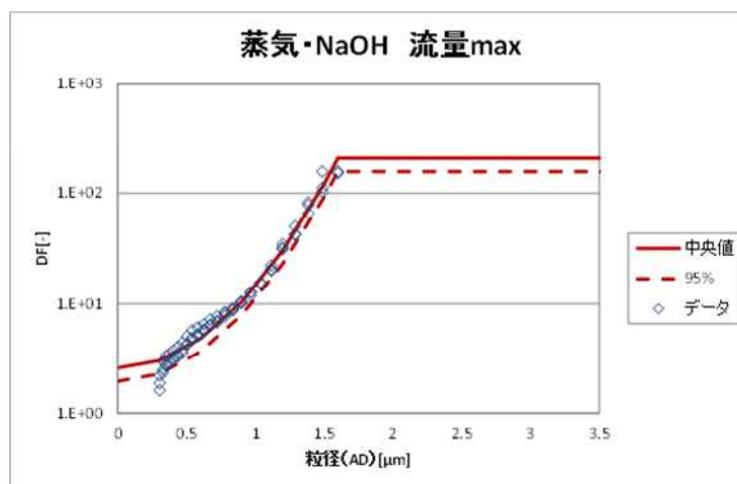


図 50-7-8 水スクラバ性能試験結果（2Pd 相当流量）

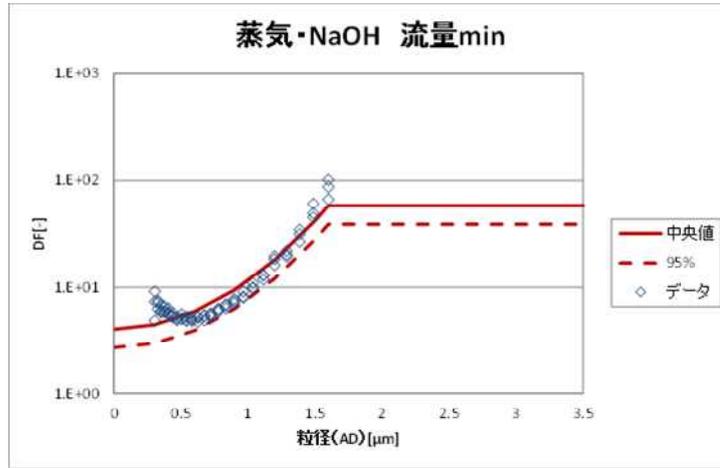


図 50-7-9 水スクラバ性能試験結果（最小流量相当）

図 50-7-6, 7 に示す粒径分布に対して，図 50-7-8, 9 の水スクラバの粒径に対する除去性能から，以下の評価式にて水スクラバのオーバーオール DF を評価すると，表 50-7-2 の通りとなる。

[オーバーオール DF 評価式]
$$DF_{total} = \frac{\int M(D_p) dD_p}{\int \frac{M(D_p)}{DF(D_p)} dD_p}$$

DF (Dp) は，粒径 Dp における水スクラバの DF

M(Dp) は，フィルタ装置に流入する粒径 Dp のエアロゾルの総質量

表 50-7-2 水スクラバオーバーオール DF

シナリオ	ガス流量	水スクラバ オーバーオール DF
大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	115
	最小流量相当	34
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	15
	最小流量相当	12

③ **フィルタ装置**金属フィルタに流入するエアロゾルの量の算出

フィルタ装置に流入するエアロゾル量①と、水スクラバのオーバーオール DF②より、**フィルタ装置**金属フィルタに流入するエアロゾル量は表 50-7-3 の通り評価することができる。

表 50-7-3 **フィルタ装置**金属フィルタに流入するエアロゾル量

シナリオ	ガス流量	フィルタ装置 金属フィルタに流入するエアロゾル量
大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	4.95 cm ³
	最小流量相当	16.75 cm ³
高圧・低圧注水機能喪失, D/W ベント	2Pd 相当流量	680.23 cm ³
	最小流量相当	850.29 cm ³

評価結果より、いずれのシナリオにおいても、**フィルタ装置**金属フィルタに流入するエアロゾル量は、許容エアロゾル量である約 770cm³ (2Pd 相当流量), 約 1900cm³ (最小流量相当) よりも小さい。そのため、これらのシナリオでフィルタ装置を使用した場合、**フィルタ装置**金属フィルタの差圧は設定上限値まで到達はしない。

よって、エアロゾル流入量に対する**フィルタ装置**金属フィルタの容量は十分である。

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (よう素フィルタ容量)
吸着層有効表面積	m ²	
吸着層厚さ	mm	

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は十分は有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

表 50-7-4 に示す、ベントガス露点温度差とベントガスと吸着材の接触時間をパラメータとしたときの、銀ゼオライトの有機よう素除去性能は、図 50-7-10 の通りとなる。

表 50-7-4 銀ゼオライト性能試験条件

項目		条件
試験ガス露点温度差		<ul style="list-style-type: none"> • 5 [K] (試験ガス温度は 104[°C]) • 10 [K] (試験ガス温度は 109[°C])
接触時間	露点温度差 5 [K]	<ul style="list-style-type: none"> • 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] • 0.33 [s], 0.41 [s], 0.49 [s]
	露点温度差 10 [K]	<ul style="list-style-type: none"> • 0.08 [s], 0.16 [s], 0.24 [s] • 0.32 [s], 0.40 [s], 0.49 [s]
試験ガス組成		• 水蒸気 95[%], 空気 5[%]
捕捉対象ガス		<ul style="list-style-type: none"> • ヨウ化メチル (微量の放射性よう素 I-131 を含む)

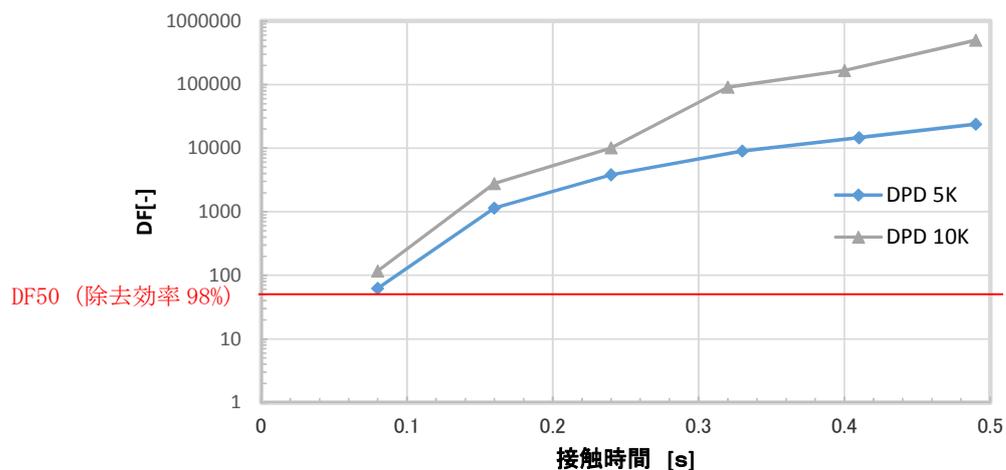


図 50-7-10 より、よう素フィルタの有機よう素除去性能を 98%以上とするためには、露点温度差 5K 以上にて、ベントガスと吸着材の接触時間を約 0.08s 以上確保する必要がある。

なお、6 号炉及び 7 号炉の、よう素フィルタ部におけるベントガスの体積流量、並びに露点温度差は表 50-7-5 の通りとなる^{※1}。

一方、よう素フィルタには、内部に吸着材を充填した円筒状のキャンドルユニットを 19 本設置する。よう素フィルタは 2 基設置することから、キャンドルユニットはトータルで 38 本設置することとなる。

ここで、キャンドルユニットの吸着層の [] を用い、吸着層の有効高さ [] キヤンドルユニットの設置本数 38 本を用いて、式(1)にて吸着層の総有効面積を算出すると、 [] となる。

$$(\text{吸着層総有効面積}) = [] \quad (1)$$

また、吸着層の総有効面積と有機よう素フィルタで処理するベントガスの体積流量、さらに吸着層厚さ [] を用いて、式(2)にてベントガスと吸着材の接触時間は算出する。

$$(\text{接触時間}) = (\text{吸着層厚さ}) \div \{ (\text{ベントガス体積流量}) \div (\text{吸着層総有効面積}) \} \quad (2)$$

式(2)にて算出したベントガスと吸着材の接触時間についても、表 50-7-5 に記載する。

表 50-7-5 実機運転範囲

		原子炉格納容器圧力:620kPa (gage) ^{※1} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気 (7%), 水素 (34%), 窒素 (59%) ^{※2}	ベントガス質量 流量:4.5[kg/s] ^{※3} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気 (100%)	ベントガス質量 流量:2.5[kg/s] ^{※4} 二次隔離弁:調整開 ベントガス組成: 水蒸気 (100%)
6 号	ベントガス 体積流量 [m³/s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			
7 号	ベントガス 体積流量 [m³/s]			
	ベントガス 露点温度差 [K]			
	接触時間 [s]			

※1 有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失) における原子炉格納容器ベント開始時の D/W の圧力値。その時の原子炉格納容器ベントの取り出し口である S/C の圧力は 523kPa (gage) となる。

※2 MAAP 解析における有効性評価シナリオ (大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失) のベント開始時原子炉格納容器の S/C 内ガス組成

※3 事故発生 1 週間後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

※4 事故発生 1 か月後に原子炉格納容器内にて発生する蒸気量

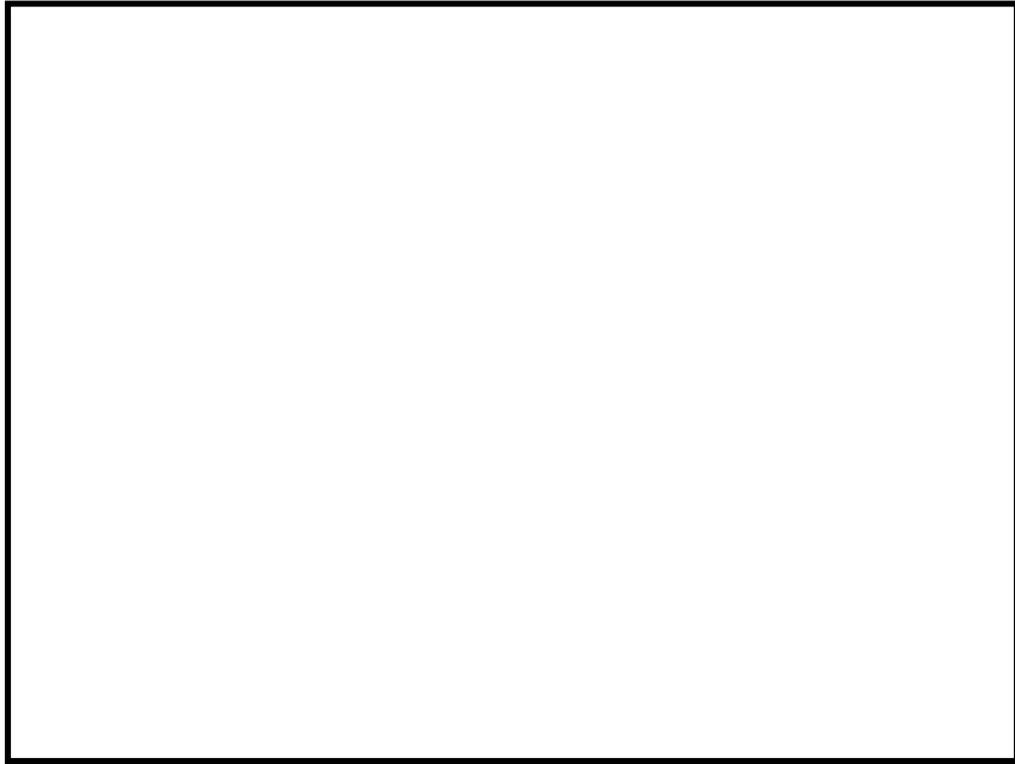


図 50-7-11 キャンドルユニット詳細図

表 50-7-5 より、実機のような素フィルタの運転範囲としては、以下の通りとなる。

【よう素フィルタ運転範囲】



そのため、実機におけるベントガスと吸着材との接触時間は、吸着層の有効面積を、の厚さをに設定することで、有機よう素除去性能を 98%以上とするために必要な接触時間 0.08s よりも十分大きくすることができる。

よって、吸着層の有効面積と厚さは、所望の有機よう素除去性能を達成するために十分である。

名 称		格納容器圧力逃がし装置 (ラプチャーディスク容量)
破裂圧力	kPa [gage]	約 100

格納容器圧力逃がし装置に設置するラプチャーディスクの破裂圧力については、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げとならないよう、格納容器圧力逃がし装置使用開始時の原子炉格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するように設定してある。

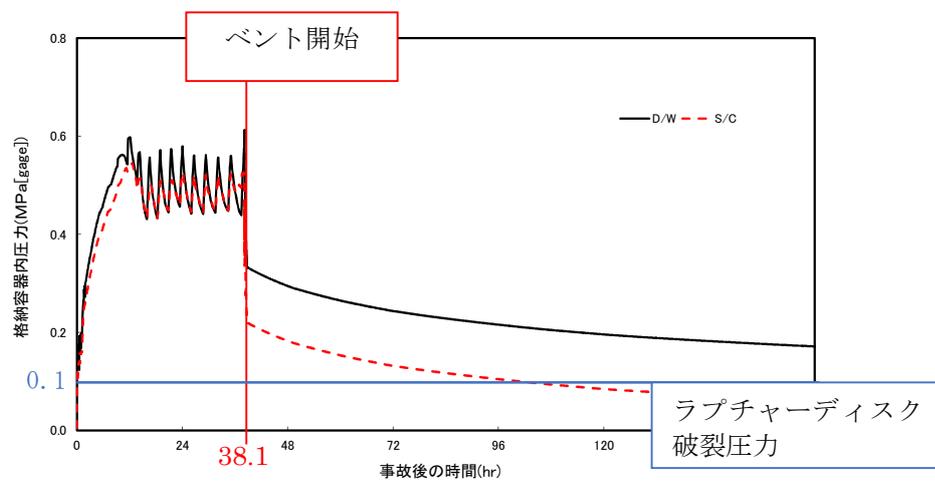


図 50-7-12 原子炉格納容器圧力推移 (大 LOCA + SBO + 全 ECCS 機能喪失)

名 称		復水移送ポンプ (代替循環冷却系使用時)
容量	m ³ /h/台	95 以上 (注 1), 125 (注 2)
全揚程	m	6 号炉 : <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉 : <input type="checkbox"/> 以上 85 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37 (1.7)
最高使用温度	°C	66 (85)
原動機出力	kW	6 号炉 <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉 : <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) 55 (注 2)
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す
<p>() 内は代替循環冷却系使用時の条件を示す。</p> <p>【設 定 根 拠】 復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・チェンバを水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイ又は、原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力 (200°C・0.62MPa [gage]) を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設として設置している 3 台のうち、2 台を重大事故防止設備とし、1 台を予備として使用する。</p>		

1. 容量

1.1 代替循環冷却系を使用する場合の容量 125m³/h

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの容量は、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が約 190 m³/h（原子炉への注入流量が約 90 m³/h，原子炉格納容器へのスプレー流量が約 100 m³/h）（復水移送ポンプ 2 台）又は、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m³/h（原子炉格納容器下部への注入流量が 50 m³/h，原子炉格納容器へのスプレー流量が 140 m³/h）（復水移送ポンプ 2 台）であることから、1 台あたり約 95 m³/h 必要とする。

したがって、設計基準対象施設で使用する復水移送ポンプの公称値 125m³/h の内数であることから代替循環冷却系を使用する場合の公称値も同様に 125m³/h とする。

2. 揚程

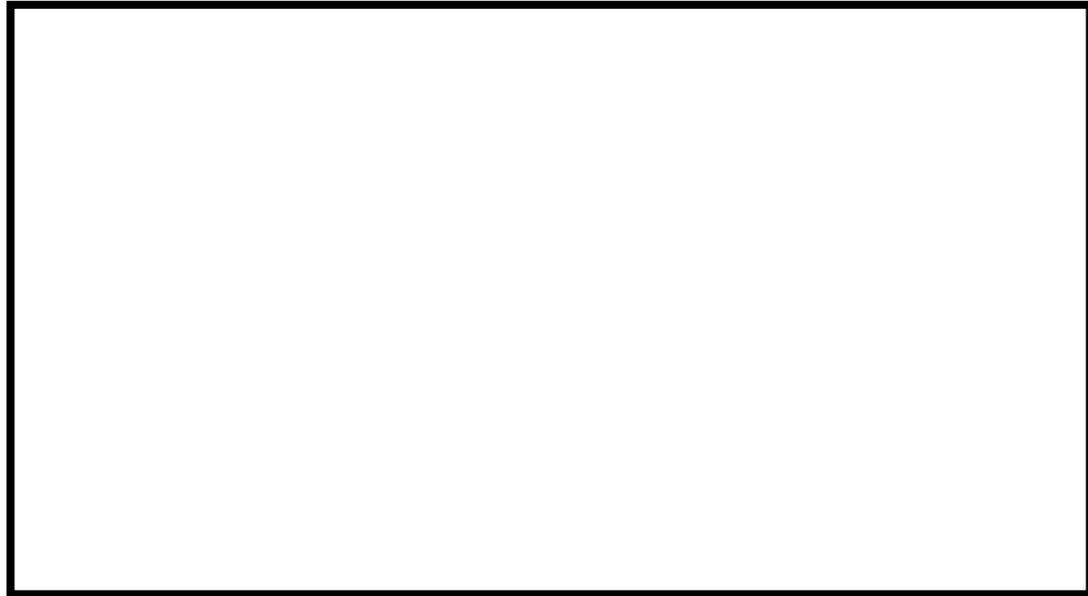
2.1 代替循環冷却系を使用する場合の揚程 85m

代替循環冷却系を使用する場合の復水移送ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（サプレッション・チェンバと原子炉の圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】



【7号炉】



以上より，設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの揚程は 85m であり，代替循環冷却系を使用する場合の揚程はこの内数であることから 85m とする。

3. 最高使用圧力 1.7MPa[gage]

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、

を上回る圧力として 1.37MPa[gage] としているが，代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用圧力

を上回る圧力として 1.7MPa[gage] とする。

4. 最高使用温度 85℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は，水源の復水貯蔵槽の最高使用温度 66℃に合わせ 66℃としているが，代替循環冷却系として用いる復水移送ポンプの最高使用温度は，サプレッション・チェンバ・プールを水源とする代替循環冷却系運転時に約℃となるため，これを上回る温度として 85℃とする。

5. 原動機出力 55kW

(6号炉)

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合 (容量 95m³/h) の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left(\frac{Q}{3,600} \times H \right) / \left(\eta / 100 \right) \\
 &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left(\frac{95}{3,600} \times 93 \right) / \left(\text{} / 100 \right) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 93 (図 50-7-13 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-13 参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

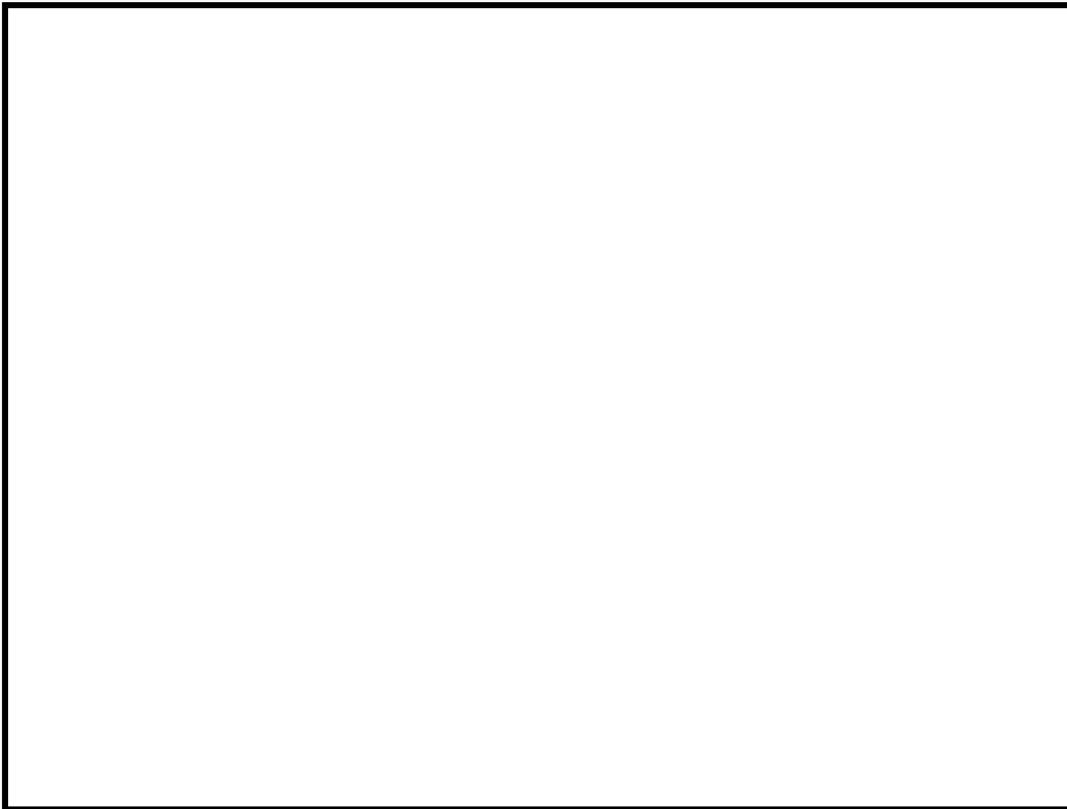


図 50-7-13 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

復水移送ポンプを代替循環冷却系として用いる場合(容量 95m³/h)の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((95/3,600) \times 92) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 95

H : ポンプ揚程 (m) = 92 (図 50-7-14 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-14 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

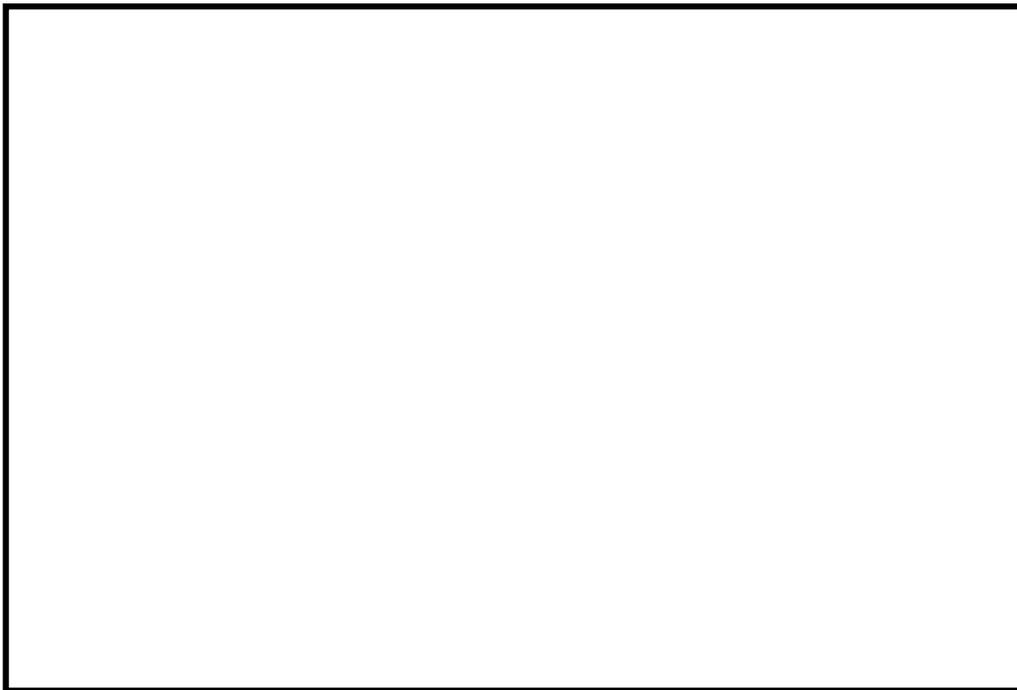


図 50-7-14 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値は 55kW であり、代替循環冷却系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW とする。

名 称		残留熱除去系 熱交換器
個数	基	1
容量 (設計熱交換量)	MW	約 8 (注 1, 2)
伝熱面積	m ²	6号炉：約 <input type="text"/> 以上(注 1) 7号炉：約 <input type="text"/> 以上(注 1) (約 <input type="text"/> (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>代替循環冷却系として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、熱交換器ユニットから供給される冷却水を通水することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。</p> <p>この場合、復水移送ポンプはポンプ 2 台で運転し、熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。</p> <p>1. 容量、伝熱面積の設定根拠</p> <p>設計基準対象施設としての熱交換量は、海水温度が 30℃、サプレッション・チェンバ・プール水温が 52℃の場合において約 8MW であるが、重大事故等対処設備として想定する熱交換量は、サプレッション・チェンバ・プール水温が約 160℃、残留熱除去系熱交換器への通水流量が、サプレッション・チェンバ・プール側の流量約 190m³/h、原子炉補機冷却系側の流量約 470m³/h の場合において約 17MW である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は 6号炉約 <input type="text"/> m²、7号炉約 <input type="text"/> m² に対し、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は 6号炉約 <input type="text"/> m²、7号炉約 <input type="text"/> m² となるため、残留熱除去系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 8MW とし、要求伝熱面積としては設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積に余裕を見込み、6号炉は約 <input type="text"/> m²、7号炉は約 <input type="text"/> m² とする。</p>		

名 称		熱交換器ユニット (その1)
個数	式	3
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 50
伝熱面積	m ² /式	□ 以上 (注1) (約 □ (注2))
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

熱交換器ユニット (その1) は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その1) は3式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その1) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱 (約23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その1) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で、事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図50-7-15に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

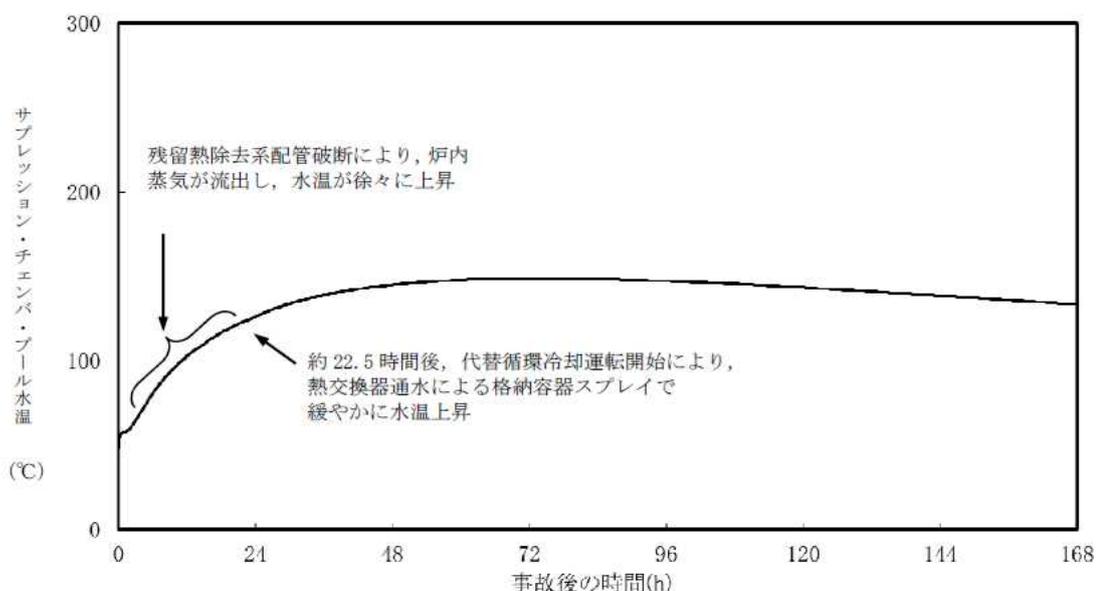


図 50-7-15 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移 (原子炉注水及び格納容器スプレイ)

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

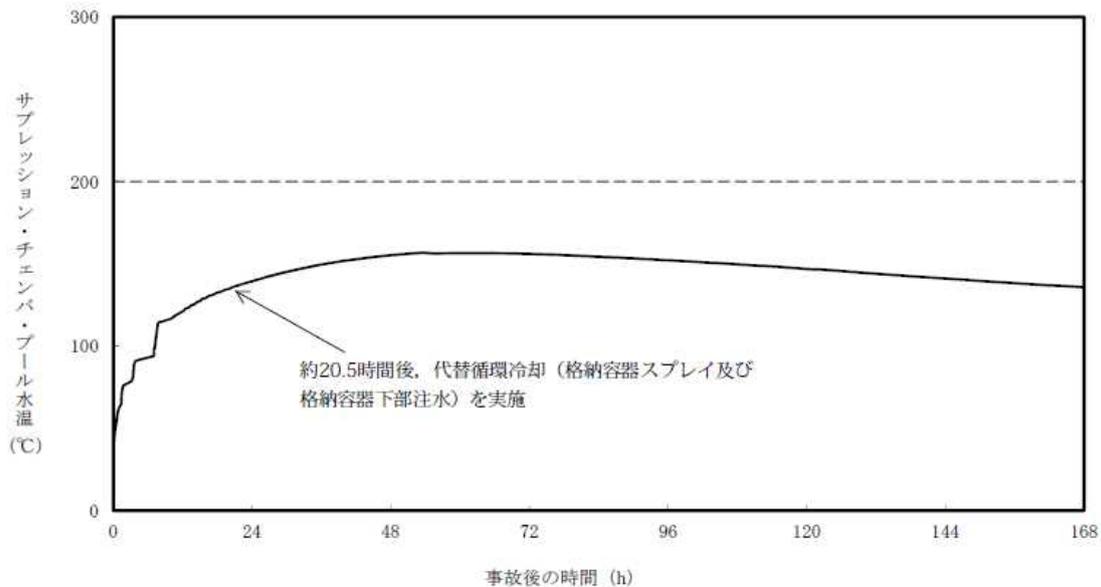


図 50-7-16 サプレッション・チェンバ・プール水温の推移
(格納容器下部注水及び格納容器スプレイ)

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	= 23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	= 600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	= 840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	= 32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	= 30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	= 990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	= 1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	= 4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	= 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2) - (Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \div \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, $\boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ m}^2$

以上より, 熱交換器ユニット (その 1) の伝熱面積は, 約 $\boxed{} \text{ m}^2$ /式とする。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 又は 90 / 海水側 80 又は 40
伝熱面積	m ² /式	□ 以上(注1) (約□ (注2))
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す
<p>【設定根拠】 熱交換器ユニット (その2) は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。 熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。</p> <p>1. 個数、容量の設定根拠 熱交換器ユニット (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱 (約23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約23MW/式とする。 なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」で、事故発生22.5時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。 具体的には、図50-7-15に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。 また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生20.5時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。 具体的には、図50-7-16に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。</p> <p>2. 最高使用圧力の設定根拠 2.1 淡水側 熱交換器ユニット (その2) の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa [gage] とする。 2.2 海水側 熱交換器ユニット (その2) の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車 (熱交換器ユニット用) の最高使用圧力以上とし、1.4MPa [gage] とする。</p>		

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口 80℃、入口 40℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量 11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる□ m²/基とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱板熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\square \times 8.60} \\ &= \square \text{ m}^2/\text{基} \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 10⁶ (=11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²·K)) = □

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、□ × 2 = □ m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約□ m²/式とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系を使用した場合の、残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において、約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : m²

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し、重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の、残留熱除去系熱交換器における交換熱量については、以下の条件において、約 6.5MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	□ 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□ 以上（注1）（110（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は，本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は，熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は，冷却水の戻り温度を考慮し，70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m³/h）の必要軸動力は，以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / \text{} / 100 \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\approx \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-17 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 50-7-17 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より，代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は 110kW とする。

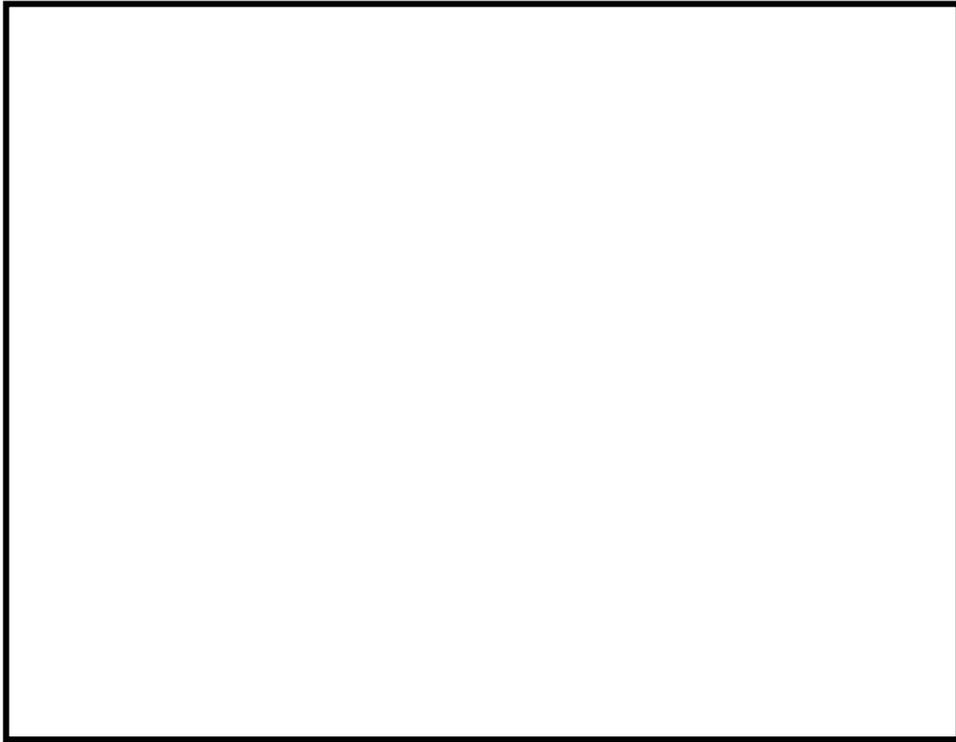


図 50-7-17 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	□ 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW	□ 以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は1台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量の容量を上記のように設定することで、代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は75mとする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その2）の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kWとなる。

$$\begin{aligned}
 P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \\
 &\doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 50-7-18 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 50-7-18 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の原動機出力は200kW/台とする。



図 50-7-18 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m ³ /h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.47 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注 1：要求値を示す 注 2：公称値を示す

【設定根拠】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却海水ポンプは 2 台設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、900m³/h とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、代替循環冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で、事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-15 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 50-7-16 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・チェンバ・プール水温を示すように、代替循環冷却系による格納容器下部注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。

(6号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約	<input type="text"/>	MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	約	<input type="text"/>	MPa
③ホース湾曲の影響	:	約	<input type="text"/>	MPa
③機器類の圧力損失	:	約	<input type="text"/>	MPa
①～③の合計	:	約	<input type="text"/>	MPa

(7号炉)

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:	約	<input type="text"/>	MPa
②ホース直接敷設の圧損	:	約	<input type="text"/>	MPa
③ホース湾曲の影響	:	約	<input type="text"/>	MPa
③機器類の圧力損失	:	約	<input type="text"/>	MPa
①～③の合計	:	約	<input type="text"/>	MPa

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage] 以上とし、1.25MPa[gage]とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点（）での軸動力を考慮し、 kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

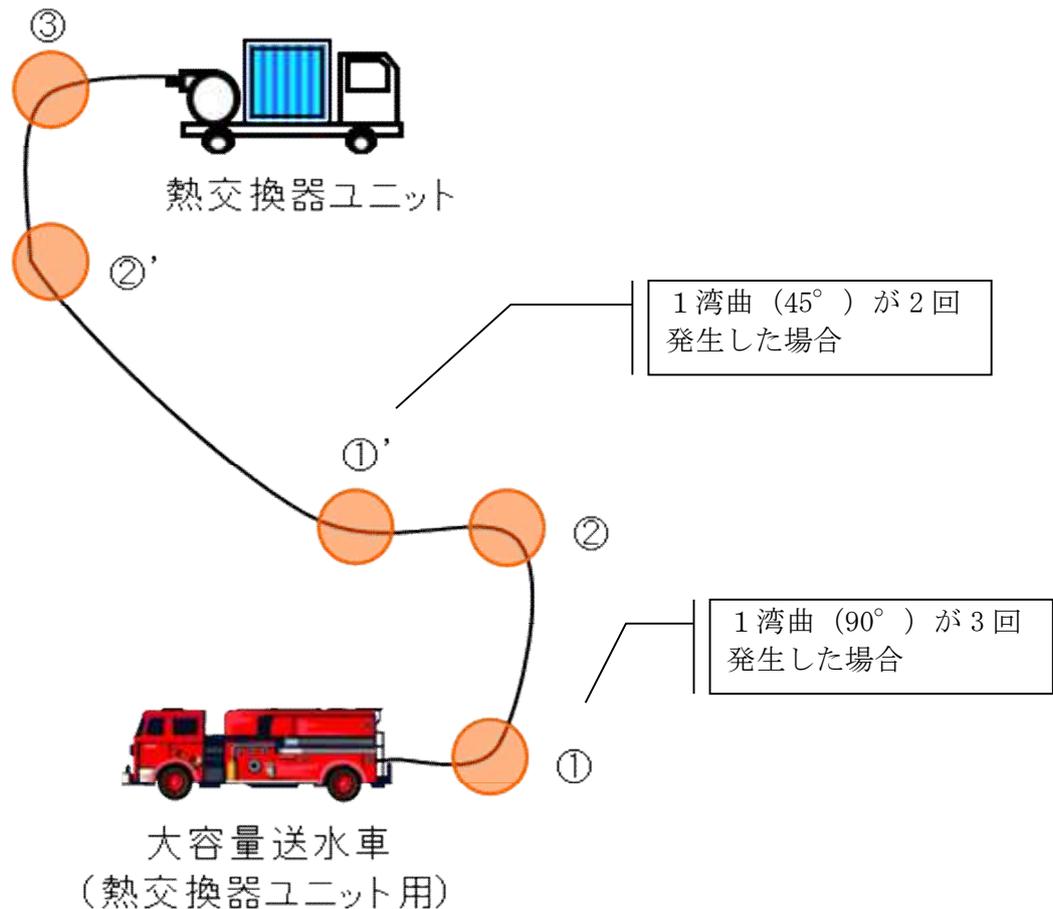


図1 想定される消防ホースの引き回しパターン(イメージ)

< 1湾曲(90°)あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径1000mmにおける90°湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \cdots [\text{MPa}] (i)$$

を引用する。

○流速 v

$$v=Q/A$$

・ Q =流量について

大容量送水車流量は， $840\text{m}^3/\text{h}$ である。

・ A =管路の断面積について

$A=\pi r^2$ であることから， r =管内径/2 となり，管内径 0.295m より， $r=0.1475$ 。よって， $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速 $v=Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 204.8581 [\text{m}/\text{min}] \\ &= \underline{3.415 [\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii}) \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より，1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$ より，重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$h_c = 0.068 \times (3.415^2 / (2 \times 9.8))$$

$$= \underline{0.04046 [\text{m}]}$$

50-8
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

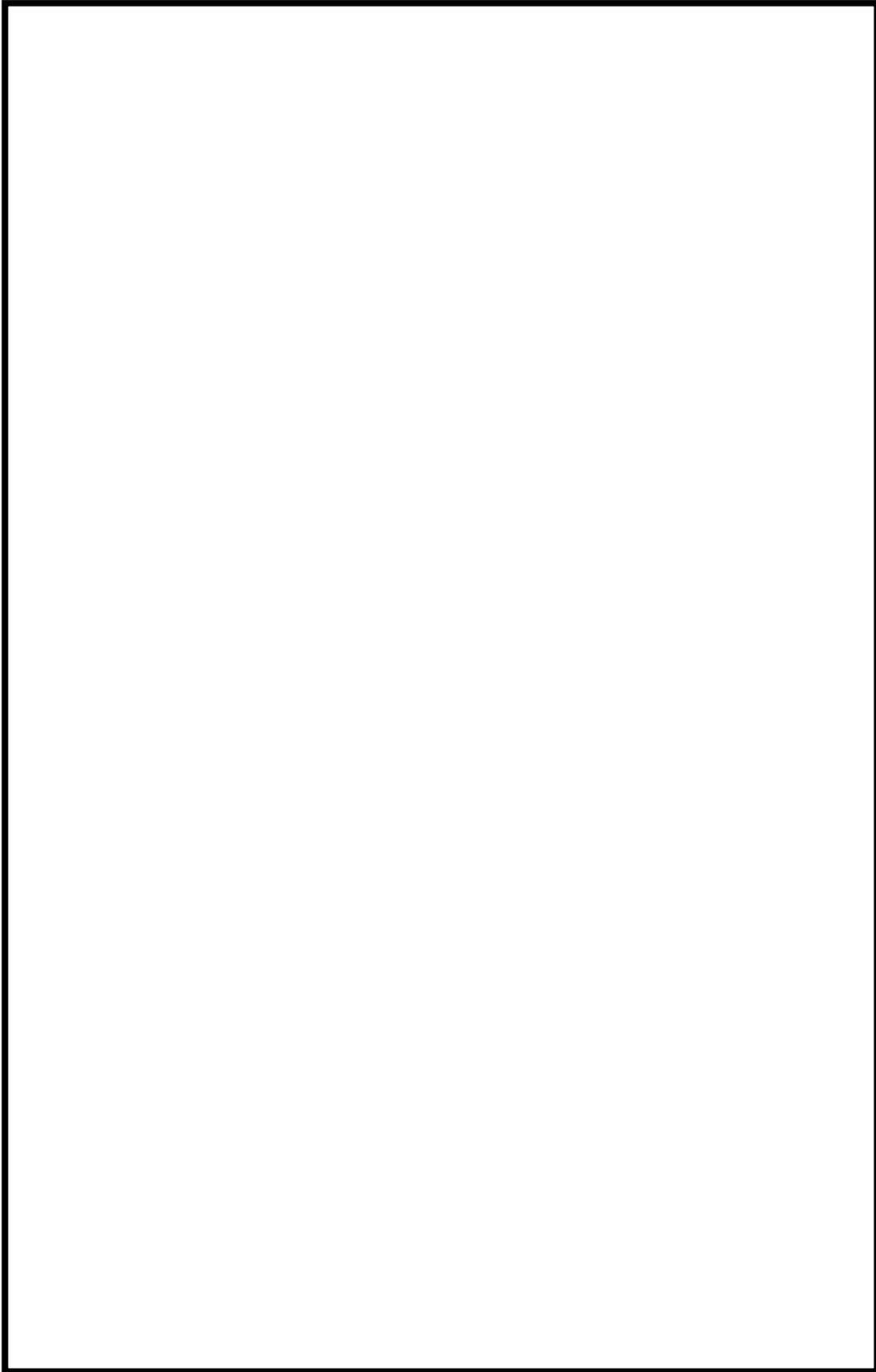


図 50-8-1 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

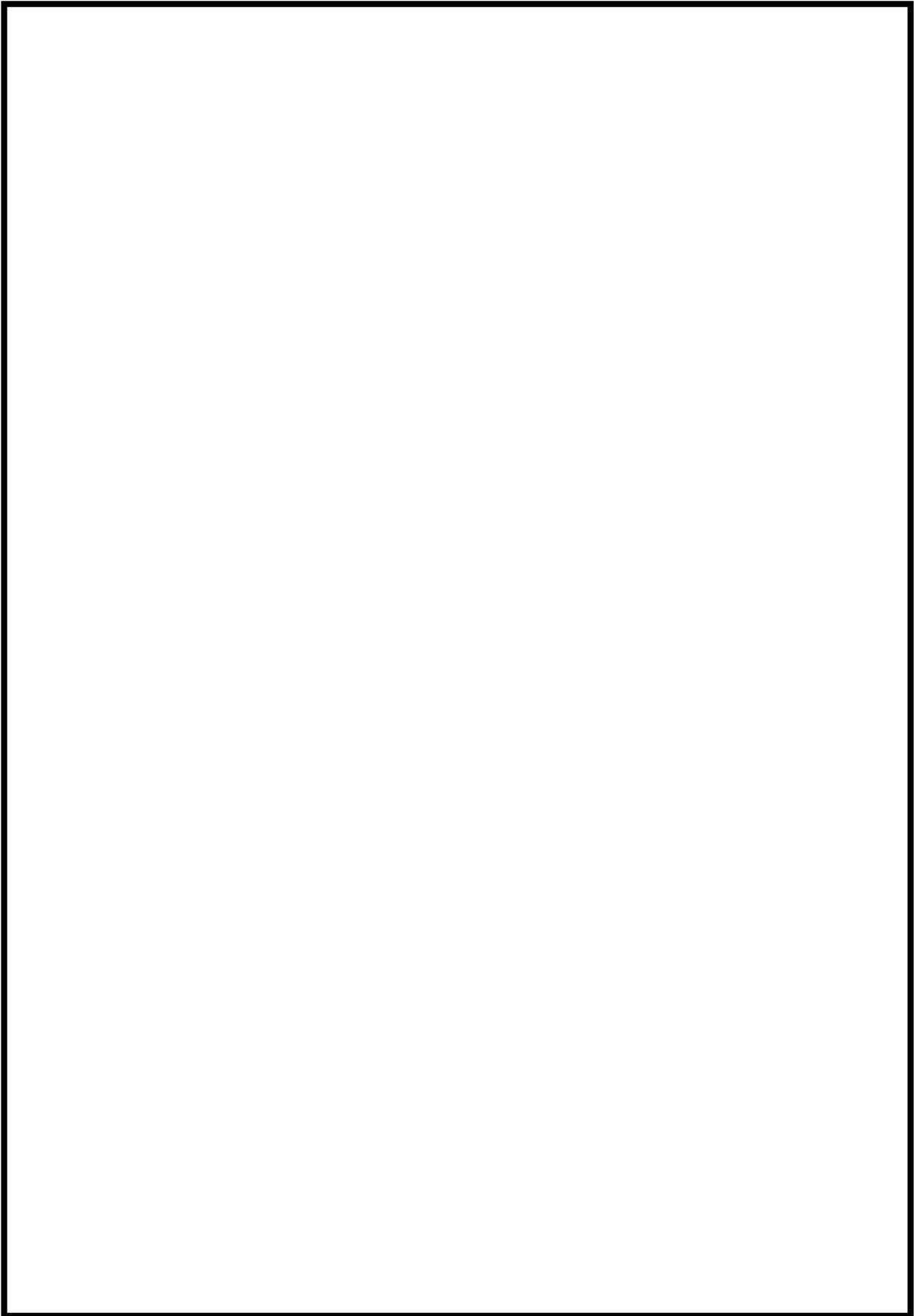


図 50-8-2 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

50-9
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

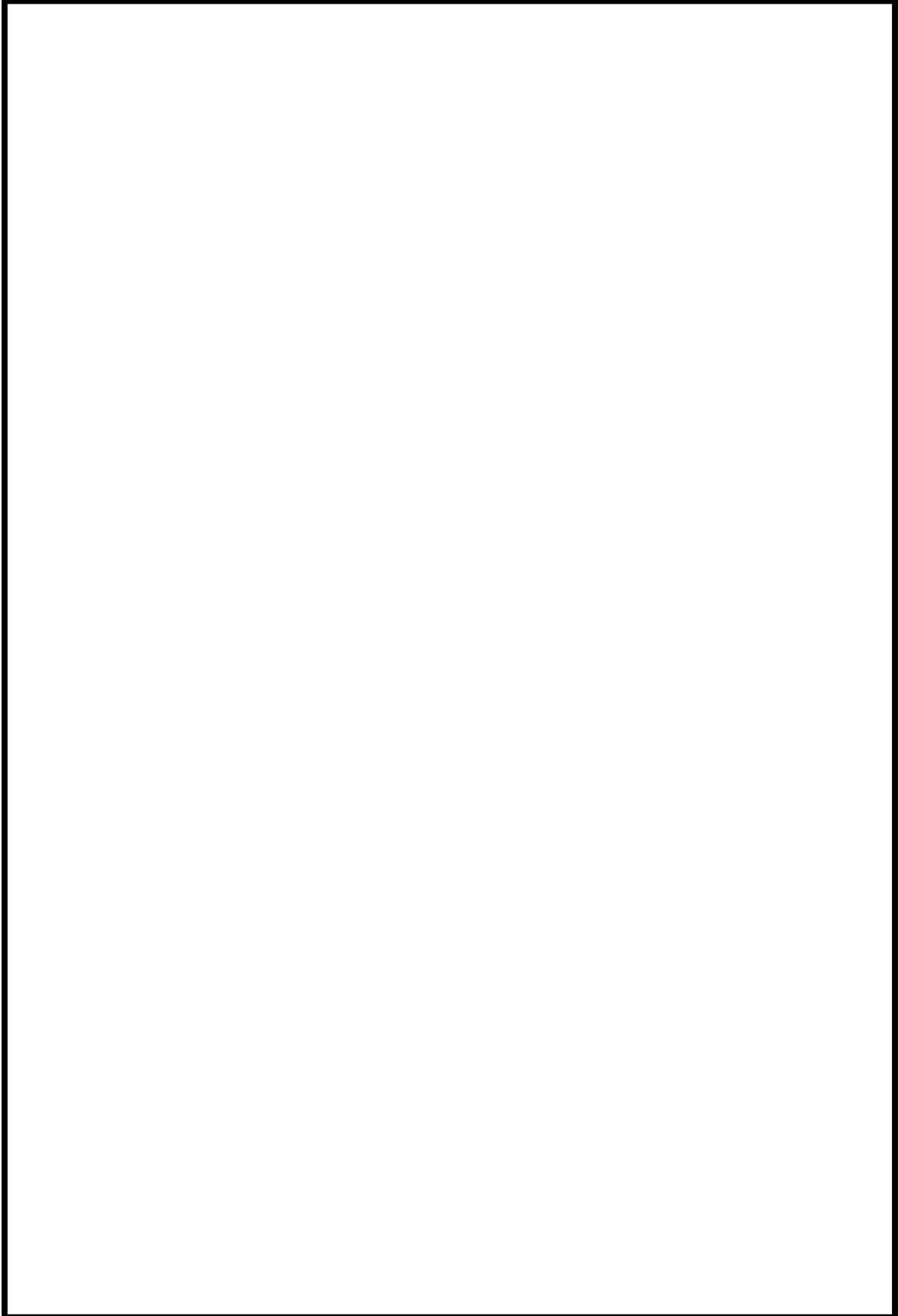


図 50-9-1 屋外保管場所配置図（代替循環冷却系）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

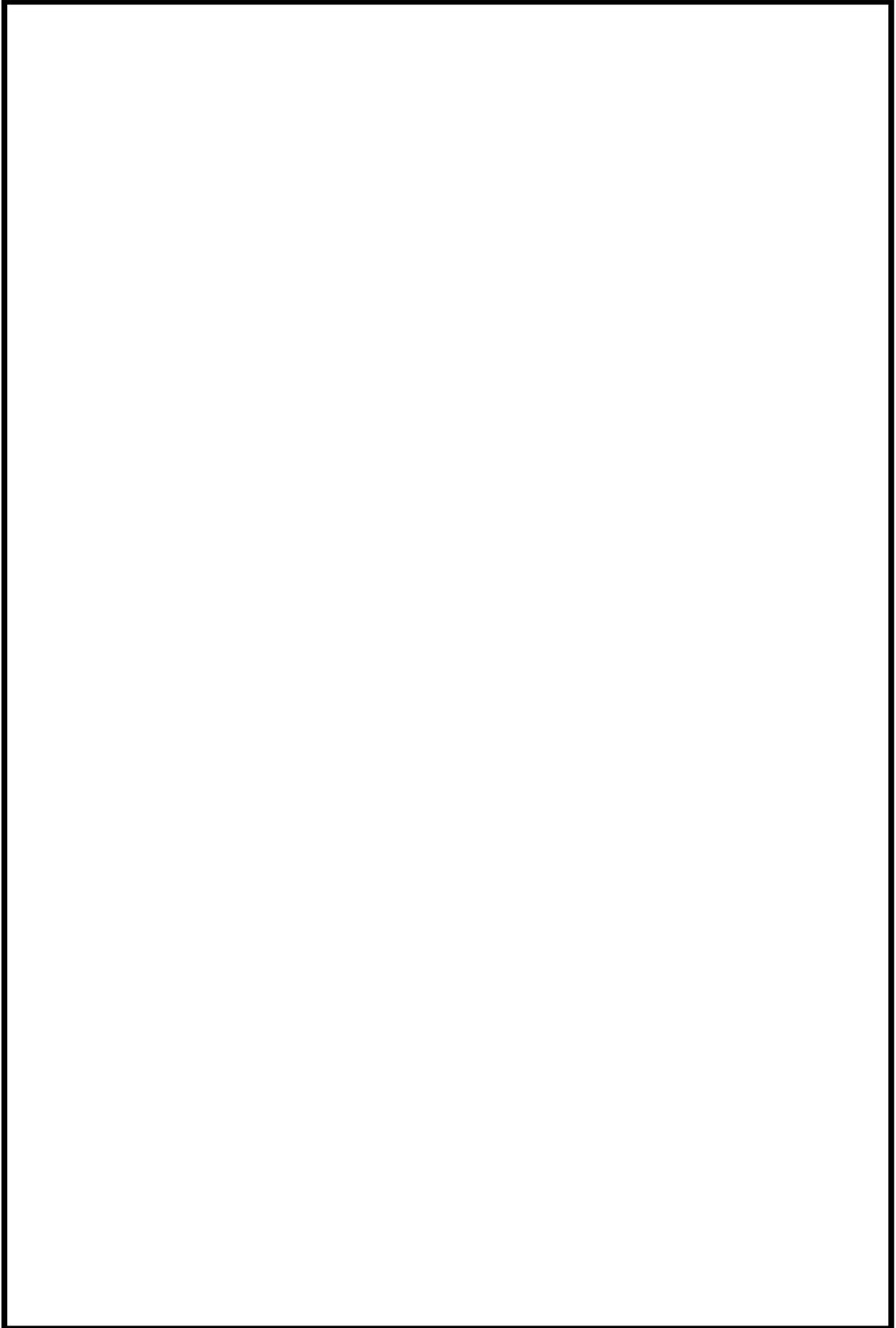


図 50-9-2 屋外保管場所配置図 (格納容器圧力逃がし装置)
50-9-3

50-10
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

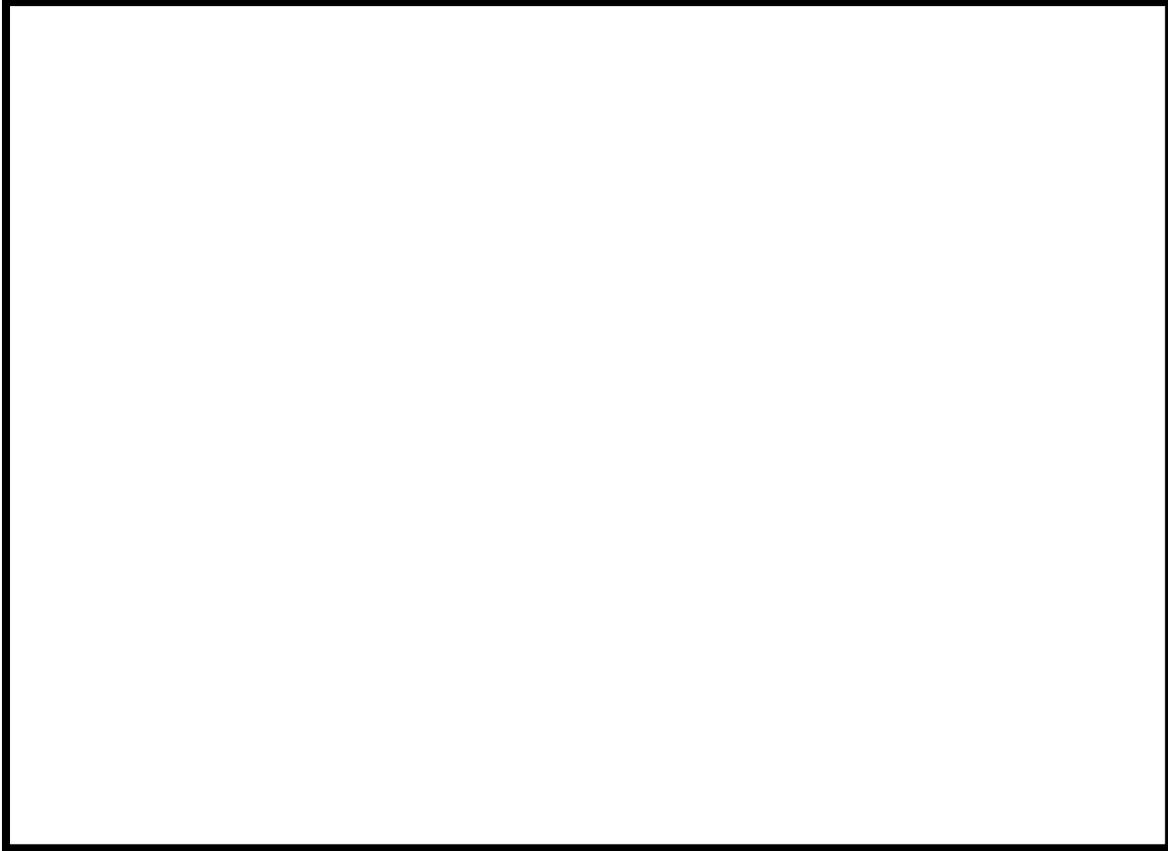


図 50-10-1 保管場所およびアクセスルート図

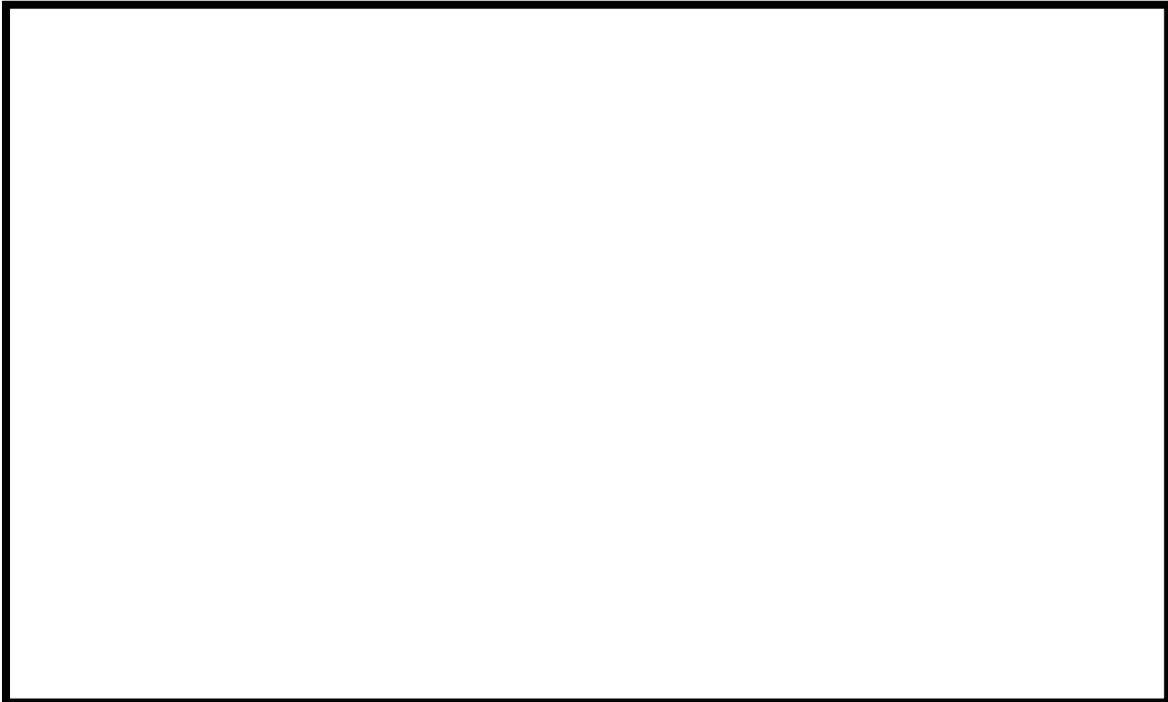


図 50-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

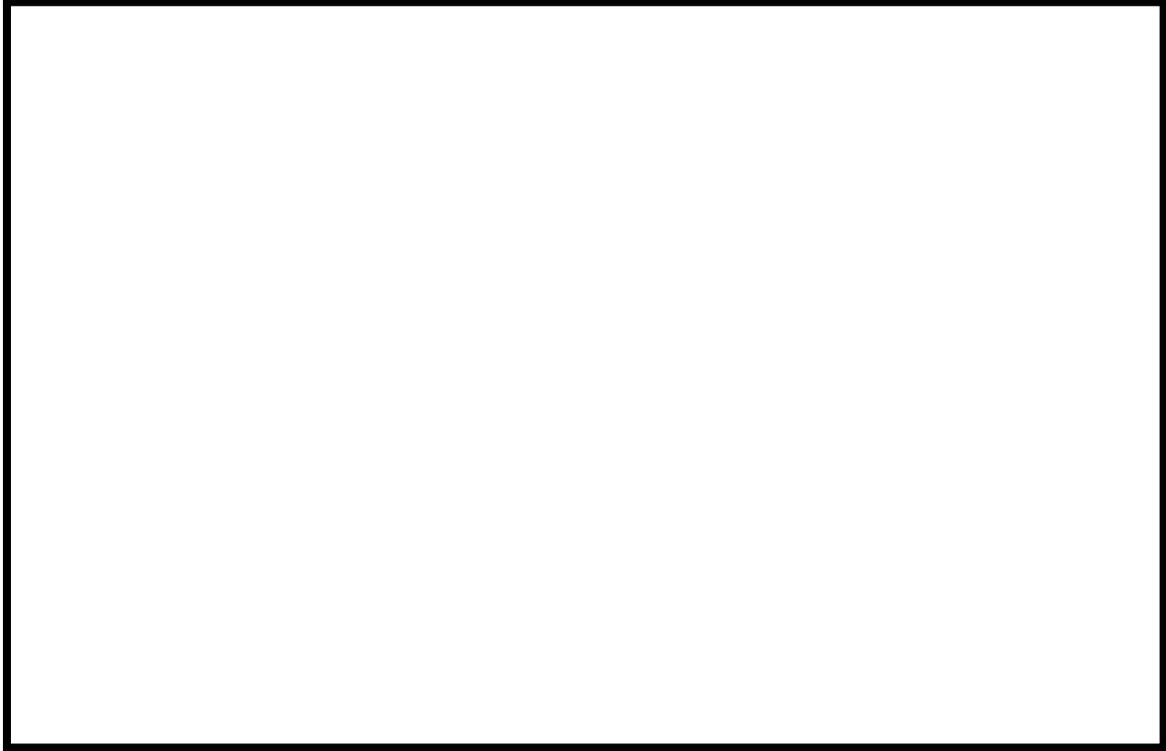


図 50-10-3 森林火災発生時のアクセスルート 

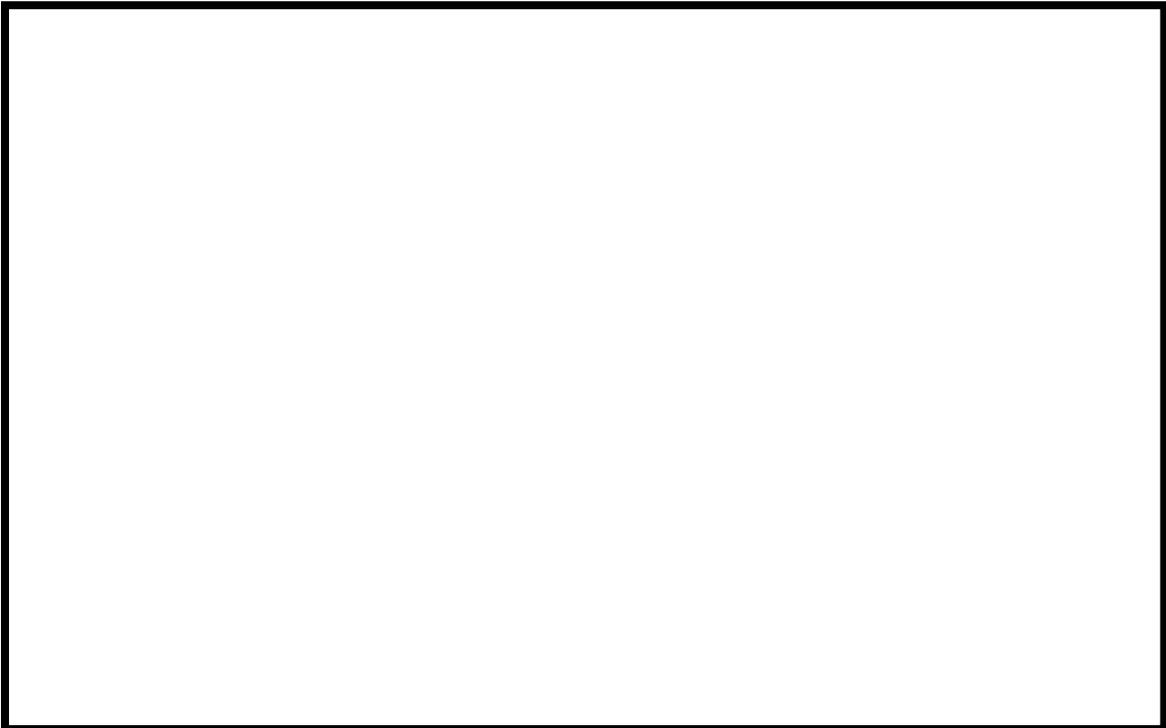


図 50-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート 

50-11
その他設備

【格納容器 pH 制御設備】

1. 設備概要

格納容器圧力逃がし装置及び代替格納容器圧力逃がし装置を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションプール水中による素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、格納容器 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、図 50-11-1 に示すように、復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ、上部ドライウェルスプレイ配管、サプレッション・チェンバスプレイ配管、下部ドライウェル注水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。

格納容器 pH 制御設備は、他号炉とは共用しない設計とする。また、格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を隔離する弁は各 2 弁ずつ設置し、格納容器 pH 制御設備と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することより、原子炉格納容器内へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

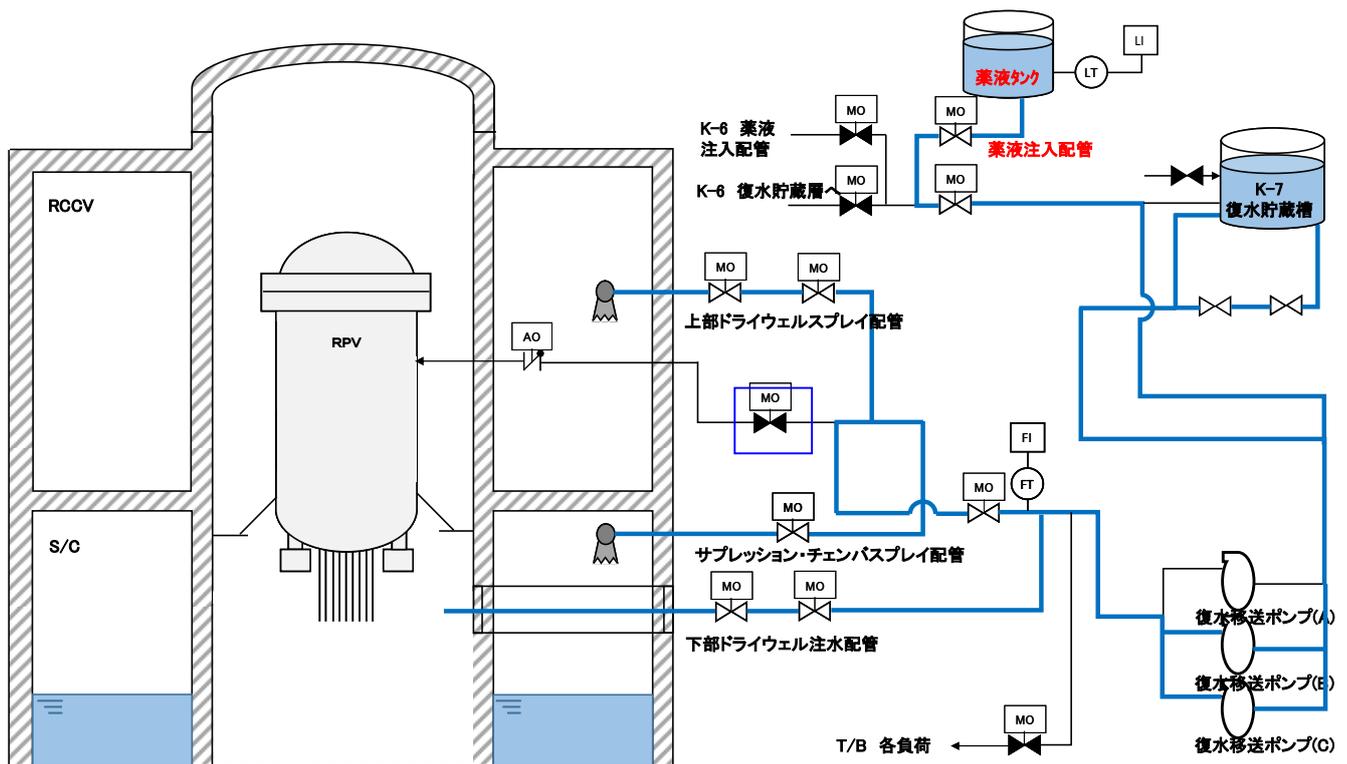


図 50-11-1 格納容器 pH 制御設備 系統概要図

2. 格納容器 pH 制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

2.1 原子炉格納容器バウンダリに対する影響について

薬液は原子炉格納容器内の上部ドライウエル，下部ドライウエル，サプレッション・チェンバへそれぞれ均等に注入するが，それらは連通孔やベント管等で接続されており，最終的にはサプレッション・プールに流入する。その場合，サプレッション・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，薬液を含まない復水貯蔵槽の水をそれぞれの箇所へ継続して注水するため，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 50-11-2，図 50-11-3 に示すが，pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず，また，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。

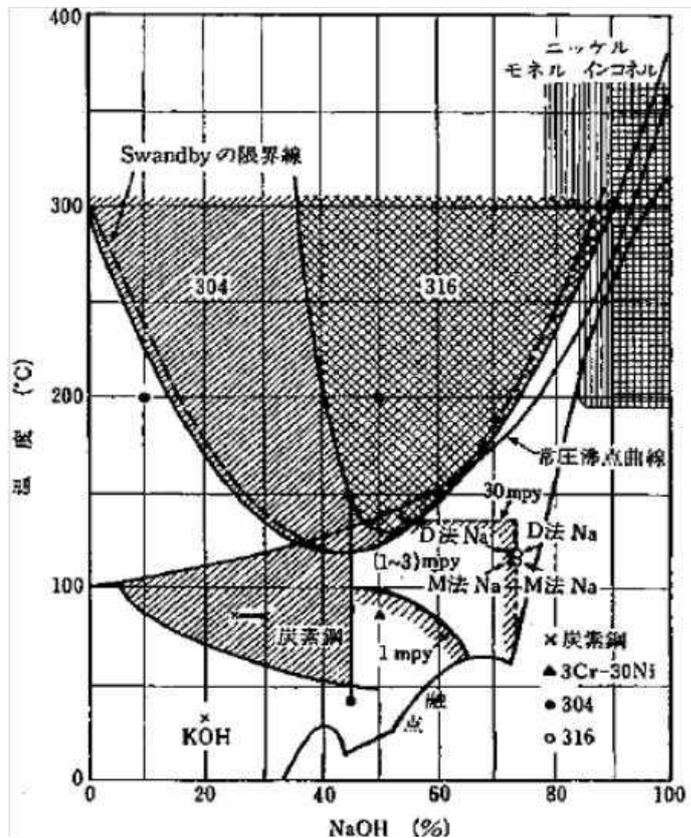


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000年』

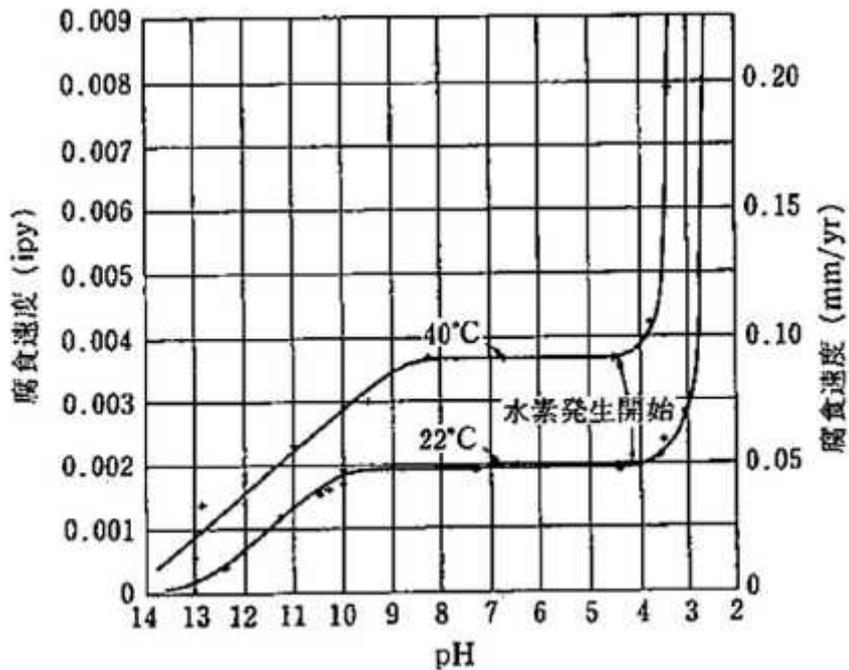


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響
出典『小若，金属の腐食と防食技術，アグネ承風社，2000 年』

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 50-11-1 の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し，耐アルカリ性能を確認した。

表 50-11-1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

--

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 50-11-4 に示すが，本システム使用後の濃度である [wt%] では，水温が 0°C 以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。

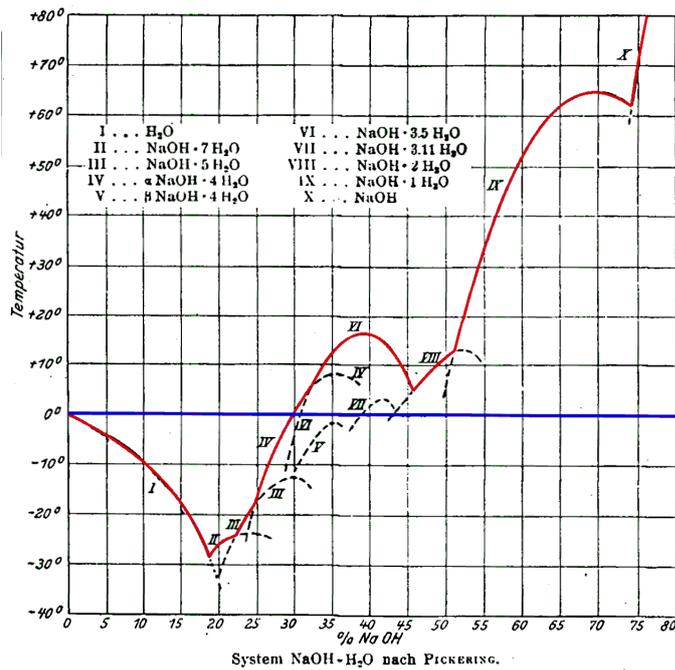


図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

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

2.2 水素の発生について

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には、亜鉛によるメッキが施されている。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。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に原子炉格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



2.2.1 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使用用途は配管保温材の外装材とドライウェルクーラのアルミフィンである。これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

-
-
-
-

【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。

2.2.2 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の亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、アルミニウムと同様に全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

-
-
-
-
-

【計算結果】

上記条件より、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。

2.2.3 水素発生による影響について

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 592[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、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ガス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。

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。

2.3 代替循環冷却系運転時の影響について

格納容器 pH 制御設備は事故後早期に薬液を原子炉格納容器へ注入する設備であるため、薬液注入後に代替循環冷却系を使用することがある。その場合、アルカリ化されたサプレッション・チェンバのプール水が水源となるため、代替循環冷却系及び注入先の原子炉圧力容器への影響として、腐食を考慮する必要がある。

代替循環冷却系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、2.1 で示す通り pH 制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、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。

また代替循環冷却系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 50-11-2 に示す通り炉内が高温になったとしても腐食することはない。

【代替循環冷却 残留熱除去系吸込ストレーナ】

1. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

柏崎刈羽 6 号および 7 号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去していることから、繊維質保温材の薄膜効果^{*1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、事故時に原子炉格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA 時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

また、代替循環冷却を使用開始する時点では S/P 内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物は S/P 底部に沈着している状態であると考えられる^{*2}。

重大事故等時の環境下では、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に RPV 外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTAL に蓄積することからサプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTAL からのオーバフローや、ベント管を通じてサプレッション・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{*3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、重大事故等時の環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{*4}、加えて、長期冷却に対するさらなる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能となるよう設計上の考慮を行っている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約 1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果を言う。

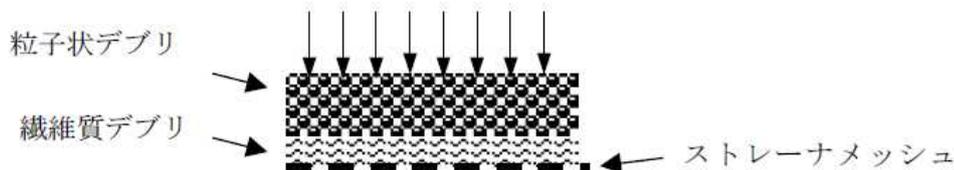


図 50-11-5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下

回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11 inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表 50-11-2 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2 : 代替循環冷却の使用開始は事故後約 20 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・プール内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形形状において 0.1 m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機 (H21.3) , PWR プラントの LOCA 時長期炉心冷却性に係る検討）、仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても、ストレーナ表面流速は約 0.03 m/s (7 号炉の例, 250m³/h の時) 程度であり、底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

※3 : ABWR は RPV 破損後の熔融炉心の落下先は下部ペデスタルであり、代替循環冷却の水源となるサブプレッション・プールへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペデスタルへ落下し、下部ペデスタル床面から約 7m の位置にあるリターンラインを通じてサブプレッション・プールへ流入することとなる（図 50-11-6 参照）。粒子化した熔融炉心等が下部ペデスタル内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒径を有する異物が流動によって下部ペデスタルから巻き上げられ、さらにベント管からストレーナ

まで到達するとは考えにくく、溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

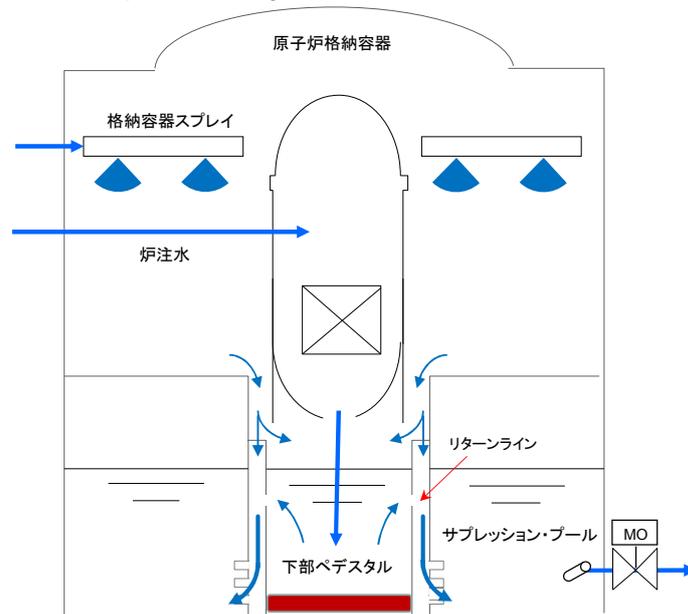


図 50-11-6 RPV 破損後の循環冷却による冷却の流れ

- ※4 : GSI-191 における検討において、サンプルスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている (図 50-11-7 参照)。当該試験は PWR サンプルスクリーン形状を想定しているものであるが、BWR のストレーナ形状は円筒形であり (図 50-11-8 参照)、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果はさらに大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。

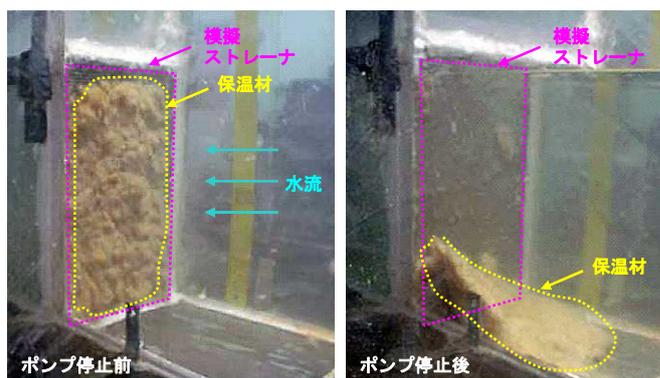


図 50-11-7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験 (April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



6号機残留熱除去系ストレーナ図 7号機残留熱除去系ストレーナ図
図 50-11-8 ABWRにおいて設置されているストレーナ

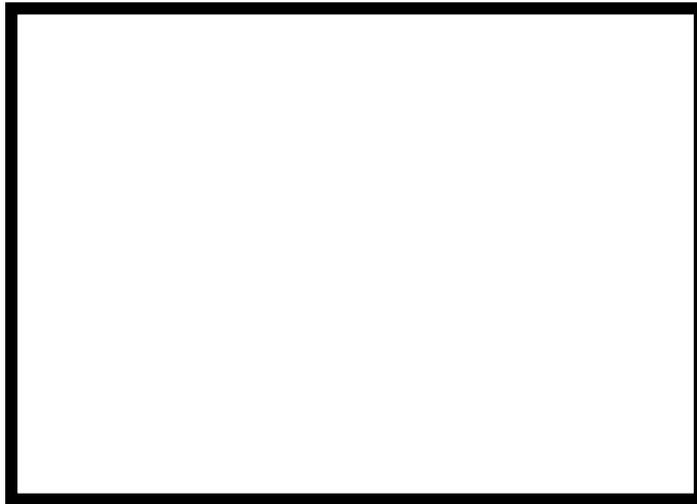


図 50-11-9 6号機残留熱除去系(B)ストレーナ (据付状態)

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述 1. の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図 50-11-10 に示しているが、MUWC 外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、可搬型代替注水ポンプを起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。従って、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は MUWC ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

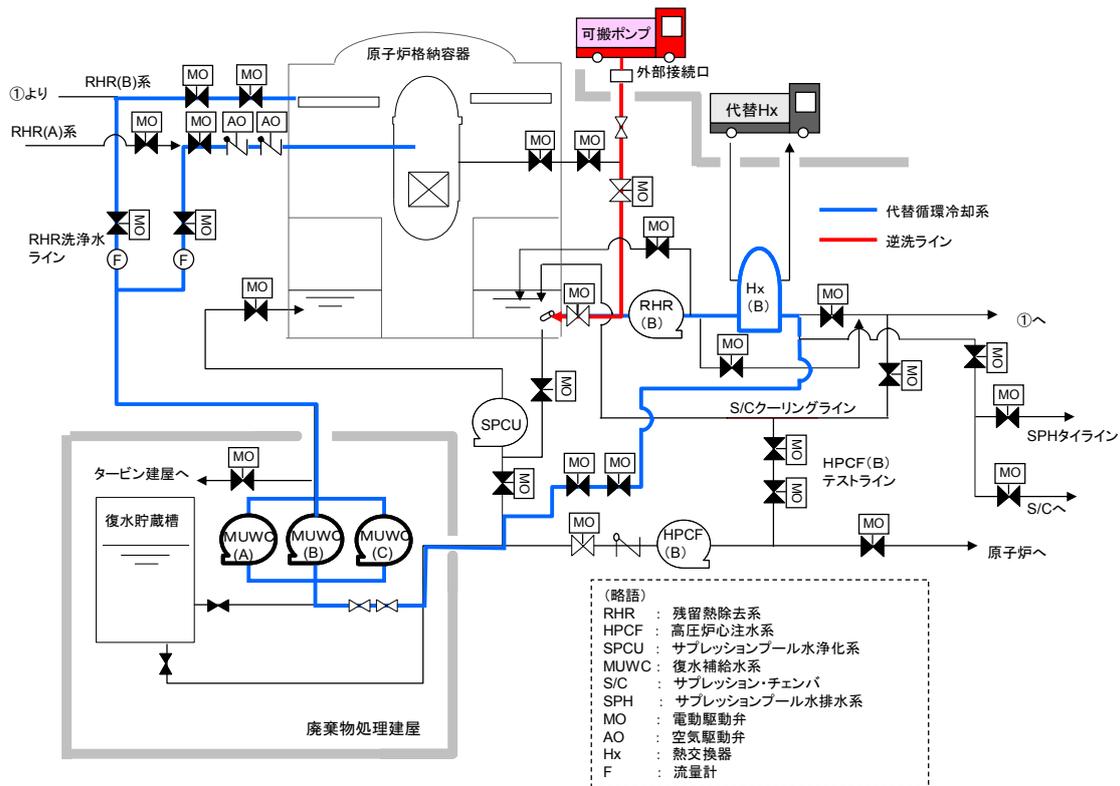


図 50-11-10 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

50-12

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

表 50-12-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について
(格納容器圧力逃がし装置)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	一次隔離弁 (サブプレッショ ン・チェンバ側)	S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022
	一次隔離弁 (ドライウエル 側)	D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁	T31-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡 配管隔離弁	T31-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-F002	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
	非常用ガス処理系 Uシール隔 離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-F511

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 A	T61-F502A
	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ入口弁 B	T61-F502B
	FCVS フィルタバント装置 遮へい壁内側ドレン弁	FCVS フィルタバント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501	FCVS フィルタバント装置 遮へい壁内側ドレン弁	T61-F501
	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第一止め弁	T61-F209
	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210	FCVS フィルタバント装置 ドレン移送ポンプ吐出側第二止め弁	T61-F210
	FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211	FCVS フィルタバント装置 ドレンライン二次格納施設外側止め弁	T61-F211
	FCVS フィルタバント装置 移送ポンプテストライン止め弁	FCVS フィルタバント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F212	FCVS フィルタバント装置 移送ポンプテストライン止め弁	T61-F212
	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁	T61-F102	FCVS フィルタバント装置 給水ライン元弁	T61-F102
	FCVS フィルタバント装置 ドレンタンク出口止め弁	FCVS フィルタバント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521	FCVS フィルタバント装置 ドレンタンク出口止め弁	T61-F521
	FCVS フィルタバント装置 ドレンラインN ₂ パージ用元弁	FCVS フィルタバント装置 ドレンラインN ₂ パージ用元弁	T61-F213	FCVS フィルタバント装置 ドレンラインN ₂ パージ用元弁	T61-F213
	FCVS PCVバントラインフィルタバント側 N ₂ パージ用元弁	FCVS PCVバントラインフィルタバント側 N ₂ パージ用元弁	T61-F205	FCVS PCVバントラインフィルタバント側 N ₂ パージ用元弁	T61-F205

表 50-12-2 機器名称覽に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について
(代替循環冷却)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	残留熱除去系注入弁(A)	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入弁(A)	E11-M0-F005A
	残留熱除去系洗浄弁(A)	残留熱除去系低圧注水注入ライン洗浄弁(A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(A)	E11-M0-F032A
	残留熱除去系洗浄弁(B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁(B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	E11-M0-F032B
	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	E11-M0-F017B
	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	E11-M0-F018B
	タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F070	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	E11-M0-F061
	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F071	残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	E11-M0-F062
	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B	残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	E11-M0-F021B
	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B	残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	E11-M0-F004B
	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)	残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)	E11-M0-F029B	-	-
	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	G51-M0-F010
	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	E22-F028
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	E22-F029
	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	E22-F030
	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(A) 最小流量出口弁	P13-F017A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008A

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
50条	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008B
	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	復水移送ポンプ(B) 最小流量出口弁	P13-F017C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	P13-F008C
	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	P13-F009	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	P13-F001
	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	制御棒駆動系復水入口弁	P13-F010	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	P13-F021
	下部ドライウエル注水流量調節弁	下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F028	下部ドライウエル注水流量調節弁	P13-M0-F094
	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F031	下部ドライウエル注水ライン隔離弁	P13-M0-F095
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁	P21-F222B
	原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B) 冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D) 冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 アクセスルート図

55-8 その他設備

55-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

55 条：工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)、放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車、放射性物質吸着材、汚濁防止膜、小型船舶 (汚濁防止膜設置用)		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
		第 2 号	操作性	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	現場操作 (設備の運搬・設置) 現場操作 (操作スイッチ操作)	B c B d
				放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車 汚濁防止膜、小型船舶 (汚濁防止膜設置用) 放射性物質吸着材	現場操作 (設備の運搬・設置) 現場操作 (接続作業)	B c B g
		関連資料	55-3 系統図, 55-6 接続図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
				放水砲、泡原液混合装置、泡原液搬送車 汚濁防止膜、小型船舶 (汚濁防止膜設置用) 放射性物質吸着材	その他	M
	関連資料	55-4 試験・検査説明資料				
	第 4 号	切り替え性	(本来の用途として使用)		対象外	
			関連資料	55-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料	55-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所)		A a	
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	55-5 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	常設設備と接続しない		対象外
				関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	常設設備と接続しない		対象外
				関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図	
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		—
				関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図	
第 5 号		保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備なし)		B b	
			関連資料	55-2 配置図		
第 6 号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保		B	
	関連資料		55-7 アクセスルート図			
第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象, 溢水, 火災	同一機能の設備なし	対象外		
		サポート系要因	サポート系なし	対象外		
		関連資料	本文			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-2
配置図

55-2-1

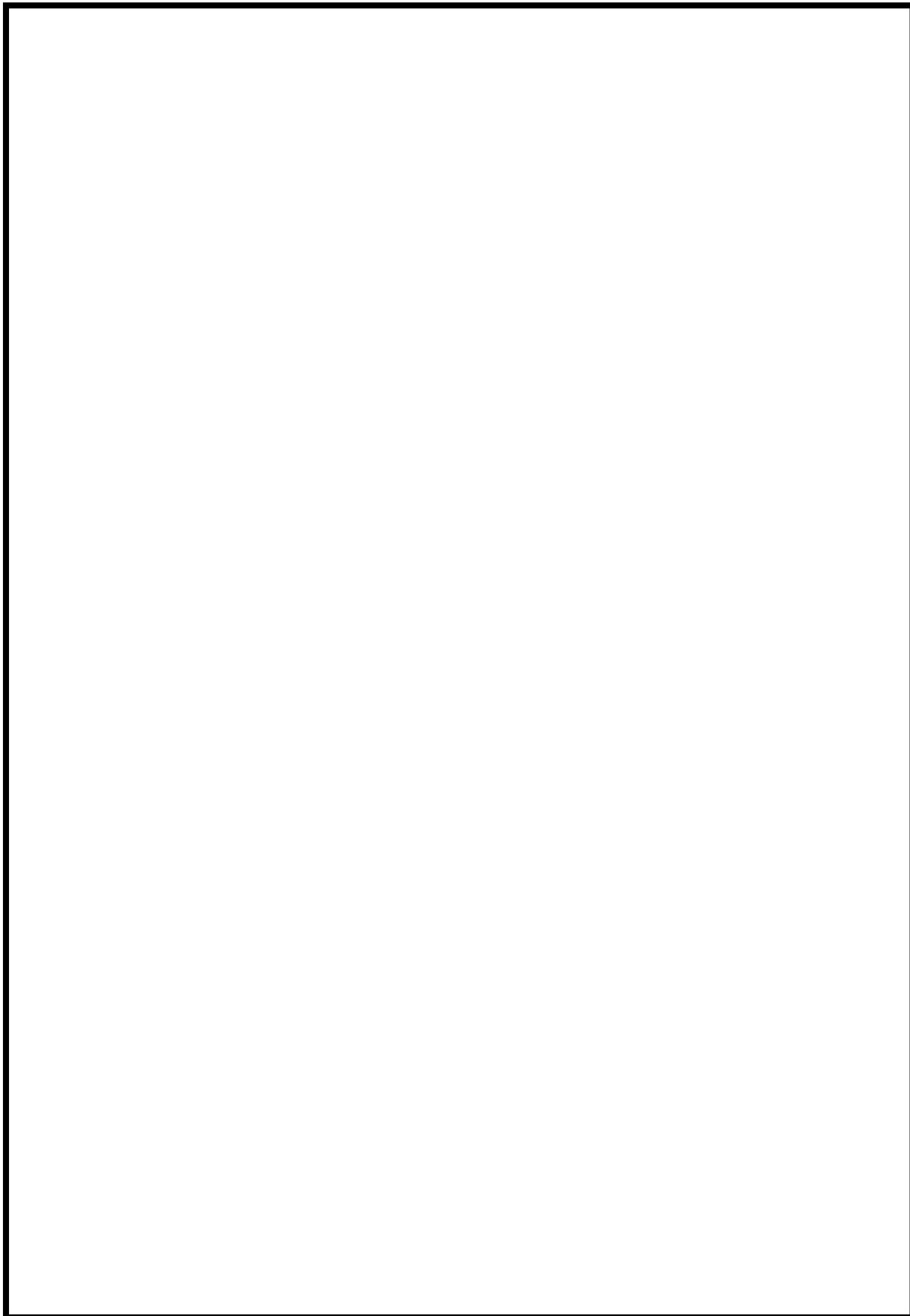


图 2-1 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）配置図

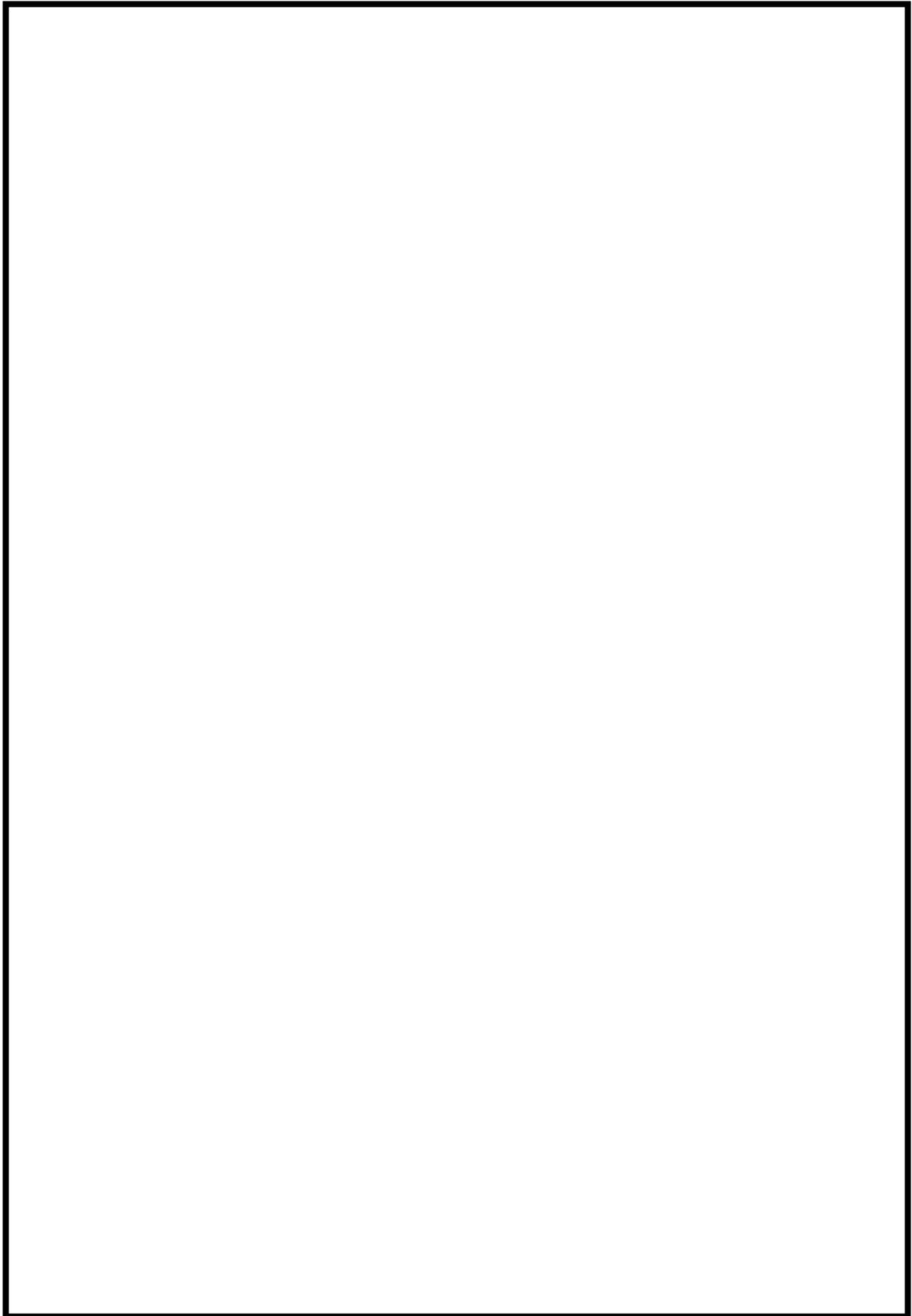


图 2-2 放水砲・泡原液混合装置・搬送車配置図

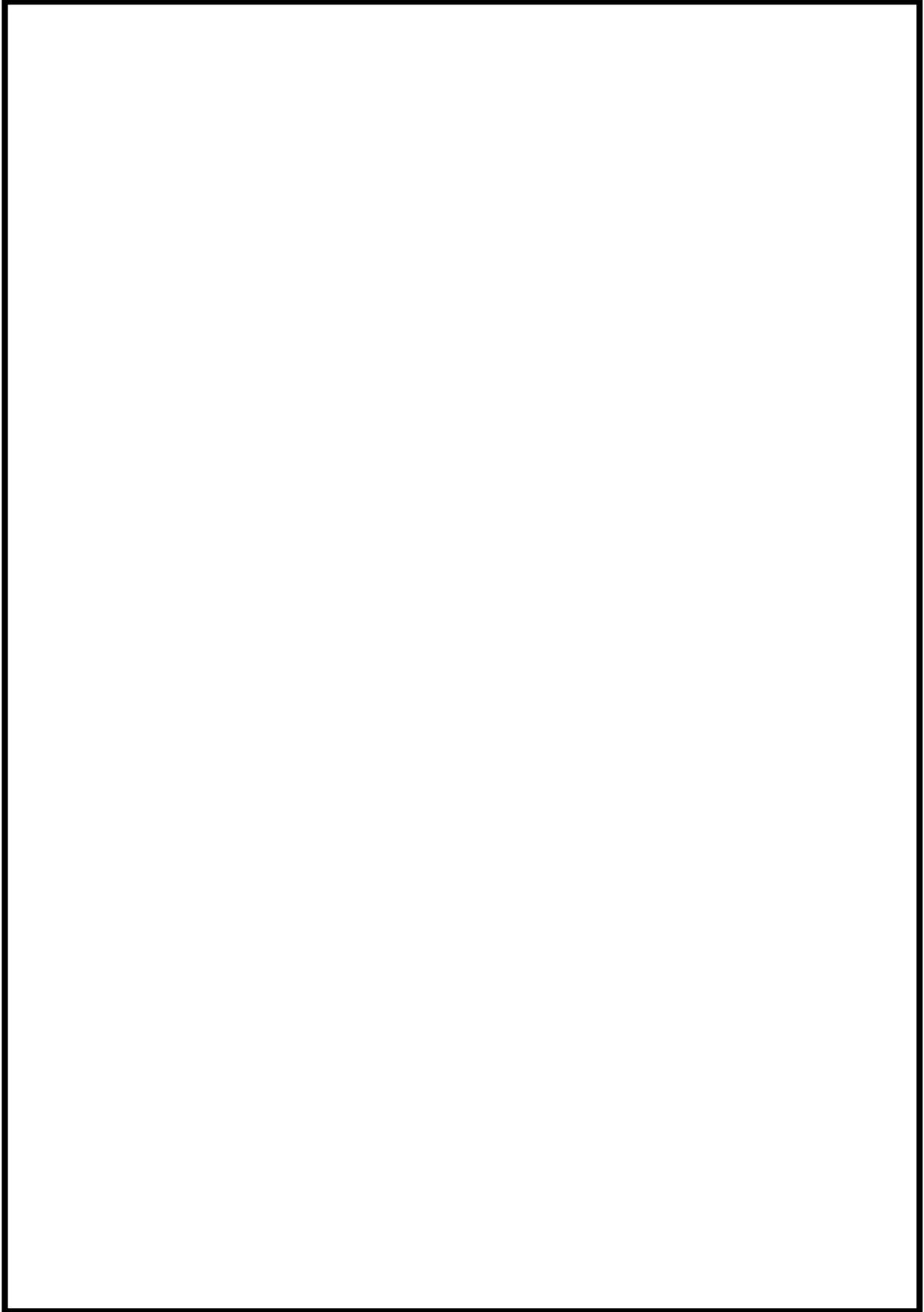


図 2-3 放射性物質吸着材配置図

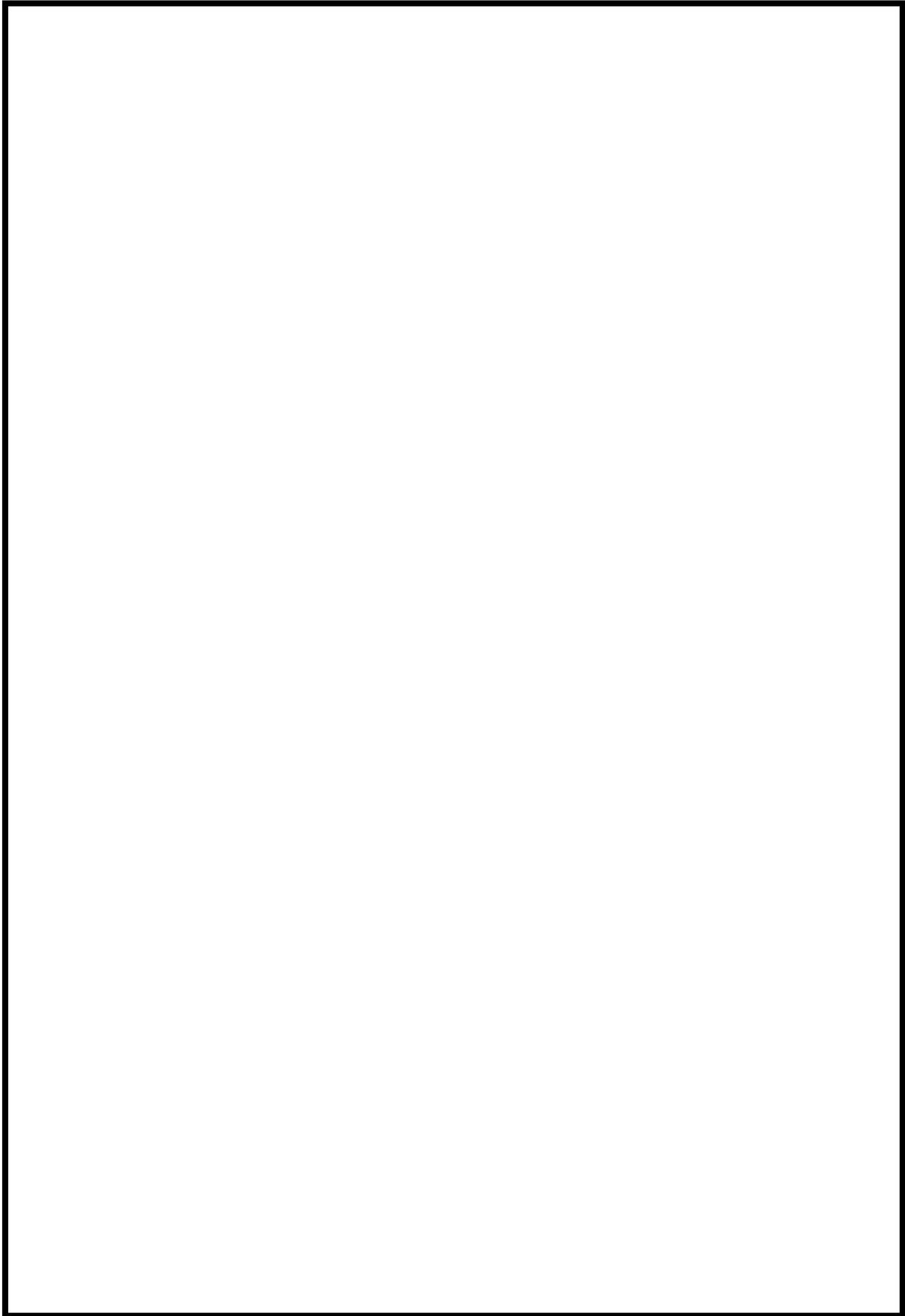


図 2-4 汚濁防止膜・小型船舶（汚濁防止膜設置用）配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-3
系統図

55-3-1

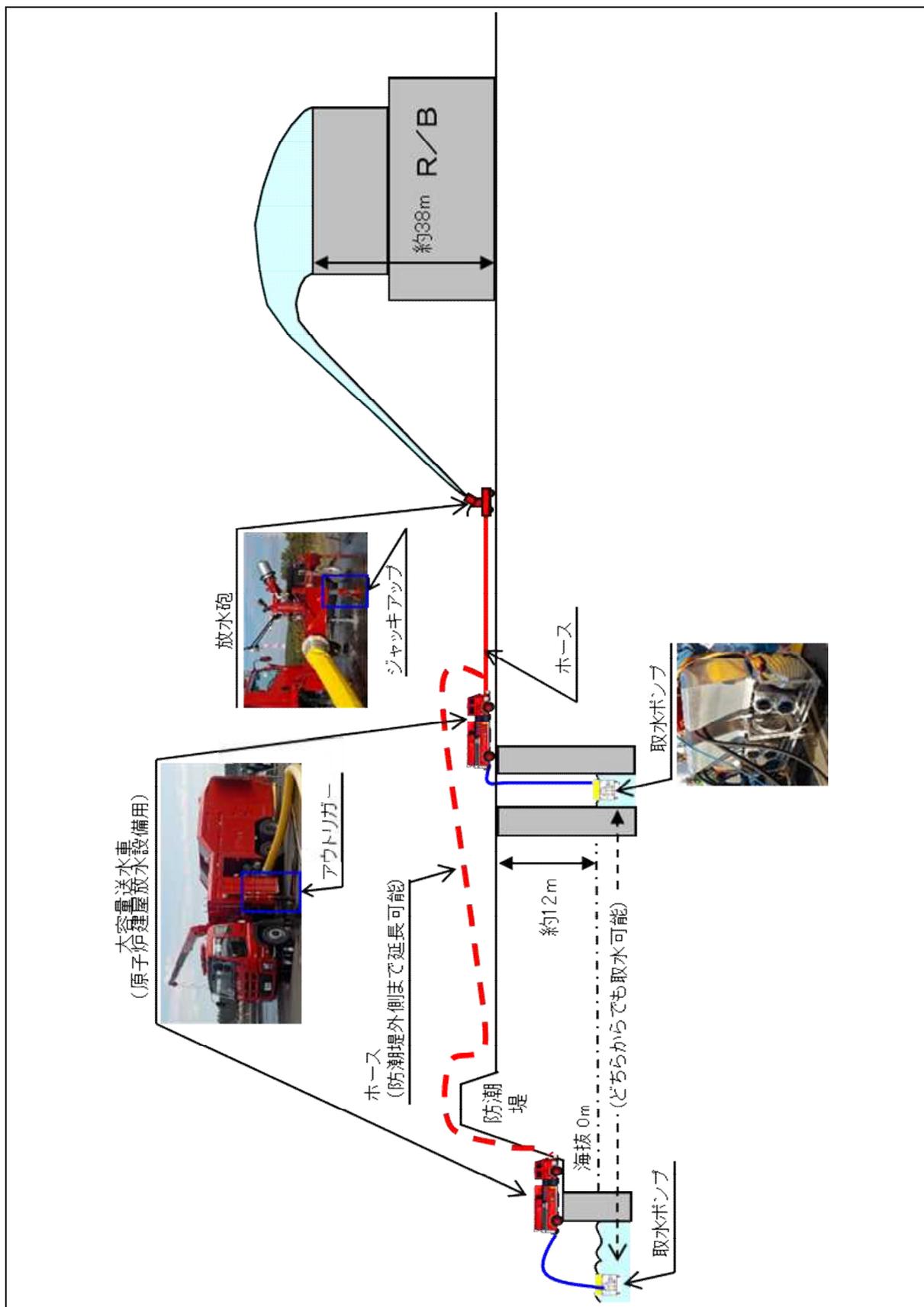


図 3-1 大気への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

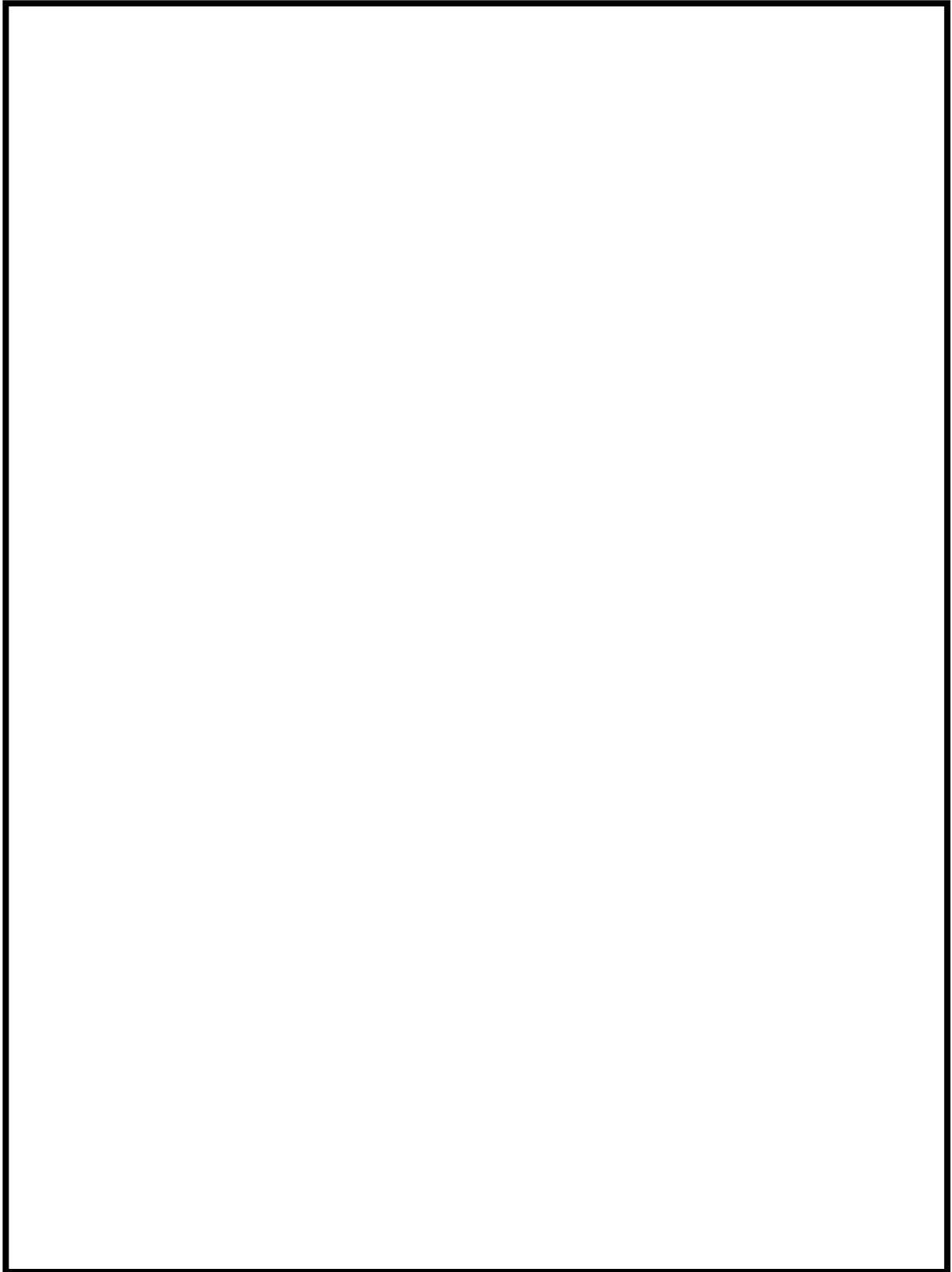


図 3-2 海洋への放射性物質の拡散抑制 概略系統図

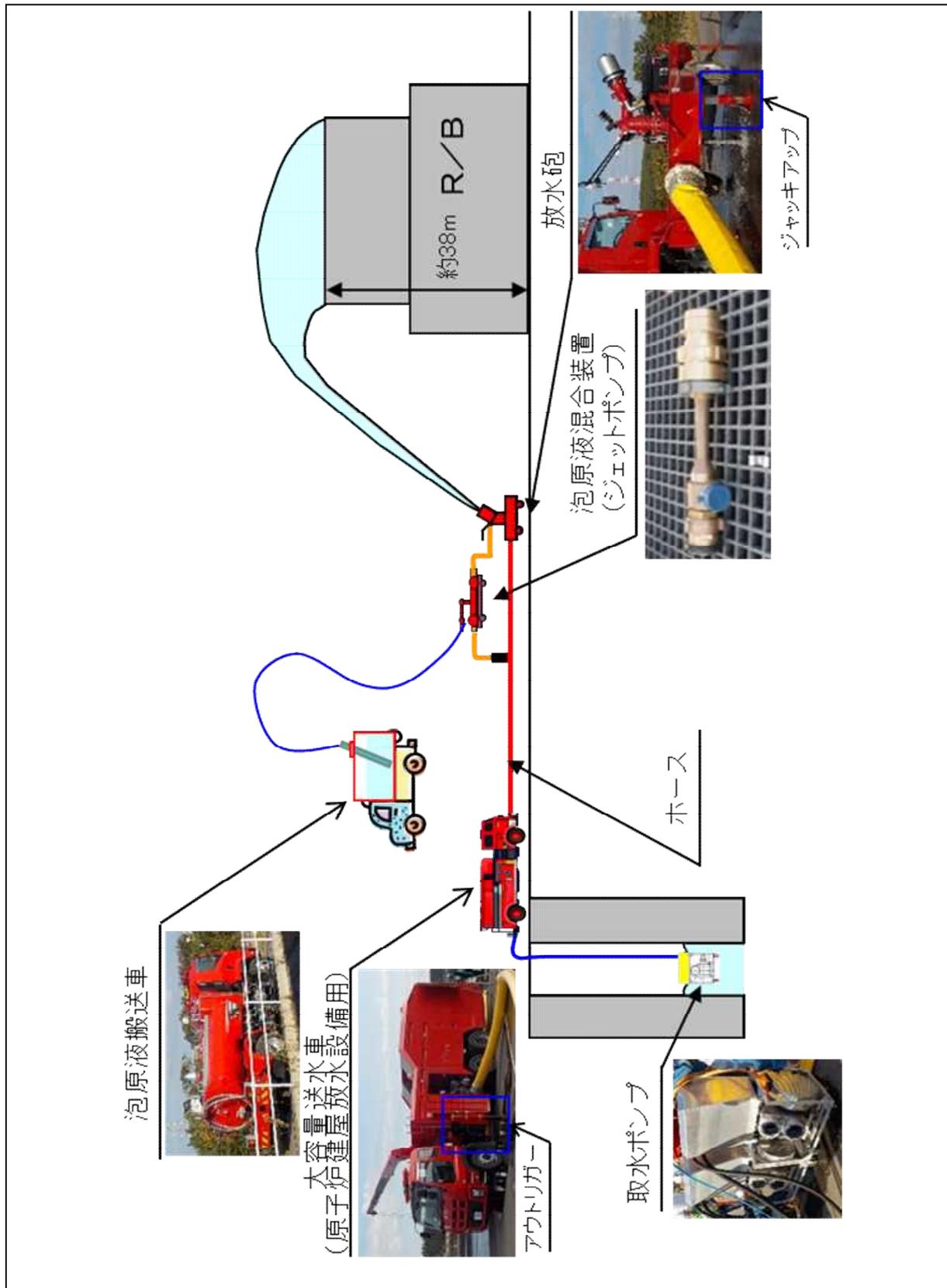


図 3-3 航空機燃料火災への泡消火 概略系統図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-4
試験及び検査

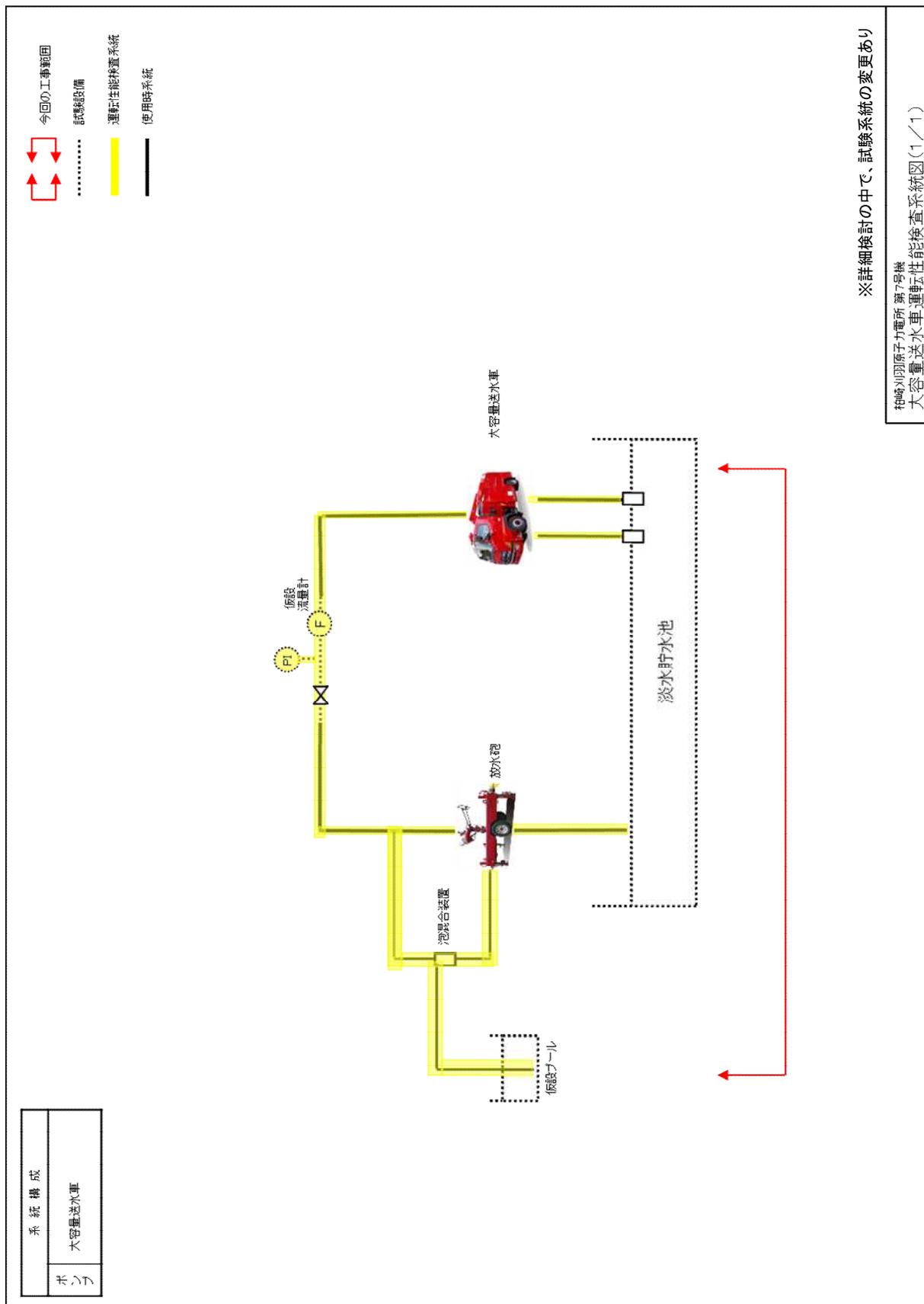


図 4-1 大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用)・放水砲・泡原液混合装置
試験系統図

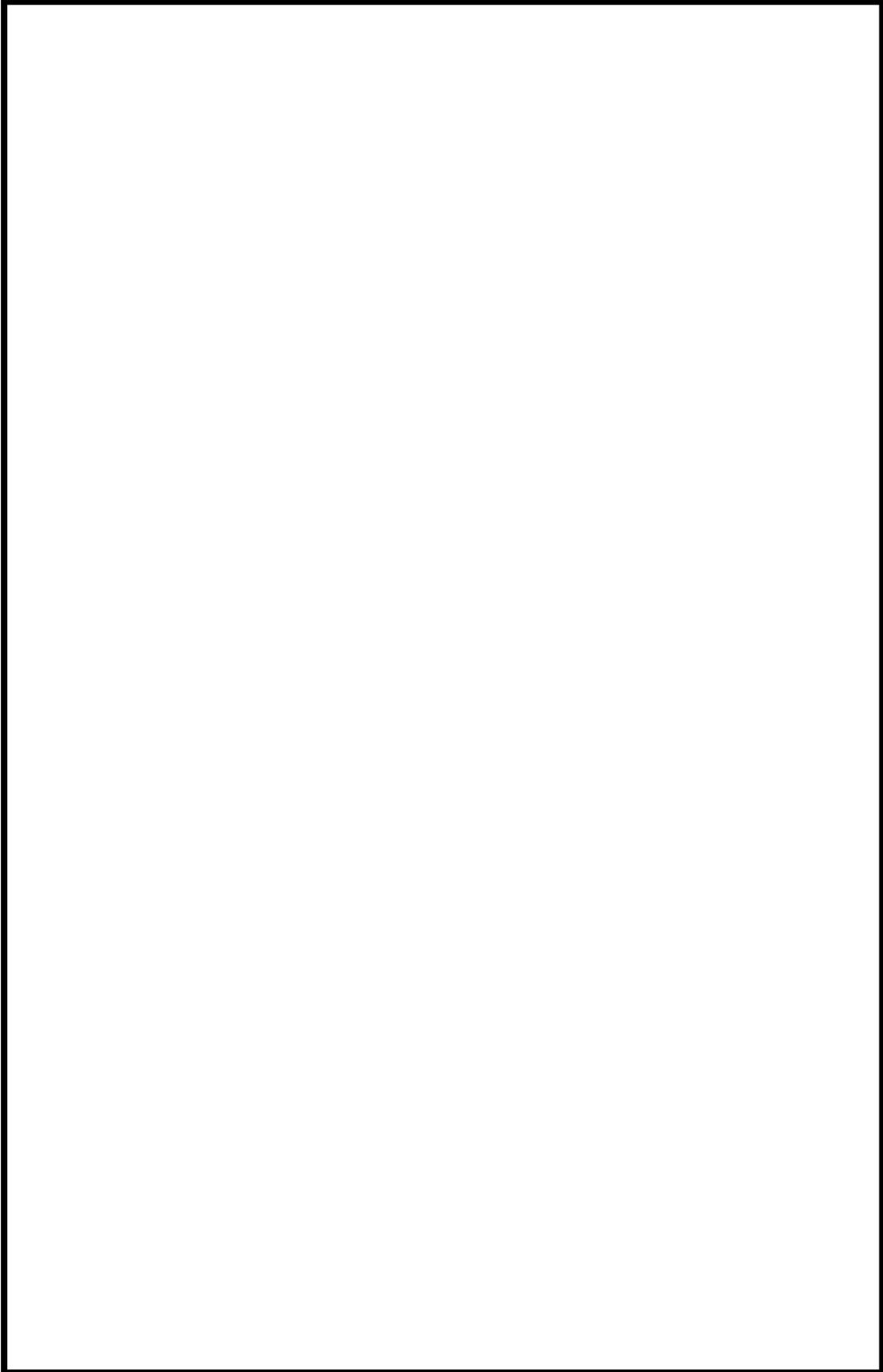


図 4-2 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用） 外觀図

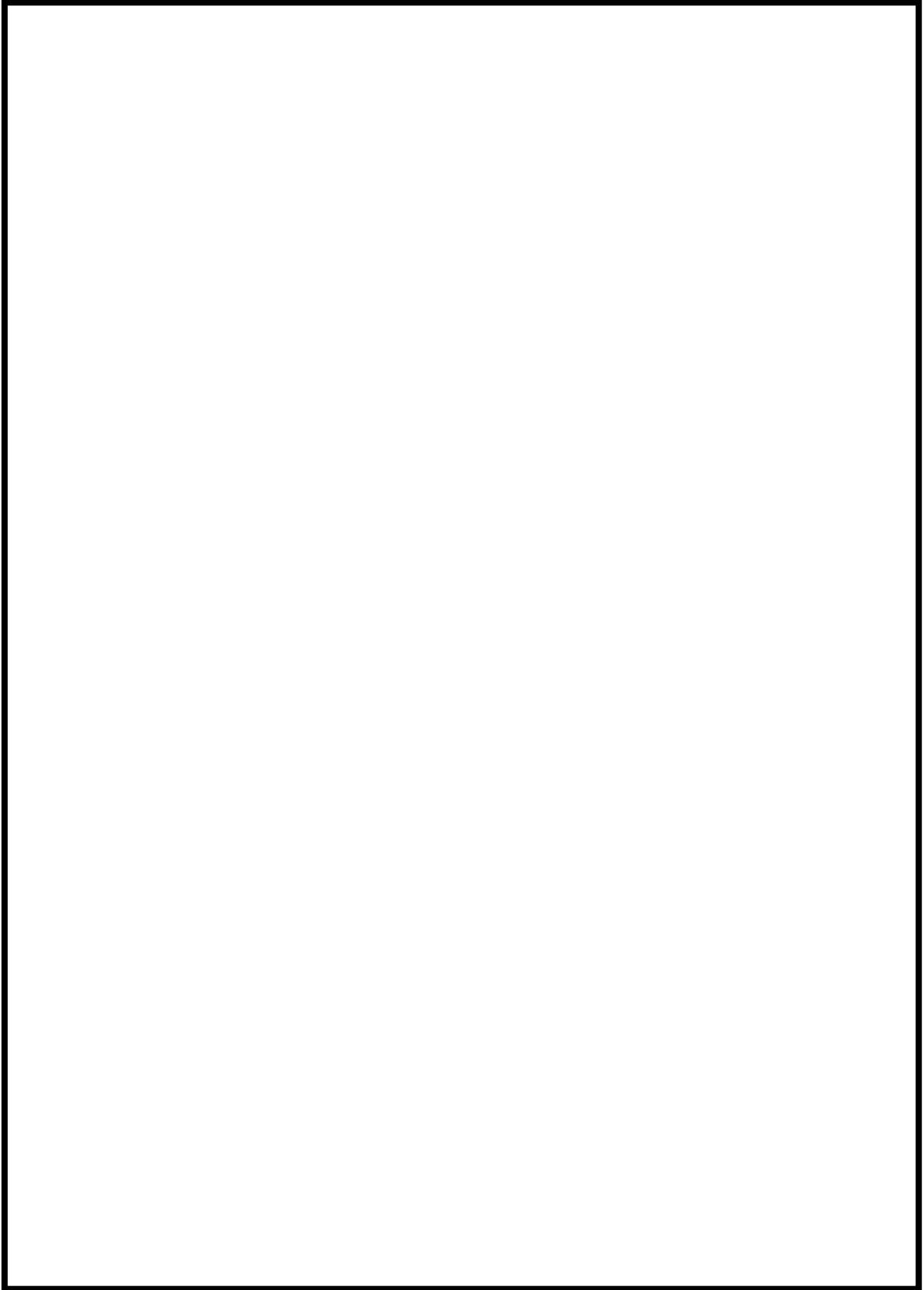


図 4-3 泡原液搬送車 外観図

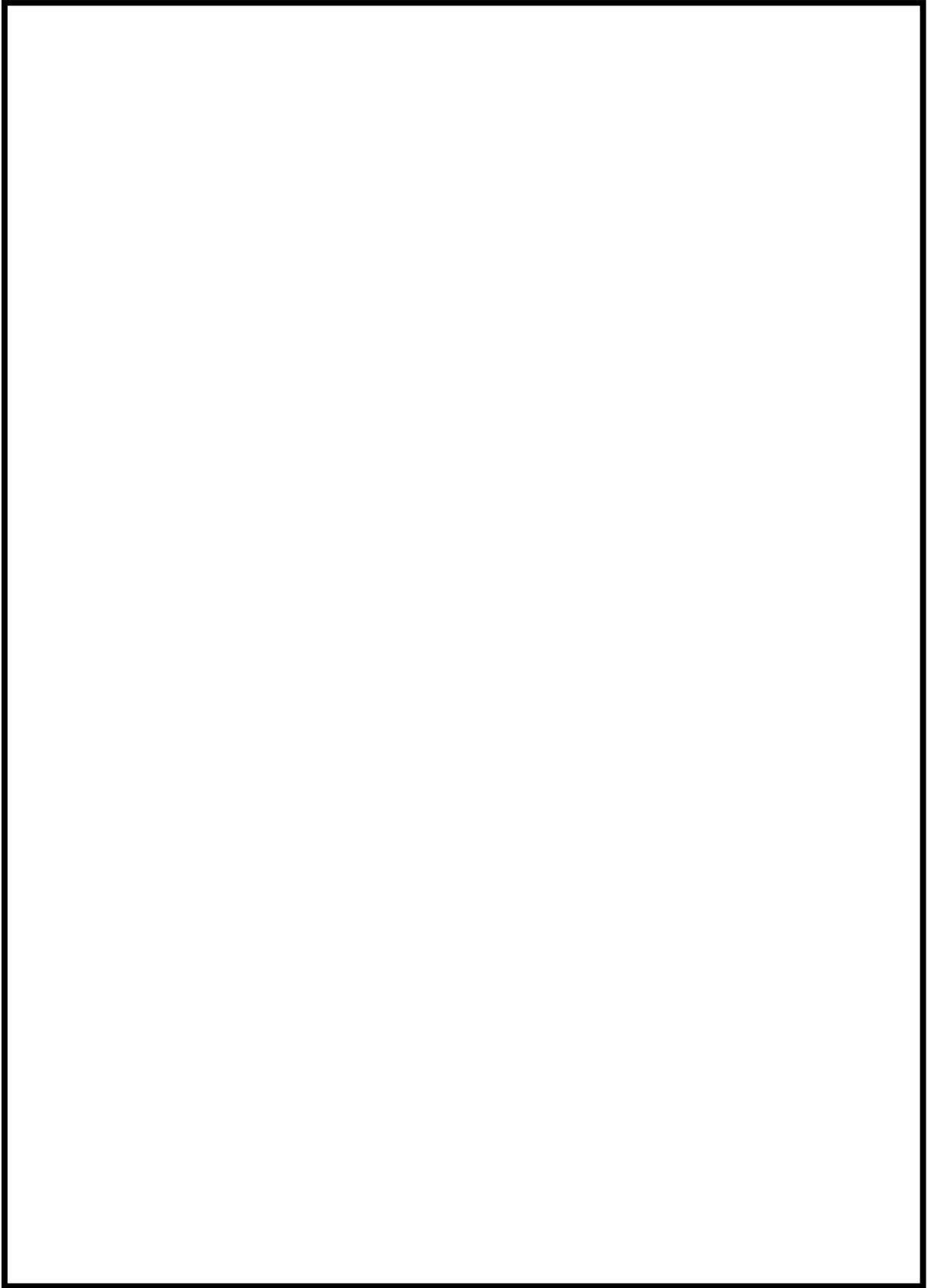


图 4-4 放射性物質吸着材 外觀図

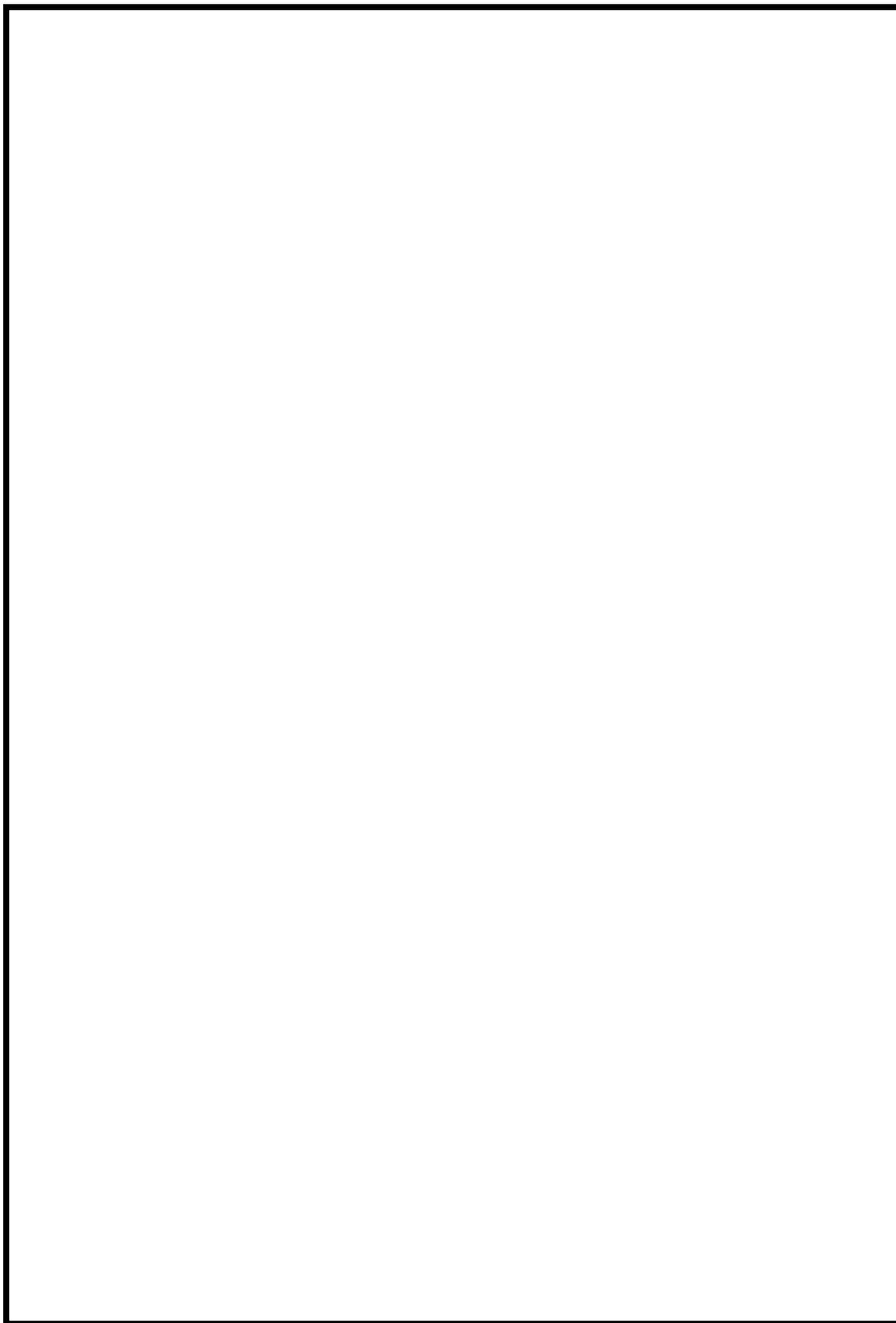


图 4-5 汚濁防止膜 外觀図

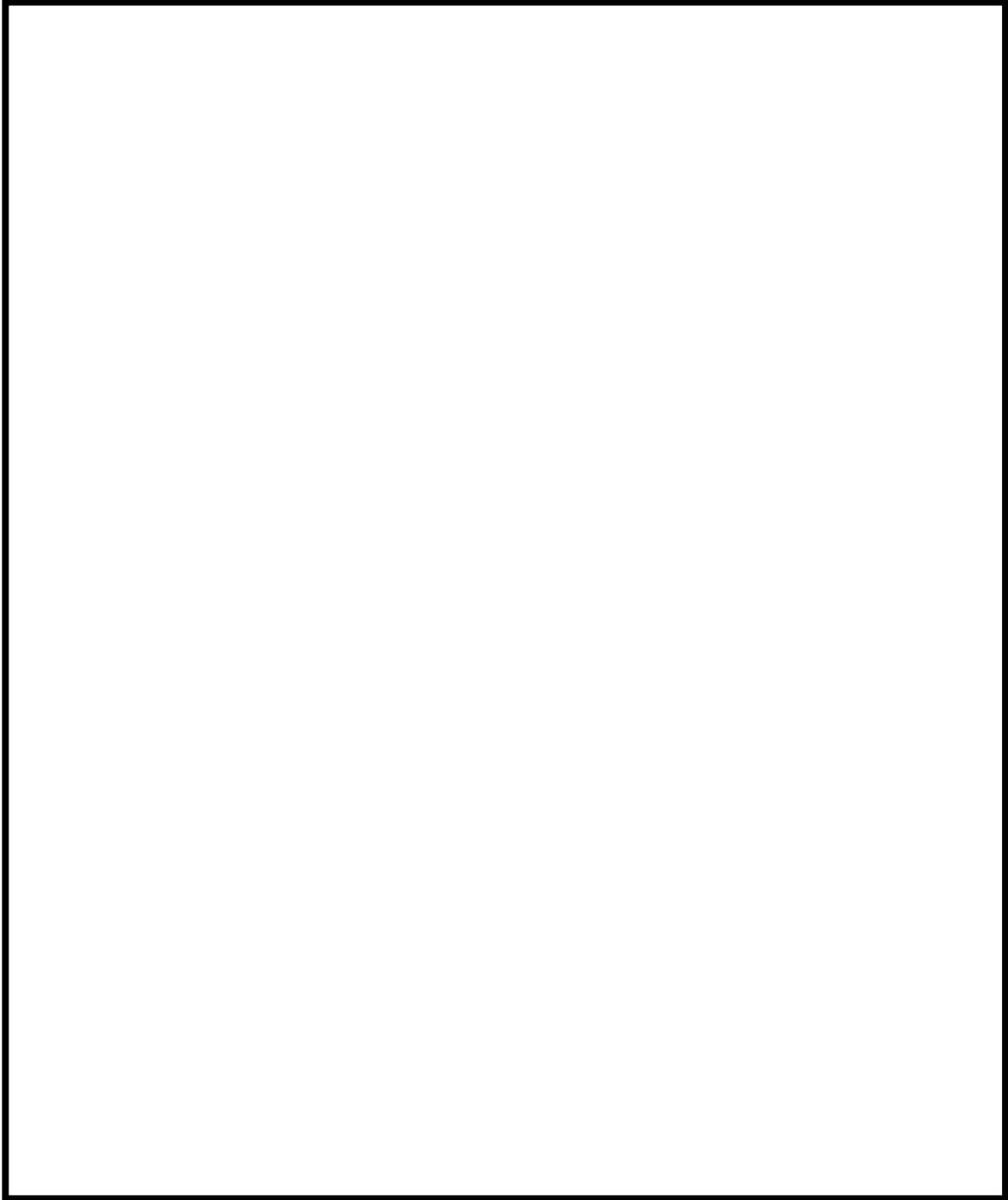


図 4-6 汚濁防止膜 外観写真

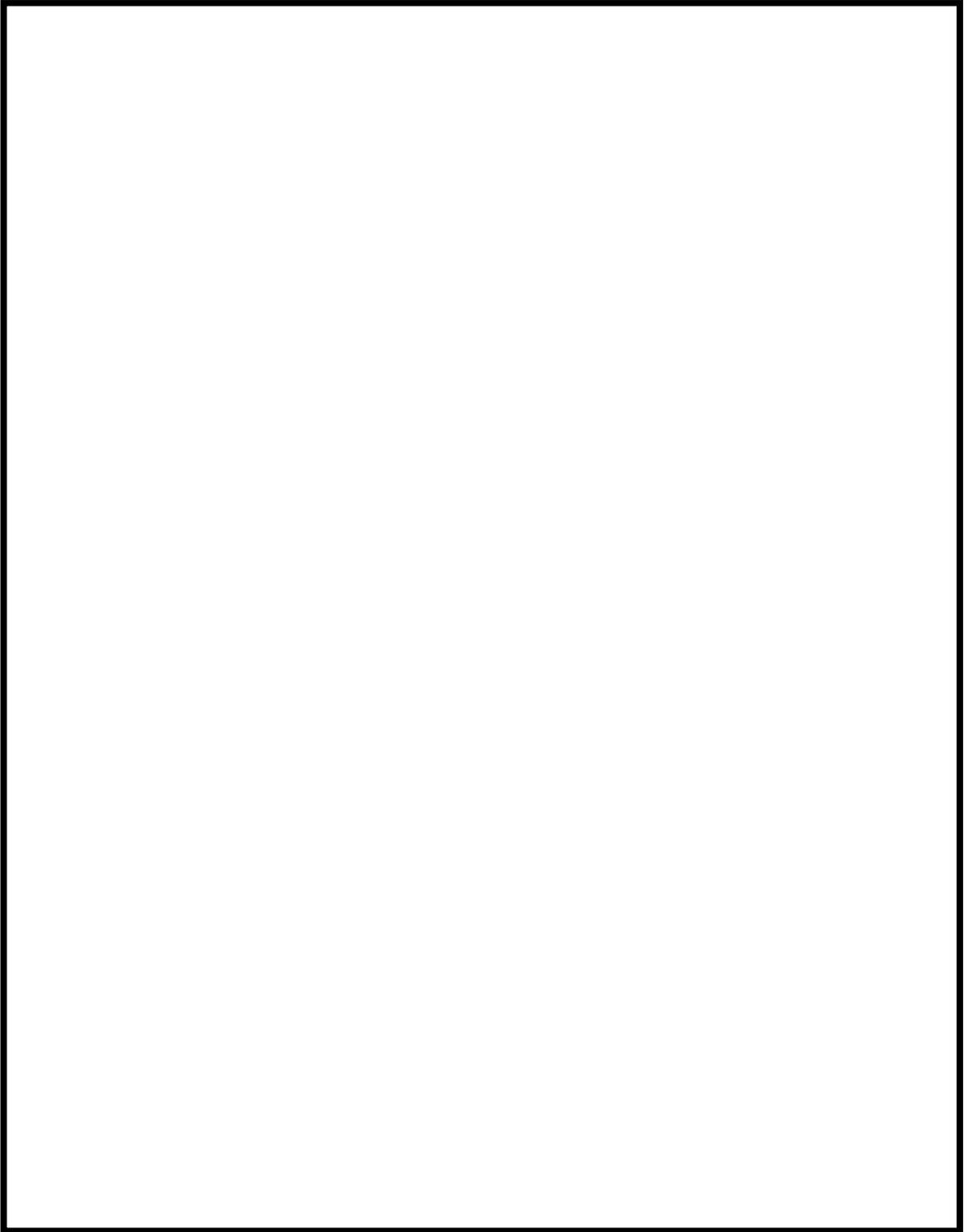


図 4-7 小型船舶（汚濁防止膜設置用） 外観図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-5
容量設定根拠

55-5-1

名 称		大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
流 量	m ³ /h	900（注1）、（900（注2））
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.25（注1）、（1.25（注2））
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.3
最 高 使 用 温 度	℃	60
原 動 機 出 力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は以下の機能を有する。</p> <p>大気への放射性物質の拡散抑制として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>その際、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海水を水源として、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に敷設されている取水ポンプにより取水口から取水し、ホースにより放水砲と接続でき、送水ポンプで送水することで、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として使用する大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。</p> <p>その際、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、海水を水源として、大容量送水車に敷設されている取水ポンプにより取水口から取水し、ホースにより放水砲及び泡原液混合装置と接続でき、送水ポンプで送水することで、泡原液と混合しながら原子炉建屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。</p> <p>なお、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p>		

1. 圧力・流量

吐出圧力 1.25MPa[gage] (流量 900m³/h)

大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)は、大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため、原子炉建屋屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要があるが、容量設定に当たっては、高所(原子炉建屋屋上)への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋屋上(地上高約 []^{※1})へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力・流量は、[] 900m³/hである。



図 5-1 射程と射高の関係 (ノンアスピレートノズル)



図 5-2 射程と射高の関係 (ノンアスピレートノズル) (泡消火放水)

※1 []

※2: 本曲線は、実放射計測のデータから割り出した理論値(平均値)であり、射程は無風時を想定している。(日本機械工業株式会社)

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

ホースの敷設は、放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している西側以外の方向）から放水ができること、並びに、複数の取水箇所から取水できるとともに、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルート（敷地北側又は南側）が選択できるよう設定する。

なお、取水箇所の選定としては、ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると、防潮堤内側から取水することを第一優先として考えるが、万が一、防潮堤内の取水口が使用できない場合も想定し、防潮堤外側からの取水を考慮したホース敷設ルートも設定する。

ホース敷設の圧力損失の評価は、防潮堤内及び防潮堤外からの取水を考慮し、ホース敷設ルートが保守的になる敷設ルートを考慮して算出した。

(1) 防潮堤内側

防潮堤内側のホース敷設ルートのうち保守的となる、6号炉取水路から取水し、敷地北側を経由して、7号炉原子炉建屋南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×19本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲3回, 45°湾曲4回) ※1
機器類圧損		

合計約 1.212MPa [gage]

(2) 防潮堤外側

防潮堤外側のホース敷設ルートのうち保守的となる、7号炉取水口から取水し、6号炉原子炉建屋付近からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A 50m×14本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲4回, 45°湾曲2回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		

合計約 1.247MPa [gage]

※1：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、55-5-6～8 参照。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性、他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

※2：ホースの予備は、ホースの長さごとに各1本以上確保する。

※3：大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）設置高さ（T.M.S.L. 3m）と放水砲設置高さ（T.M.S.L. 12m）

の水頭から算出

2. 最高使用圧力(1.3MPa[gage])

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）送水ポンプは，ホースの最高使用圧力と同等の1.3MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は60℃とする。

4. 原動機出力

原動機出力は，定格流量点()での軸動力を考慮し，する。

1. ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

ホースの圧力損失の評価については、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

1-1. ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響について

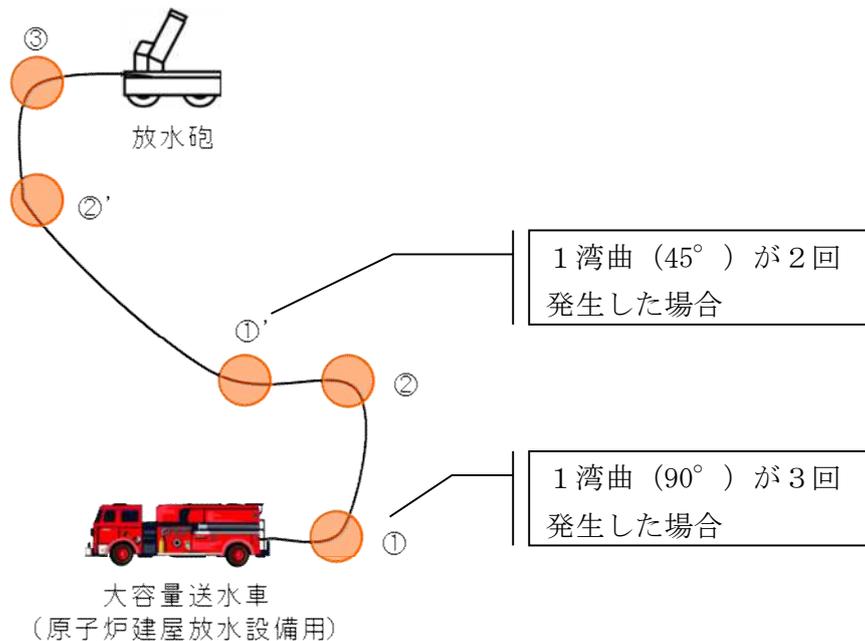


図 5-3 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times (v^2 / (2g))$$

○損失係数 f_c

ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径 1,000mm で 90° における $f_c = 0.068 \cdots (i)$ を引用する。

○流速 v

$$v = Q / A$$

・ Q = 流量について

大容量送水車 (原子炉建屋放水設備用) 流量は、900m³/h である。

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、 r = 管内径 / 2 となり、管内径 0.295m より、 $r = 0.1475$ 。よって、 $A = 0.06834$ [m²]

・流速 $v=Q/A$ より

$$v= 3.659[\text{m/s}] \cdots (ii)$$

○ (i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める

$$hc=fc \times (v^2/(2g)) \text{より, 重力加速度 } 9.8[\text{m/s}^2] \text{として}$$

$$=0.068 \times (3.659^2/(2 \times 9.8))$$

$$=0.04645[\text{m}]$$

< 1湾曲 (45°) あたりの圧力損失 hc >

$$hc=fc \times (v^2/(2g))$$

○損失係数 fc

ホースの湾曲による損失係数は新・消防便覧上の曲率半径
1,000mm で 45° における $fc=0.034 \cdots (iii)$ を引用する。

○上記(ii)(iii)より, 1湾曲 (45°) あたりの圧力損失を求める

$$hc=fc \times (v^2/(2g)) \text{より, 重力加速度 } 9.8[\text{m/s}^2] \text{として}$$

$$=0.034 \times (3.659^2/(2 \times 9.8))$$

$$=0.02323[\text{m}]$$

表 5-1 ホース長さ と 圧力損失 の 関係

送水流量[m ³ /h]		900
使用ホース口径	ホース連結本数 (送水距離)	圧力損失[MPa]
300A	1 (50m)	0.011
	2 (100m)	0.022
	3 (150m)	0.033
	4 (200m)	0.044
	5 (250m)	0.055
	6 (300m)	0.066
	7 (350m)	0.077
	8 (400m)	0.088
	9 (450m)	0.099
	10 (500m)	0.110
	11 (550m)	0.121
	12 (600m)	0.132
	13 (650m)	0.143
	14 (700m)	0.154
	15 (750m)	0.165
	16 (800m)	0.176
	17 (850m)	0.187
	18 (900m)	0.198
	19 (950m)	0.209
	20 (1000m)	0.220

2. 原子炉建屋への放水の網羅性について

原子炉建屋への放水は、大気への放射性物質の拡散抑制のための放水、及び、泡消火放水があるが、射程の短い泡消火放水による原子炉建屋への放水の網羅性について検討する。

原子炉建屋は、原子炉建屋オペレーティングフロア屋上の高さ（地上高 ）、原子炉建屋下部屋上高さ（地上高 ）と高さの違いがあることから、放水方向によって、射程距離が異なる（図 5-4～6 参照）。以下に、射程距離を整理する。

- ① 原子炉建屋東側から西向きの放水：（放水砲から の範囲）
- ② 原子炉建屋東側から西向きの放水（下部屋上）： 放水砲から の範囲）
- ③ 原子炉建屋北側又は南側からの放水：（放水砲から の範囲）

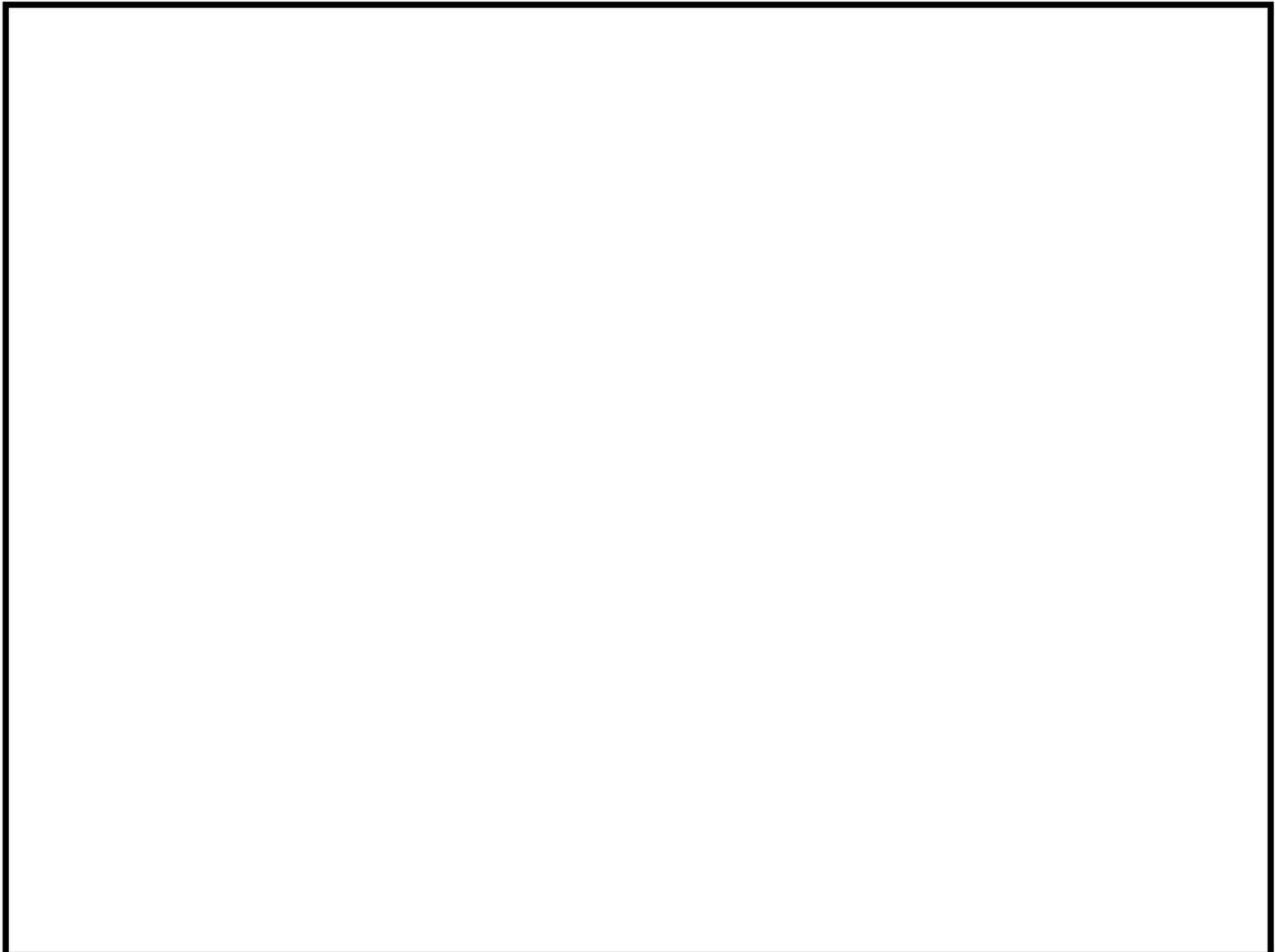


図 5-4 原子炉建屋断面図（6号及び7号炉）

(1)原子炉建屋に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制）



図 5-5 原子炉建屋東側からの放水曲線



図 5-6 原子炉建屋東側から下部屋上への放水曲線



図 5-7 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

(2) 原子炉建屋に対する放水曲線（泡消火）

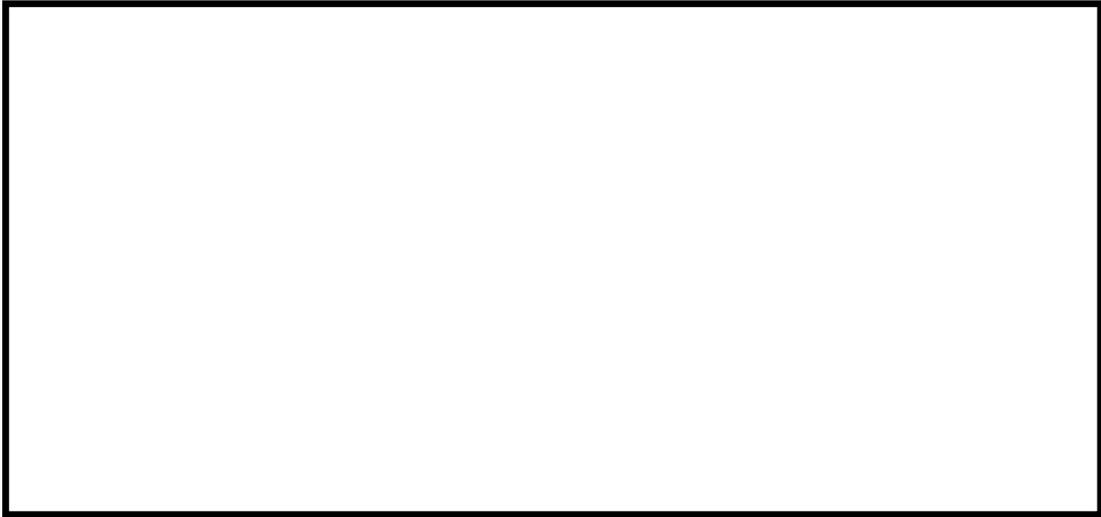


図 5-8 原子炉建屋東側からの放水曲線



図 5-9 原子炉建屋東側から下部屋上への放水曲線



図 5-10 原子炉建屋北側又は南側からの放水曲線

上記の検討から、6号及び7号炉の放水範囲を、図5-11に示す。また、放水砲による放水に対して、干渉する可能性がある設備である所内変圧器及び排気筒についても考慮した。所内変圧器の高さは地面から10m程度であることから、放水に対して干渉することはない。また、排気筒については、放水砲を排気筒と干渉しない位置に設置することで、放水に対する影響はない。以上のことから、原子炉建屋屋上部に対する、放水の網羅性は確保されている。

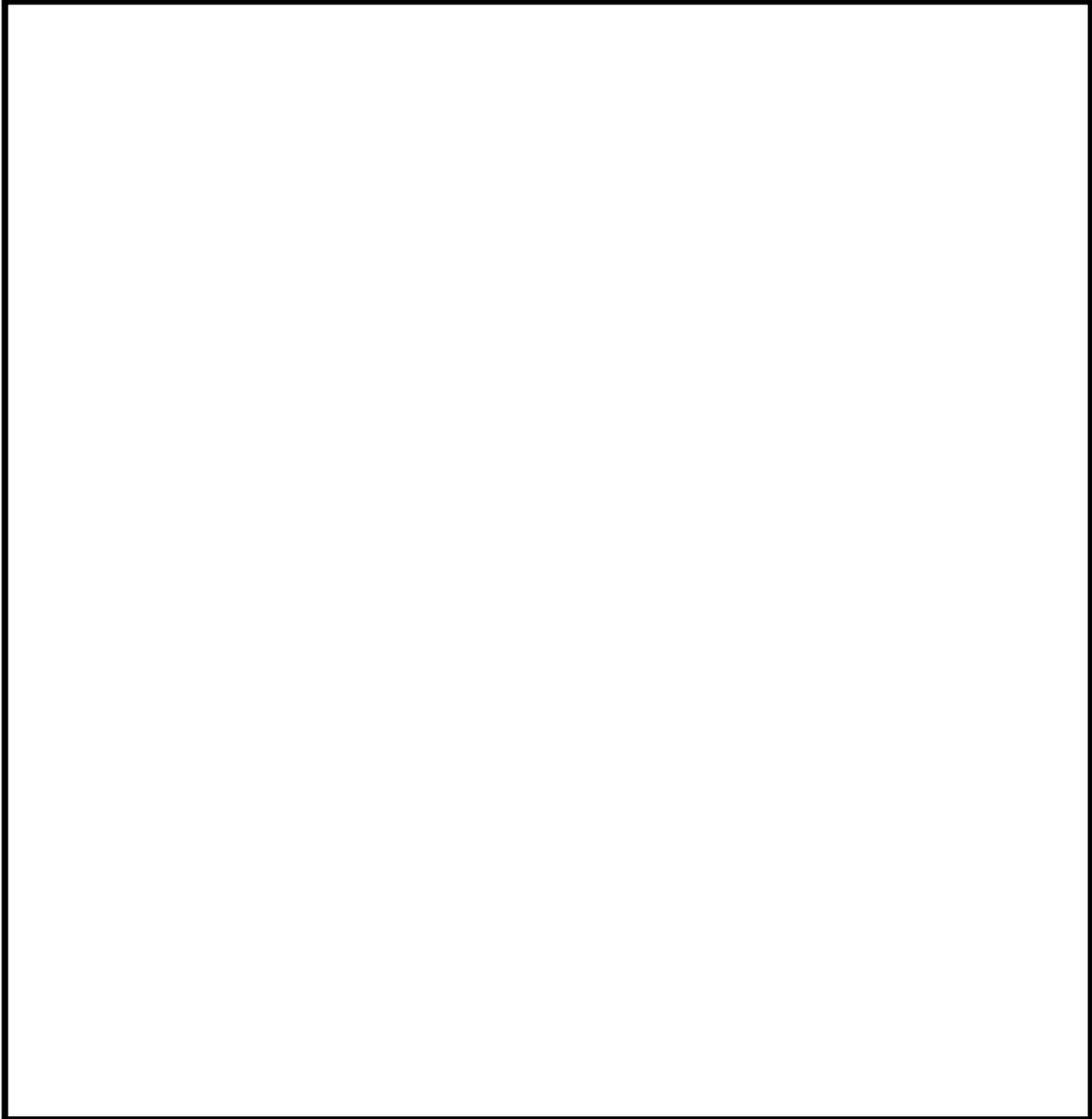


図5-11 6号及び7号炉放水範囲図

名	称	放水砲
最高使用圧力	MPa[gage]	0.9
最高使用温度	℃	60

【設定根拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため放水砲は、以下の機能を有する。

放水砲は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

系統構成は、大気への放射性物質の拡散抑制として、放水砲は、ホースにより海水を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と接続することにより、原子炉建屋屋上へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、ホースにより海水を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に接続し、泡原液と混合しながら、原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に合わせて、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 最高使用圧力(0.9MPa[gage])

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋屋上（地上高約 38m）への放水が可能な圧力（）を満足する値である、メーカーが規定する 0.9MPa[gage]とする。

2. 最高使用温度(60℃)

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は 60℃とする。

名 称		汚濁防止膜
幅	m/箇所	北放水口側 : 140 取水口側 (3箇所) : 80
高 さ	m	北放水口側 : 6 取水口側 (3箇所) : 8

【設 定 根 拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため汚濁防止膜は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜は、敷地内から海洋への伝搬経路である、取水路及び放水路（一部排水路含む）に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

また、汚濁防止膜の設置は、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2重に設置することとし、破れ等の破損時のバックアップとして各設置箇所に対して予備2本を確保する。

1. 幅

(1) 5～7号炉放水口付近

放水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は、約100mである。そのため、重大事故等時に放水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1本あたりの幅が約20mの汚濁防止膜を7本使用し、約140mとする。

(2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

取水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜の幅は、約55mである。そのため、重大事故等時に取水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1本あたりの幅が約20mの汚濁防止膜を4本使用し、約80mとする。

2. 高さ

(1) 5～7号炉放水口付近

重大事故等時に放水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-4m）まで届く高さである約6mとする。

(2) 5号、6号及び7号炉取水口付近

重大事故等時に取水口付近に設置する汚濁防止膜の高さは、満潮時の高さを考慮しても、海底（T.M.S.L.約-5.5m）まで届く高さである約8mとする。

凡例
— 汚濁防止膜



図 5-12 取水口の外形図



図 5-13 北放水口の外形図

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

放射性物質吸着材は、敷地内から海洋への伝搬経路である，排水路に設置することで，大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

1. 6号及び7号炉雨水排水路集水柵用放射性物質吸着材容量

雨水排水路集水柵に6号及び7号炉で各1箇所を設置する。

放射性物質吸着材の容量は，雨水排水路集水柵に設置可能な量でかつ，放水によって生じた汚染水が排水可能な形状又は設置方法により空隙を確保した設計とする。

①設置箇所の寸法

6号及び7号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：2.5，横：2.5，高さ ^{※1} ：約1.2
-----------------------	------------------------------------

※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。

※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は，セシウムを吸着するプルシアンブルー類縁体の表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は，上記雨水排水路集水柵に設置可能であり，その寸法から，放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。なお，この場合の空隙率は，およそ33%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 5m^3 × 吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 $1,000\text{kg}/1$ 箇所
-----------------	--

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

2. 5号炉雨水排水路集水柵及びフラップゲート入口用放射性物質吸着材容量

放水砲による放水の通常の排水ルートは6号及び7号炉の雨水排水路であるが，流路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には，雨水排水路から溢れる。その場合，5号炉の雨水排水路及びフラップゲートを經由して海に流れ込むこととなる。

①設置箇所寸法

5号炉雨水排水路集水柵寸法 (m)	縦：1.95，横：1.95，高さ ^{※1} ：約1.15
フラップゲート寸法 (m) (3箇所)	縦：2.0，横：2.0，高さ ^{※1} ：約0.9

※1：排水配管上端を集水柵の高さとした。

※2：詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は、上記雨水排水路集水柵に設置可能な吸着材ユニットであり、その寸法から、放射性物質吸着材の容量を以下のとおりとする。なお、この場合の空隙率は、およそ30～50%となる。

放射性物質吸着材容量 (kg)	ユニット体積 2.5m^3 × 吸着材密度約 $200\text{kg}/\text{m}^3$ = 約 $500\text{kg}/1$ 箇所
-----------------	--

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

3. 放射性物質吸着材の吸着率（参考値）

吸着率（放射性物質吸着材 1g に対して、吸着される Cs 量（破過値。）は、設計値*として と設定している。

※ 測定方法は、セシウムを添加させた水溶液中に吸着材を入れ吸着率を測定する。試験条件は、Cs 添加濃度 1,000ppm, 固液比 100, 吸着時間 24 時間。運用としては、汚染水が吸着材を通過する際に、吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定条件は、実際の運用と異なる条件のため、値は参考値として扱う。

名	称	泡原液混合装置
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	40
<p>【設定根拠】 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液混合装置は、以下の機能を有する。</p> <p>泡原液混合装置は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)、放水砲及び泡原液搬送車に接続することで、泡消火剤を混合して放水できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。</p> <p>1. 最高使用圧力(1.3MPa[gage]) 泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋屋上(地上高約38m)への放水が可能な圧力()以上を満足する値である、メーカーが規定する1.3MPa[gage]とする。</p> <p>2. 最高使用温度(40℃) 泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、40℃とする。</p>		

名 称		泡原液搬送車
容 量	L	4,000
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	0.03
最 高 使 用 温 度	℃	120

【設 定 根 拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡原液搬送車は、以下の機能を有する。

泡原液搬送車は、航空機燃料火災に対応するため、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）、放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できる設計とする。なお、6号及び7号炉共用で基数の半数の1台、及び、保守点検用又は故障時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

1. 容量(4,000L)

泡原液の容量は、空港に配備されるべき防災レベル等について記載されている、国際民間航空機関（ICAO）発行の空港業務マニュアル（第1部）（以下、「空港業務マニュアル」という。）を基に設定する。

設定に当たっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火剤に要求される混合溶液の放射量は $672\text{m}^3/\text{h}$ であり、発泡に必要な水の量は 32.3m^3 である。

必要な泡原液は、 $32.3\text{m}^3 \times 1\% = 323\text{L}$ に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量 $323\text{L} \times 2 = 646\text{L}$ を保有することが規定されている。

以上より、必要保有量646Lに対して、泡原液搬送車のタンクに収まる4000Lを泡原液容量として設定した。

2. 最高使用圧力(0.03MPa[gage])

積載する泡原液の水頭及び空間部の気圧を考慮して0.03MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度(120℃)

泡原液混合装置を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と同様の60℃を満足する値である、メーカーが規定する120℃とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-6
接続図

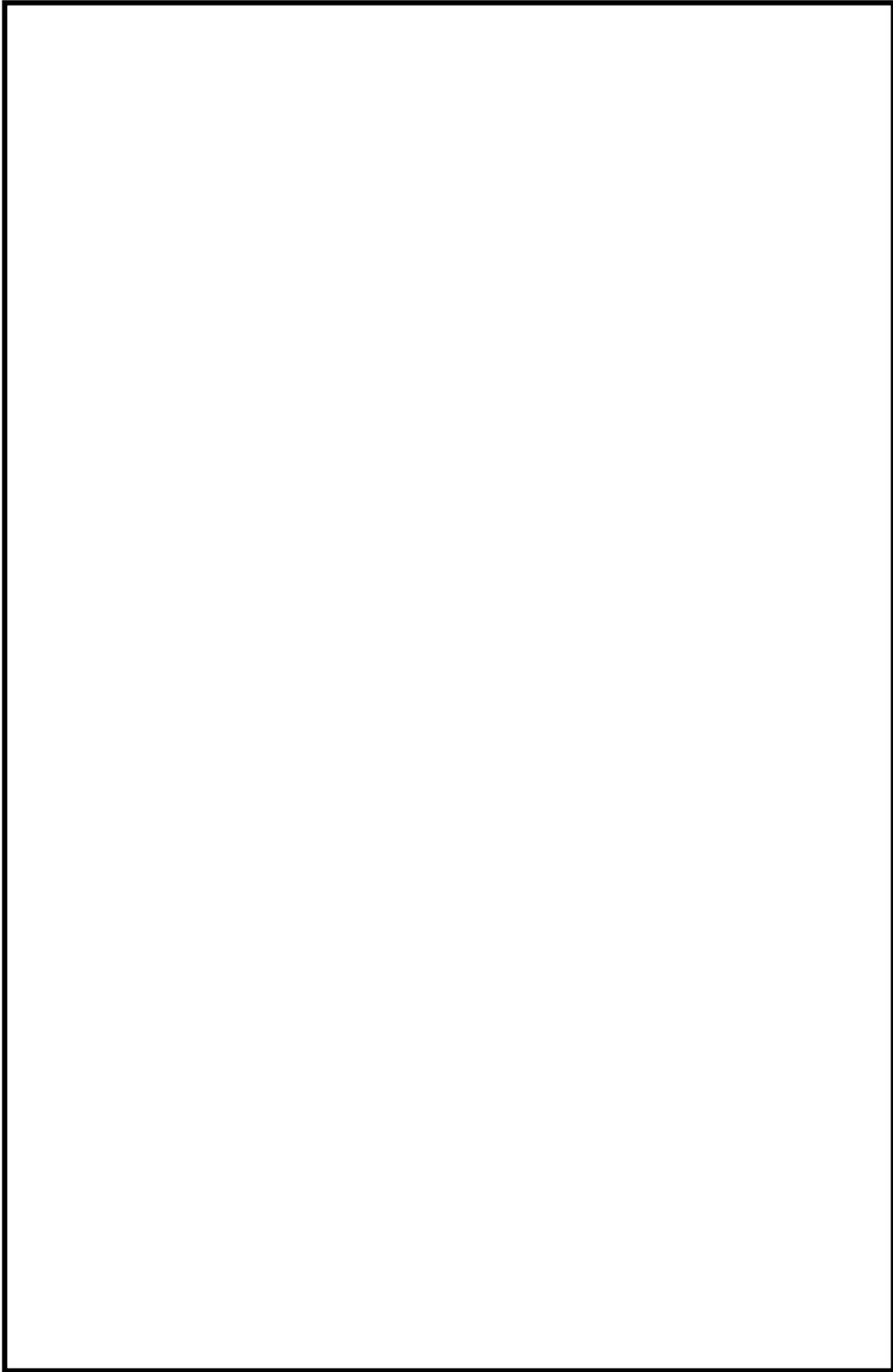


図 6-1 6号炉ホース敷設例

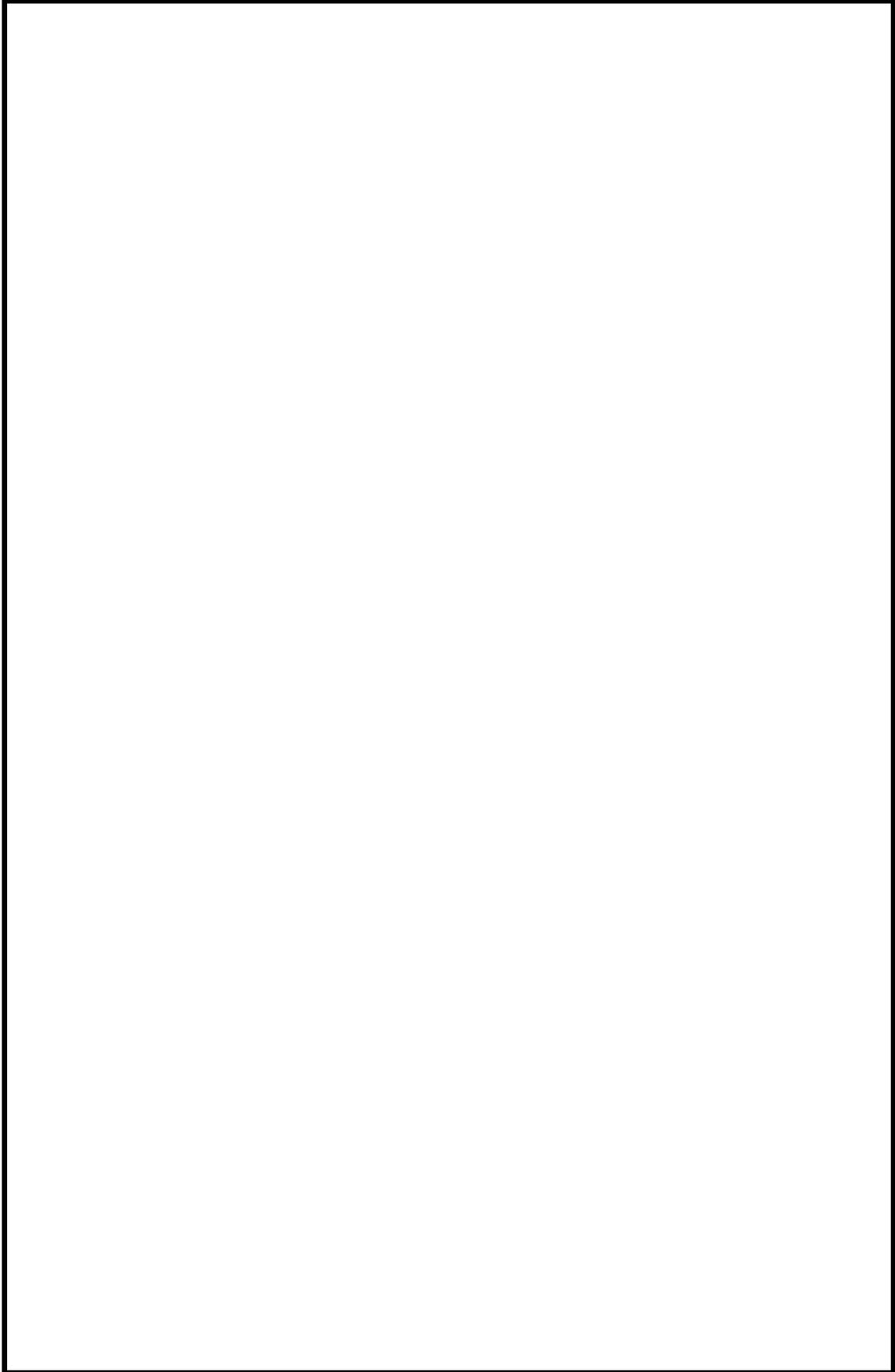


図 6-2 7号炉ホース敷設例

○汚染水の流出経路及び対策概要

1. 発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、6号及び7号炉の原子炉建屋への放水により発生した汚染水は、屋上から建屋雨水路を経由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水桝を経由し、北放水口に至る。

その他の海洋への経路の可能性としては、上記雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際に、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し、北放水口及び取水口に通じる経路が想定される。

2. 放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するため、以下の対策を実施する。海洋への拡散抑制対策の概要を図6-3に示す。

(1) 6号及び7号炉雨水排水路集水桝へ放射性物質吸着材の設置

放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を実施する必要がある場合は、原子炉建屋への放水により汚染した水が、原子炉建屋雨水路を経由して、6号及び7号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため、下流の雨水排水路集水桝2箇所を優先させ、放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-3-①)

(2) その他海洋への経路への放射性物質吸着材の設置

(1)のとおり、原子炉建屋への放水により発生した汚染水の海洋までの主要な経路となる雨水排水路集水桝に放射性物質吸着材を設置することとしているが、当該雨水排水路の損傷等により、汚染水が敷地に溢れた場合に、その他の海洋への経路の可能性はある。具体的流路としては、5号炉の雨水排水路及び防潮堤下部のフラップゲートであるが、5号炉の雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口に放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(図6-3-②)

(3) 北放水口への汚濁防止膜の設置

その後、汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報、津波警報が出ていない又は解除された）な場合、汚濁防止膜を設置する。なお、6号及び7号炉への放水により発生した汚染水は、各号炉の雨水排水路を経由し、北放水口に導かれるため、北放水口に汚濁防止膜を設置する。

(図6-3-③)

(4) 取水口への汚濁防止膜の設置

6号及び7号炉雨水排水路の閉塞・損傷又は排水可能な流量以上の雨水が流れた際には、敷地に排水が溢れ、5号炉の雨水排水路又は防潮堤下部のフラップゲートを経由し、北放水口及び取水口に導かれる。また、放水によって、原子炉建屋の内部に滞留した汚染水は、原子炉建屋からタービン建屋を経由して

建屋外へ通じる配管によって、取水及び放水ピットを通じ取水路及び放水路へと流出し、最終的に海洋へ流出する。そのため、前項の対策に加え、取水口へも汚濁防止膜を設置することで、放射性物質の拡散を抑制する。ただし、原子炉建屋の内部に滞留した汚染水が海洋へ流出するのは、放射線管理区域と非管理区域の境界壁、原子炉建屋及びタービン建屋の外壁、建屋外へ通じる配管等、複数の障壁の損傷が重畳した場合に限られ、障壁の通過には時間余裕があると考えられる。

(図 6-3-④)

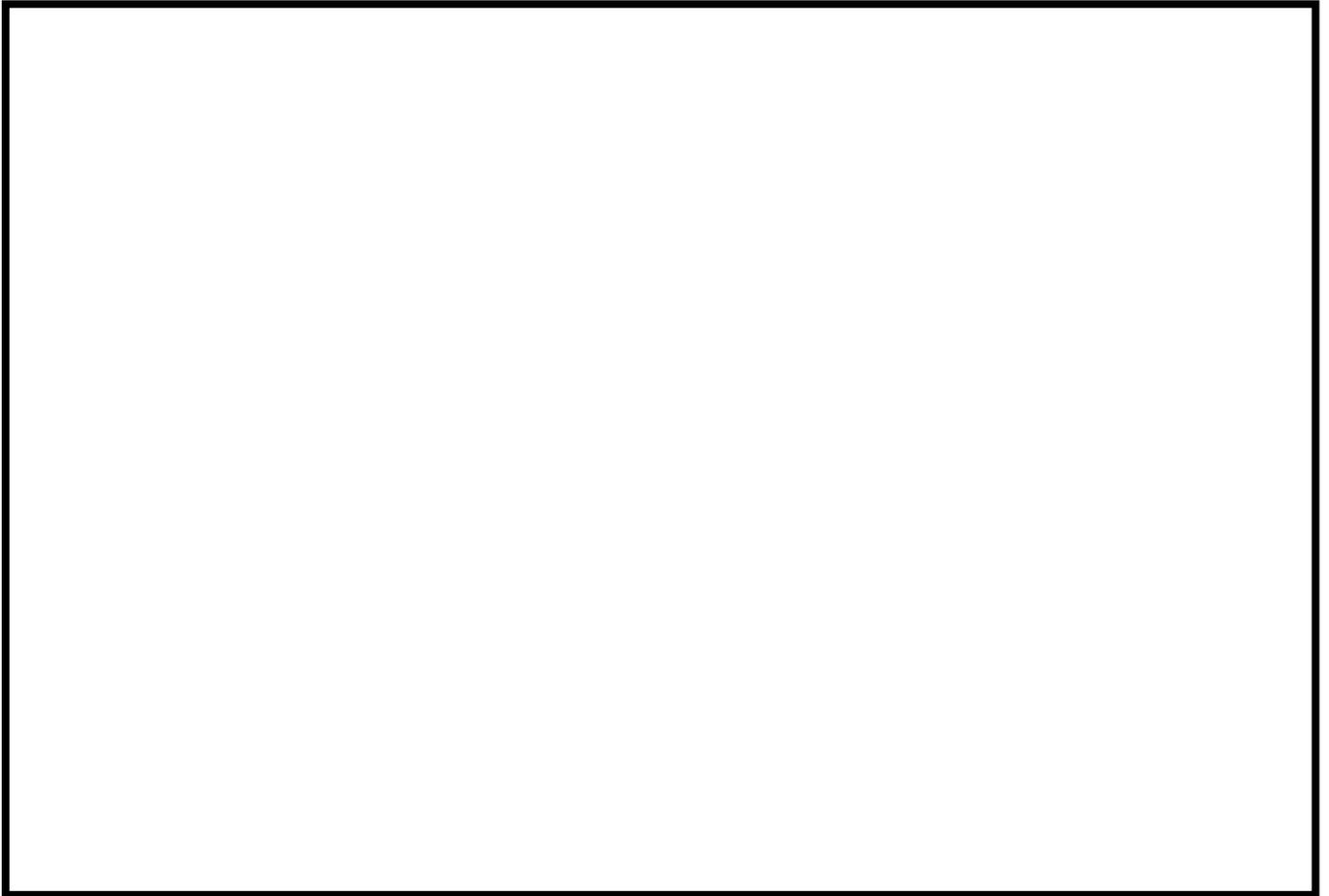


図 6-3 放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置位置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

55-7
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

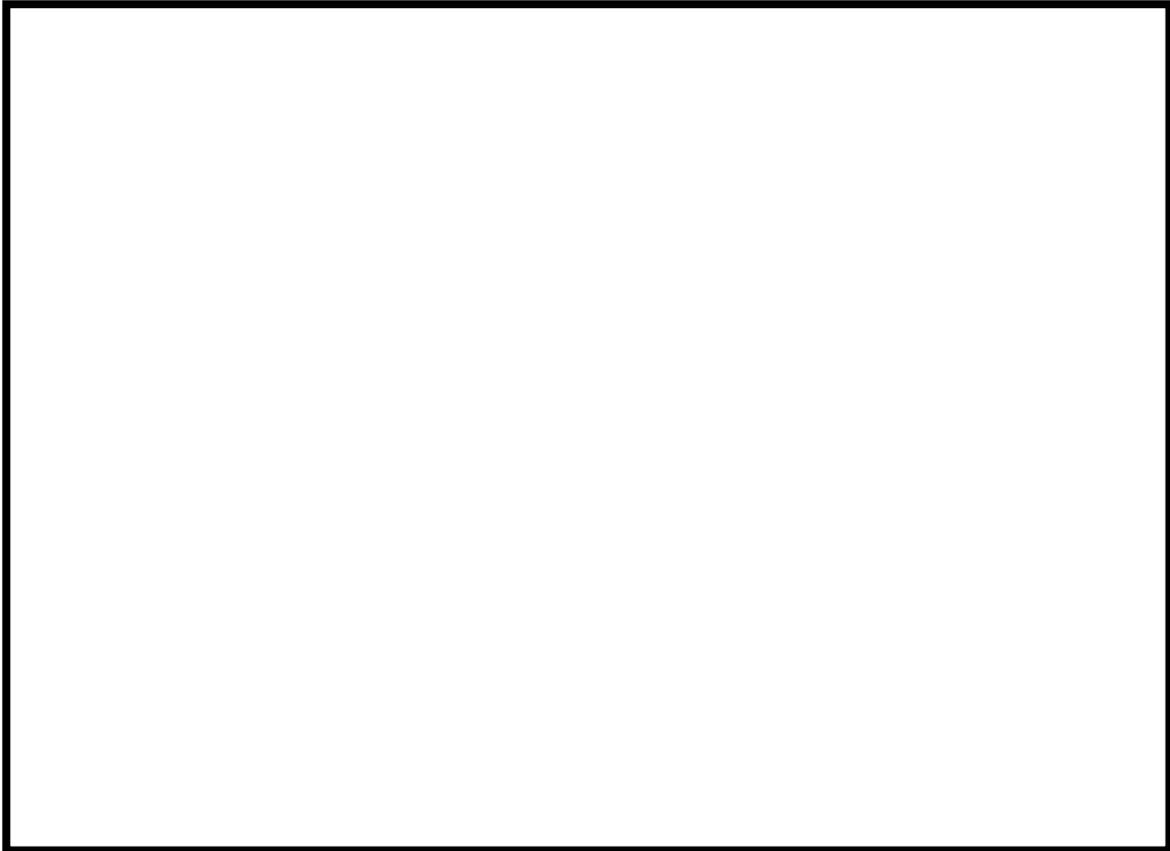


図 7-1 保管場所及びアクセスルート図



図 7-2 地震・津波発生時のアクセスルート図



図 7-3 森林火災発生時のアクセスルート図



図 7-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

55-8
その他設備

1. その他設備

1.1 航空機燃料火災に対する初期消火設備（初期対応における延焼防止処置）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、化学消防自動車単独，又は，化学消防自動車，水槽付消防ポンプ自動車及び高所放水車により初期対応における延焼防止処置を実施する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは，使用可能な淡水源がある場合は，防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし，使用可能な淡水源がない場合は，海水を使用する。

高所放水車を使用する場合は，泡原液備蓄車を接続するとともに，化学消防自動車又は，水槽付消防ポンプ自動車にて水源から取水し，高所放水車に送水する。（図 8-1）

化学消防自動車を使用する場合は，単独，又は，泡原液備蓄車を接続し，化学消防自動車にて水源から取水し，泡消火を実施する。（図 8-2）



図 8-1 高所放水車による泡消火



図 8-2 化学消防自動車による泡消火

58-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉圧力容器温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉圧力 (SA)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉水位	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉水位 (SA)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压代替注水系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			高压炉心注水系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (原子炉压力容器)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				残留熱除去系系統流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系流量 (原子炉格納容器)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			ドライウエル雰囲気温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ氣體温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ・プール水温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内圧力 (D/W)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内圧力 (S/C)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			サブプレッション・チェンバ・プール水位		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器下部水位		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (SA)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				起動領域モニタ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			平均出力領域モニタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水補給水系温度 (代替循環冷却)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置水位	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置入口圧力		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置出口放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外	A b	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				フィルタ装置水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作, 弁操作)	B d, B f	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料			—		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置金属フィルタ差圧		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			フィルタ装置スクラバ水 pH		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作 (操作スイッチ操作, 弁操作)	B d, B f	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			耐圧強化ベント系放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系熱交換器入口温度		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				残留熱除去系熱交換器出口温度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			原子炉補機冷却水系系統流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	B, C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水貯蔵槽水位 (SA)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			復水移送ポンプ吐出圧力		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				残留熱除去系ポンプ吐出圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				原子炉建屋水素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			静的触媒式水素再結合器 動作監視装置		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—		
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				格納容器内酸素濃度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	D B施設の系統及び機器の容量が十分 (D B施設と同仕様の計測範囲で設計)	B
	関連資料			・58-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)	B	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備				使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備とヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条:計装設備			使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B
				荷重	(有効に機能を發揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電気的な分離を行う)	A e
				その他(飛散物)	対象外	対象外
	関連資料			-		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	-		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備あり)	B	
			サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		・58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備		使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を發揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	・58-3 配置図	
		第2号	操作性	現場操作	B d, Bf	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器、ヒューズによる電気的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	・58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第58条：計装設備			データ伝送装置, 緊急時対策支援システム伝送装置, SPDS表示装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
				海水	(海水を通水しない)	対象外	
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
				関連資料	・58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要 (SPDS表示装置を除く), 現場操作 (緊急時対策所, SPDS表示装置, 操作スイッチ操作)		対象外, B d	
			関連資料	・58-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	通信連絡設備		L	
			関連資料	・58-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要		B b	
			関連資料	-			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		A d	
			その他(飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	-			
	第6号	設置場所	操作不要 (SPDS表示装置を除く), 現場操作 (緊急時対策所) (SPDS表示装置)		対象外, A a		
		関連資料	・58-3 配置図				
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の計測範囲で設計)		B	
			関連資料	-			
		第2号	共用の禁止	共用する設備		A	
			関連資料	-			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、 火災	(同一機能の設備なし)		対象外
				サポート系故障	対象(サポート系あり)-異なる駆動源又は冷却源		C a
				関連資料	・58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第 58 条 : 計装設備		可搬型計測器		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	現場操作	B b, B g	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	・58-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	—		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	—	対象外
	関連資料		・58-3 配置図			
	第 6 号	設置場所	現場操作	A a		
		関連資料	・58-3 配置図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備 (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)計測用として6号炉、7号炉それぞれ1セット23個(故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として23個(6号及び7号炉共用)の合計69個)	C	
			関連資料	・58-9 可搬型計測器について		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	・58-9 可搬型計測器について		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	・58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
		第 5 号	保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b	
			関連資料	・58-3 配置図		
		第 6 号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
関連資料			・58-9 可搬型計測器について			
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止・緩和以外 (代替するDB設備なし)	対象外	
			サポート系要因	サポート系なし	対象外	
	関連資料	—				

58-2
単線結線図

58-2-1

【凡例】

- (GTC) : ガスタービン発電機
- (D/G) : ディーゼル発電機
- (運) : 運搬機
- (断) : 断器
- (配) : 配線用遮断器
- (接) : 接続装置
- (電) : 電動可変装置
- (切) : 切替装置

【略称】

- R/B : 原子炉建屋
- C/B : コントロール建屋
- M/C : メタルクランプ設置
- P/C : パワーセンター
- MCC : モーターコントロールセンター

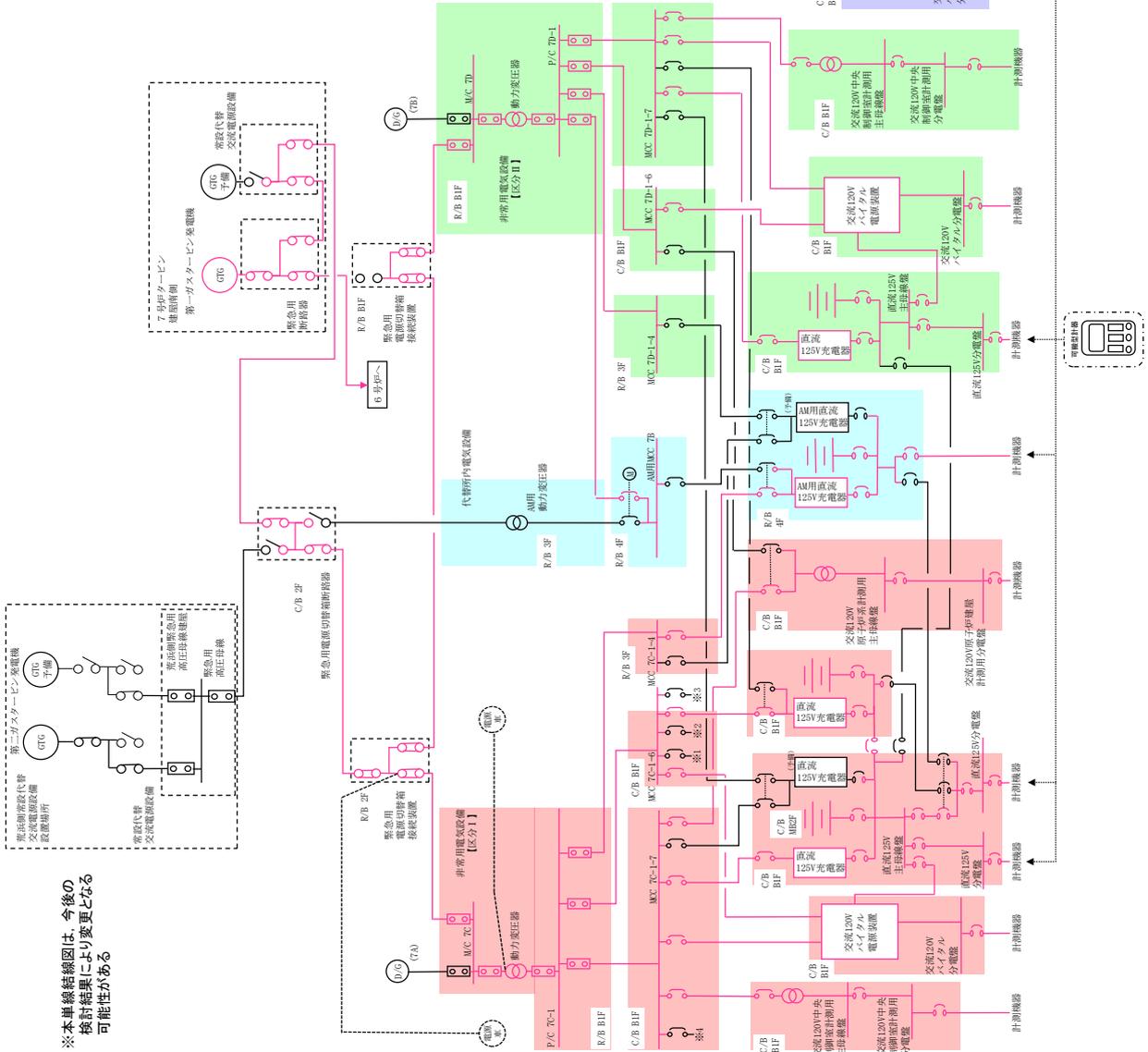


図 58-2-2 単線結線図 (7号炉)

58-3
配置図

58-3-1

表 58-3-1 配置図一覧表 (6号炉)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3, 6
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-1, 3
高圧代替注水系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉隔離時冷却系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
高圧炉心注水系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
残留熱除去系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
復水補給水系統流量 (原子炉格納容器)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-2, 3
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-2, 7
サブプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-3
サブプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-8
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
サブプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-1
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内	図 58-3-4, 6
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-5
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-3
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-12
復水補給水系統温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)	図 58-3-13
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-7
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-13
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-2
原子炉補機冷却水系統流量	原子炉建屋地下 3 階, タービン建屋地下 2 階	図 58-3-1, 10
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 2, 3 階	図 58-3-1, 2
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-11
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-1
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階 原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階, 地上 2 階	図 58-3-9 図 58-3-2, 3, 6
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上 3 階, 中 3 階	図 58-3-7, 8
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-9

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階	図 58-3-9
データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図 58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1階	図 58-3-28, 29
SPDS 表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1, 2階	図 58-3-28, 29, 30
可搬型計測器 (6号炉)	コントロール建屋地上2階	図 58-3-31
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)	5号炉原子炉建屋地上3階	図 58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

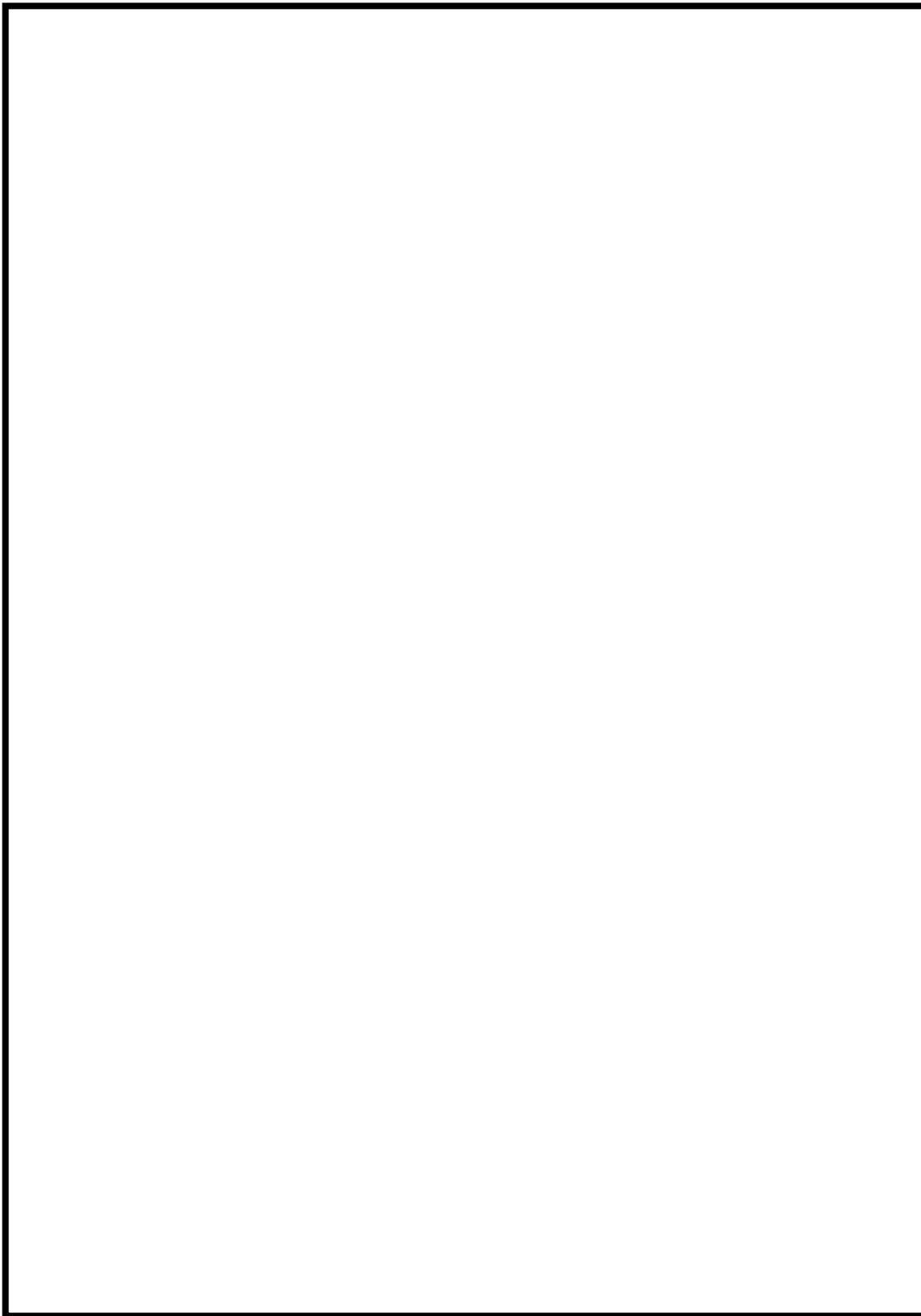


図 58-3-1 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

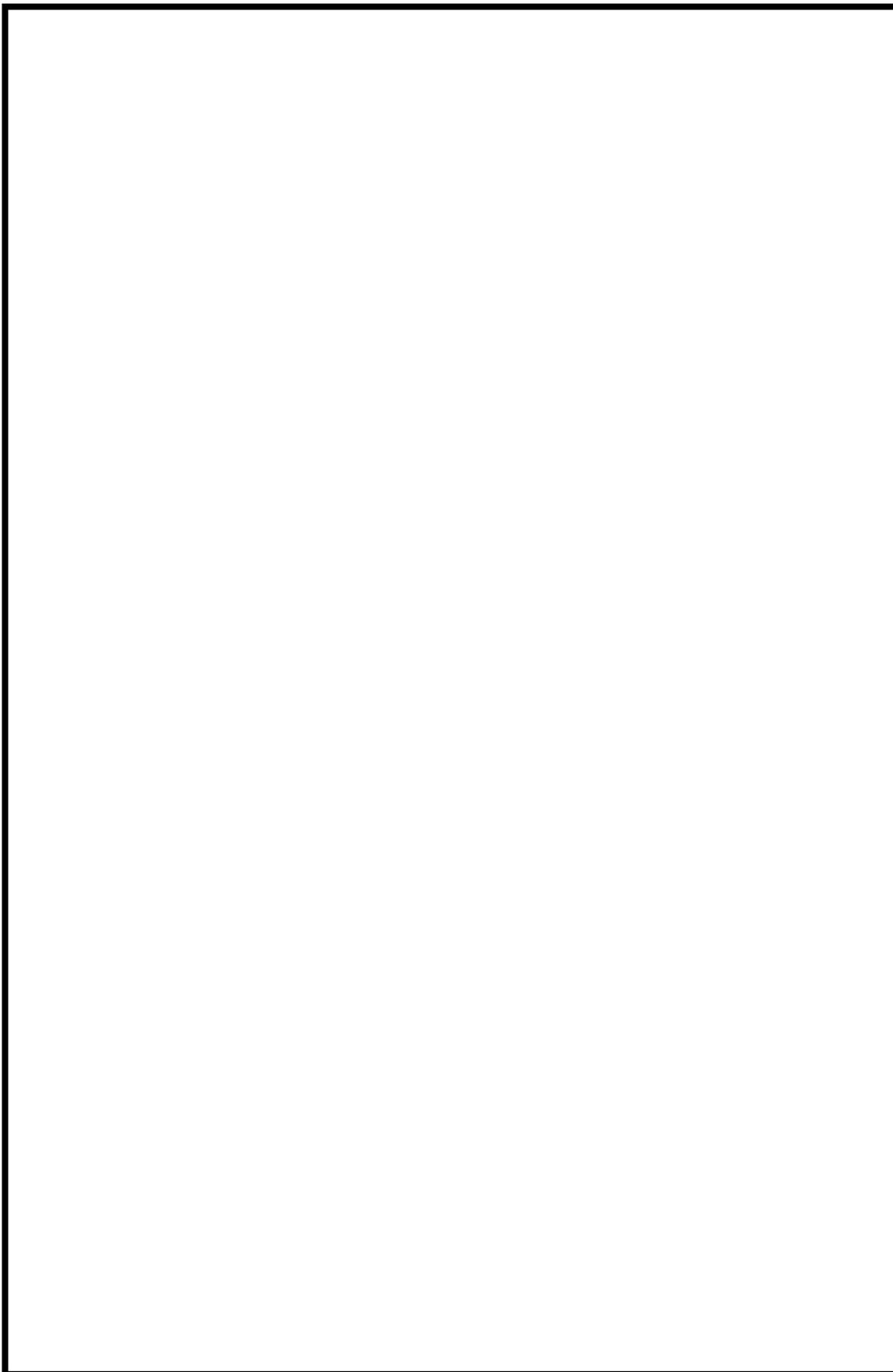


図 58-3-2 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階及び地下中 2 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

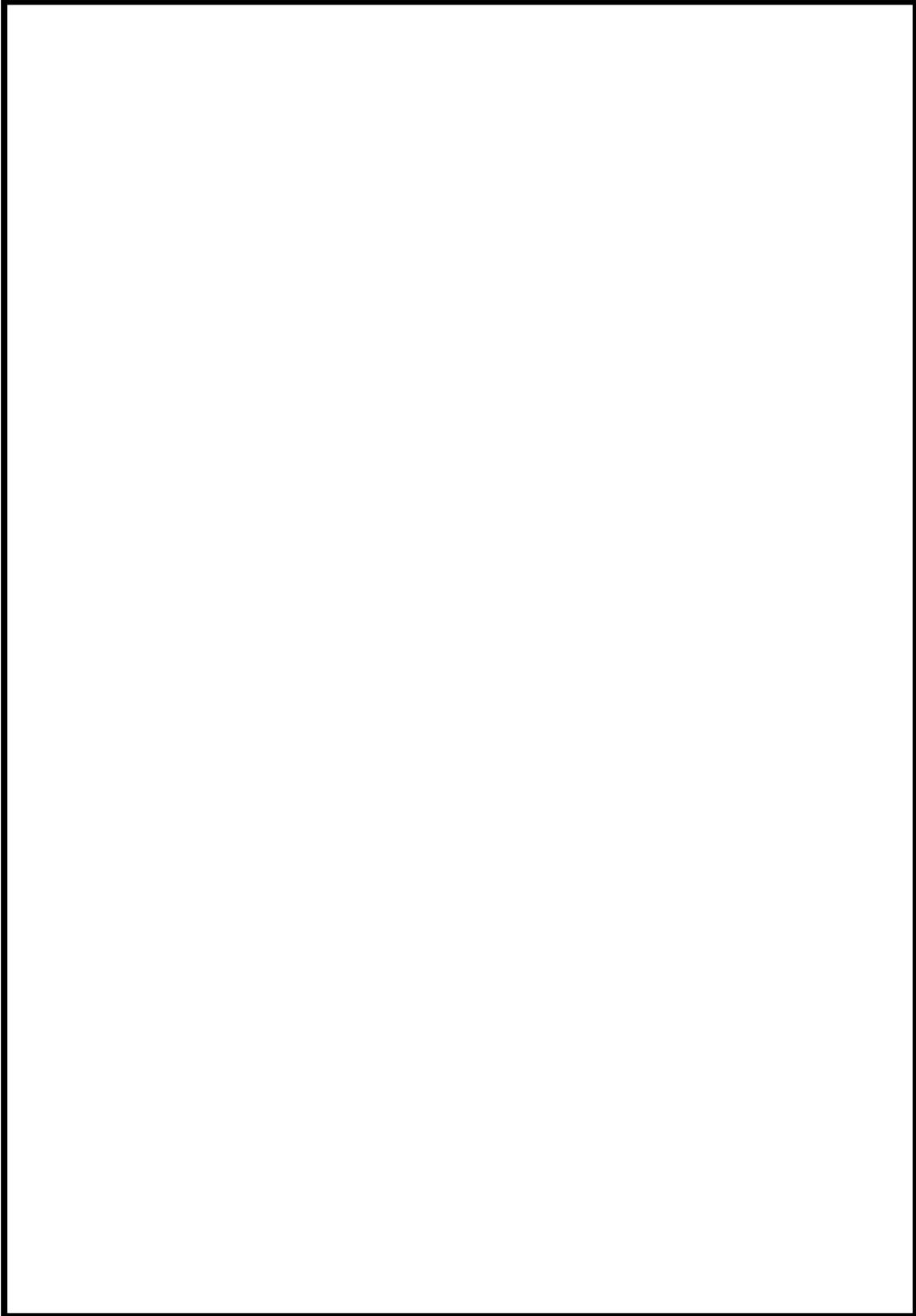


図 58-3-3 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

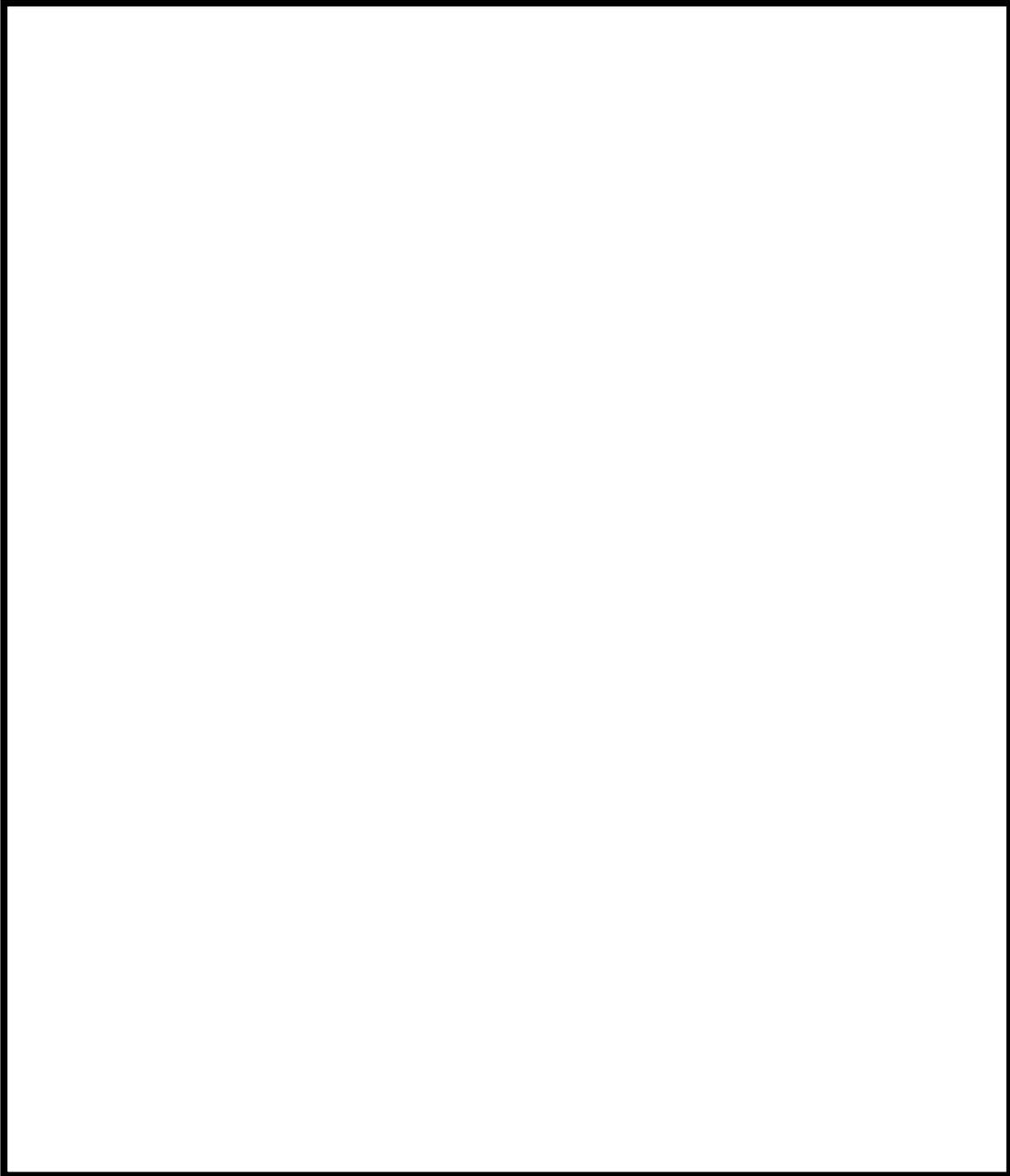


図 58-3-4 機器配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

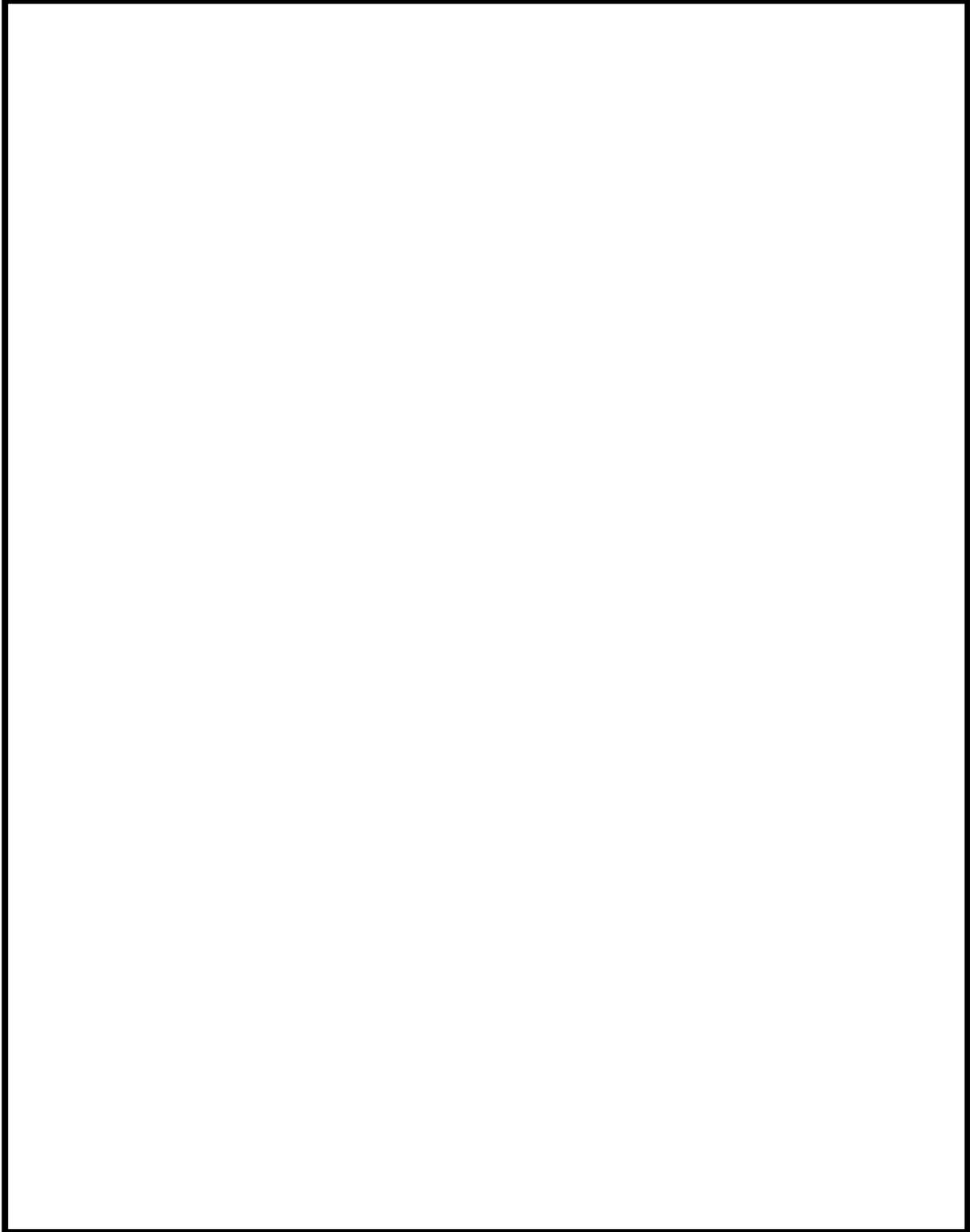


図 58-3-5 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

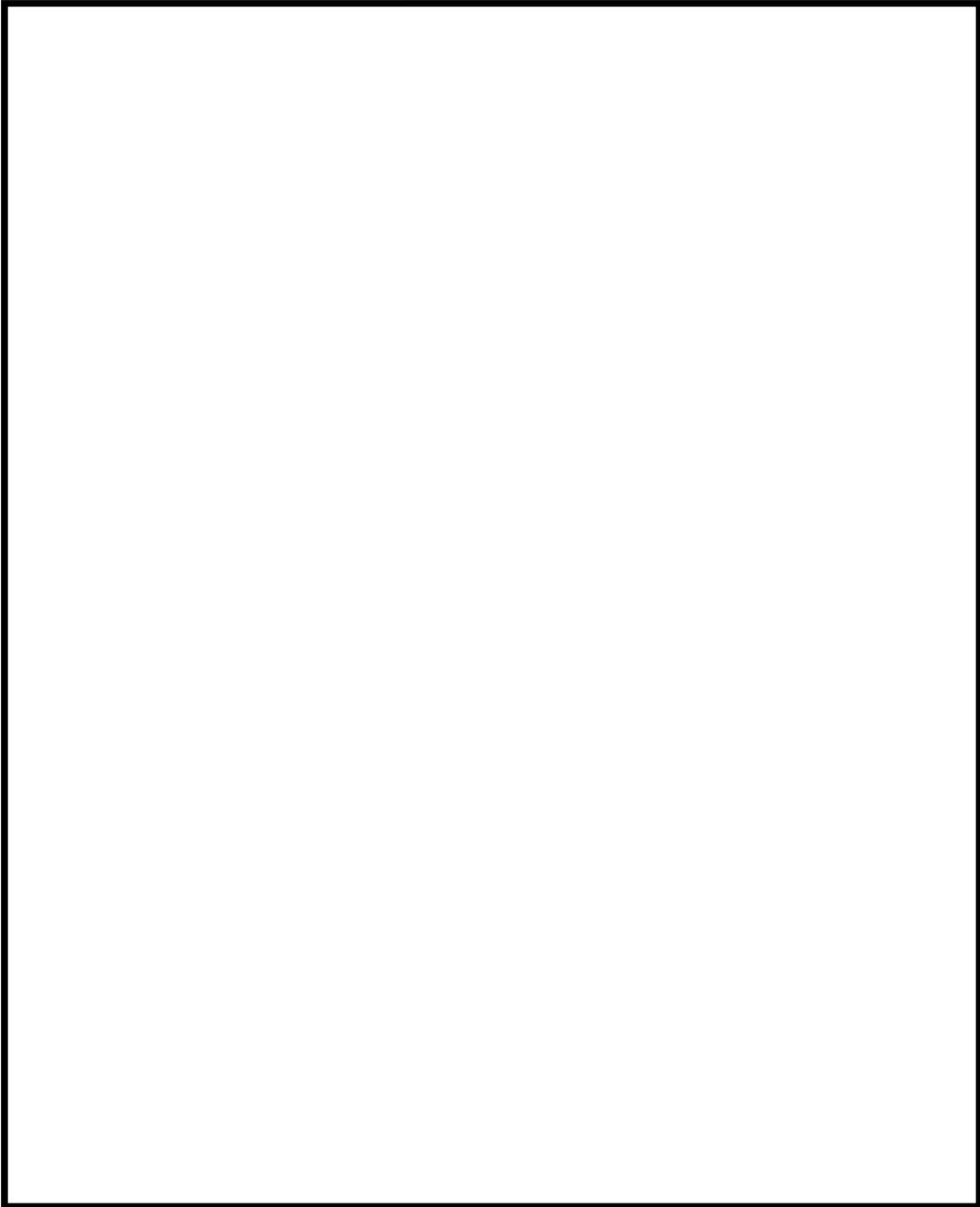


図 58-3-6 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上2階)

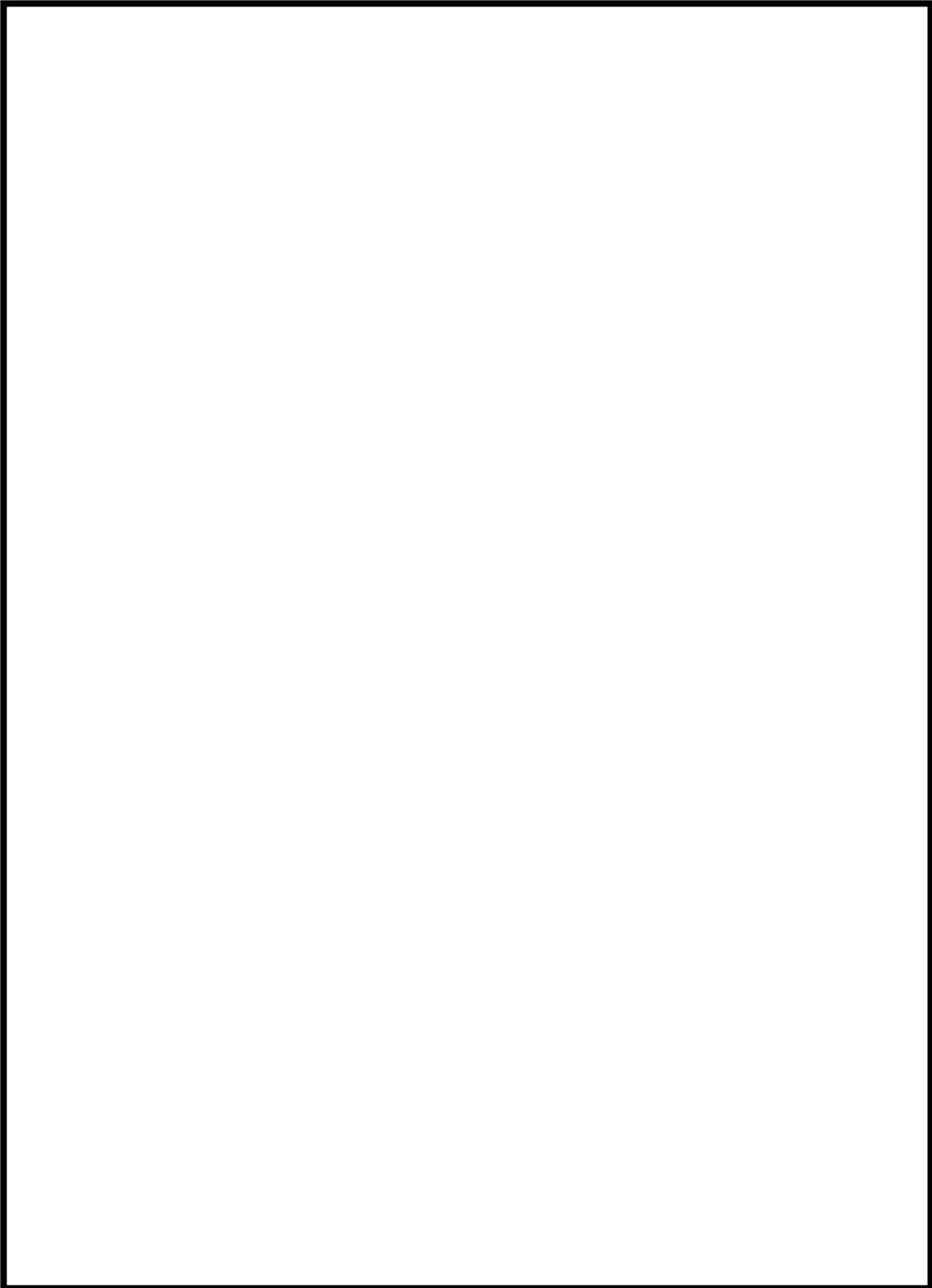


図 58-3-7 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上3階)

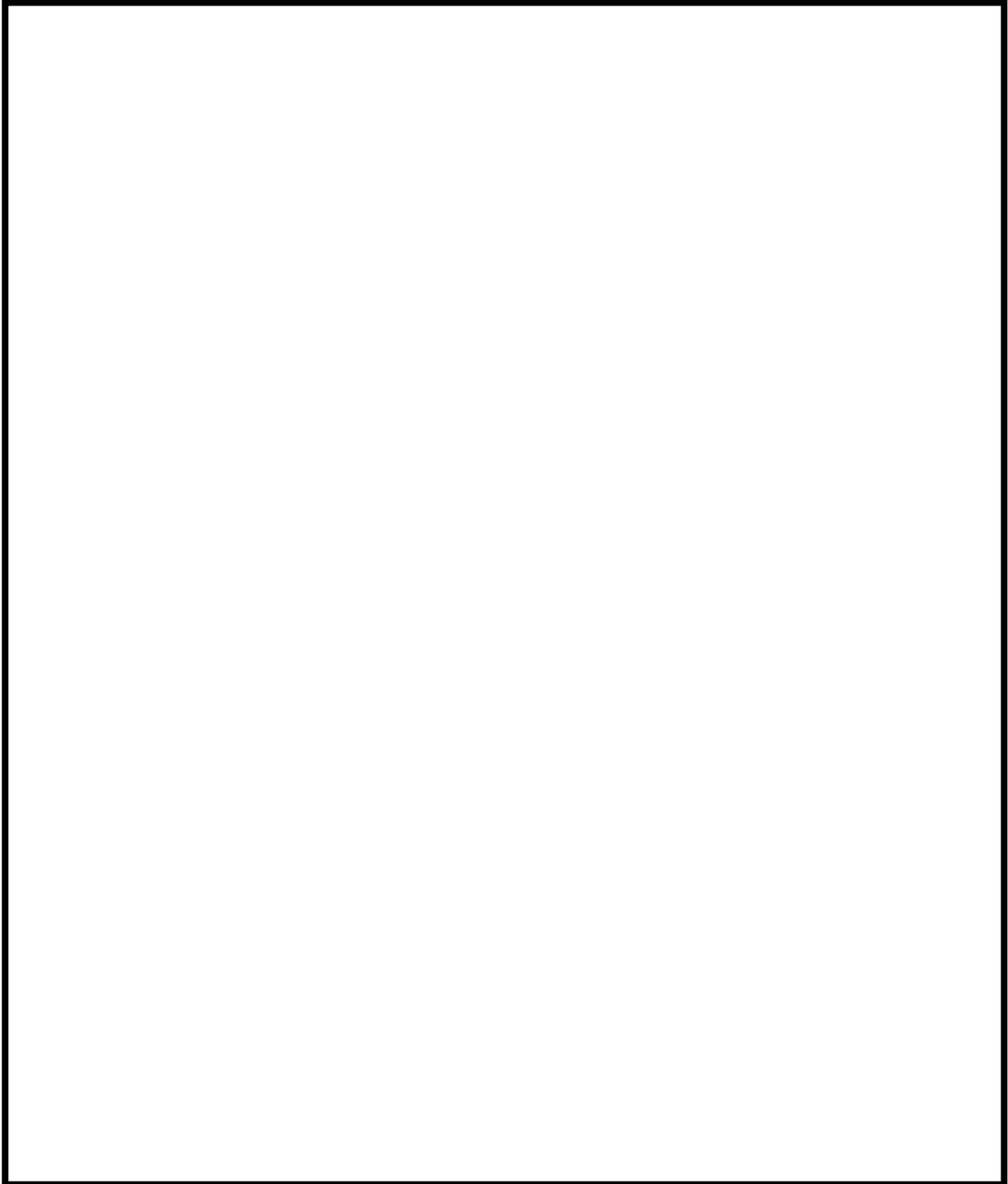


図 58-3-8 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

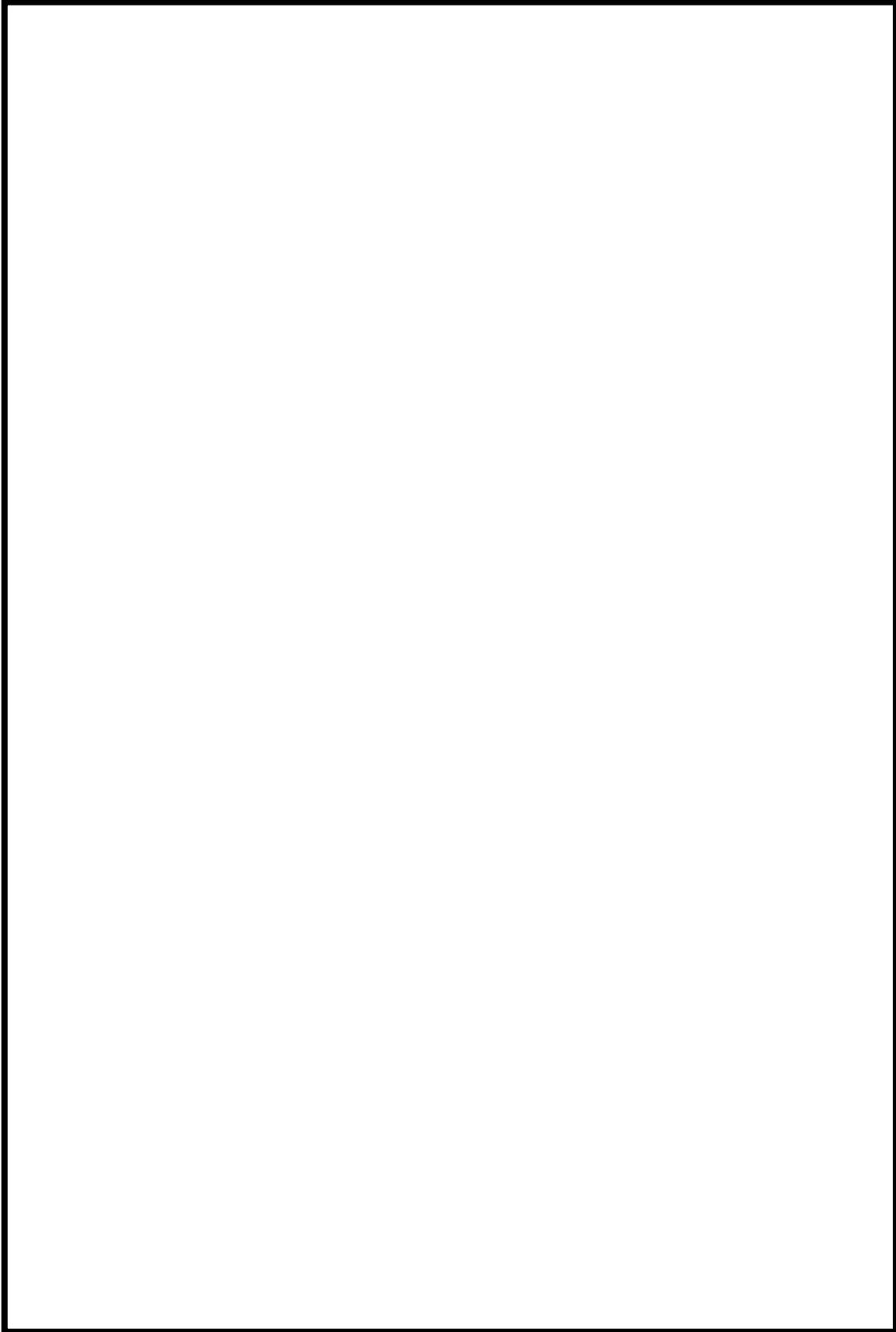


図 58-3-9 機器配置図 (6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

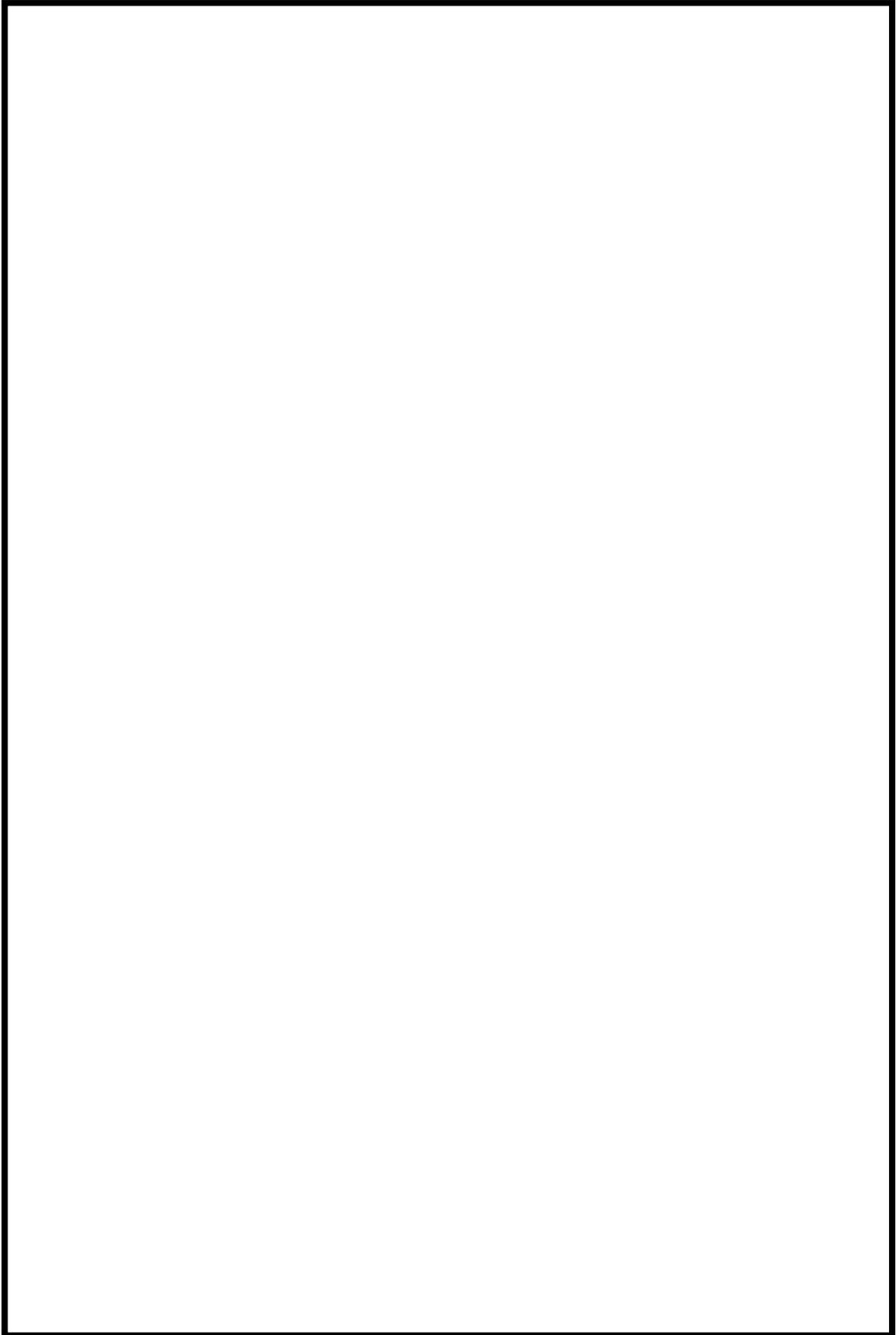


図 58-3-10 機器配置図 (6号炉 タービン建屋地下2階)

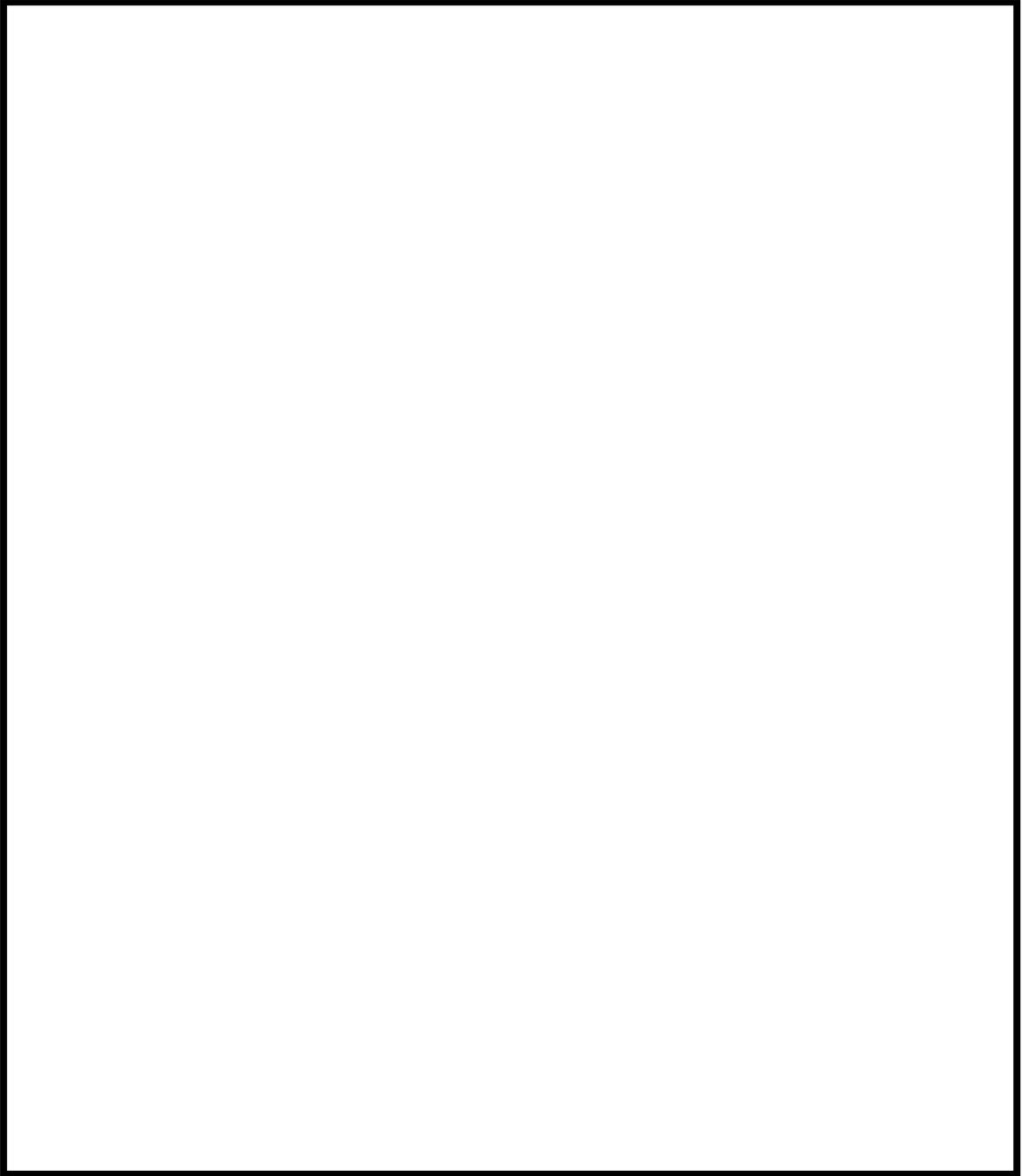


図 58-3-11 機器配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

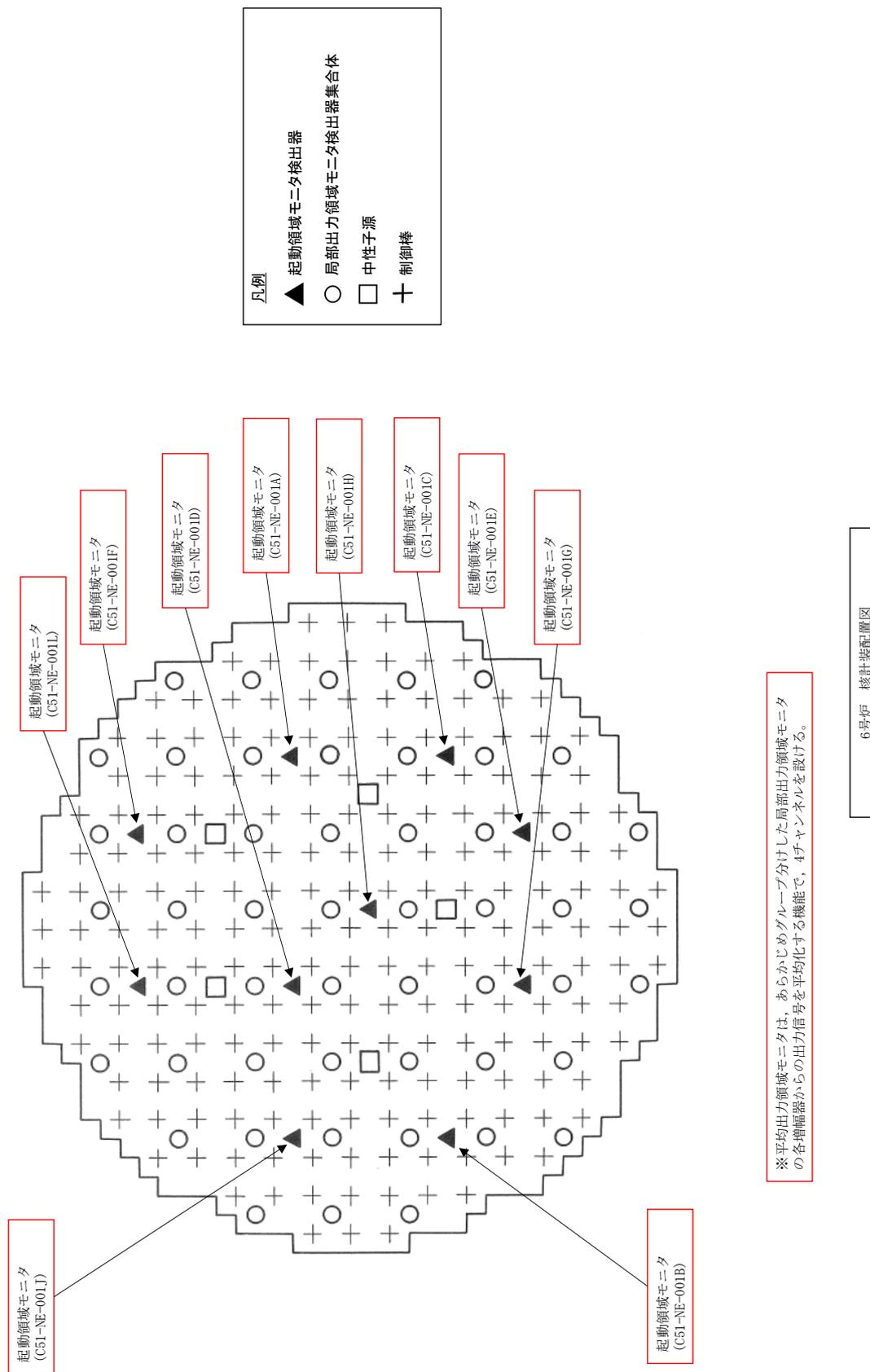


図 58-3-12 機器配置図 (6号炉 核計装配置図)

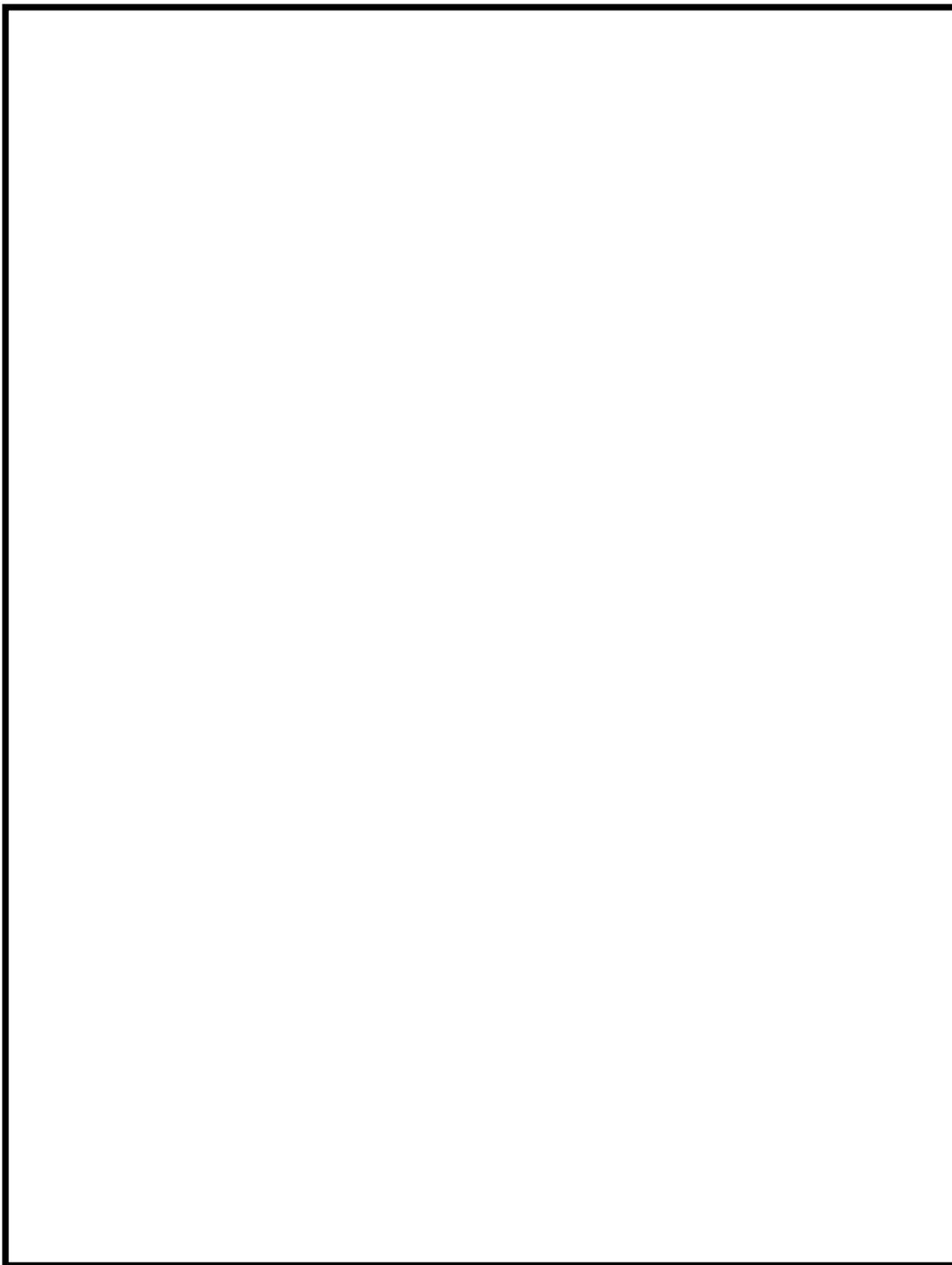


図 58-3-13 機器配置図 (6号炉 屋外)

表 58-3-2 配置図一覧表 (7号炉)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 18
原子炉圧力	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
原子炉水位	原子炉建屋地下 1, 3 階	図 58-3-14, 16
原子炉水位 (SA)	原子炉建屋地下 1, 2 階	図 58-3-15, 16
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋地下 2 階	図 58-3-15
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
高圧炉心注水系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	原子炉建屋地下 1 階, 地上 1 階	図 58-3-16, 17
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	原子炉建屋地下 2 階, 地上 1 階	図 58-3-15, 17
ドライウエル雰囲気温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14, 19
サプレッション・チェンバ気体温度	原子炉格納容器内	図 58-3-16
サプレッション・チェンバ・プール水温度	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内圧力 (D/W)	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
格納容器内圧力 (S/C)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
サプレッション・チェンバ・プール水位	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図 58-3-14
格納容器内水素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉格納容器内	図 58-3-16, 17
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	原子炉建屋地上 1 階	図 58-3-17
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	原子炉建屋地下 1 階	図 58-3-16
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図 58-3-25
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
フィルタ装置水位	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
フィルタ装置入口圧力	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
フィルタ装置出口放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋屋上)	図 58-3-26
フィルタ装置水素濃度	原子炉建屋地上 3 階	図 58-3-19
フィルタ装置金属フィルタ差圧	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
フィルタ装置スクラバ水 pH	屋外 (フィルタベント遮蔽壁内)	図 58-3-26
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉補機冷却水系系統流量	タービン建屋地下 1, 2 階	図 58-3-22, 23
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
復水貯蔵槽水位 (SA)	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
復水移送ポンプ吐出圧力	廃棄物処理建屋地下 3 階	図 58-3-24
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋地下 3 階	図 58-3-14
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋地上 4 階 原子炉建屋地下 1, 2, 中 2 階, 地上 2 階	図 58-3-21 図 58-3-15, 16, 18
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
格納容器内酸素濃度	原子炉建屋地上中 3 階	図 58-3-20
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	原子炉建屋地上 4 階	図 58-3-21

主要設備	設置場所	図番号
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋地上4階	図58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	原子炉建屋地上4階	図58-3-21
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上4階	図58-3-21
データ伝送装置	コントロール建屋地上1階	図58-3-27
緊急時対策支援システム伝送装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1階	図58-3-28, 29
SPDS表示装置	5号炉原子炉建屋地上3階, 免震重要棟地上1, 2階	図58-3-28, 29, 30
可搬型計測器 (7号炉)	コントロール建屋地上2階	図58-3-31
可搬型計測器 (6号及び7号炉共用)	5号炉原子炉建屋地上3階	図58-3-28

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

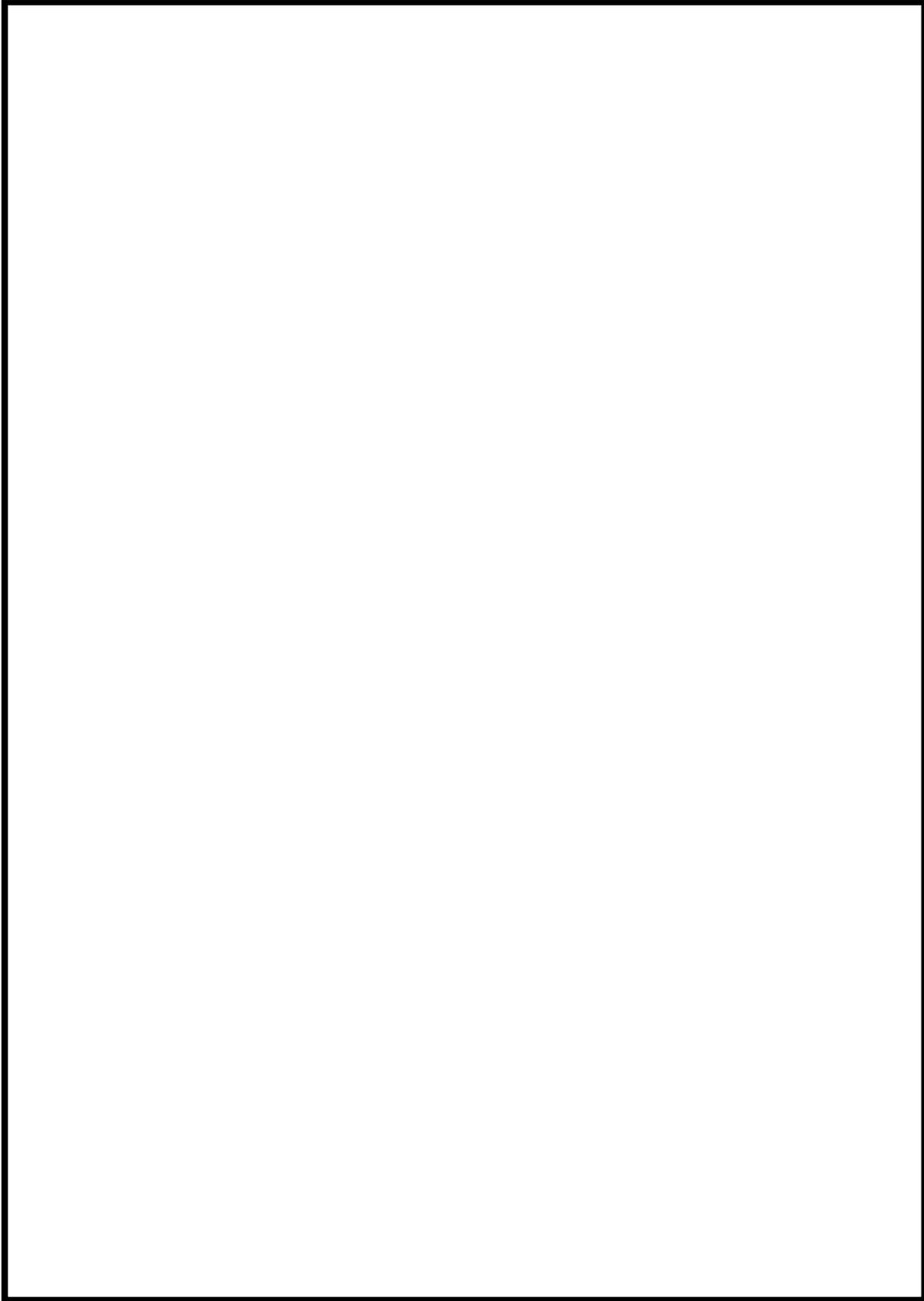


図 58-3-14 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下3階)

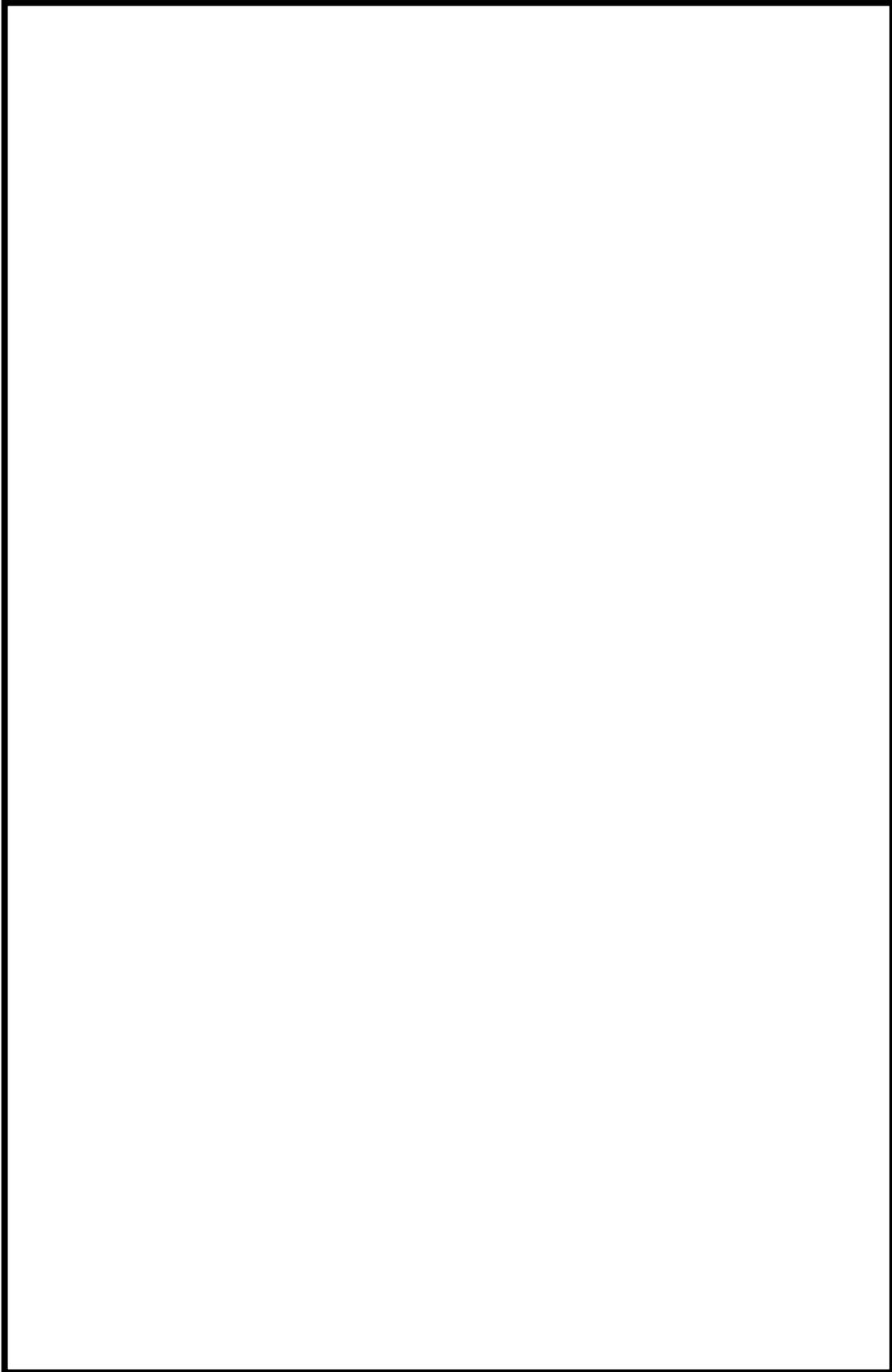


図 58-3-15 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地下2階及び地下中2階)

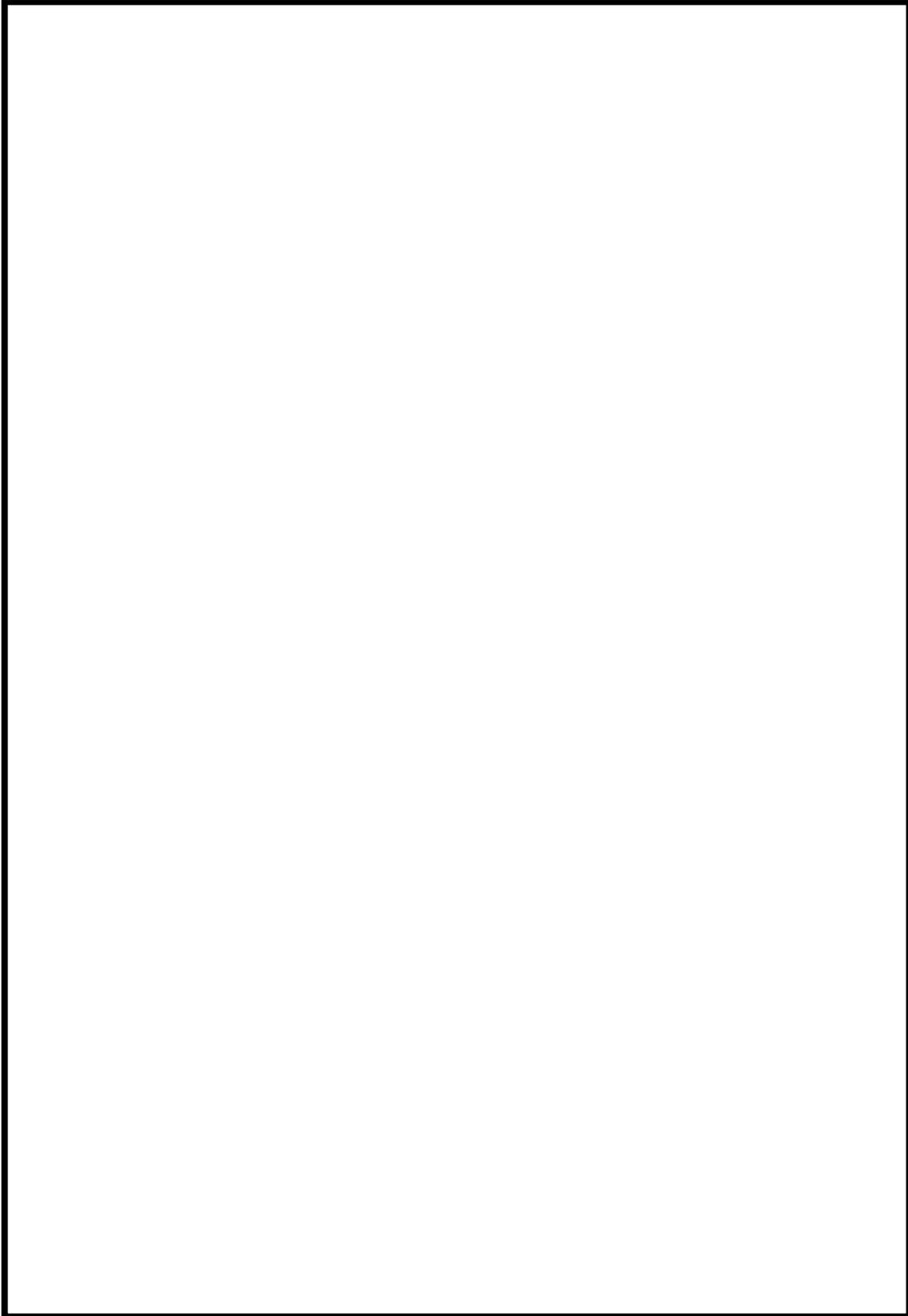


図 58-3-16 機器配置図 (7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

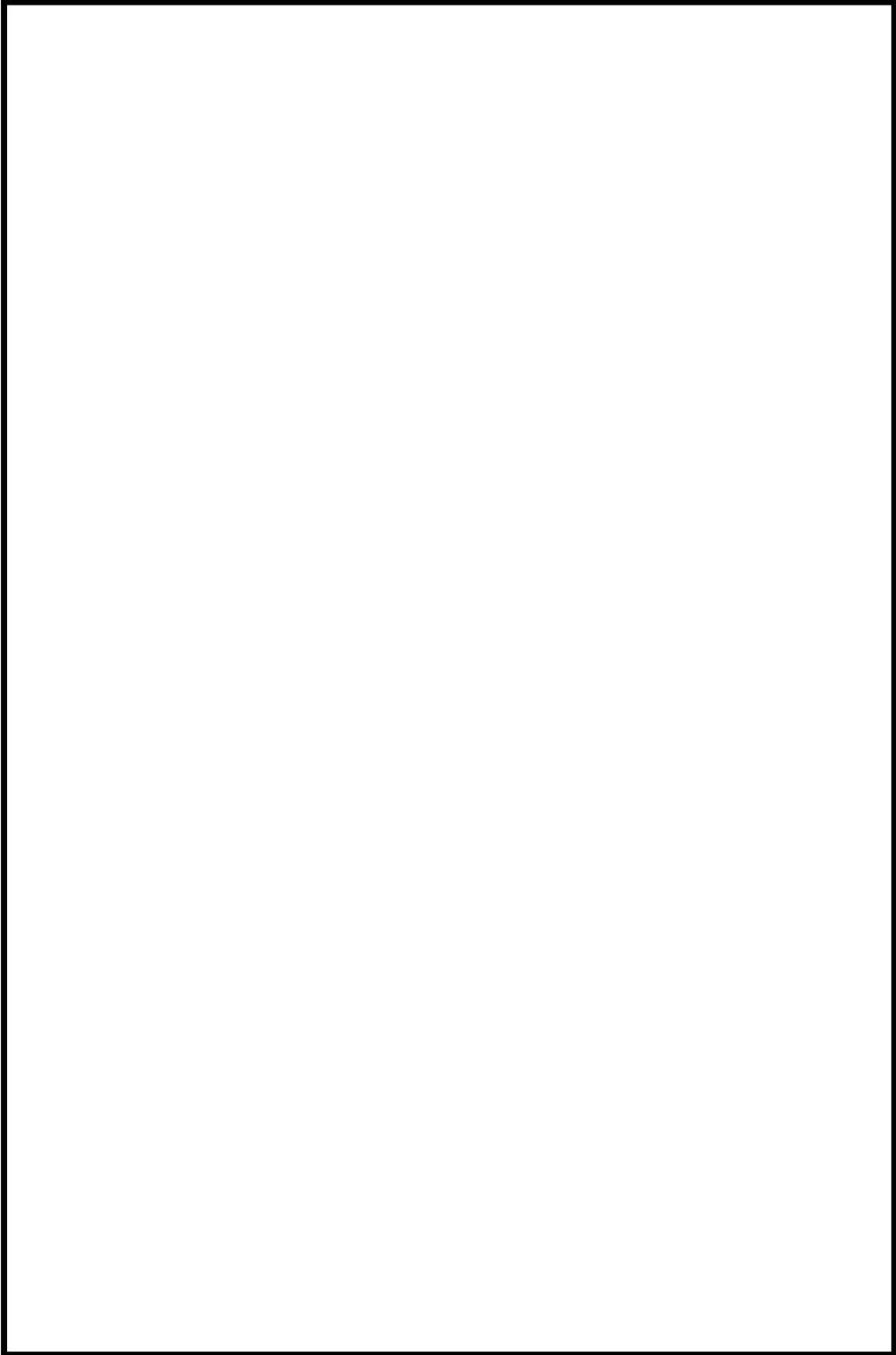


図 58-3-17 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

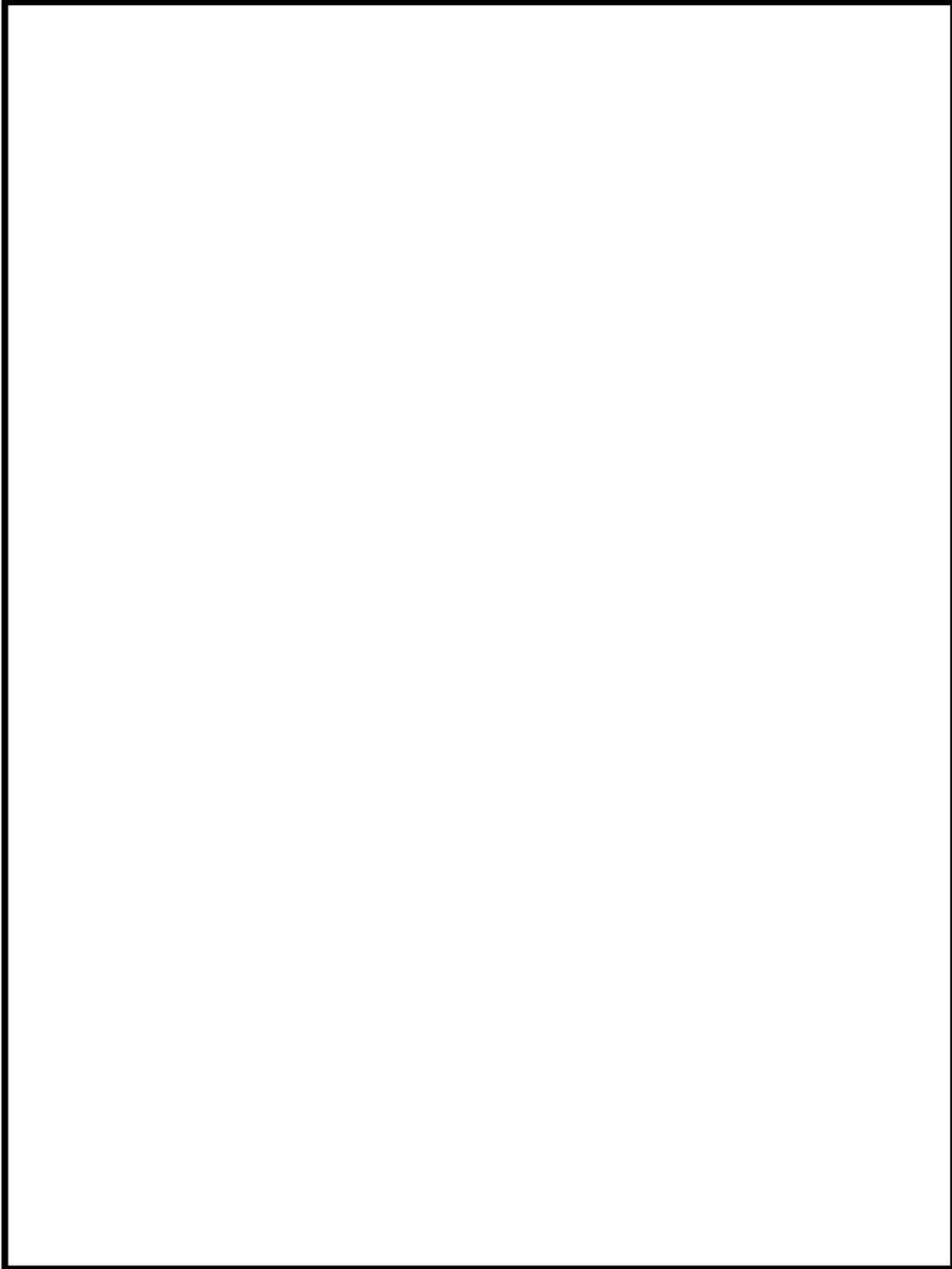


図 58-3-18 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

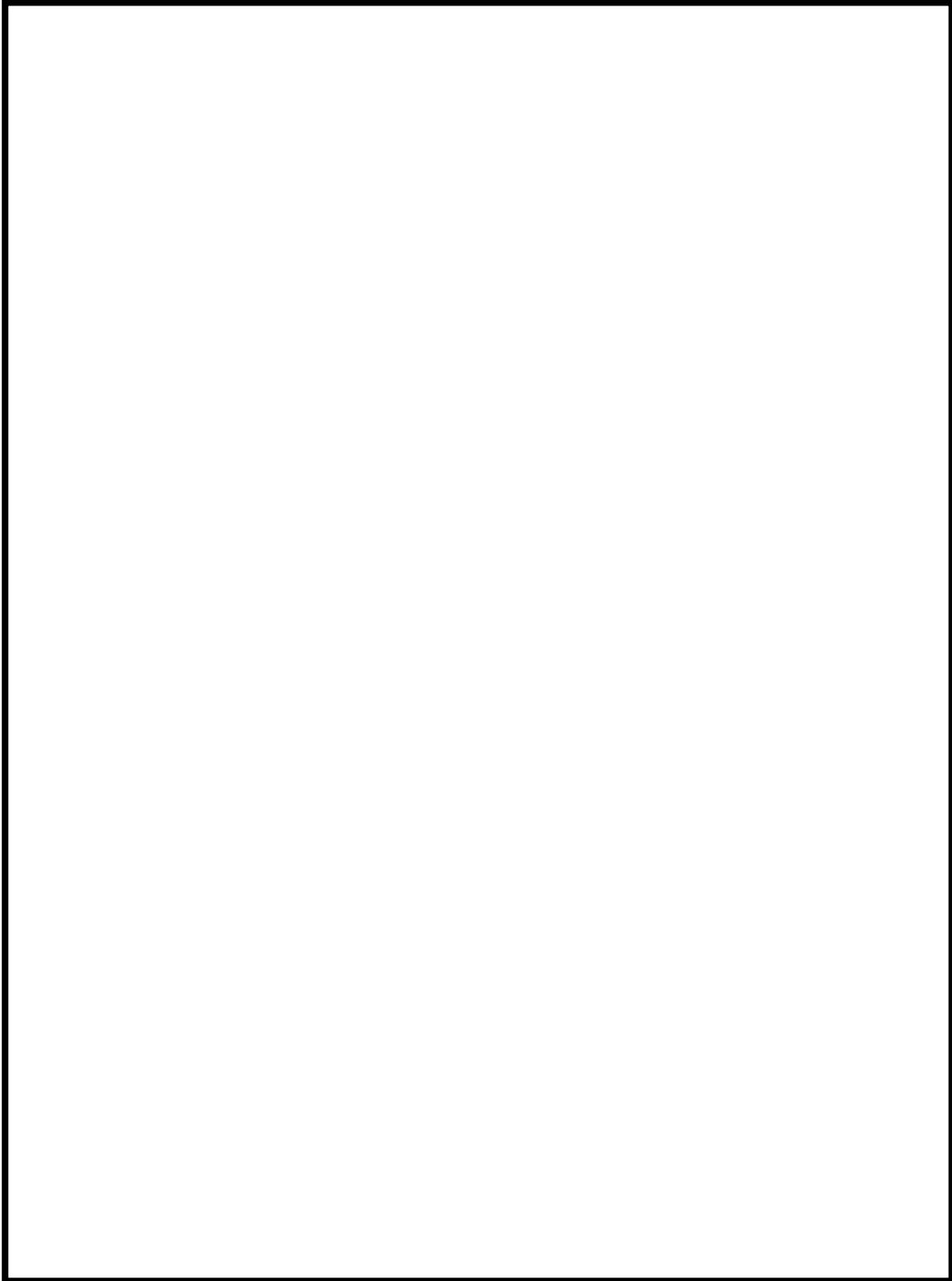


図 58-3-19 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

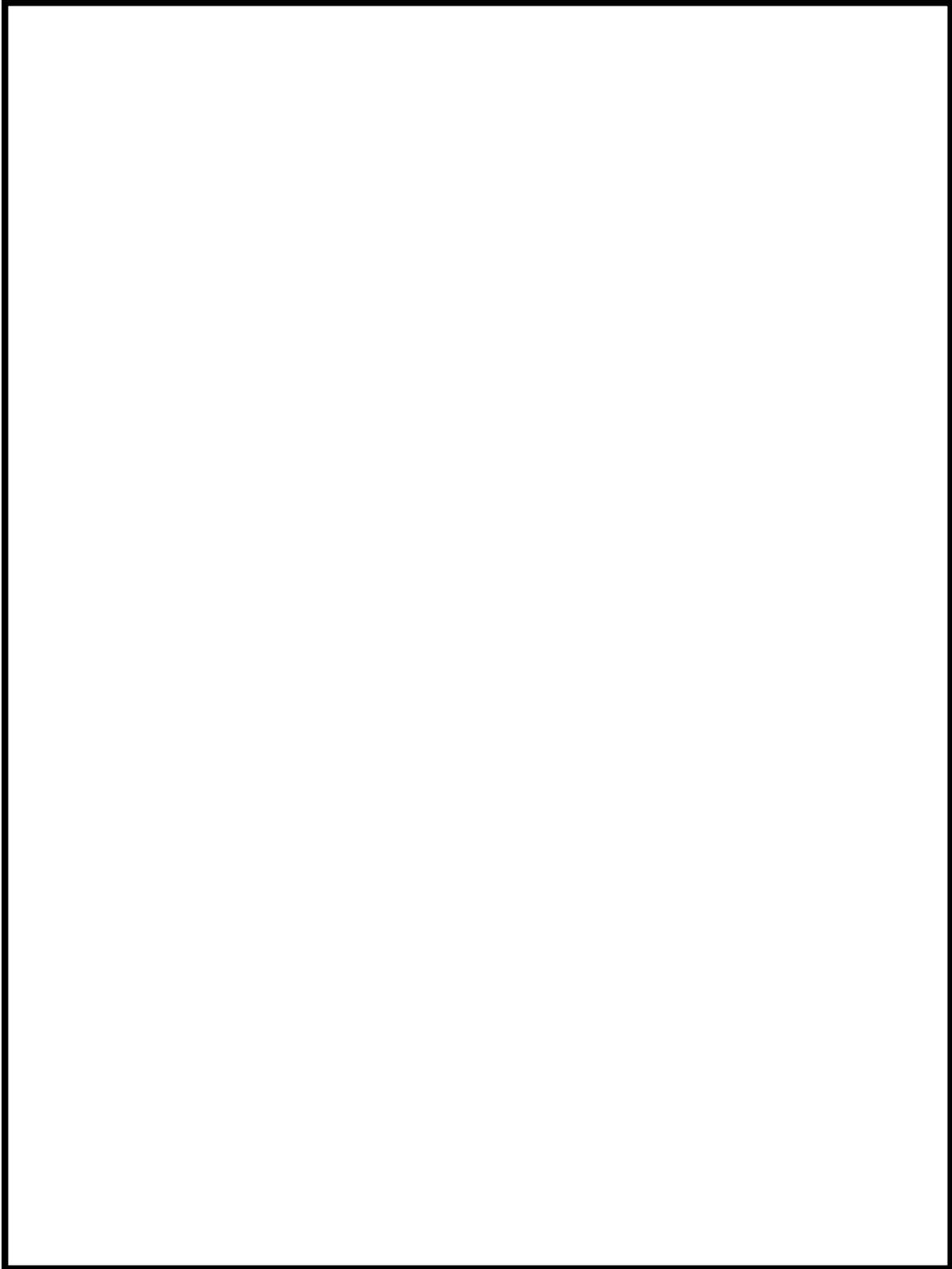


図 58-3-20 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上中3階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

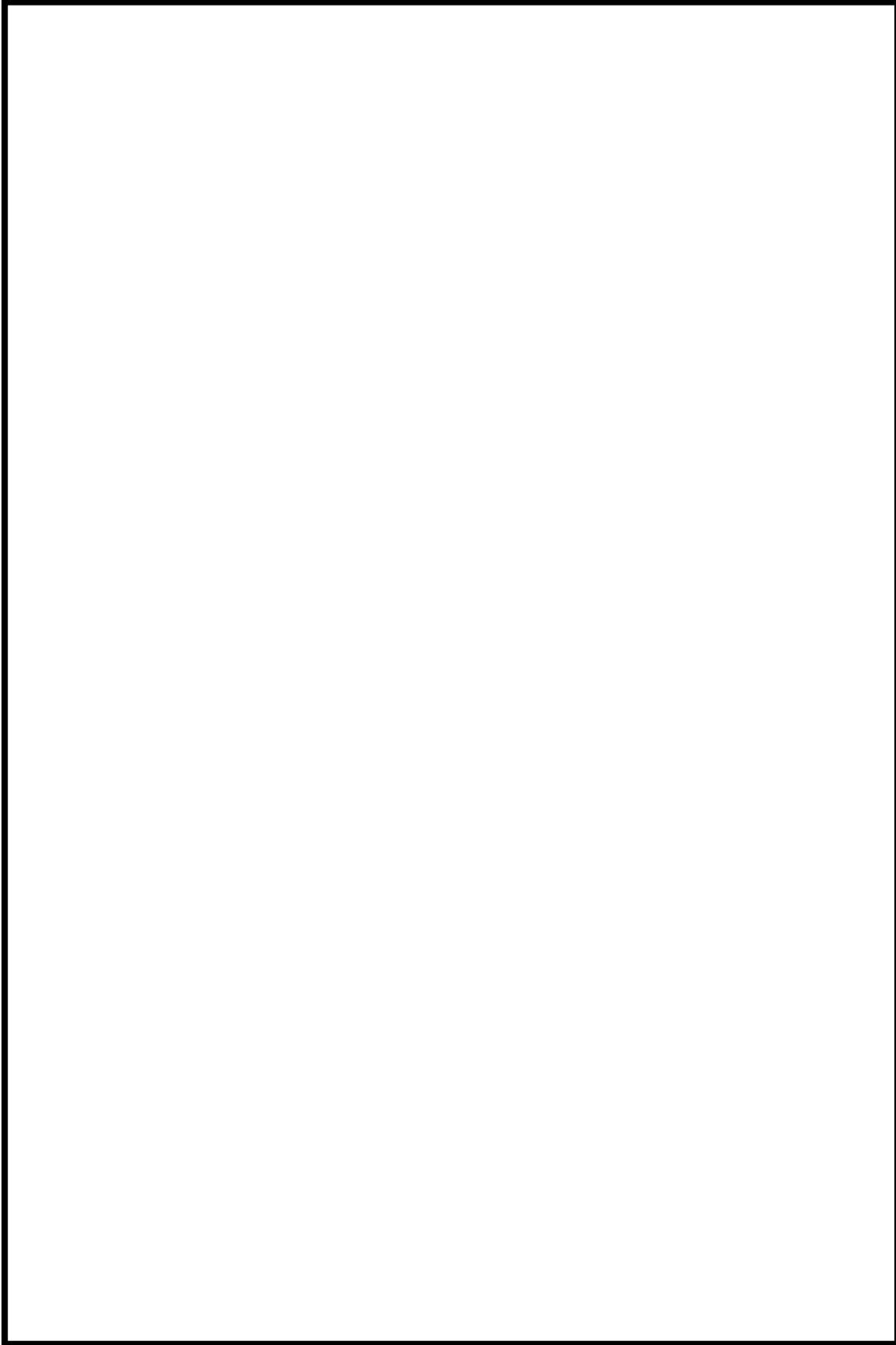


図 58-3-21 機器配置図 (7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

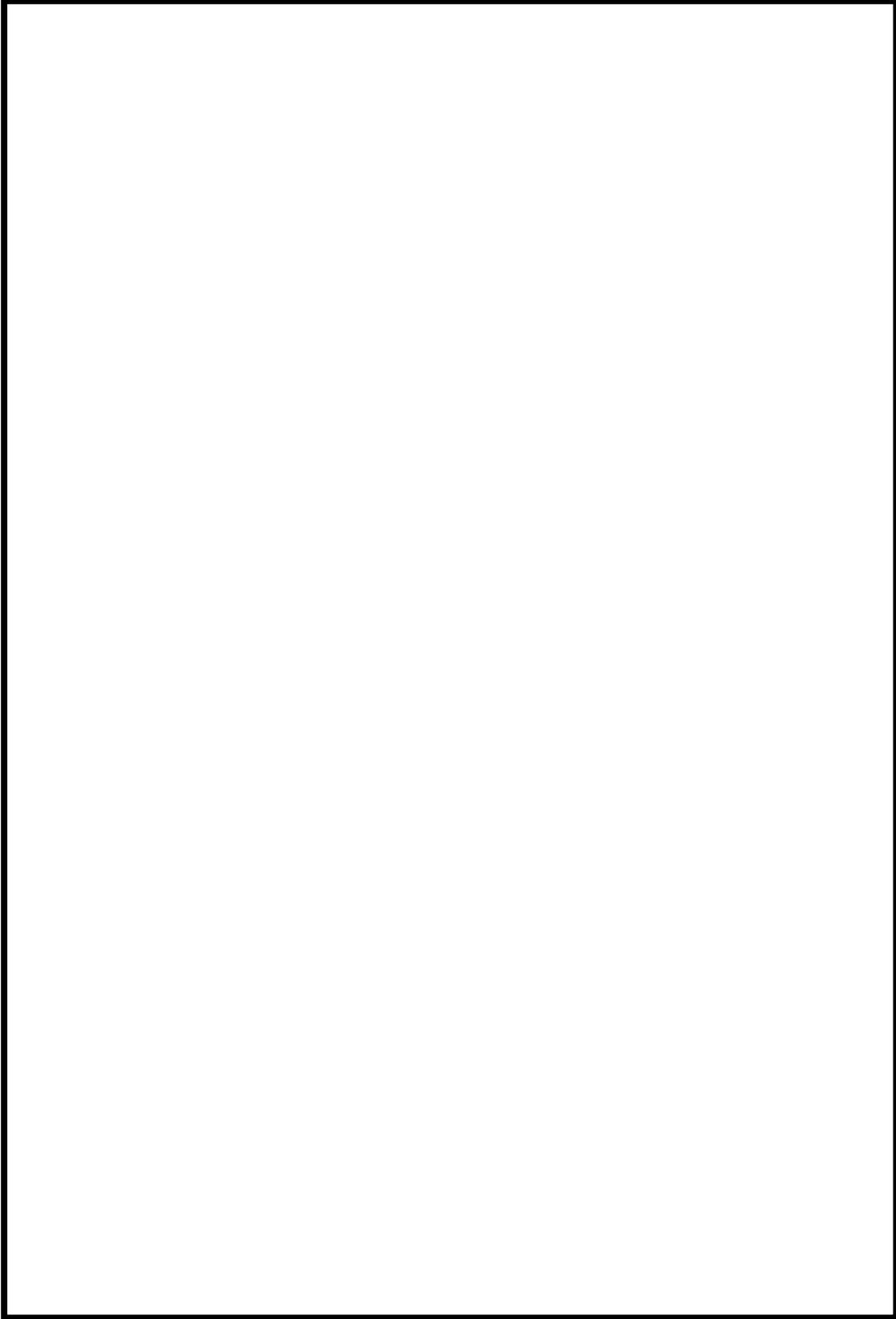


図 58-3-22 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

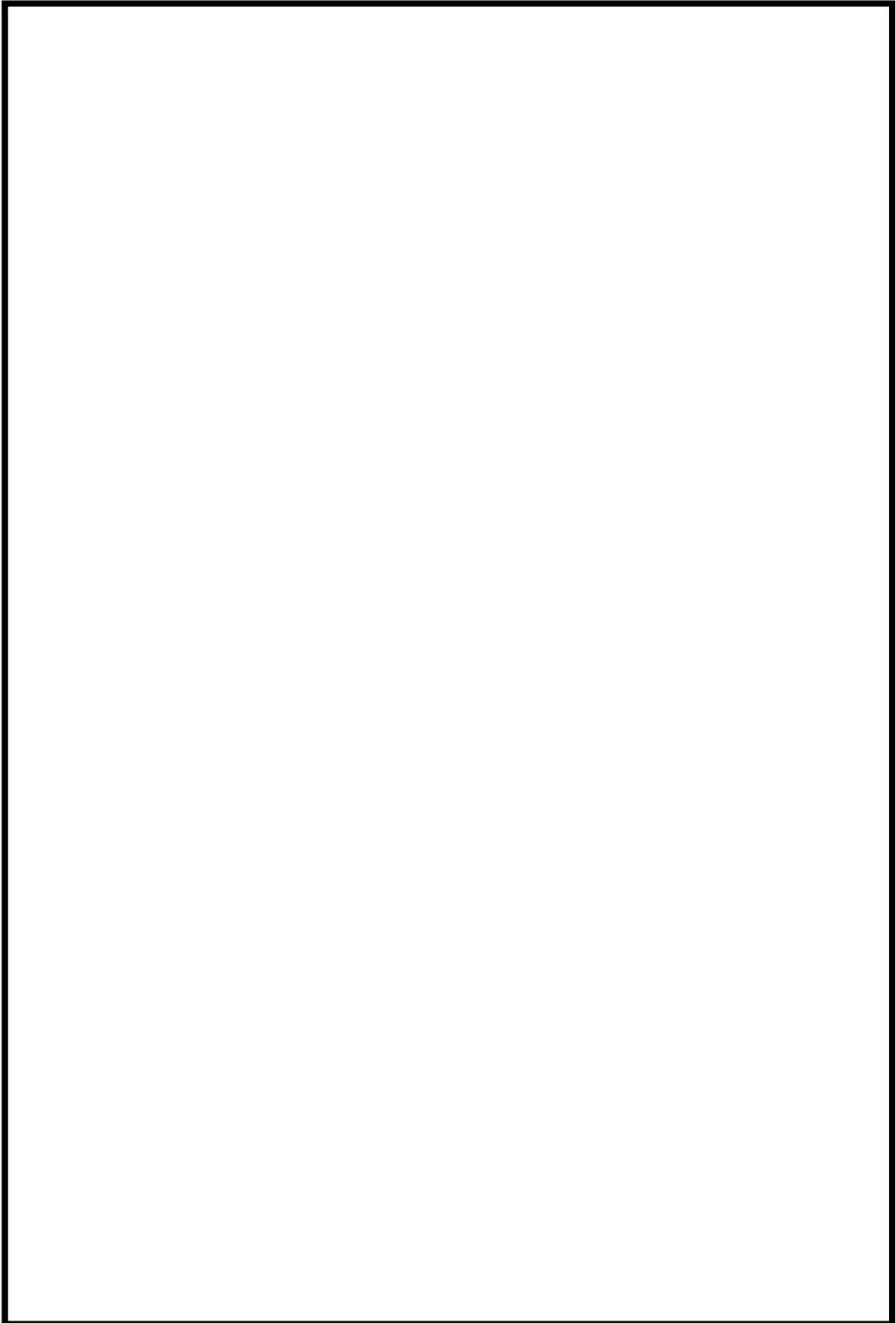


図 58-3-23 機器配置図 (7号炉 タービン建屋地下1階)

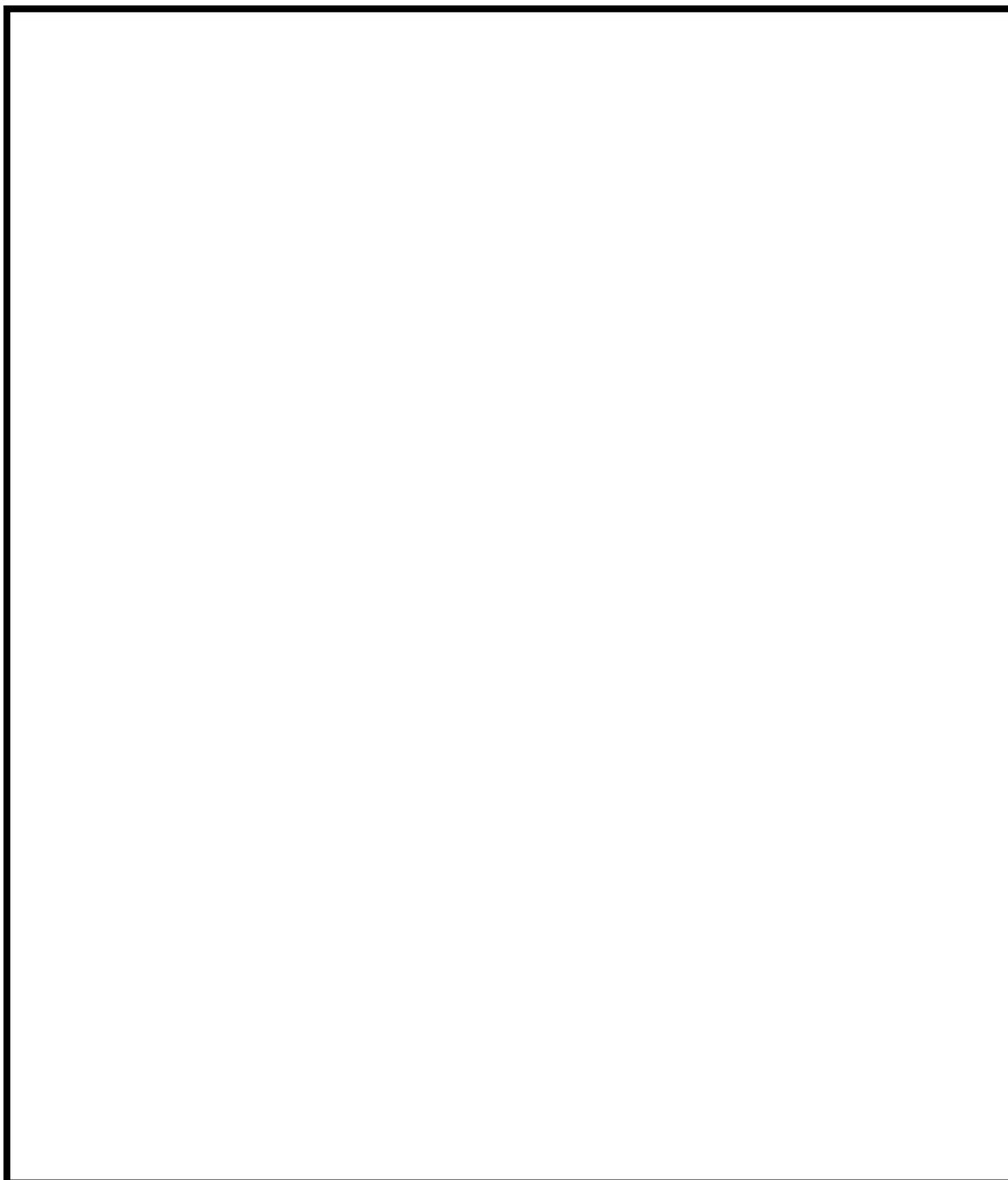
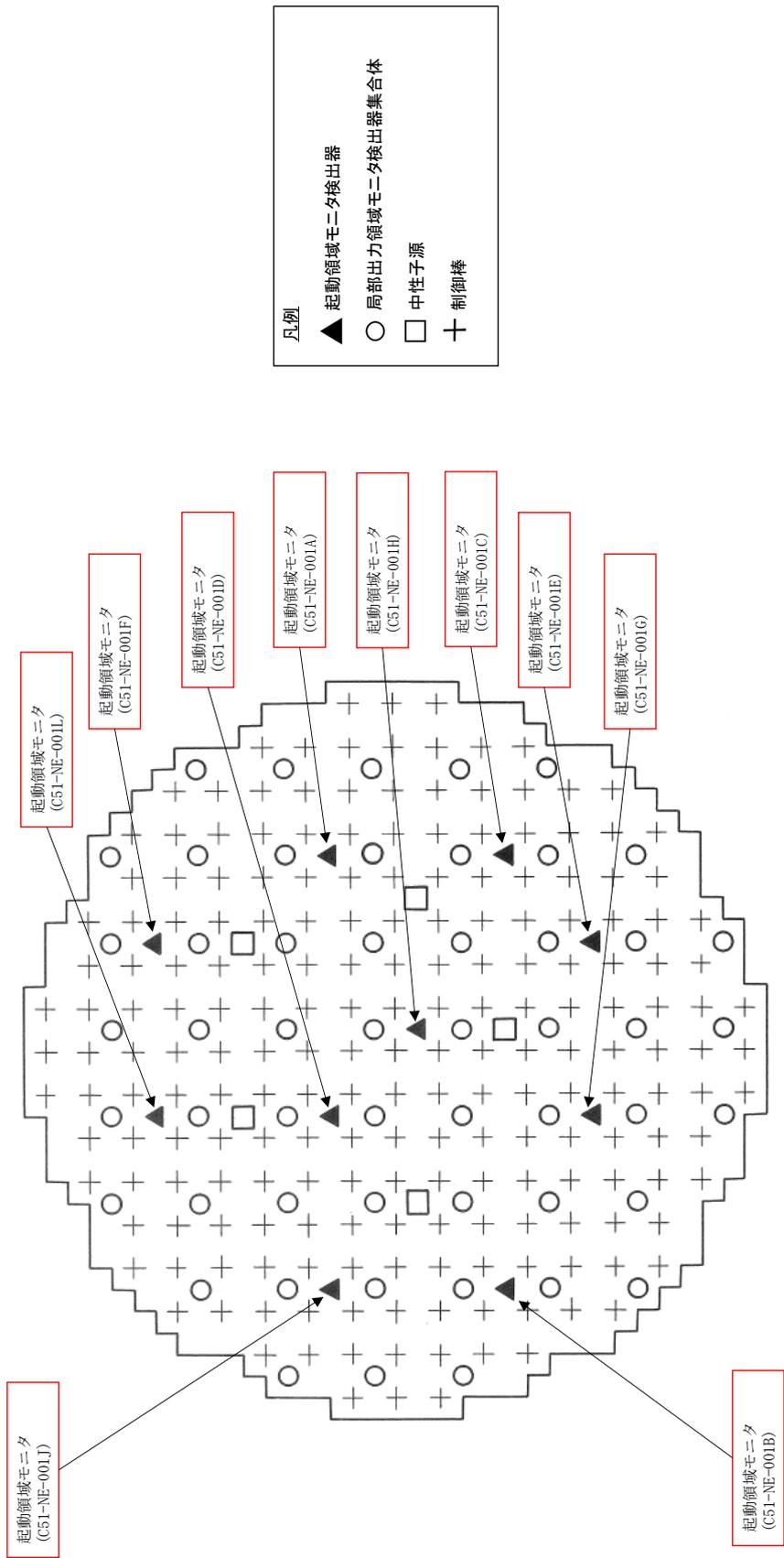


図 58-3-24 機器配置図 (6/7号炉 廃棄物処理建屋地下3階)



※平均出力領域モニタは、あらかじめグループ分けした局部出力領域モニタの各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、4チャンネルを設ける。

7号炉 核計装配置図

図 58-3-25 機器配置図 (7号炉 核計装配置図)

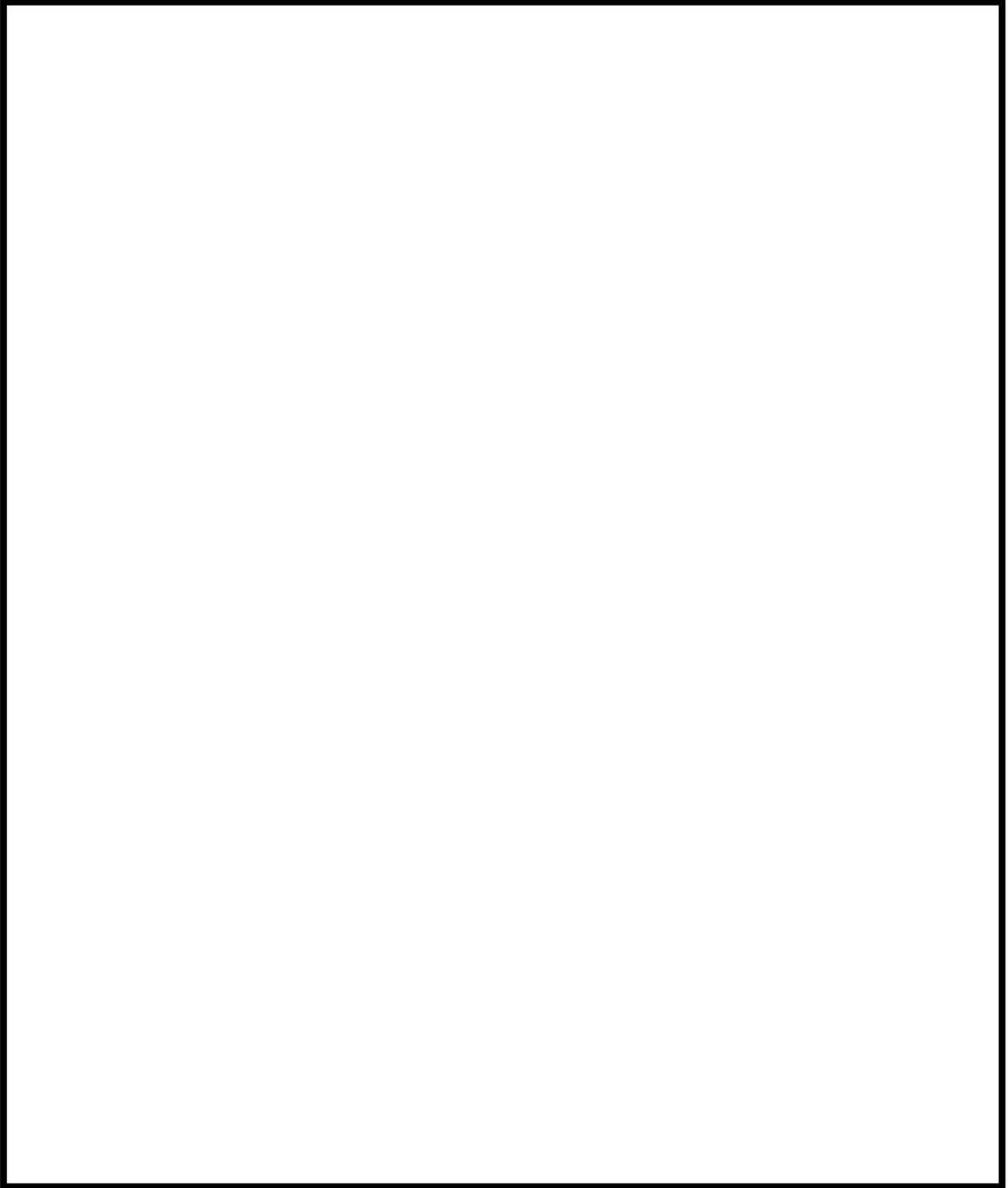
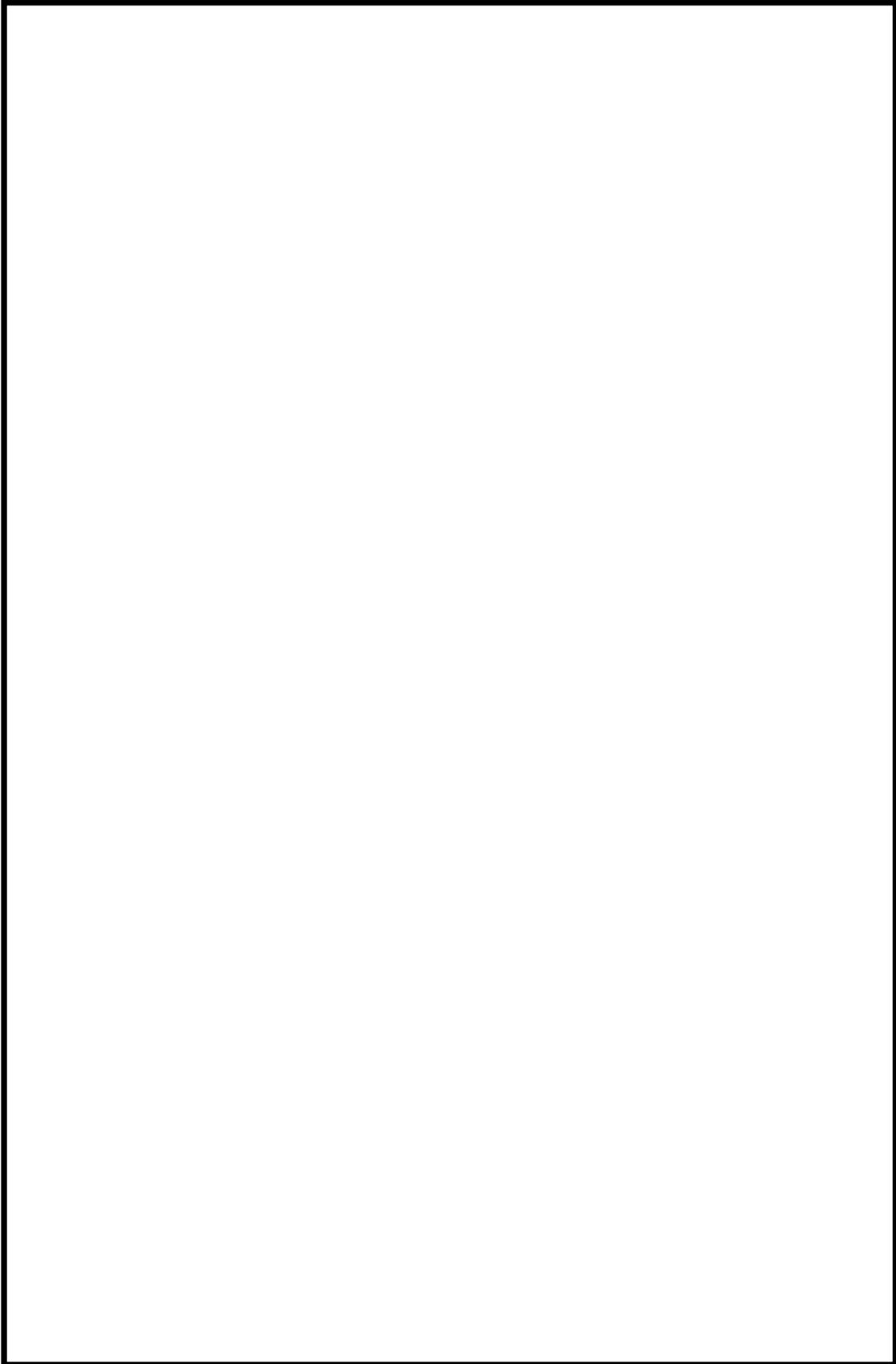


図 58-3-26 機器配置図 (7号炉 屋外)

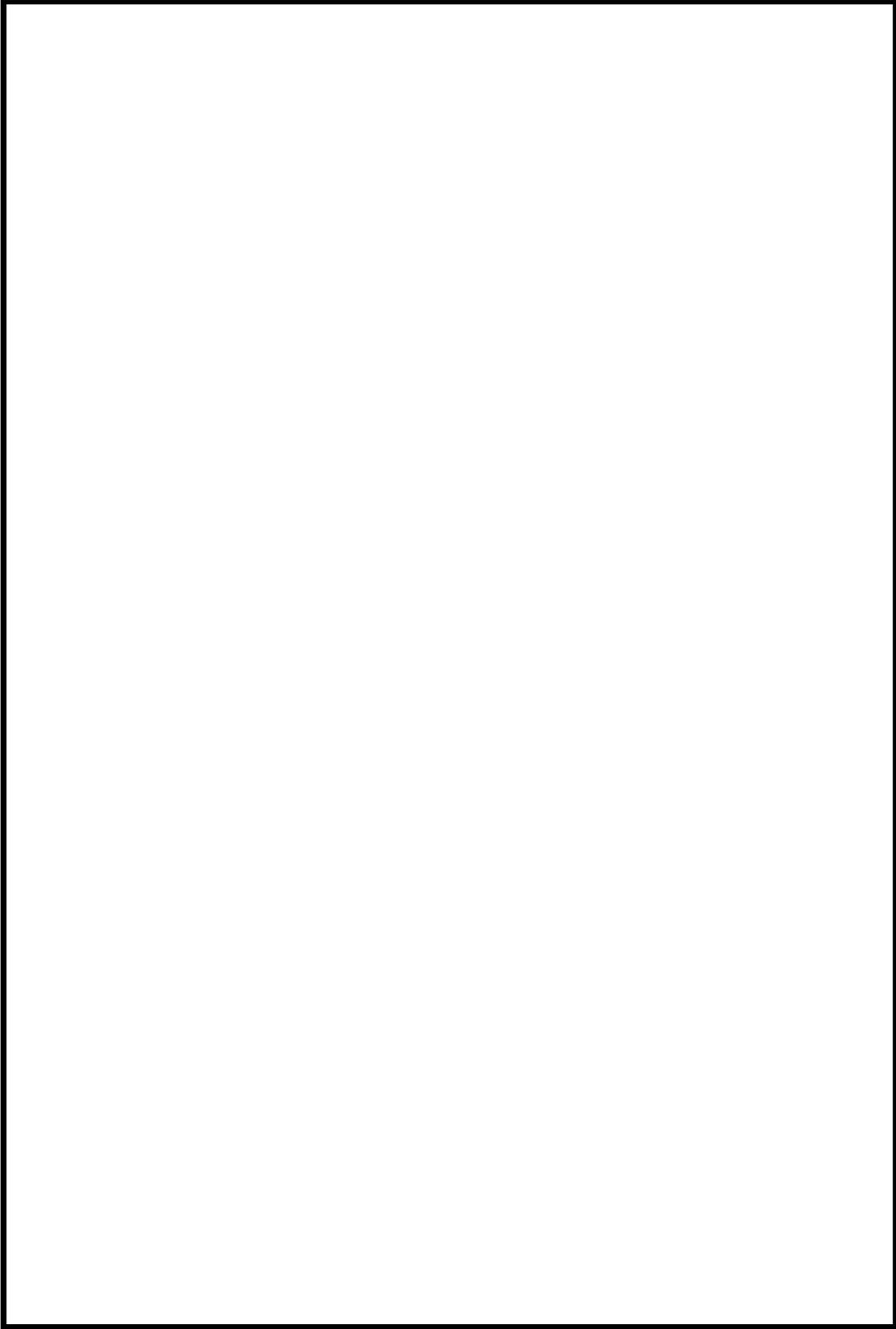
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

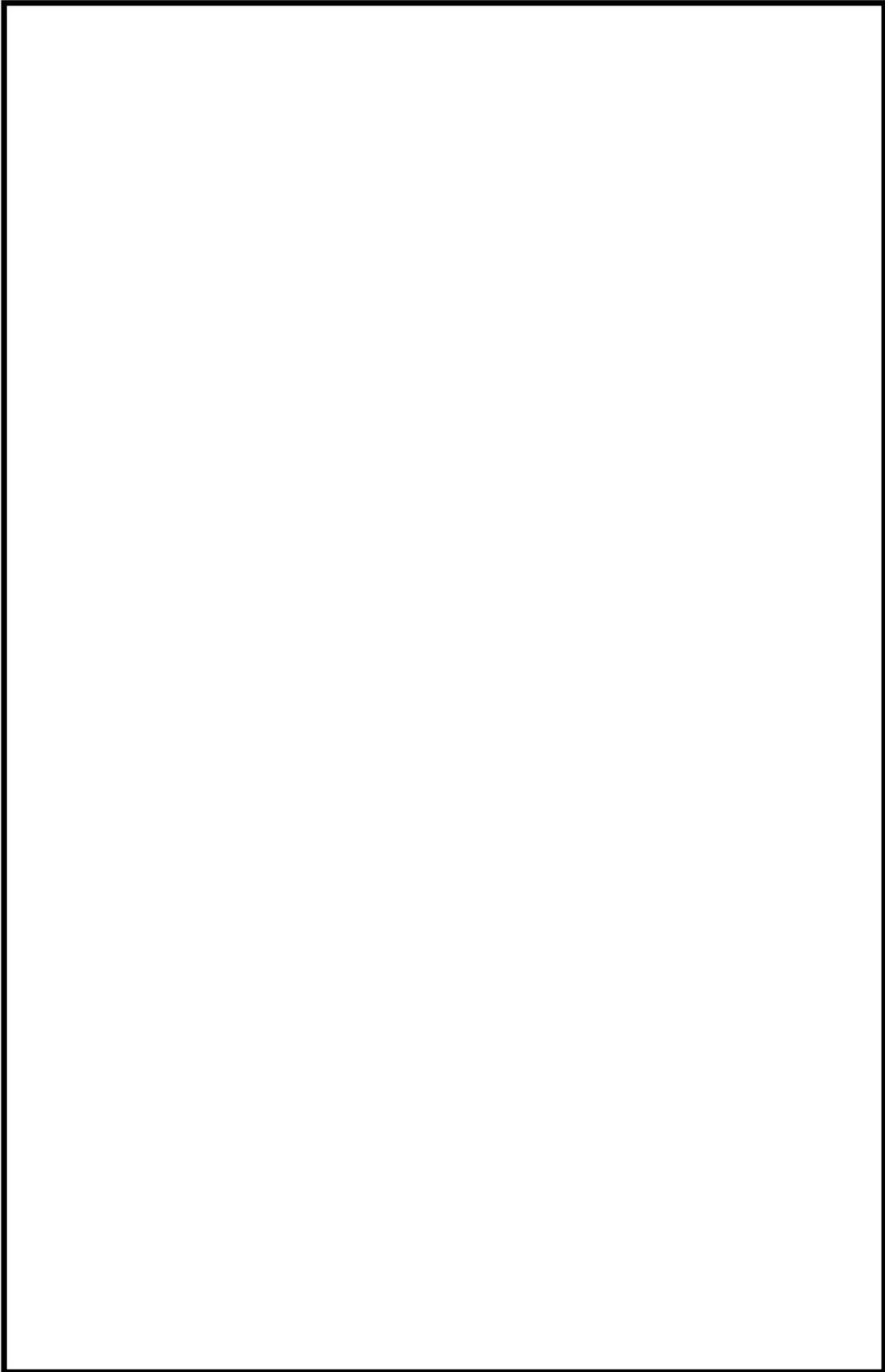
図 58-3-27 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 1 階) 中央制御室

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

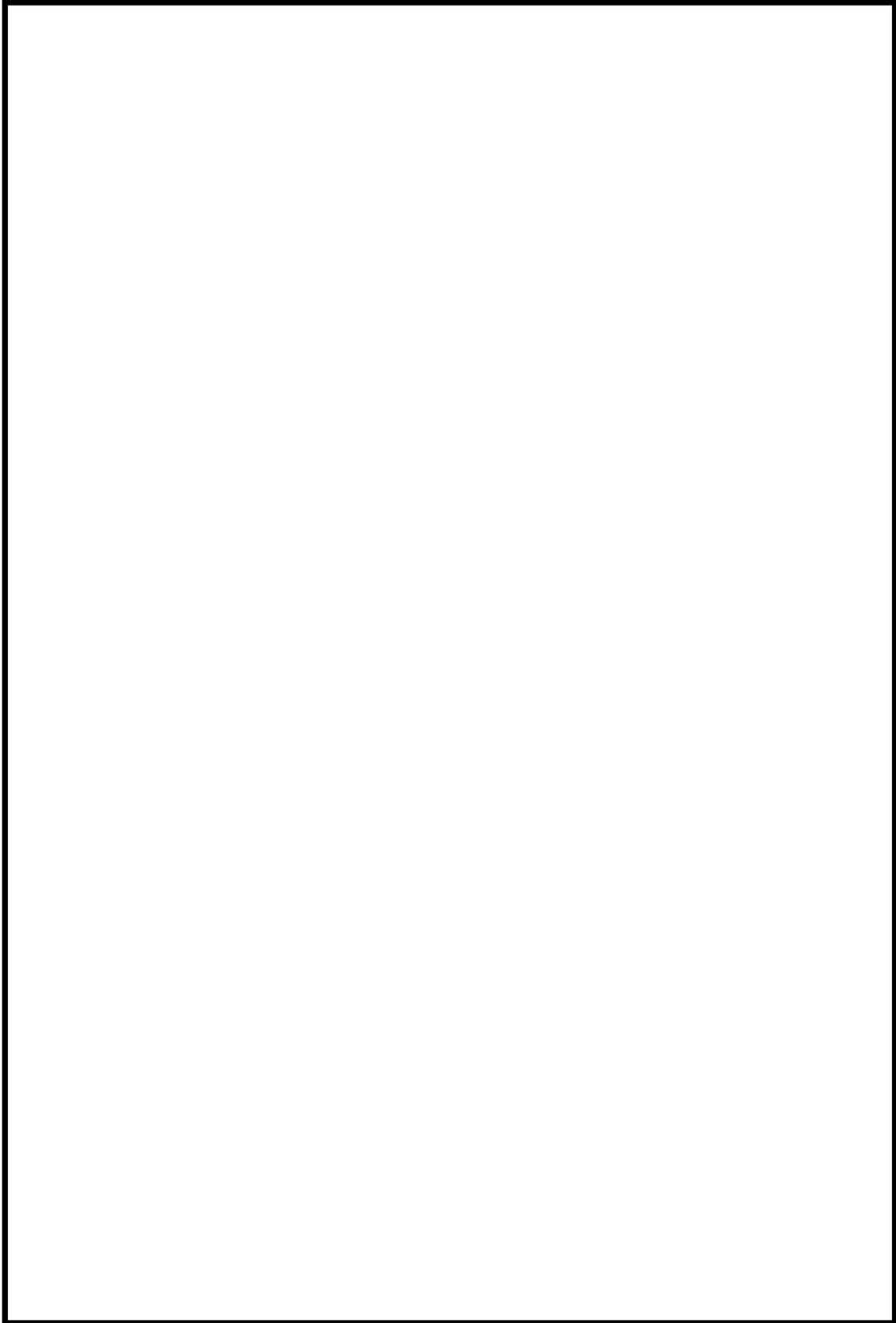
図 58-3-28 5号炉原子炉建屋地上3階 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所



・写真については、イメージ、例を含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-29 免震重要棟地上1階 免震重要棟内緊急時対策所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



・写真については、イメージ、例を含む。
・配備又は保管場所については、今後、訓練等を通して見直しを行う。

図 58-3-30 免震重要棟地上 2 階 免震重要棟内緊急時対策所

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

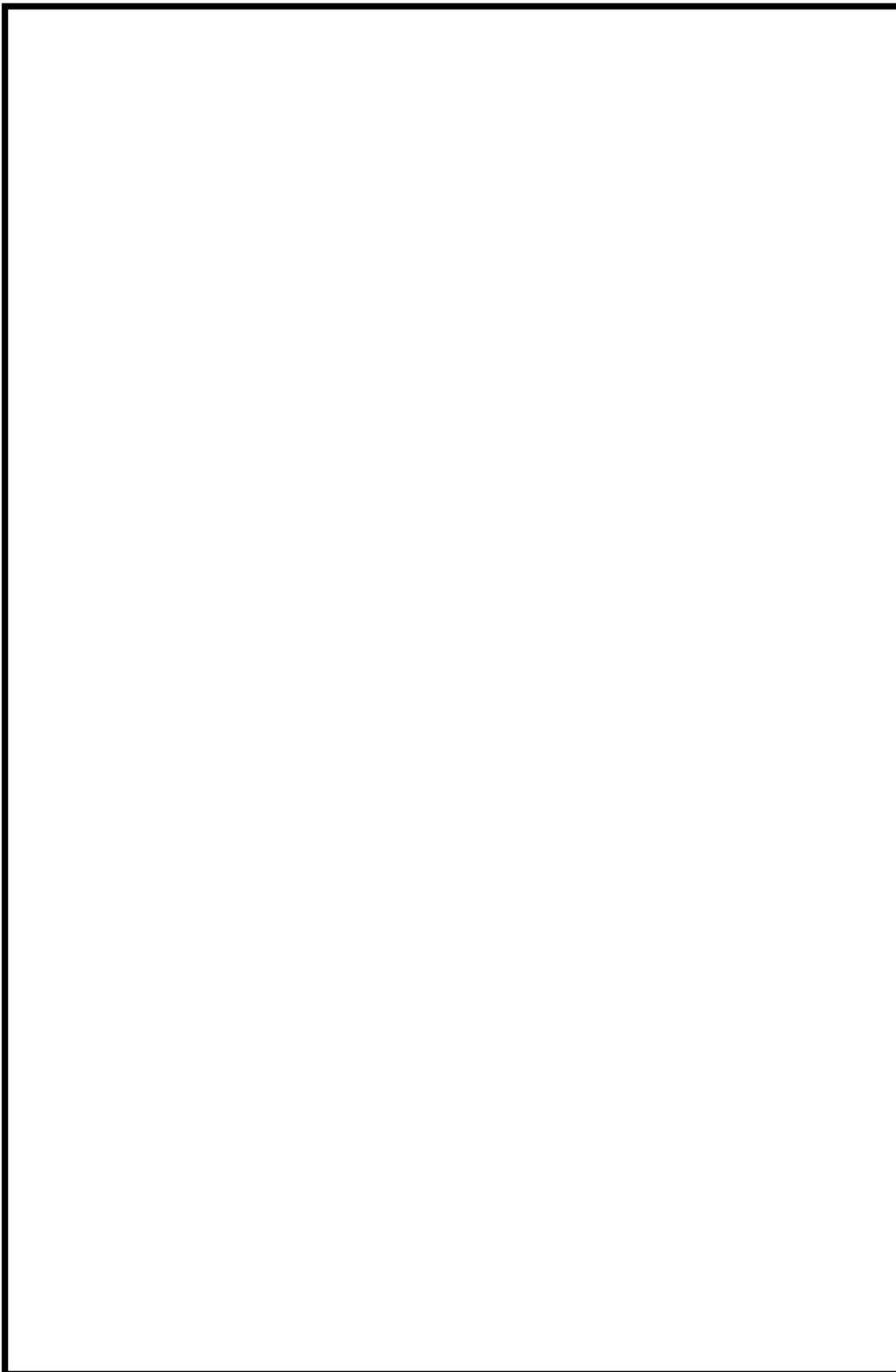


図 58-3-31 コントロール建屋 (6/7 号炉 地上 2 階) 中央制御室

58-4
系統図

58-4-1

- ⑫ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)
- ⑬ 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)
- ⑭ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ
- ⑮ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
- ⑯ 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

- ⑮ フィルタタ装置水位
- ⑯ フィルタタ装置入口圧力
- ⑰ フィルタタ装置出口放射線モニタ
- ⑱ フィルタタ装置水素濃度
- ⑲ フィルタタ装置金属ワイレタ差圧
- ⑳ フィルタタ装置スクラバ水pH
- ㉑ 耐圧強化ベント系放射線モニタ

- ① 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ② 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ③ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ④ 残留熱除去系系統流量
- ⑤ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ⑥ 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
- ⑦ 復水貯蔵槽水位 (SA)
- ⑧ 高圧炉心注水系系統流量
- ⑨ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ⑩ 高圧代替注水系系統流量
- ⑪ 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)
- ⑫ 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)
- ⑬ 復水移送ポンプ吐出圧力
- ⑭ 復水補給水系温度 (代替循環冷却)
- ⑮ 原子炉建屋水素濃度
- ⑯ 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

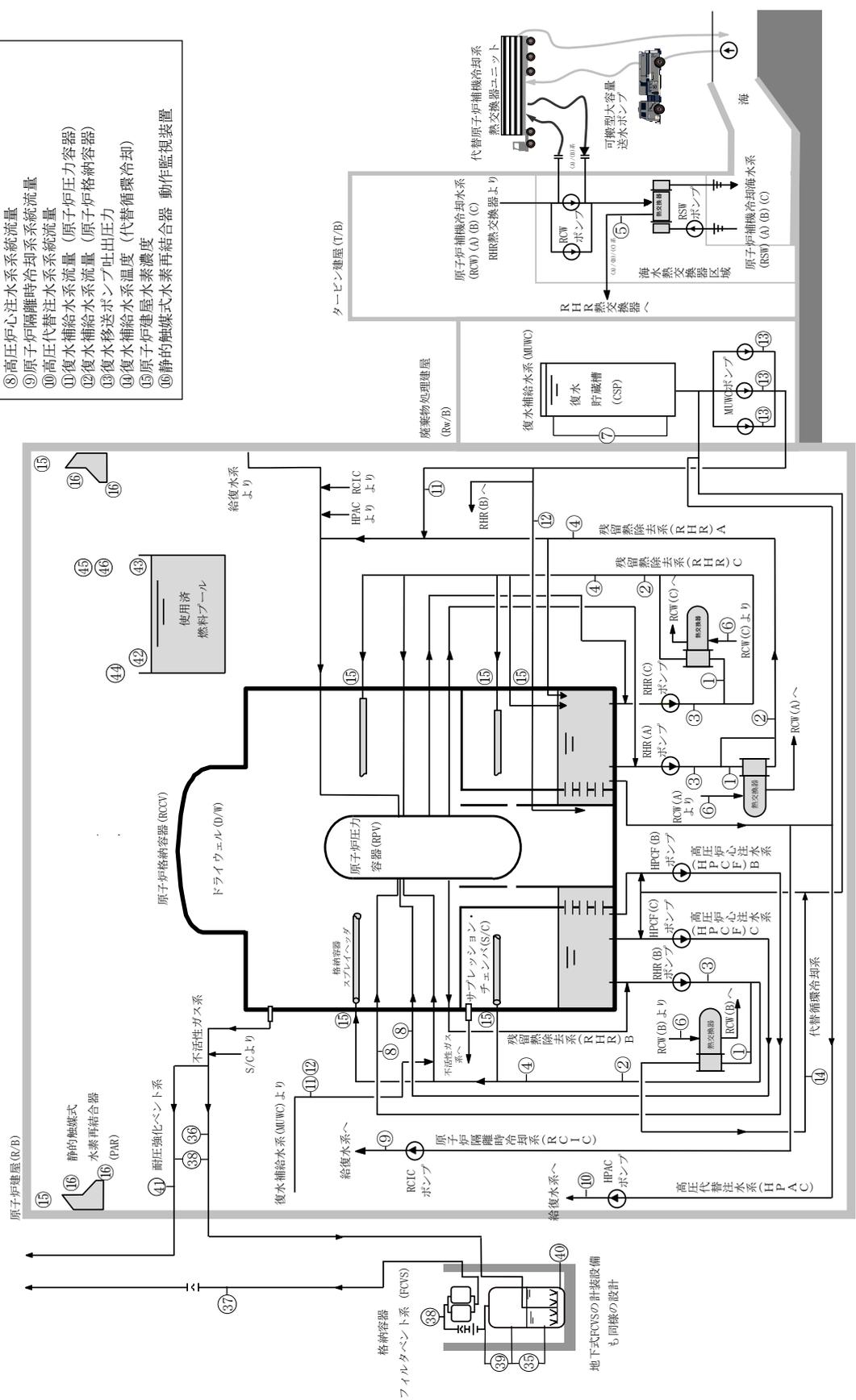
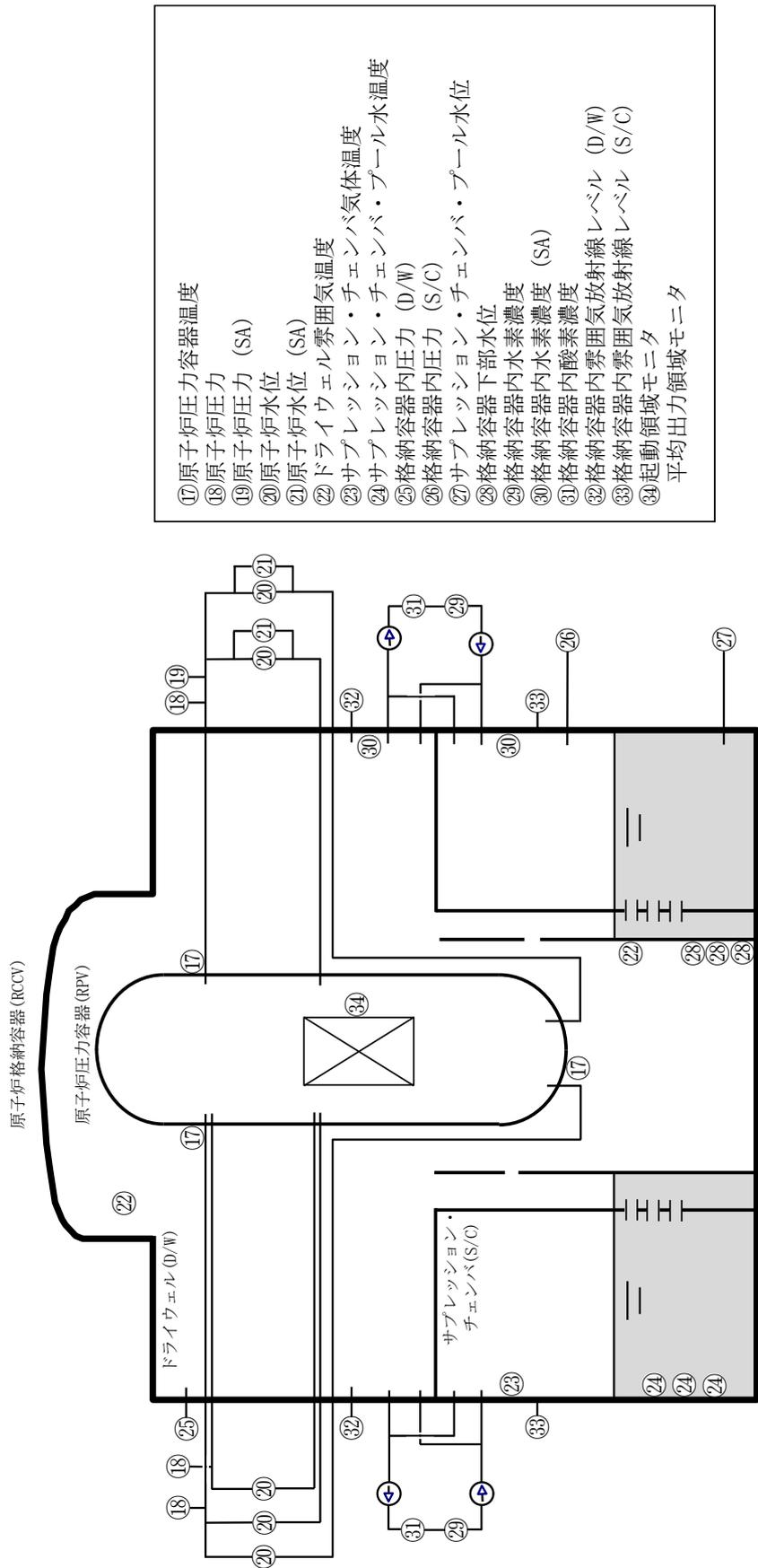
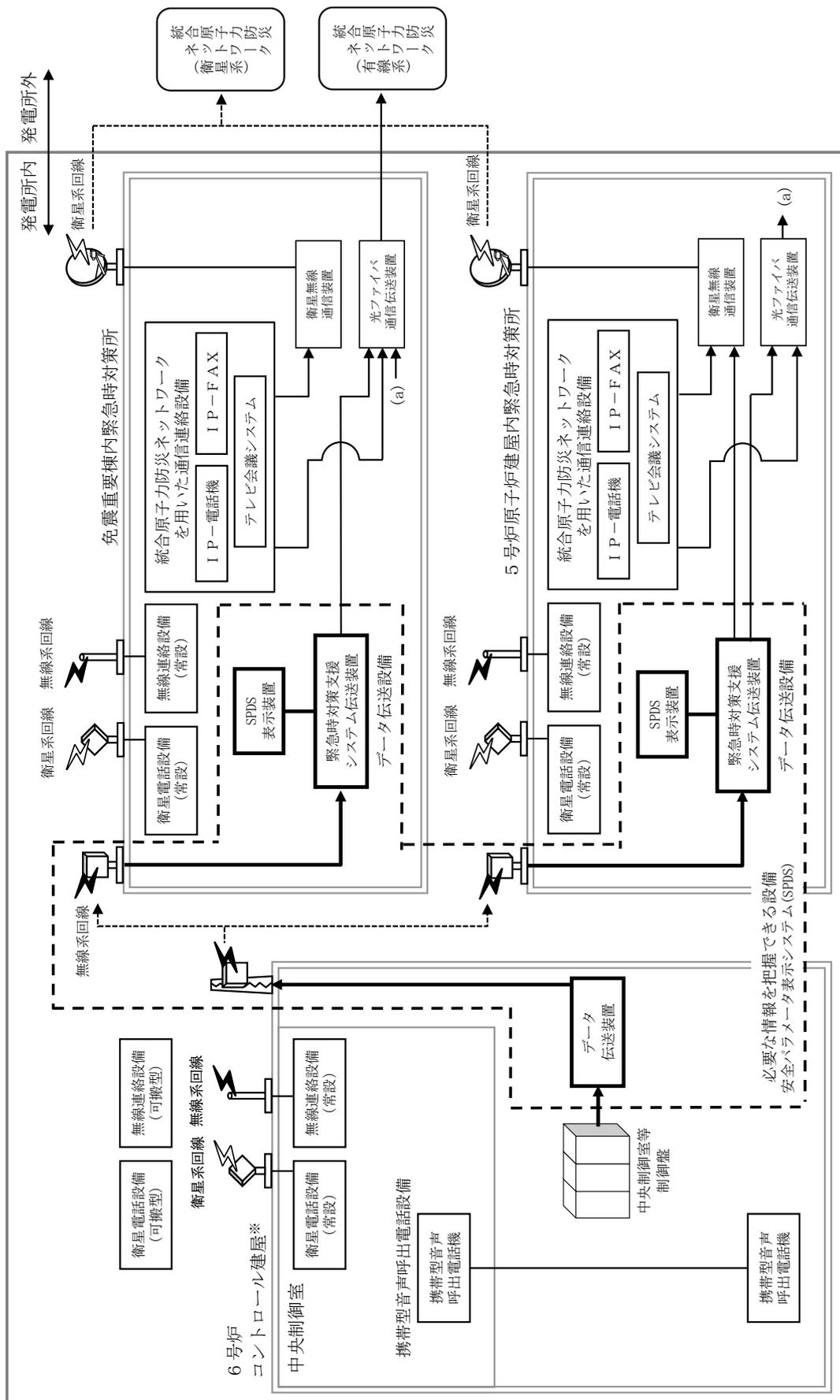


図 58-4-1 主要設備 概略系統図 (1/3)



- ①7 原子炉圧力容器温度
 - ①8 原子炉圧力
 - ①9 原子炉圧力 (SA)
 - ②0 原子炉水位
 - ②1 原子炉水位 (SA)
 - ②2 ドライウェル雰囲気温度
 - ②3 サプレッション・チェンバ気体温度
 - ②4 サプレッション・チェンバ・プール水温度
 - ②5 格納容器内圧力 (D/W)
 - ②6 格納容器内圧力 (S/C)
 - ②7 サプレッション・チェンバ・プール水位
 - ②8 格納容器下部水位
 - ②9 格納容器内水素濃度
 - ③0 格納容器内水素濃度 (SA)
 - ③1 格納容器内酸素濃度
 - ③2 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)
 - ③3 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)
 - ③4 起動領域モニタ
- 平均出力領域モニタ

図 58-4-2 主要設備 概略系統図 (2/3)



※: 7号炉も同様

図 58-4-3 主要設備 概略系統図(3/3)

58-5
試験及び検査

○計装設備の試験・検査について

計装設備は、プラント停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており、点検及び検査内容は図 58-5-1～13 のとおりである。

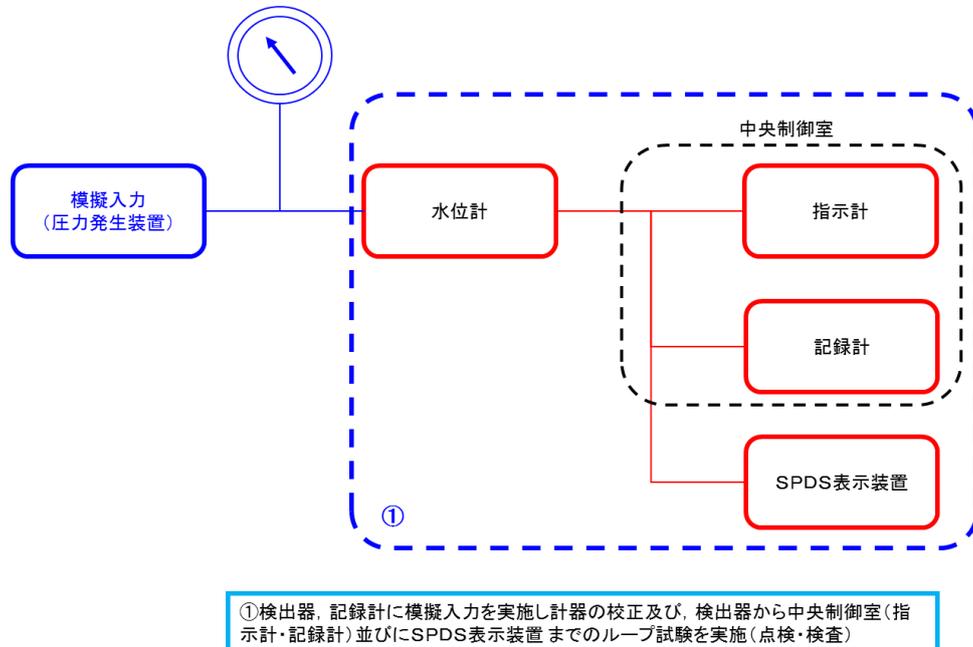


図 58-5-1 水位計の試験及び検査

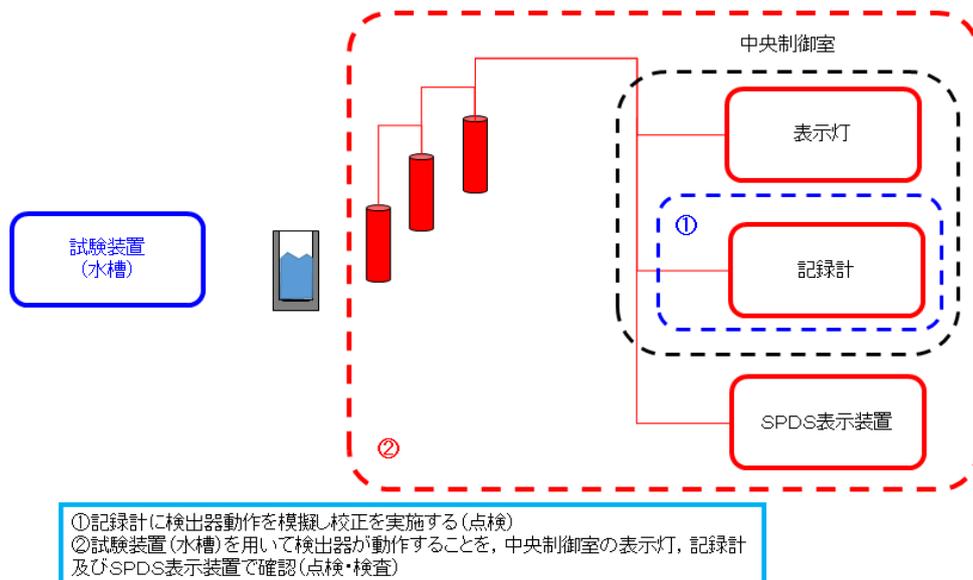
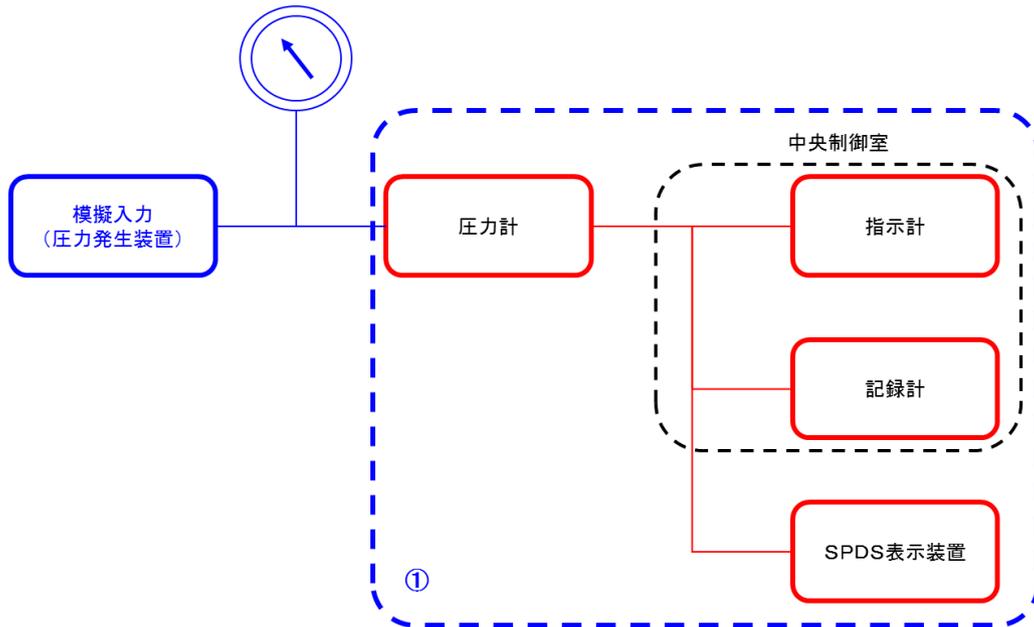
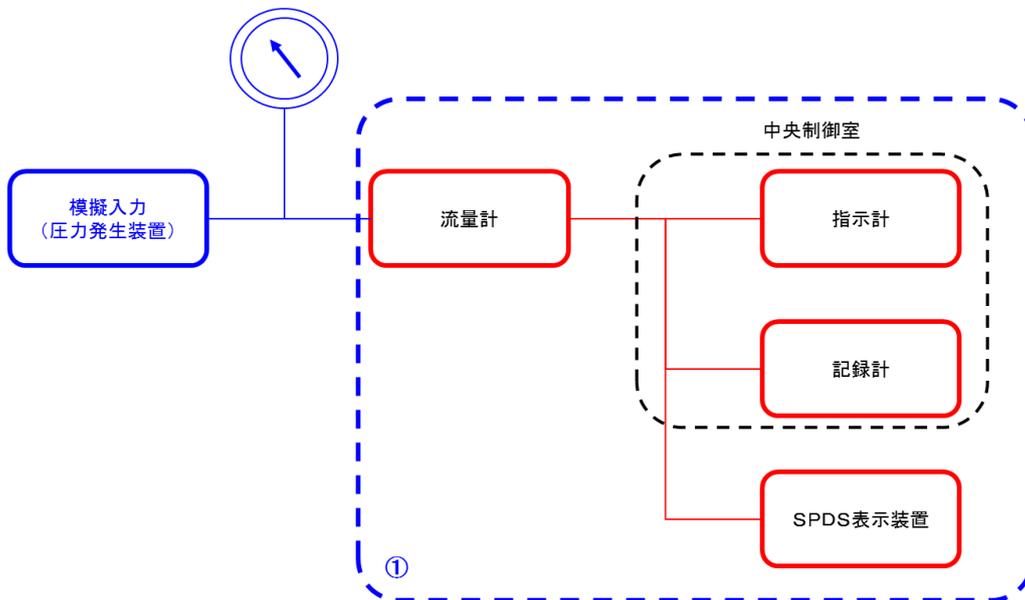


図 58-5-2 水位計の試験及び検査
(格納容器下部水位)



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-3 圧力計の試験及び検査



①検出器，記録計に模擬入力を実施し計器の校正及び，検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施（点検・検査）

図 58-5-4 流量計の試験及び検査

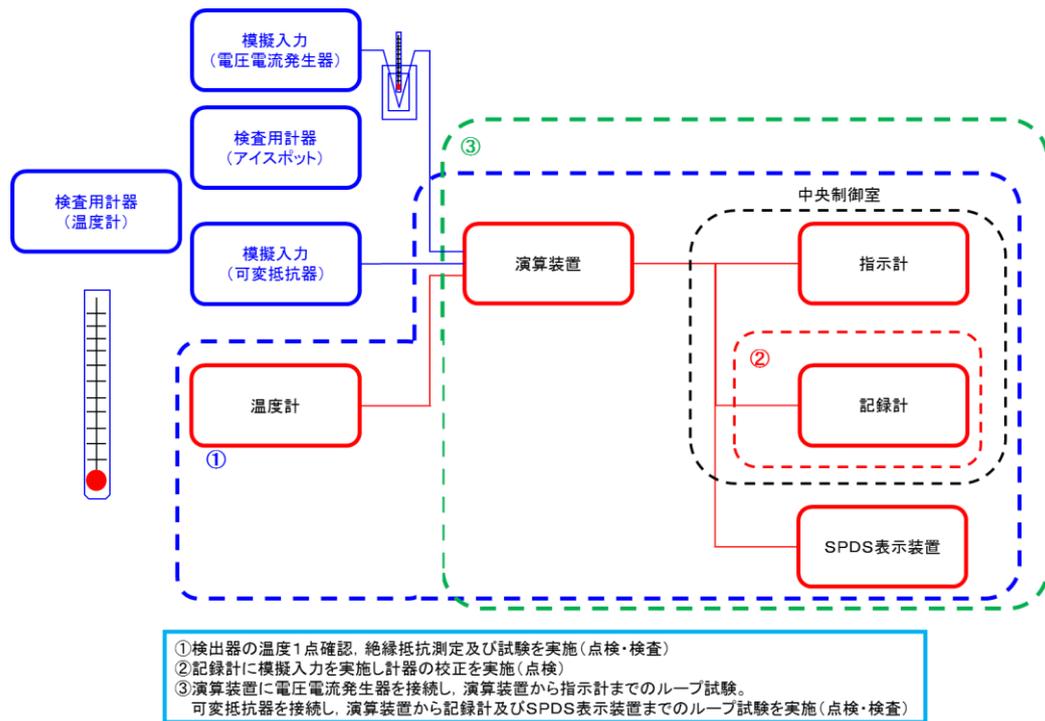


図 58-5-5 温度計の試験及び検査

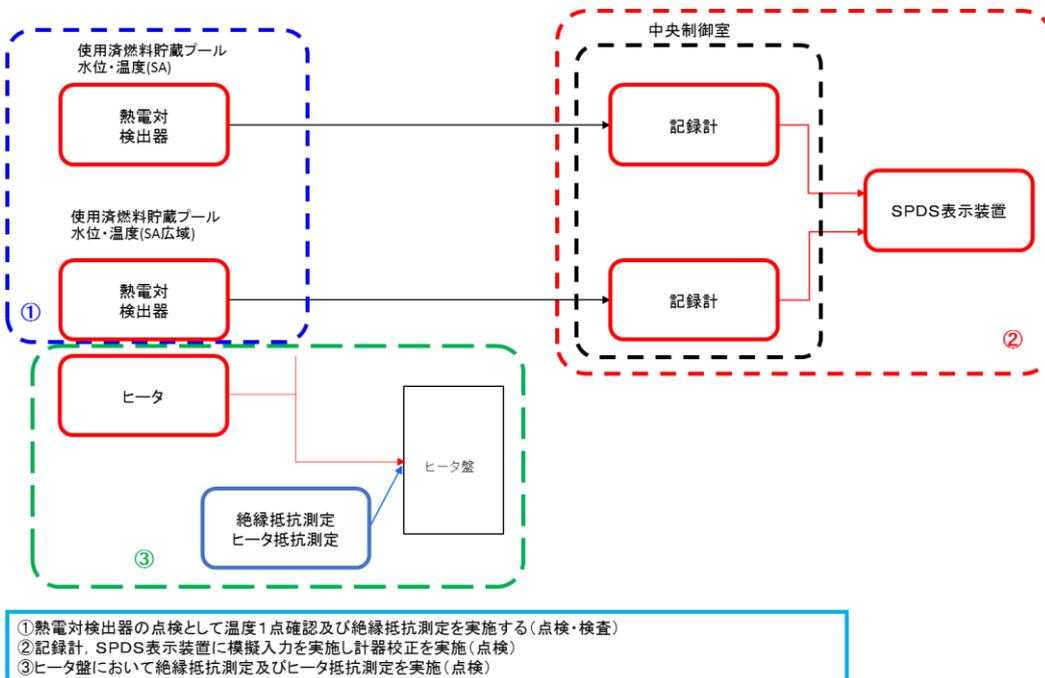
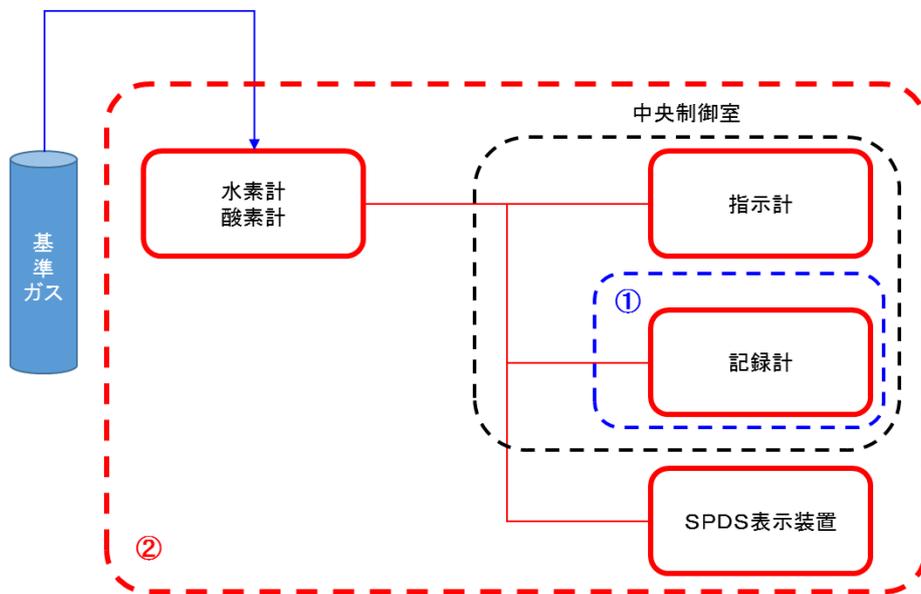
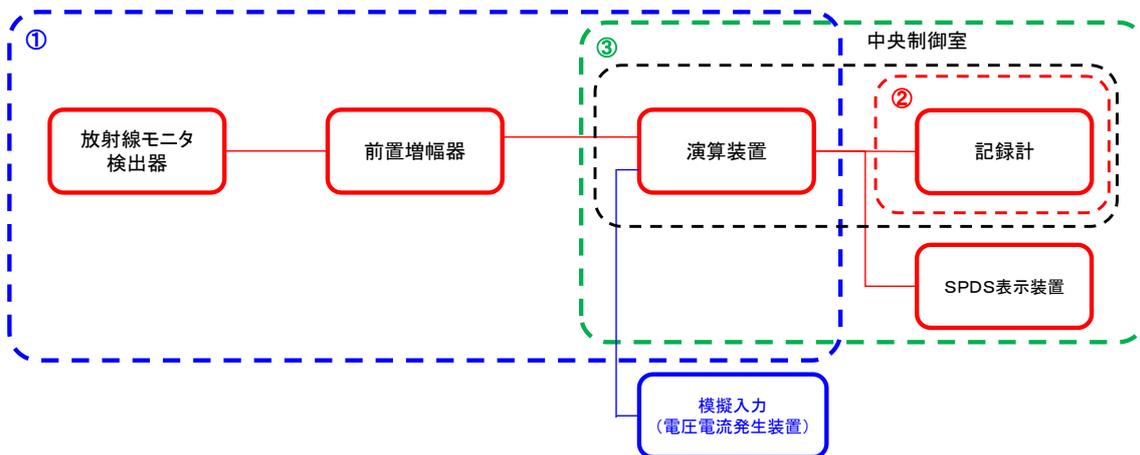


図 58-5-6 温度計の試験及び検査
 (使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び (SA))



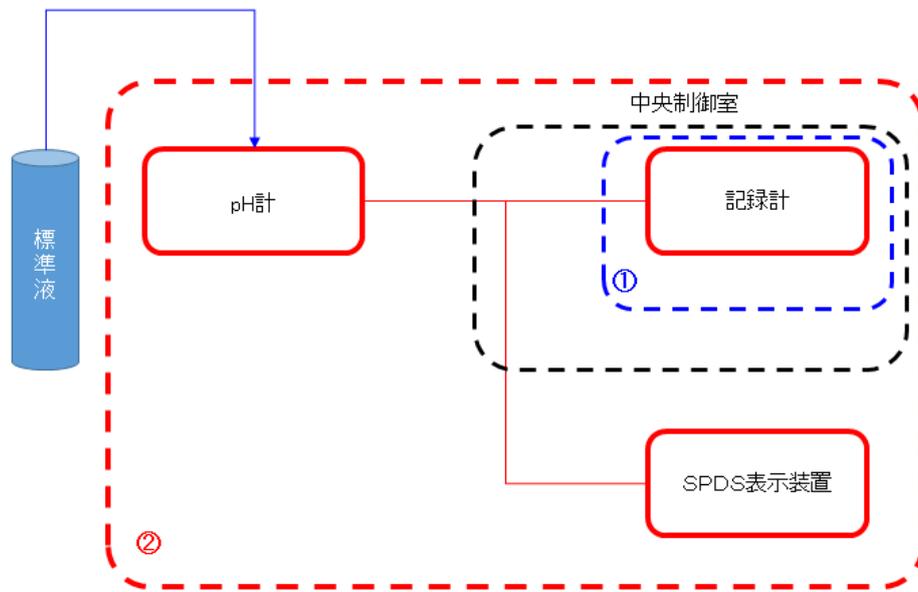
- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室(指示計・記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-7 水素・酸素濃度計の試験及び検査



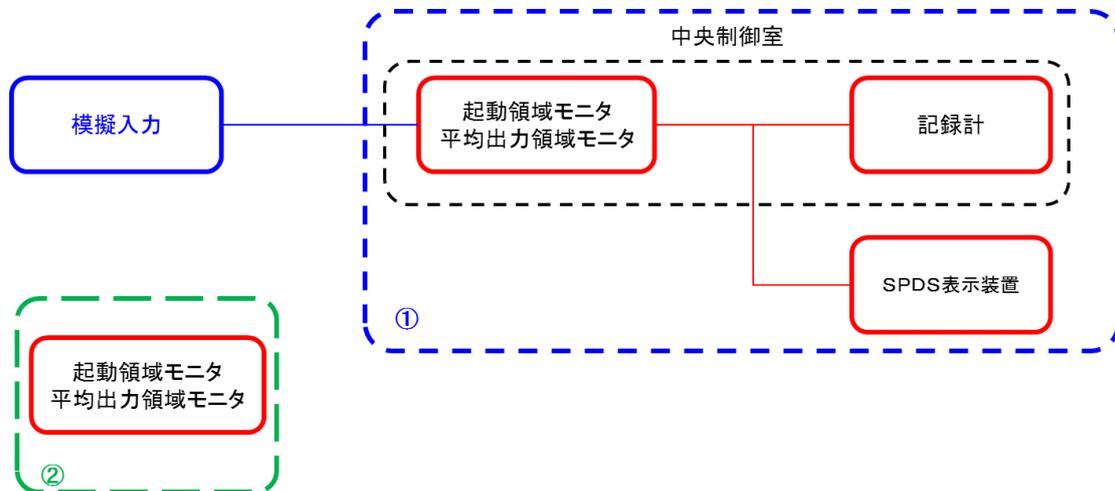
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施(点検・検査)
- ②記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ③演算装置に電圧電流発生器を接続し、演算装置から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-8 放射線量率計の試験及び検査



- ①記録計に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検)
- ②標準液による検出器の校正及び、中央制御室(記録計)並びにSPDS表示装置までのループ試験を実施(点検・検査)

図 58-5-9 pH 計の試験及び検査



- ①計測機器、記録計に模擬入力を実施し計器校正の実施、及び計測機器から記録計のループ試験を実施(点検・検査)
- ②検出器点検として、プラト特性測定、絶縁抵抗測定を実施(点検)

図 58-5-10 原子炉出力の試験及び検査

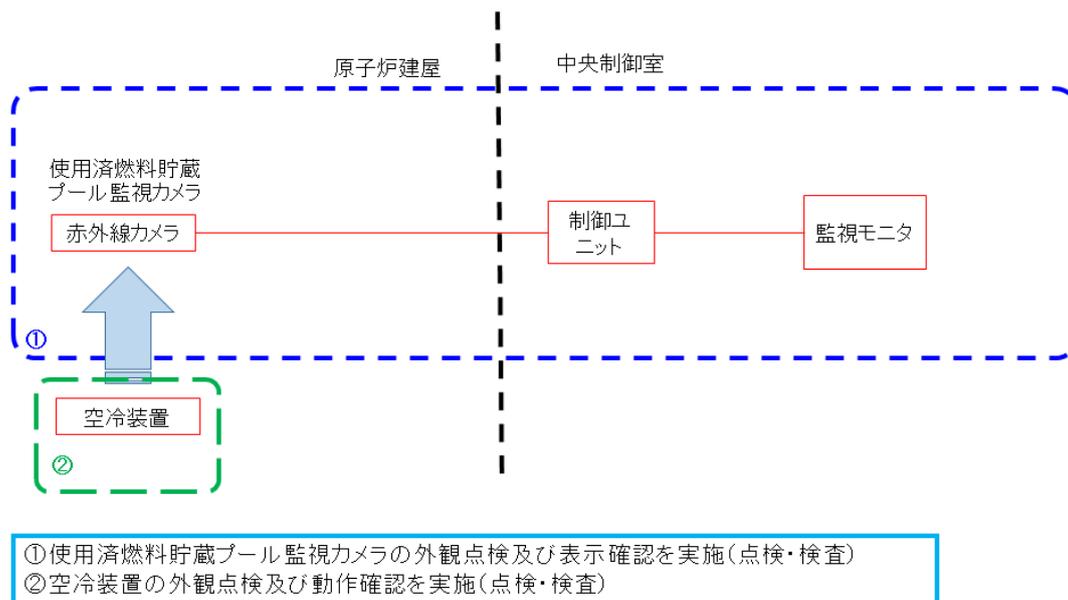
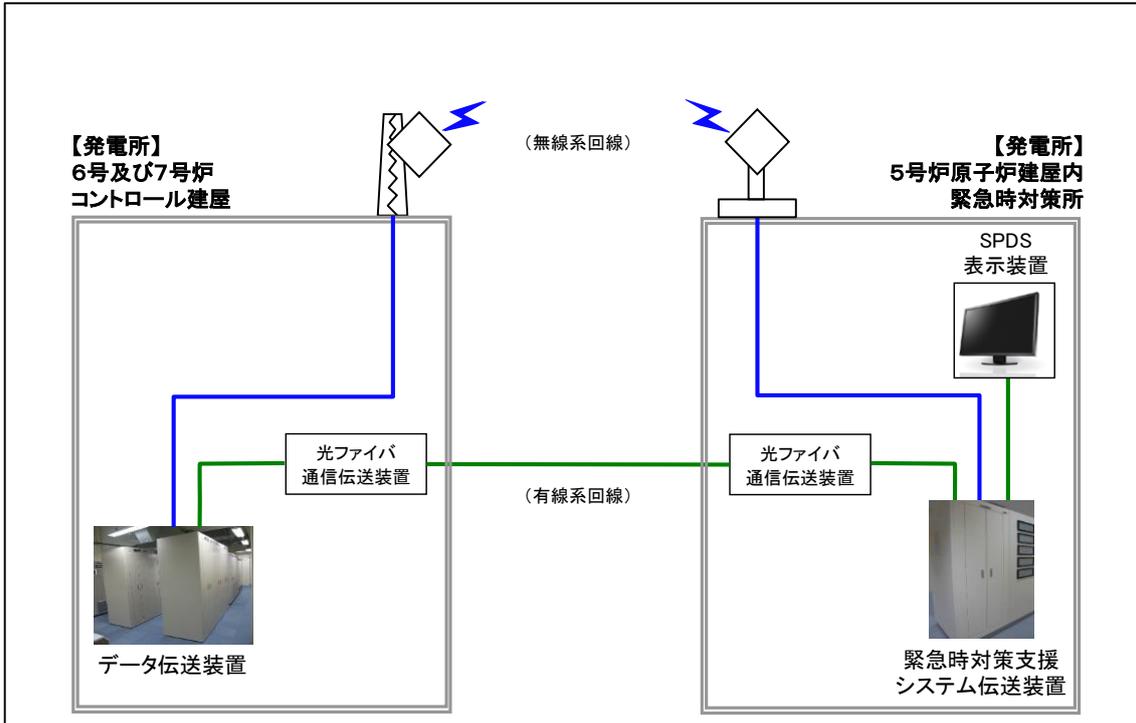
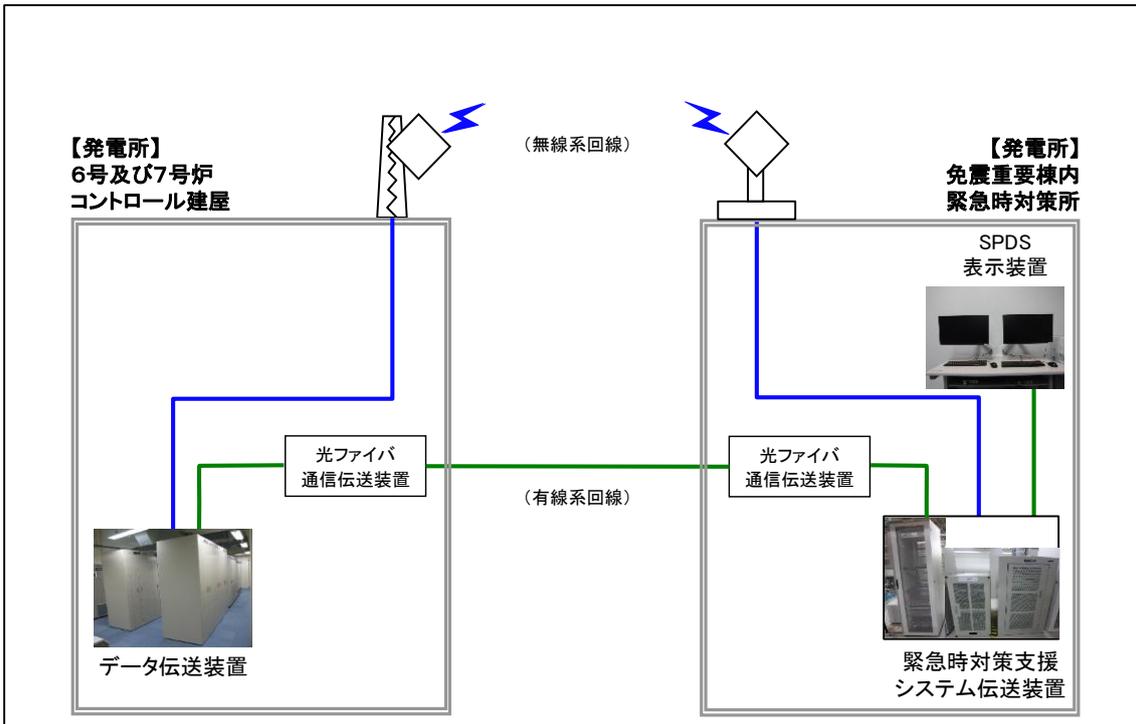


図 58-5-11 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の試験及び検査

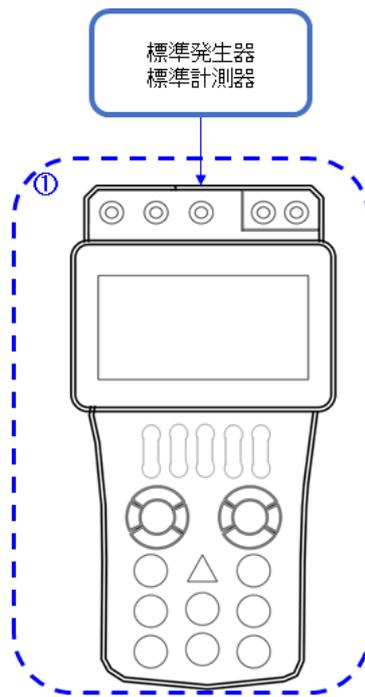


※試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所



※ 試験区間：6号及び7号炉中央制御室 ～ 免震重要棟内緊急時対策所

図 58-5-12 データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，
SPDS 表示装置の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し計器の校正を実施(点検・検査)

図 58-5-13 可搬型計測器の試験及び検査

58-6
容量設定根拠

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

- (1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の**圧力**、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (8) 放射線管理用計測装置
- (9) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

重大事故等時において、原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視するため、以下に示す計測装置を設置する。

2.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は、炉心中性子束レベル（起動領域、出力領域）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

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

本計測装置は、原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の**圧力**（**残留熱除去系ポンプ吐出圧力**、**復水移送ポンプ吐出圧力**）、温度（**残留熱除去系熱交換器入口温度**、**残留熱除去系熱交換器出口温度**、**復水補給水系温度**（代替循環冷却））及び流量（**残留熱除去系系統流量**、**原子炉隔離時冷却系系統流量**、**高压炉心注水系系統流量**、**高压代替注水系系統流量**、**復水補給水系流量**（原子炉压力容器））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉压力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（SA））及び水位（原子炉水位、原子炉水位（SA））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C)）、温度（ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度）、酸素濃度（格納容器内酸素濃度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度、格納容器内水素濃度 (SA)）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体への冷却材流量（復水補給水系流量（原子炉格納容器））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体の水位（サプレッション・チェンバ・プール水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体の水位（格納容器下部水位）を計測する装置は、熔融炉心の冷却に必要な水量があることを計測して、その計測結果を中操制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.8 放射線管理用計測装置

本計測装置は、格納容器内の線量当量率（格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)）、フィルタ装置出口の線量当量率（フィルタ装置出口放射線モニタ）、耐圧強化ベント系の線量当量率（耐圧強化ベント系放射線モニタ）及び使用済燃料貯蔵プールの線量当量率（使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は、その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ（原子炉圧力容器温度、フィルタ装置水位、フィルタ装置入口圧力、フィルタ装置水素濃度、フィルタ装置金属フィルタ差圧、フィルタ装置スクラバ水 pH、原子炉補機冷却水系系統流量、残留熱除去系熱交換器入口冷却水流

量, 復水貯蔵槽水位 (SA), 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置, 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) / (SA)), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラを計測して, その計測結果を中央制御室に指示し, 記録する目的で設置する。

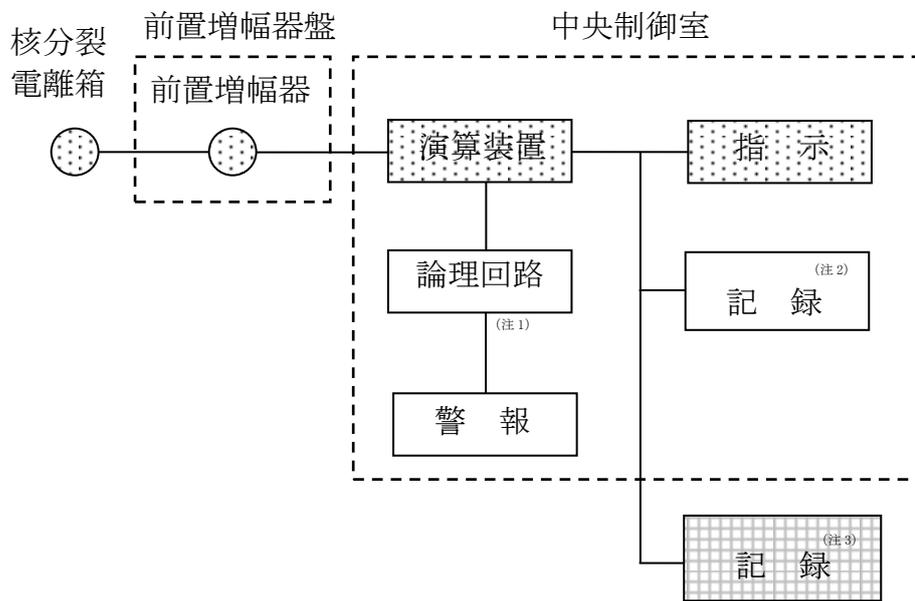
3. 計測装置の構成

3.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

3.1.1 起動領域計測装置

(1) 起動領域モニタ

起動領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-1「起動領域モニタの概略構成図」参照。）



(注1) 原子炉周期（ペリオド）短原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム

(注2) 記録計

(注3) 緊急時対策支援システム伝送装置

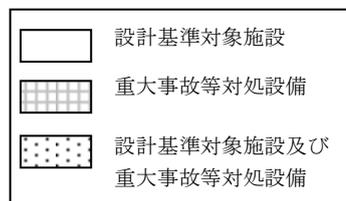
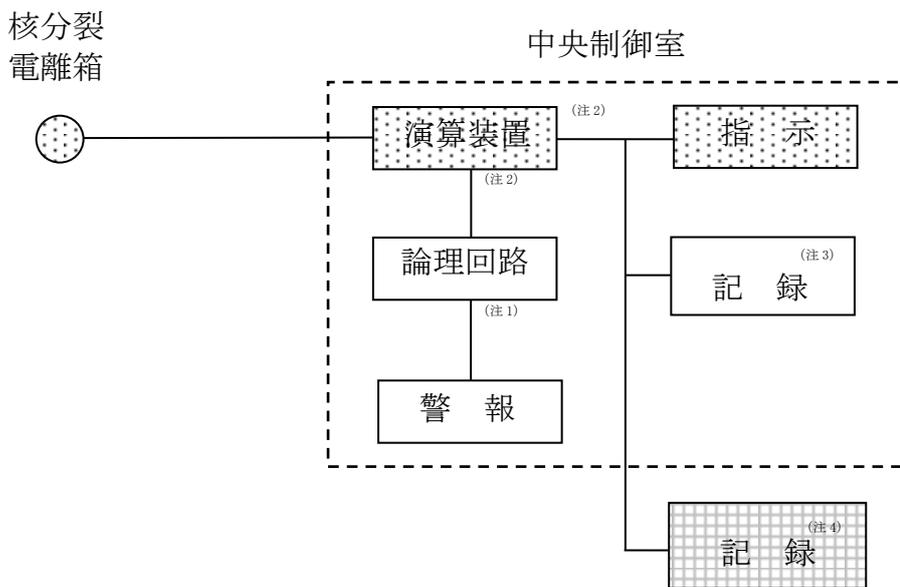


図 58-6-1 起動領域モニタの概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 平均出力領域モニタ

平均出力領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電気信号に変換した後、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行い、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-2「平均出力領域モニタの概略構成図」参照。）



- (注 1) 中性子束高原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム
- (注 2) 平均中性子束
- (注 3) 記録計
- (注 4) 緊急時対策支援システム伝送装置

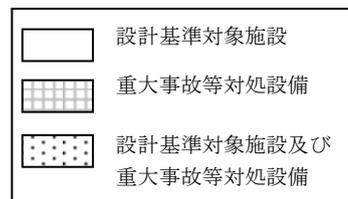


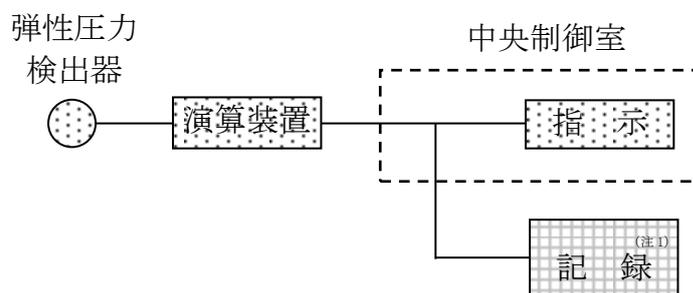
図 58-6-2 平均出力領域モニタの概略構成図

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

3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の**圧力**

(1) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-3「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

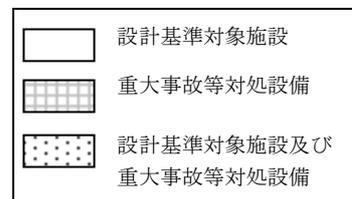
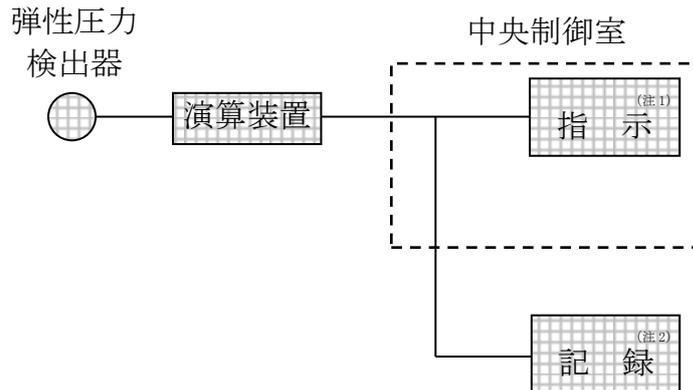


図 58-6-3 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 復水移送ポンプ吐出圧力

復水移送ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水移送ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水移送ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-4「復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

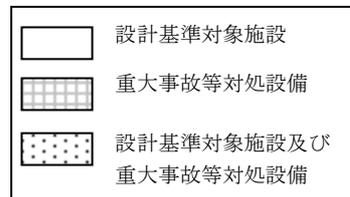
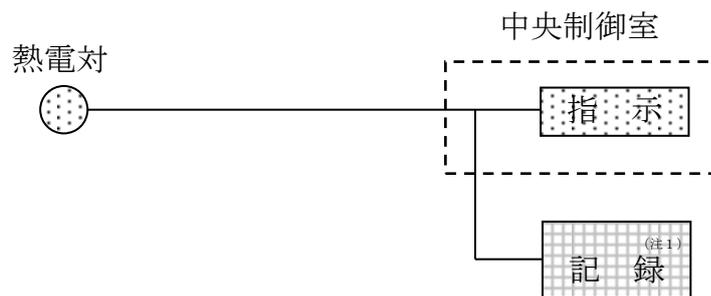


図 58-6-4 復水移送ポンプ吐出圧力の概略構成図

3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-5「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

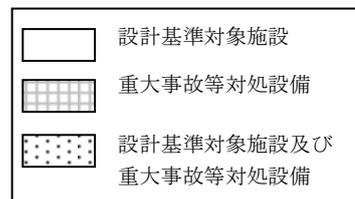
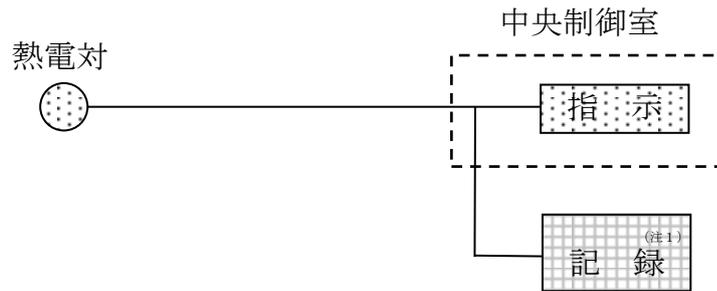


図 58-6-5 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-6「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

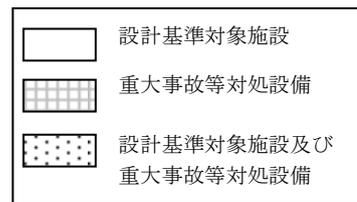
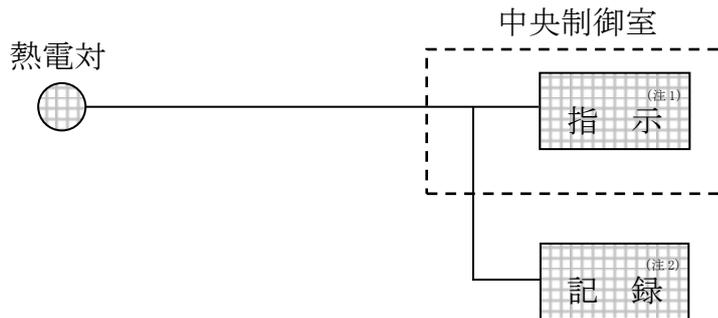


図 58-6-6 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

(3) 復水補給水系温度（代替循環冷却）

復水補給水系温度（代替循環冷却）は、重大事故等対処設備の機能を有しており復水補給水系温度（代替循環冷却）の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、復水補給水系温度（代替循環冷却）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-7「復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

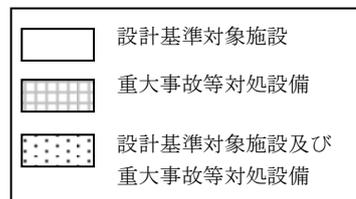
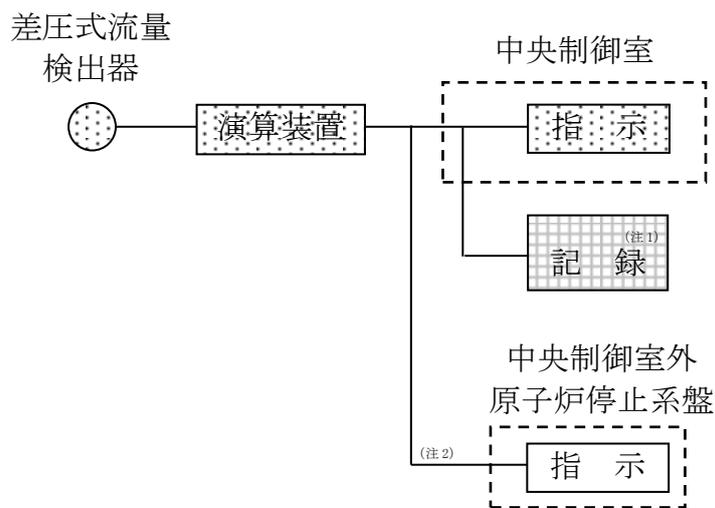


図 58-6-7 復水補給水系温度（代替循環冷却）の概略構成図

3.2.3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-8「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 2) 区分 I，II のみ

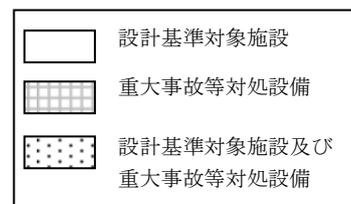
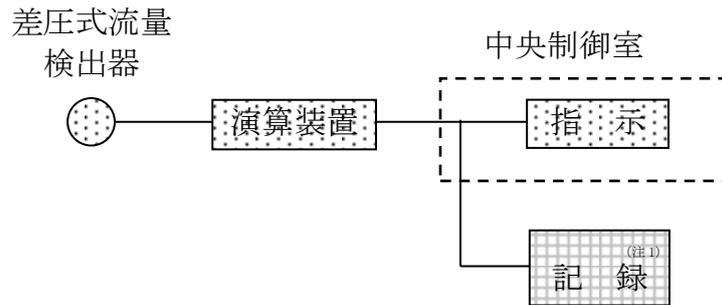


図 58-6-8 残留熱除去系系統流量の概略構成図

(2) 原子炉隔離時冷却系系統流量

原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-9「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

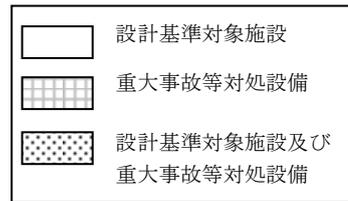
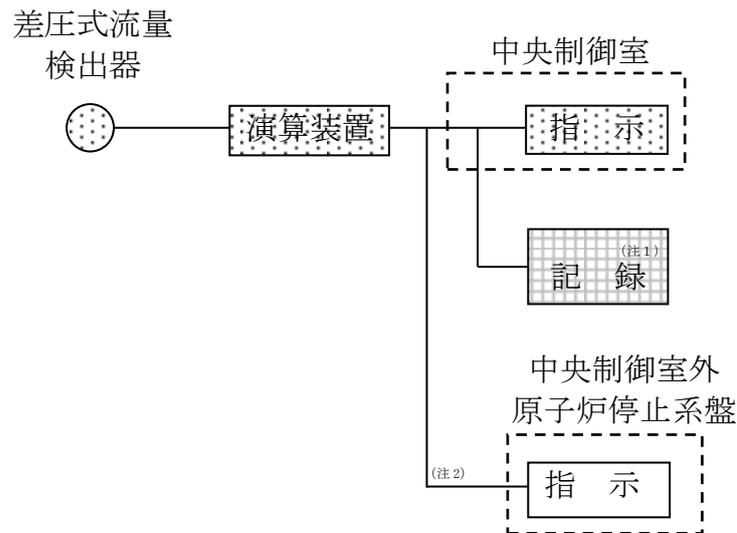


図 58-6-9 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(3) 高圧炉心注水系系統流量

高圧炉心注水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心注水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-10「高圧炉心注水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 2) 区分Ⅱのみ

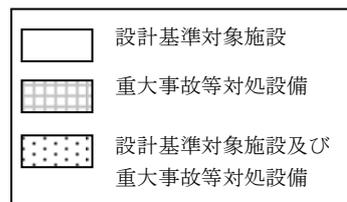
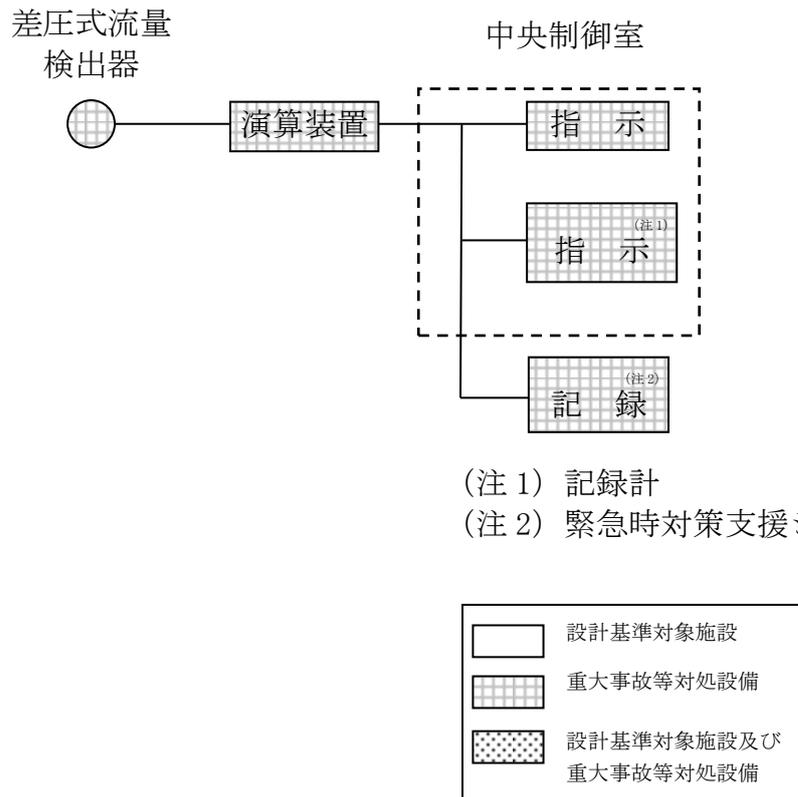


図 58-6-10 高圧炉心注水系系統流量の概略構成図

(4) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-11「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。)

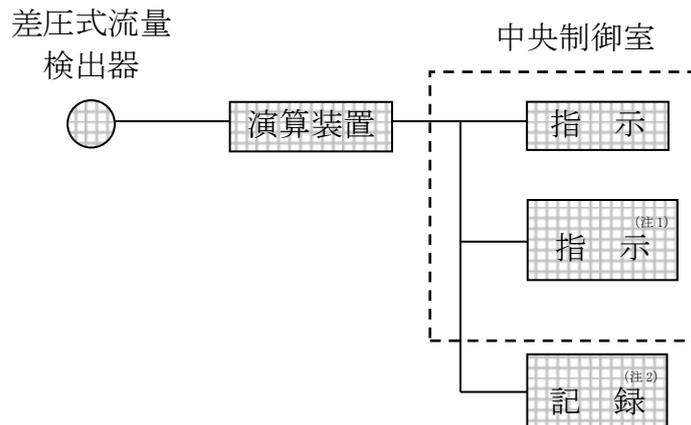


(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

図 58-6-11 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(5) 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）

復水補給水系流量（原子炉圧力容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉圧力容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-12「復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

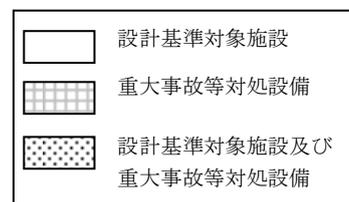


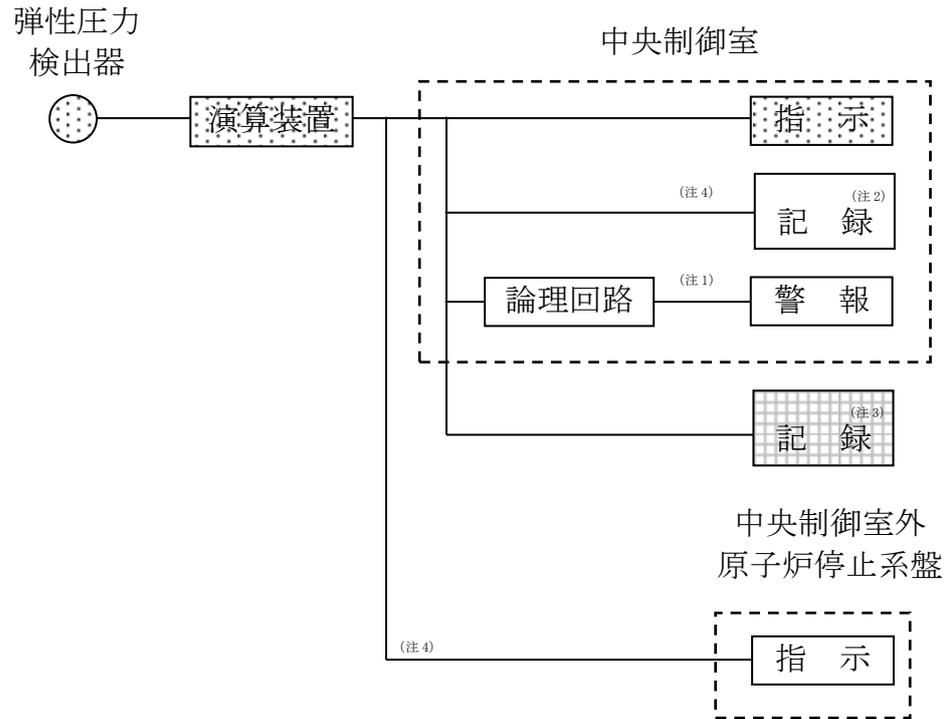
図 58-6-12 復水補給水系流量（原子炉圧力容器）の概略構成図

3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力の検出信号は，弾性圧力検出器にて圧力を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-13「原子炉圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 原子炉圧力高原子炉スクラム

(注 2) 記録計

(注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

(注 4) 区分 I，II のみ

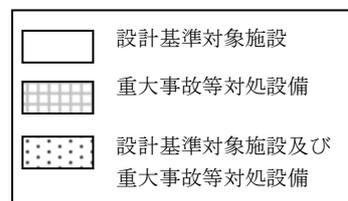
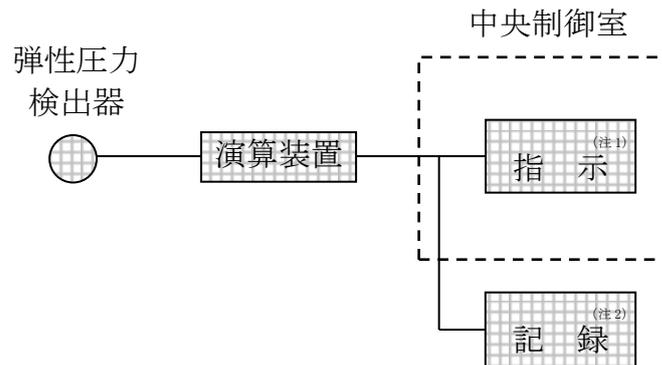


図 58-6-13 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (SA)

原子炉圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-14「原子炉圧力 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

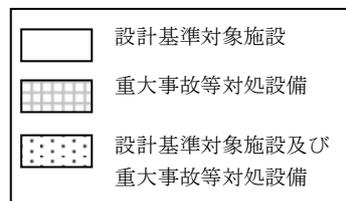
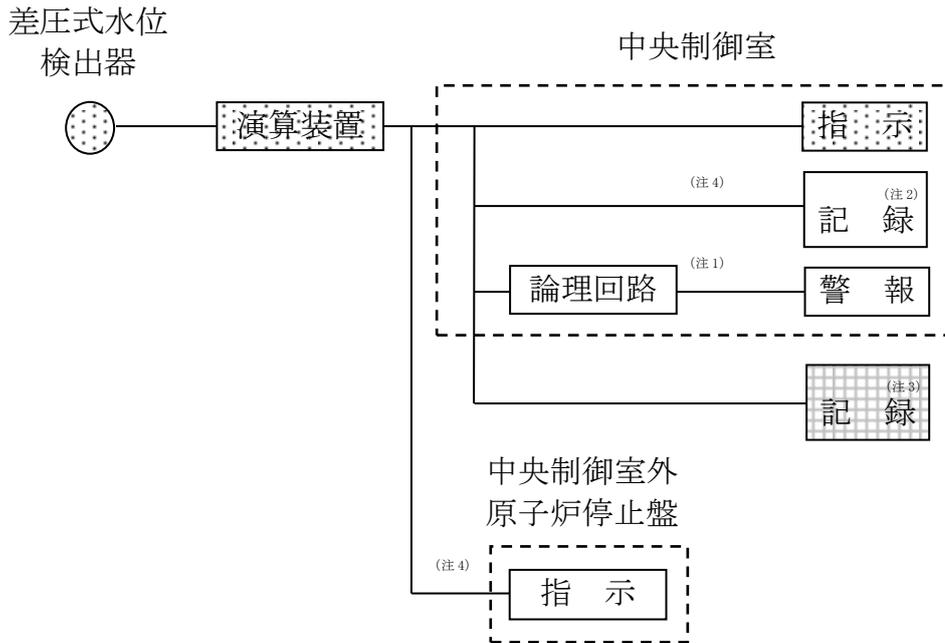


図 58-6-14 原子炉圧力 (SA) の概略構成図

3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位

原子炉水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-15, 16「原子炉水位の概略構成図」参照。）



- (注 1) 主蒸気隔離弁閉（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）
 その他の原子炉格納容器隔離弁閉（原子炉水位低）
 原子炉隔離時冷却系起動（区分Ⅰ，Ⅲのみ）（原子炉水位低）
 高压炉心注水系起動（区分Ⅱのみ）（原子炉水位低）
 残留熱除去系（低压注水系）起動（原子炉水位低）
 自動減圧系作動（ドライウエル圧力高と原子炉水位低の同時信号）
- (注 2) 記録計
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置
- (注 4) 区分Ⅰのみ

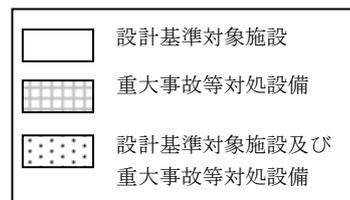
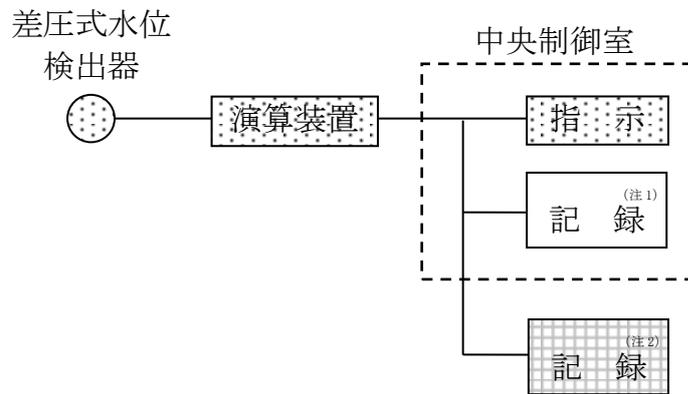


図 58-6-15 原子炉水位の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

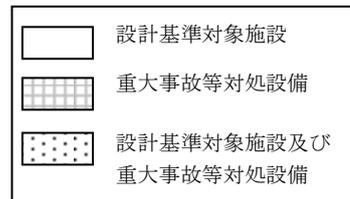
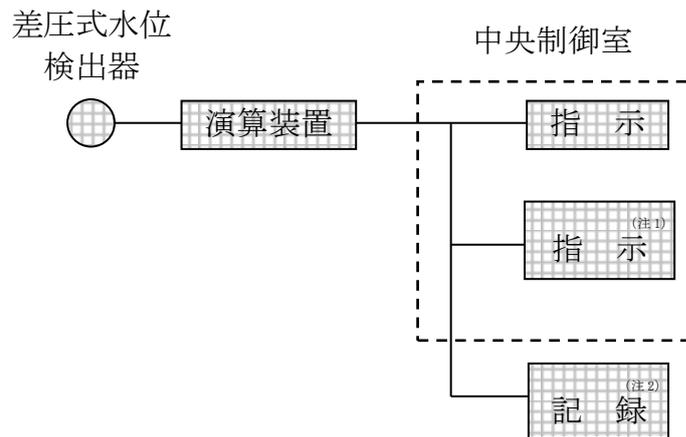


図 58-6-16 原子炉水位の概略構成図

(2) 原子炉水位 (SA)

原子炉水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-17「原子炉水位 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

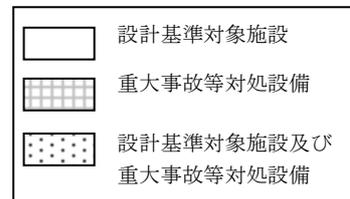


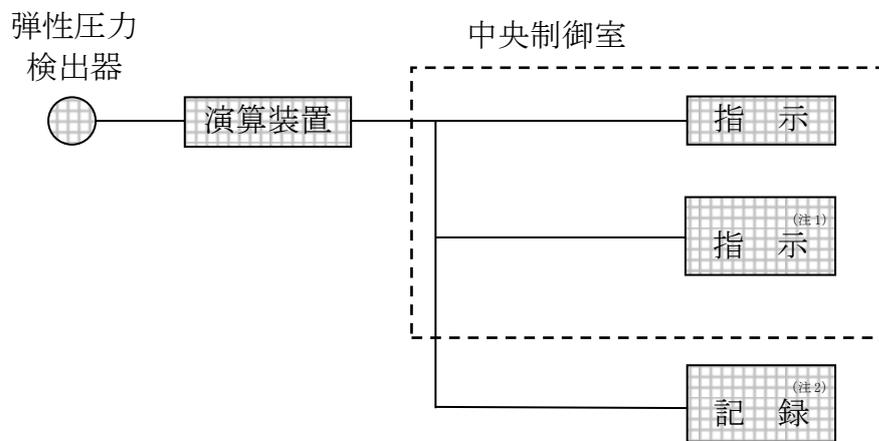
図 58-6-17 原子炉水位 (SA) の概略構成図

3.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置

3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) 格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (D/W) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (D/W) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-18「格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

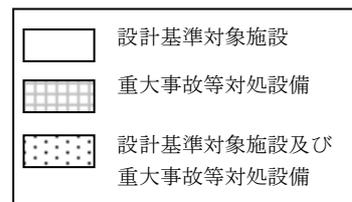
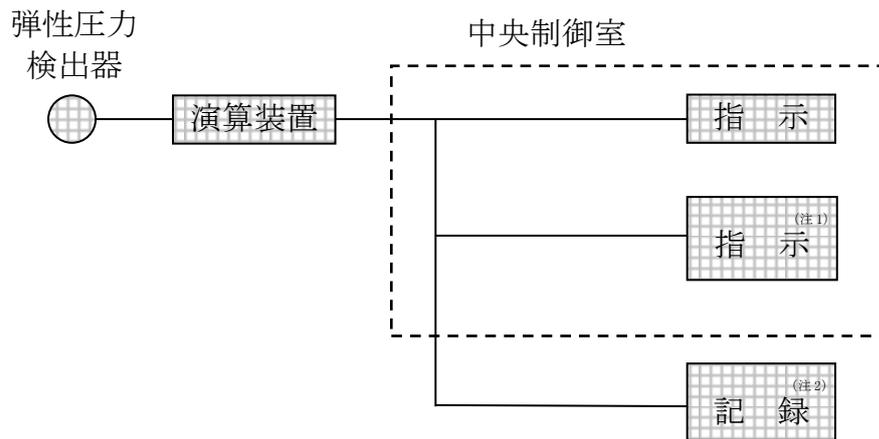


図 58-6-18 格納容器内圧力 (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内圧力 (S/C) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内圧力 (S/C) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-19「格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

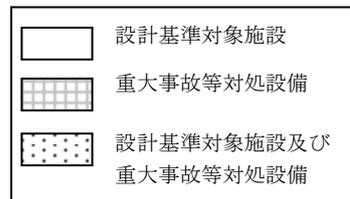
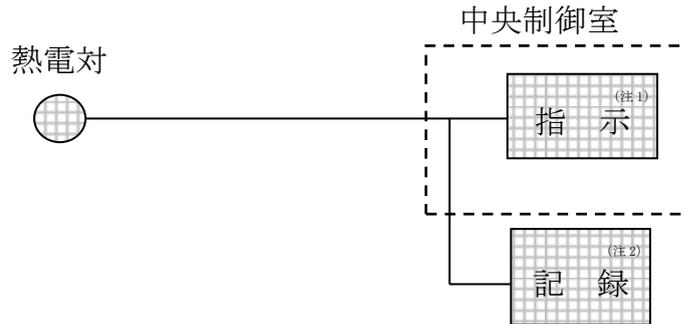


図 58-6-19 格納容器内圧力 (S/C) の概略構成図

3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-20「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

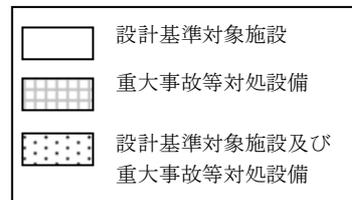
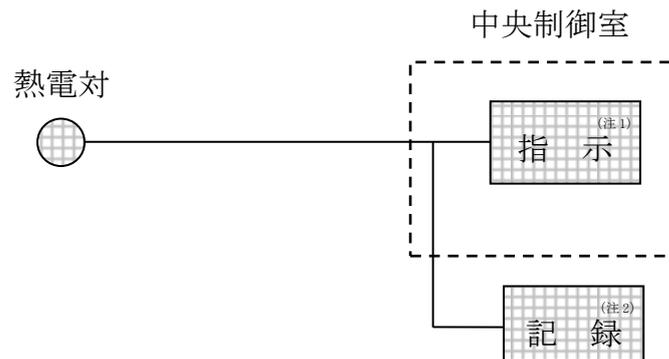


図 58-6-20 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ気体温度

サプレッション・チェンバ気体温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ気体温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ気体温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-21「サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

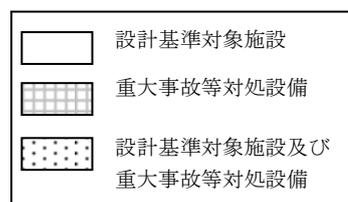
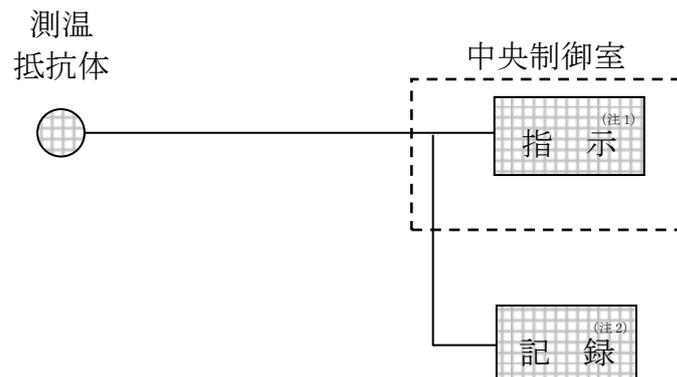


図 58-6-21 サプレッション・チェンバ気体温度の概略構成図

(3) サプレッション・チェンバ・プール水温度

サプレッション・チェンバ・プール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水温度の検出信号は、测温抵抗体にて温度を電気信号に変換した後、サプレッション・チェンバ・プール水温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-22「サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

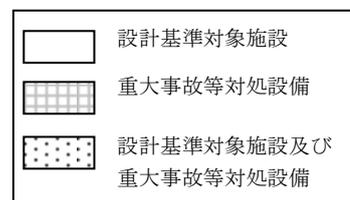
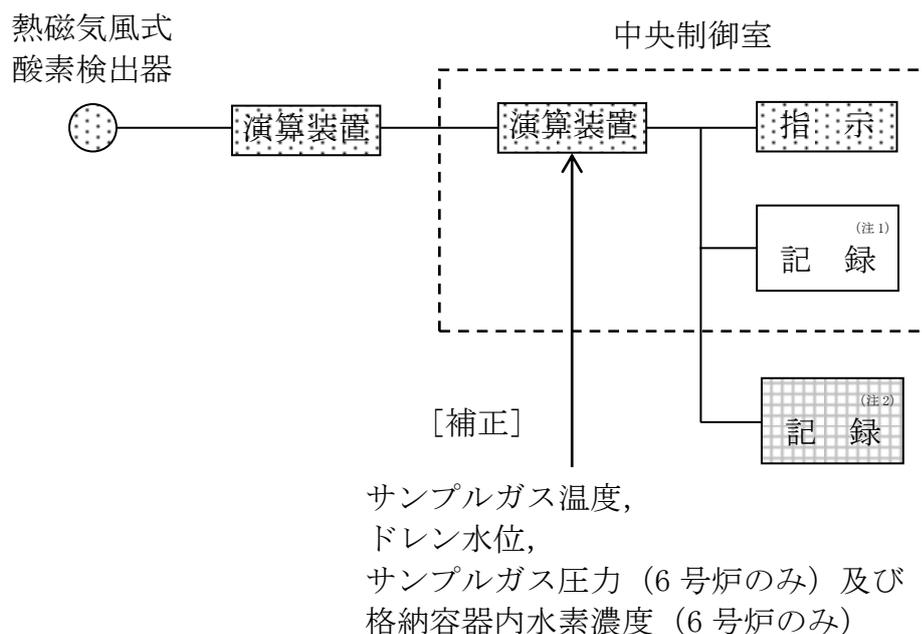


図 58-6-22 サプレッション・チェンバ・プール水温度の概略構成図

3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1) 格納容器内酸素濃度

格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-23 「格納容器内酸素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

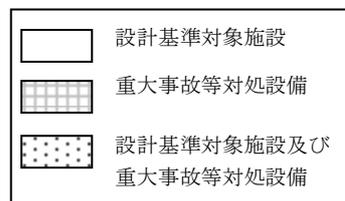
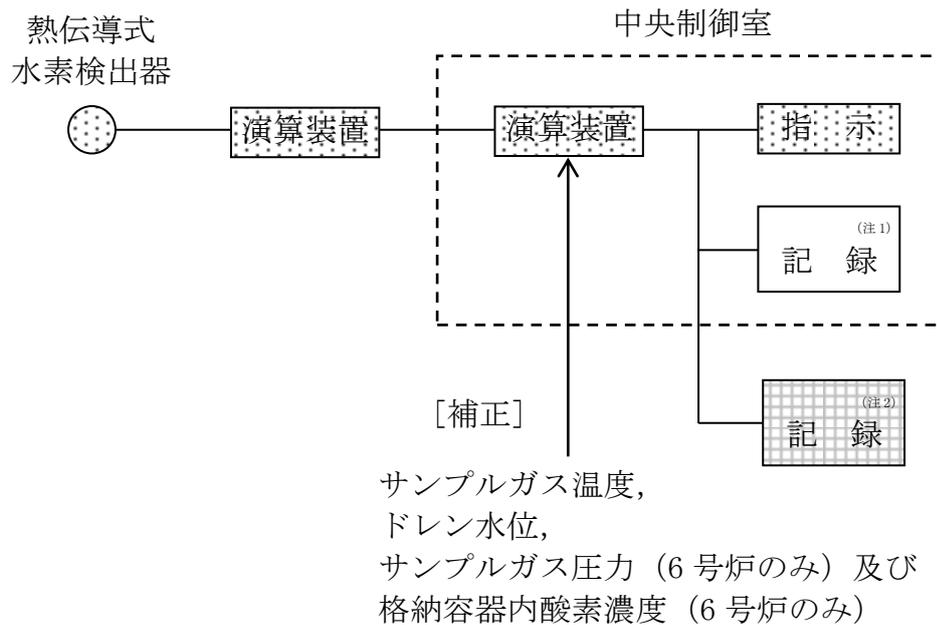


図 58-6-23 格納容器内酸素濃度の概略構成図

3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 格納容器内水素濃度

格納容器内水素濃度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-24「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。）



(注1) 記録計

(注2) 緊急時対策支援システム伝送装置

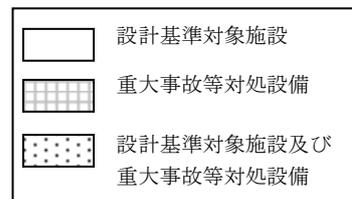
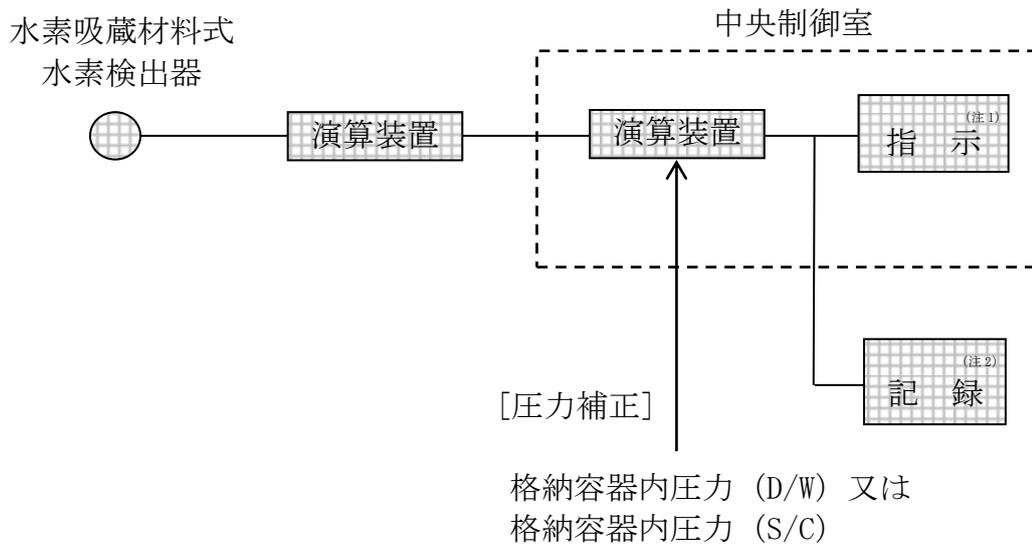


図 58-6-24 格納容器内水素濃度の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (SA) の検出信号は、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-25「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

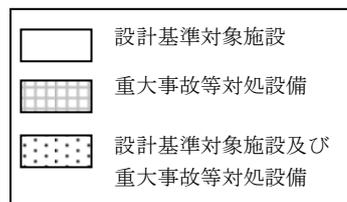
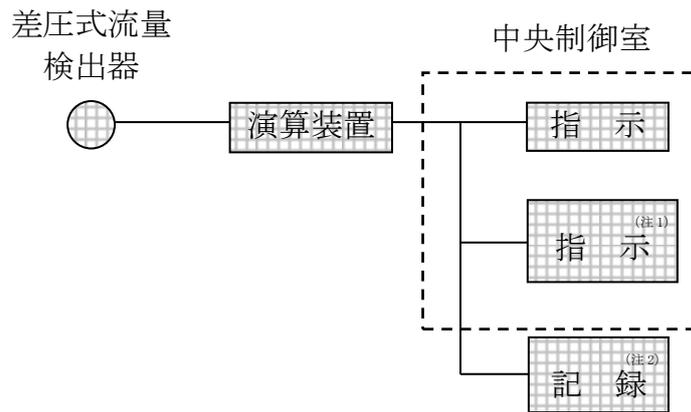


図 58-6-25 格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図

3.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水補給水系流量（原子炉格納容器）を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-26「復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

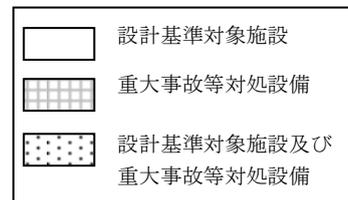
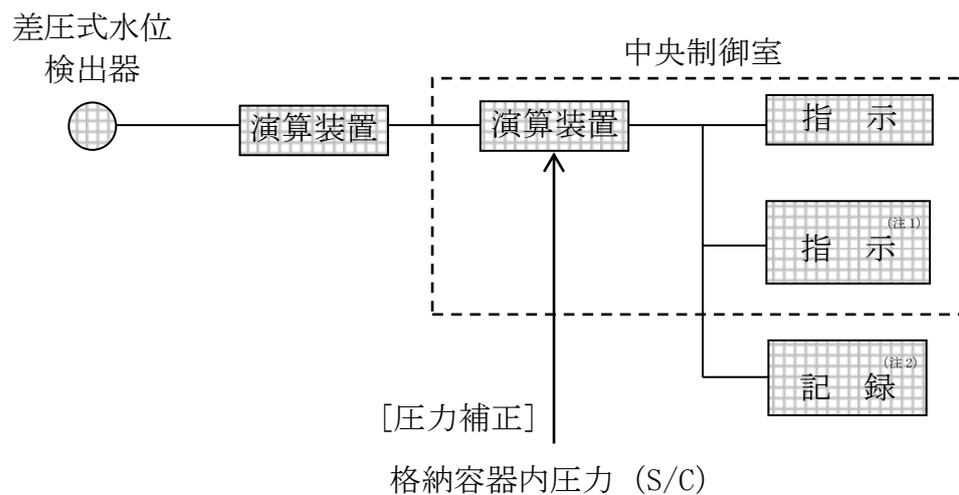


図 58-6-26 復水補給水系流量（原子炉格納容器）の概略構成図

3.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プール水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ・プール水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ・プール水位を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-27 「サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

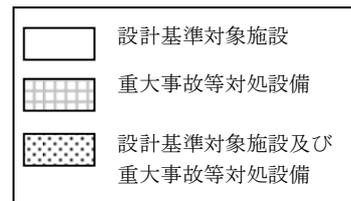
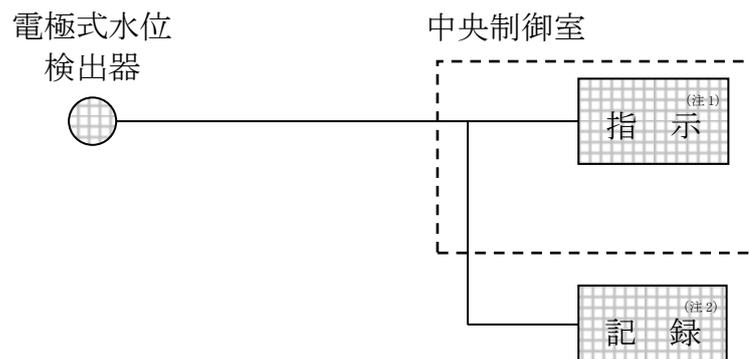


図 58-6-27 サプレッション・チェンバ・プール水位の概略構成図

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器にて所定の水位設定値に達した場合に，電極式水位検出器の電極間が接液することで水位を電気信号へ変換し，中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-28「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



図 58-6-28 格納容器下部水位の概略構成図

3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-29, 30「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。）

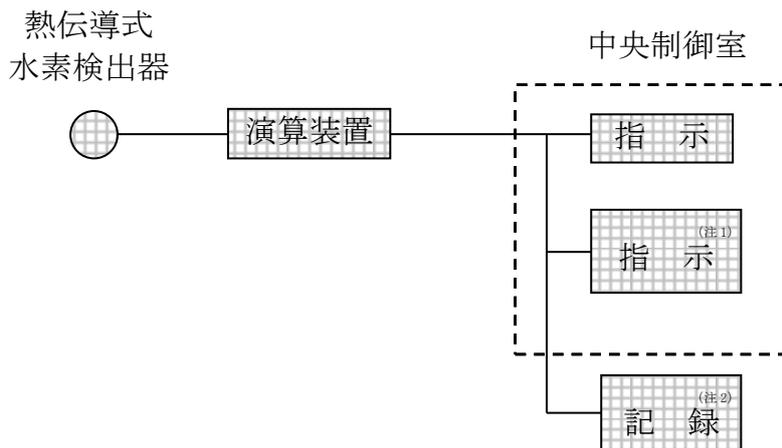
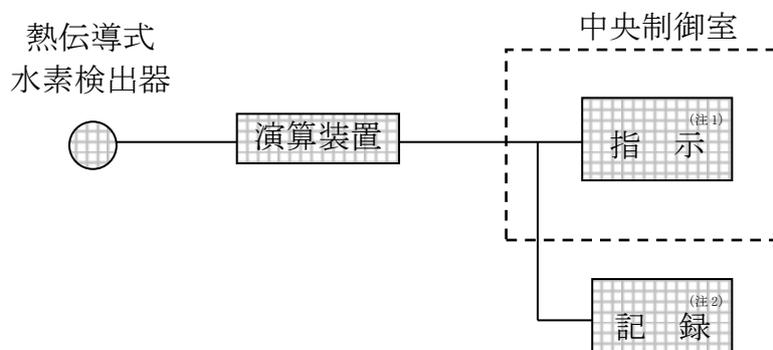


図 58-6-29 原子炉建屋水素濃度の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

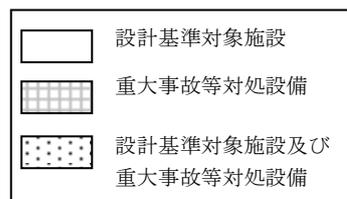
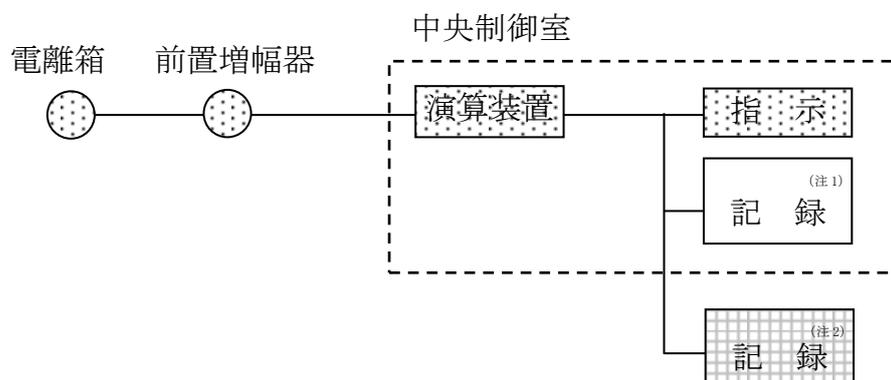


図 58-6-30 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

3.8 放射線管理用計測装置

(1) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)

格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-31「格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

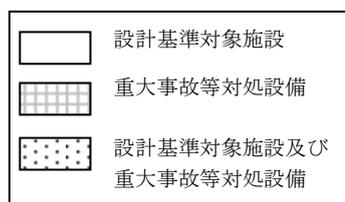
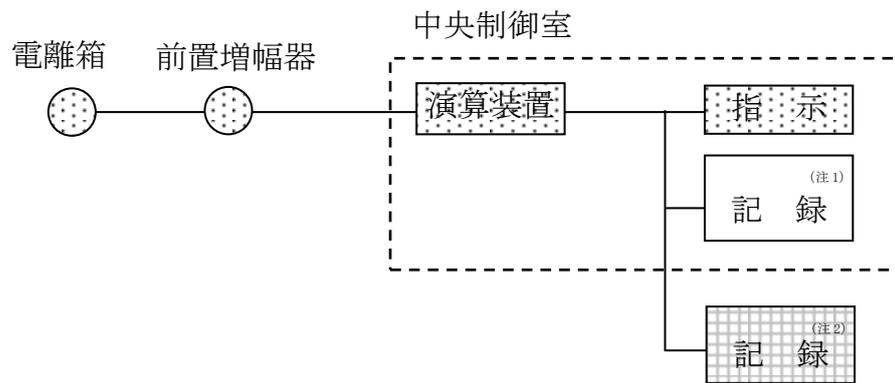


図 58-6-31 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-32「格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

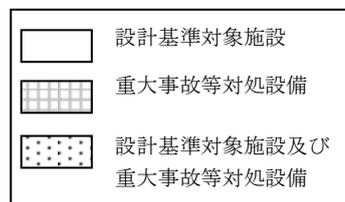
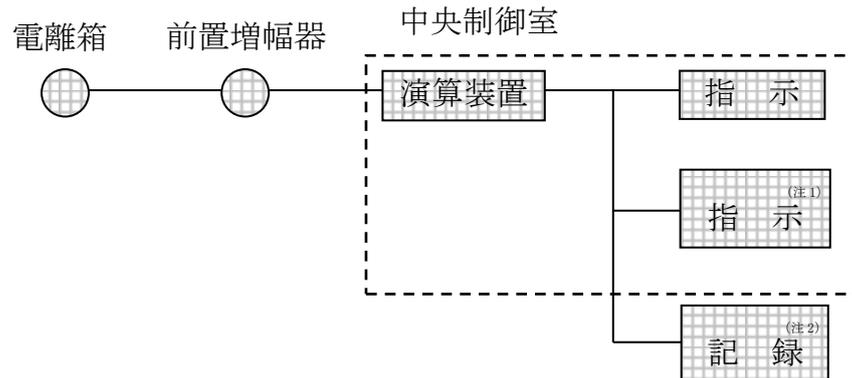


図 58-6-32 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の概略構成図

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ

フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタの検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-33 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

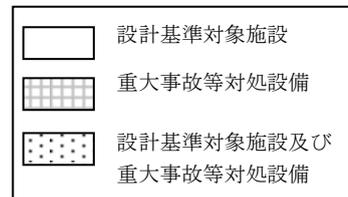
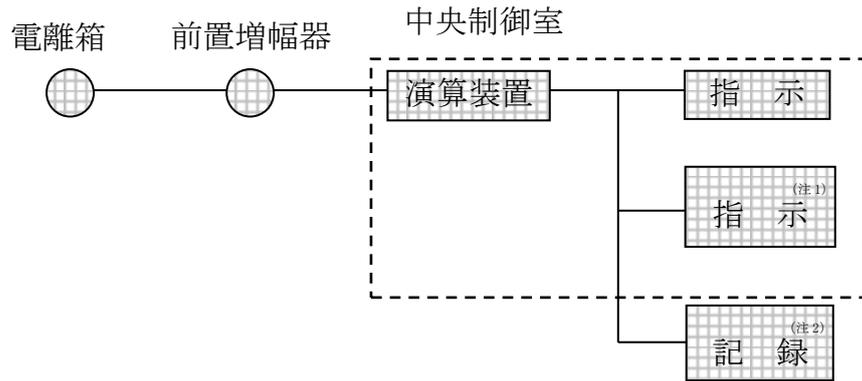


図 58-6-33 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

(図 58-6-34 「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

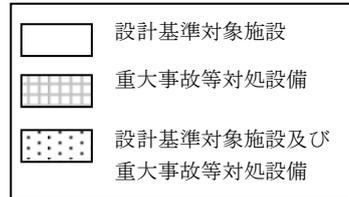
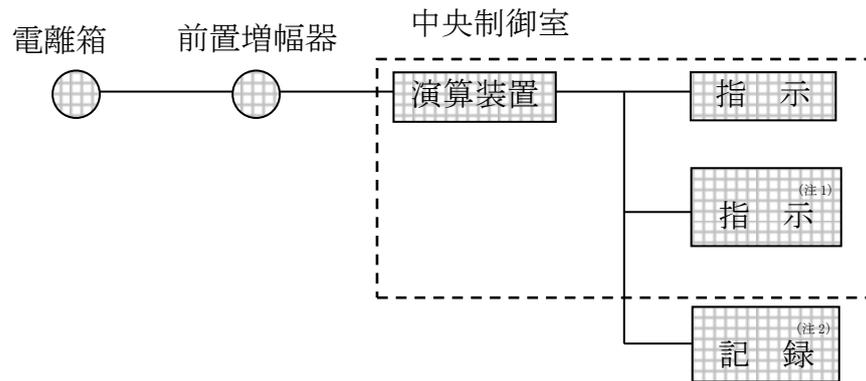


図 58-6-34 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、電離箱にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-35「使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

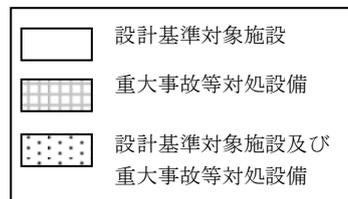
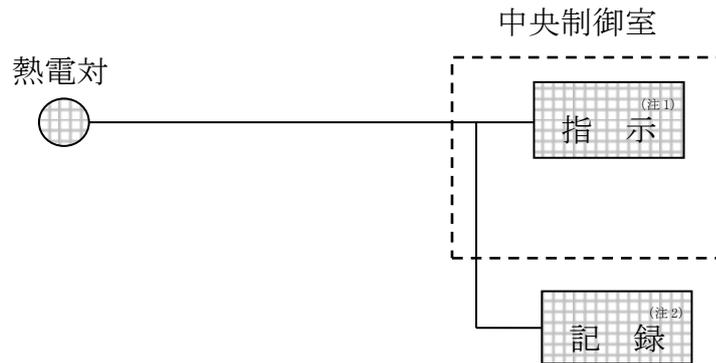


図 58-6-35 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

3.9 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉压力容器温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、原子炉压力容器温度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-36「原子炉压力容器温度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

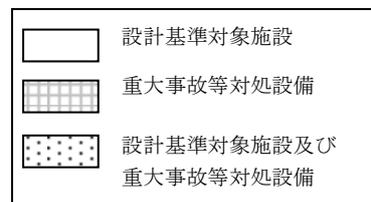


図 58-6-36 原子炉压力容器温度の概略構成図

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-37, 38 「フィルタ装置水位の概略構成図」 参照。）

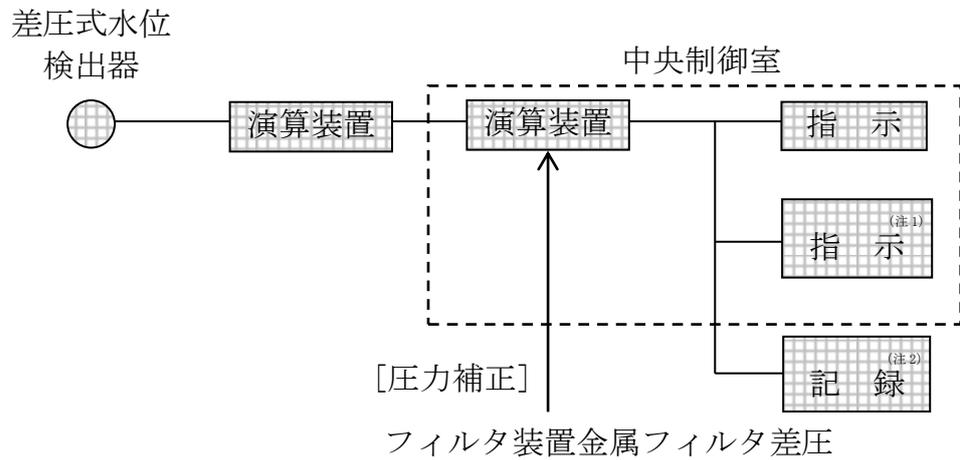
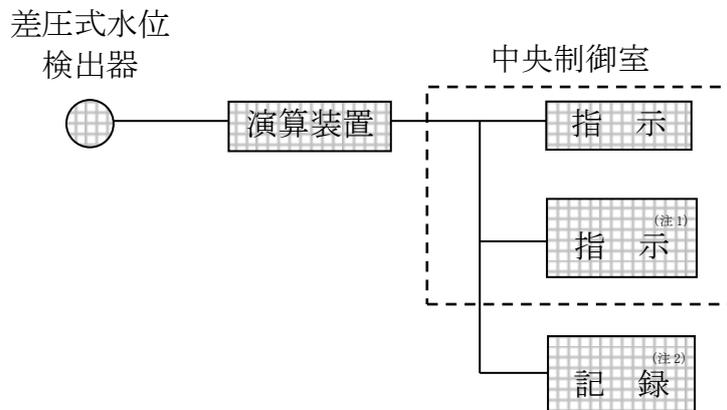


図 58-6-37 フィルタ装置水位の概略構成図



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

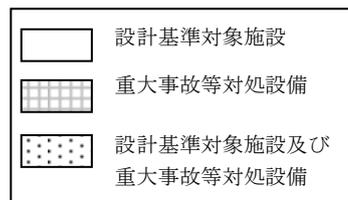
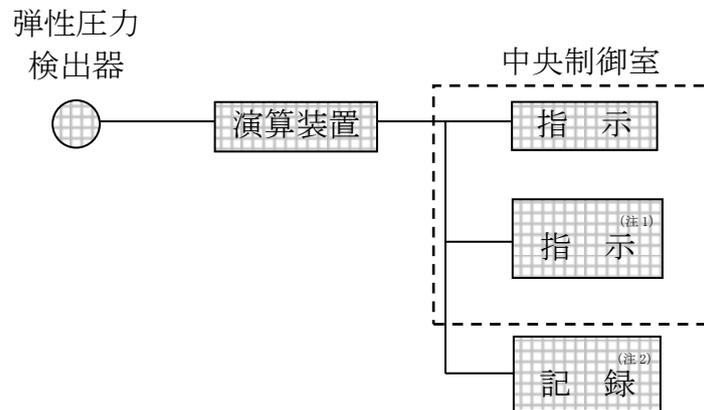


図 58-6-38 フィルタ装置水位の概略構成図

(3) フィルタ装置入口圧力

フィルタ装置入口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口圧力を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-39「フィルタ装置入口圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

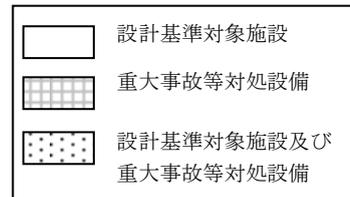
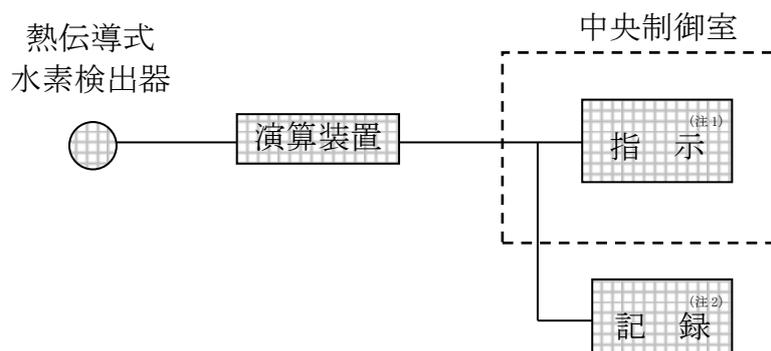


図 58-6-39 フィルタ装置入口圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置水素濃度

フィルタ装置水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-40「フィルタ装置水素濃度の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

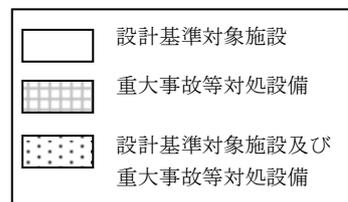
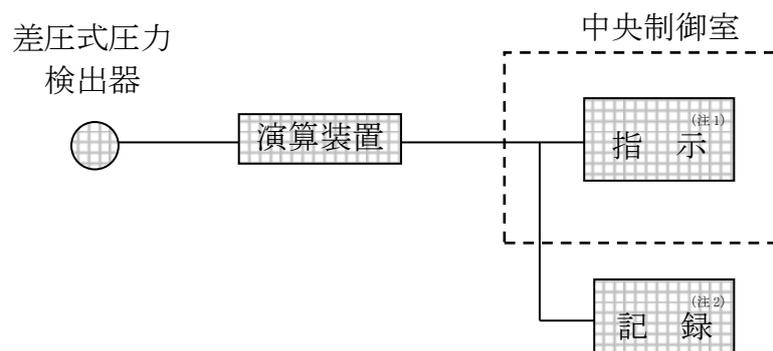


図 58-6-40 フィルタ装置水素濃度の概略構成図

(5) フィルタ装置金属フィルタ差圧

フィルタ装置金属フィルタ差圧は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置金属フィルタ差圧の検出信号は、差圧式圧力検出器にてフィルタ装置金属フィルタ差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置金属フィルタ差圧を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-41 「フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

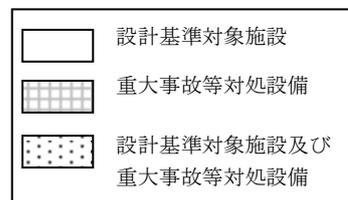
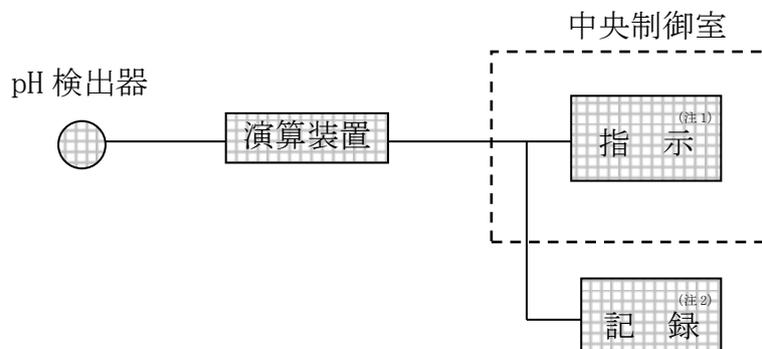


図 58-6-41 フィルタ装置金属フィルタ差圧の概略構成図

(6) フィルタ装置スクラバ水 pH

フィルタ装置スクラバ水 pH は、**重大事故等対処設備の機能を有しており**、pH 検出器にて pH を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-42 「フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

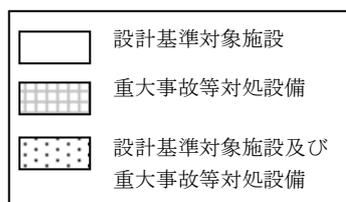
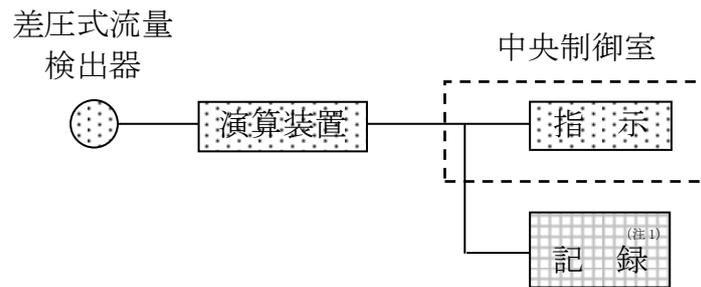


図 58-6-42 フィルタ装置スクラバ水 pH の概略構成図

(7) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-43 「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）



(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置

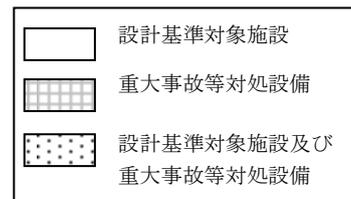
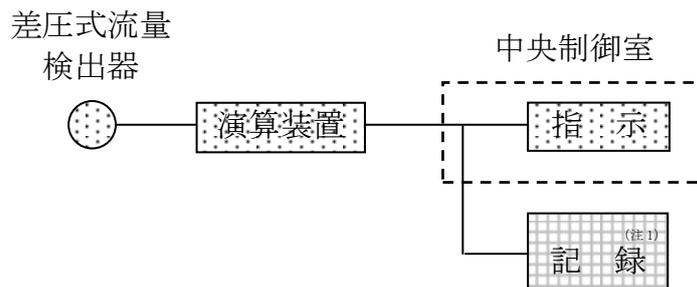


図 58-6-43 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(8) 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の検出信号は，差圧式流量検出器にて差圧を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量を中央制御室に指示し，記録する。（図 58-6-44「残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

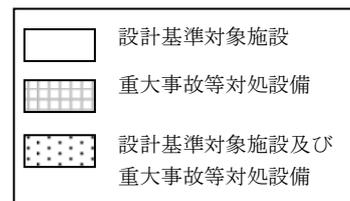
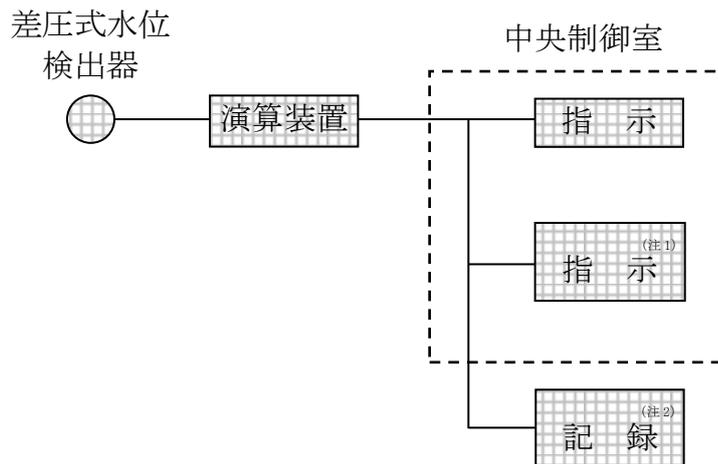


図 58-6-44 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の概略構成図

(9) 復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、復水貯蔵槽水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、復水貯蔵槽水位 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。(図 58-6-45「復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

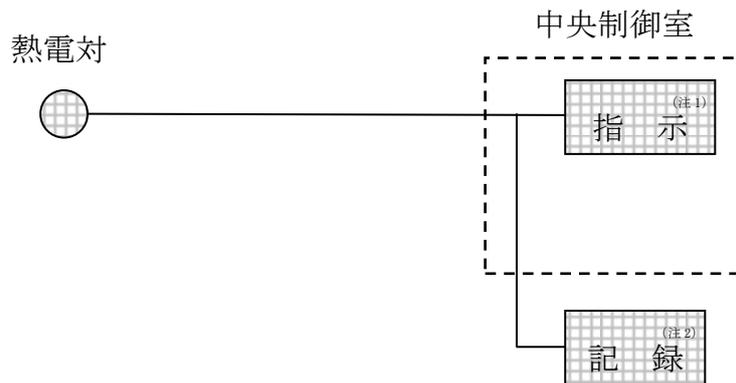
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



図 58-6-45 復水貯蔵槽水位 (SA) の概略構成図

(10) 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

静的触媒式水素再結合器 動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、静的触媒式水素再結合器 動作監視を中央制御室に指示し、記録する。（図 58-6-46「静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

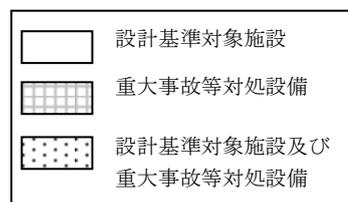
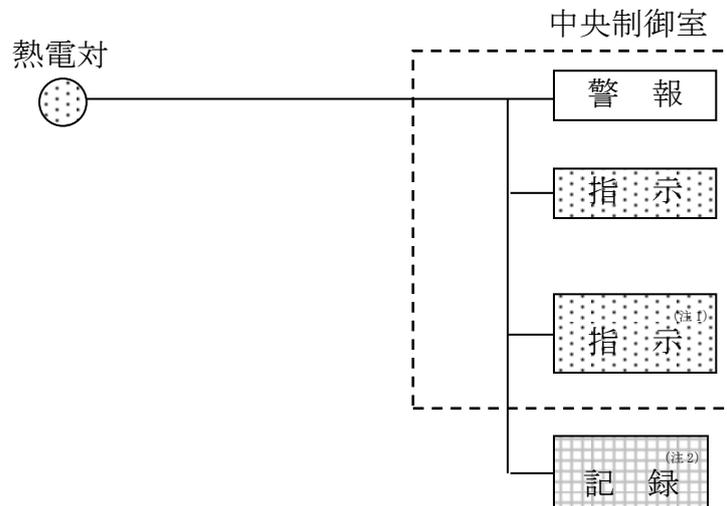


図 58-6-46 静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の概略構成図

(11) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、T.M.S.L. 20180mm から 15 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。(図 58-6-47「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

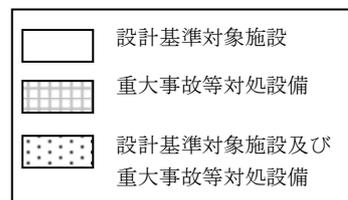
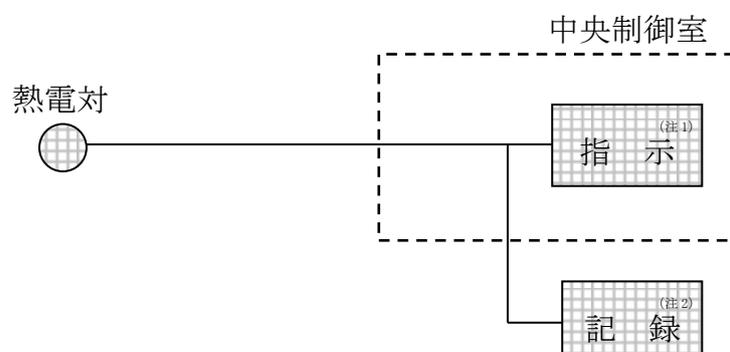


図 58-6-47 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図

(12) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)

使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、使用済燃料貯蔵プール温度 (SA) を中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料貯蔵プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、T. M. S. L. 23420mm (6 号炉) , T. M. S. L. 23373mm (7 号炉) から 9 箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を電気信号に変換した後、中央制御室に指示し、記録する。気相と液相の差温度を確認することにより間接的に水位を監視することができる。(図 58-6-48 「使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

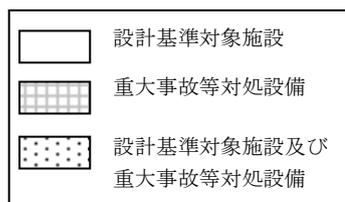


図 58-6-48 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の概略構成図

(13) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料貯蔵プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料貯蔵プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラである。使用済燃料貯蔵プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、冷却器及びホース等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料貯蔵プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(図 58-6-49「使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図」参照。)

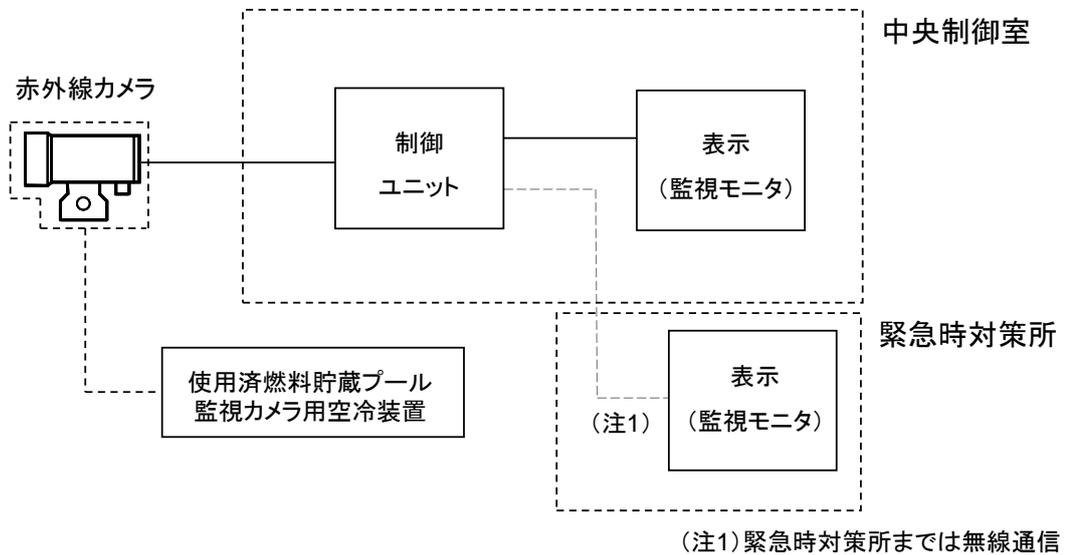


図 58-6-49 使用済燃料貯蔵プール監視カメラの概略構成図

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について，表 58-6-1, 2 に示す。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (1/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	停止時： 100cps 前後 臨界時： 10^4cps 前後	定格出力の約 10 倍	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 $100 \sim 10^4 \text{cps}$ 前後) を測定できる範囲として $0.1 \sim 10^6 \text{cps}$ に設定。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ (中間領域)、平均出力領域モニタによって監視可能。
	0~40%又は 0~125% $(1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	奇数レンジ： 25/40%でレンジアップ 偶数レンジ： 80/125%でレンジアップ		—	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力領域モニタ	0~125% $(1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	モードスイッチ起動→運転：通常 7~10% 定格時：約 100%	定格出力の約 3 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0~125% に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。	

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (2/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0～3.5MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	2.2MPa[gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプ吐出圧力(2.2MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
復水移送ポンプ 吐出圧力	0～2MPa[gage]	—	—	0.92MPa[gage]	0.92MPa[gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、復水移送ポンプ吐出圧力(0.92MPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器入口温度	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器入口温度(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 熱交換器出口温度	0～300℃	182℃	182℃以下	182℃以下	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系熱交換器出口温度(182℃)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0～200℃	—	—	—	85℃以下	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度(85℃)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0～1500m ³ /h	0m ³ /h	954m ³ /h	954m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系系統流量(954m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時 冷却系 系統流量	0～300m ³ /h	0m ³ /h	182m ³ /h	182m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系系統流量(182m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心注水系 系統流量	0～1000m ³ /h	0m ³ /h	727m ³ /h	727m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心注水系系統流量(727m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系 系統流量	0～300m ³ /h	—	—	182m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系系統流量(182m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	0～200m ³ /h (6号炉) 0～150m ³ /h (7号炉)	—	—	90m ³ /h	90m ³ /h	代替低圧注水系による原子炉注水への必要流量(90m ³ /h)が計測可能な範囲とする。
	0～350m ³ /h	—	—	300m ³ /h	300m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、復水補給水系流量(300m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (3/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下 (ATWS)	7.07MPa[gage]以下	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡するように、原子炉圧力(0～10MPa[gage])を設定する。なお、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており、監視可能である。
原子炉圧力 (SA)	0～10MPa[gage]	7.07MPa[gage]	8.48MPa[gage]以下	8.92MPa[gage]以下 (ATWS)	7.07MPa[gage]以下	
原子炉水位	-3200～3500mm*2 -4000～1300mm*3	1179 mm*2 1300 mm*3	-2880～1650mm*2 465～1300 mm*3	-6830～1650mm*2 -3640～4840mm*3	—	
原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*2 -8000～3500mm*2	1179 mm*2	-2880～1650mm*2			

ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (4/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	5.0kPa[gage]	246kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kPa[gage]以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内圧力(620kPa[gage])に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	5.0kPa[gage]	197kPa[gage]以下	310kPa[gage]以下	620kPa[gage]以下	
ドライウエル 雰囲気温度	0～300℃	57℃	138℃以下	140℃以下	207℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器内温度(207℃)に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ気体温度	0～200℃	35℃	138℃以下	146℃以下	164℃以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ気体温度(約164℃)に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ・プール 水温度	0～200℃	35℃	97℃以下	139℃以下	149℃以下	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ・プール水温度(約149℃)に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器内 酸素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～10vol%/0～30vol% (7号炉)	3.5vol%以下	4.9vol%以下	3.5vol%以下	3.9vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(酸素濃度:5vol%)を把握する上で監視可能である。
格納容器内 水素濃度	0～30vol% (6号炉) 0～20vol%/0～100vol% (7号炉)	0vol%	6.2vol%以下	—	38vol%以下	重大事故等時において、格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能である。
格納容器内 水素濃度 (SA)	0～100vol%	—	6.2vol%以下	—	38vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0～100vol%)を計測可能な範囲とする。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (5/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0～350m ³ /h	—	—	140m ³ /h	140m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器スプレイ時における復水補給水系流量 (140m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
	0～150m ³ /h (6号炉) 0～100m ³ /h (7号炉)	—	—	—	90m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器下部注水時における復水補給水系流量 (90m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	0m (T. M. S. L. -1150mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)	0～10.05m (T. M. S. L. -1150 ～+8950mm)	0～10.05m (T. M. S. L. -1150 ～+8950mm)	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ・プール水位 (0～10.05m) に余裕を見込んだ設定とする。
格納容器 下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	—	—	0m (T. M. S. L. -6600mm)	約 13.4m (T. M. S. L. +6820mm)	格納容器下部における注水状況を確認するため、溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる位置に設置する。 操作上 2m まで計測できれば問題ない。
原子炉建屋 水素濃度	0～20vol%	—	—	—	2vol%以下	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限界 (水素濃度：4vol%) を監視可能である。

T. M. S. L. =東京湾平均海面

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (6/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$2 \times 10^{-1} \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*4	10Sv/h 未満*4	$3 \times 10^4 \text{Sv/h}$ 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	$1 \times 10^{-2} \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満*4	10Sv/h 未満*4	$3 \times 10^4 \text{Sv/h}$ 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—	約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ 以下		格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$) を監視可能。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	—	約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$ 以下		耐圧強化ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 $7 \times 10^4 \text{mSv/h}$) を監視可能。
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$ $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$ (6号炉) $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$ (7号炉)	バックグラウンドレベル	—	$1.0 \times 10^{-1} \text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における使用済燃料貯蔵プールの変動する範囲について放射線量を監視可能である。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (7/9)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力 容器温度	0~350℃	287℃	300℃以下 (制御棒落下)	300℃以下	300℃以上*5	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉圧力容器温度 (0~350℃) を設定する。
フィルタ装置水位	0~6000mm	—	—	500~2200mm	500~2200mm	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位：約 2200mm、下限水位：約 500mm を監視可能。
フィルタ装置 入口圧力	0~1MPa[gage]	—	—	0.62MPa[gage] 以下	0.62MPa[gage] 以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa[gage]) が監視可能。また、待機時に、窒素置換 (約 0.01MPa[gage]以上) が維持されていることを監視可能。
フィルタ装置 水素濃度	0~100vol%	—	—	—	38vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置入口及び出口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (38vol% (ドライ条件)) を監視可能。
フィルタ装置 金属フィルタ差圧	0~50kPa	—	—	28kPa 以下	28kPa 以下	金属フィルタの差圧 が監視可能。
フィルタ装置 スクラバ水 pH	pH0~14	—	—	pH12 以上	pH12 以上	フィルタ装置スクラバ水の pH (pH0~14) が監視可能。
原子炉補機冷却水 系系統流量	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉 区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ), 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (8/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ) 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ) 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量 (1300m ³ /h (区分Ⅰ, Ⅱ), 1100m ³ /h (6号炉区分Ⅲ), 800m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)) を監視可能。 熱交換器ユニット (代替原子炉補機冷却水ポンプ) の最大流量 (600m ³ /h) を監視可能。
復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	—	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	0~15.5m (6号炉) 0~15.7m (7号炉)	重大事故等時において、復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル (6号炉: 0~15.5m, 7号炉: 0~15.7m) を監視可能である。
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。

表 58-6-1 計測装置の計測範囲 (9/9)

名 称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時*1	設計基準事故時*1 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時*1		
				炉心損傷前		炉心損傷後
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA 広域)	T. M. S. L. 20180～ 31170mm (6号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉) (N. W. L 付近)	N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉) N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)	重大事故等時における使用済燃料貯蔵 プールの変動する範囲について水位及 び温度を監視可能である。	
	0～150℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 (SA)	T. M. S. L. 23420～ 30420mm (6号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm (7号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6号炉) T. M. S. L. 31390mm (7号炉)	—	N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30195mm) (6号炉) N. W. L から-1.2m(T. M. S. L. 30190mm) (7号炉)	重大事故等時における使用済燃料貯蔵 プールの変動する範囲について水位及 び温度を監視可能である。	
	0～150℃	52℃以下	—	0～100℃		
使用済燃料貯蔵 プール監視 カメラ	—	—	—	—	重大事故等時において赤外線機能によ り使用済燃料貯蔵プールの及びその周 辺の状況を監視可能である。	

*1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

- 通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- 運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- 設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- 重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm）

*3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより 905cm）

*4：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，炉心損傷しないことからこの値を下回る。

*5：300℃以上となる場合があるが，炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

表 58-6-2 計測装置の警報動作範囲 (1/3)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計 測 装 置	起動領域モニタ (中間領域)	ペリオド： 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度投入による燃料損傷を防止するため、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるように設定するものとし、また、起動領域モニタシステムの許容されるバイパス条件も考慮し、 <u>ペリオド 10 秒以上</u> を設定値とする。
	平均出力領域 モニタ	モードスイッチ「運転」 位置で定格出力の 120%以下	プラント運転時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、平均中性子束信号により原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として <u>120%以下</u> とする。
		モードスイッチ「運転」 位置以外で定格出力の 15%以下	原子炉の起動時の異常反応度投入による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時までには誤トリップを起こさない値として <u>15%以下</u> とする。
		自動可変設定 ($0.68W + 54\%$ 以下* 又は 115%)	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう炉心流量の関数として自動可変設定とし、炉心流量によって決まる燃料の熱的限界を超えない値として <u>($0.68W + 54\%$) 以下又は 115%</u> とする。

※：W は定格炉心流量に対する炉心流量(%)

表 58-6-2 計測装置の警報動作範囲 (2/3)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.34MPa[gage]以下	原子炉圧力が上昇すると、炉内ボイドが減少し正の反応度が投入され、燃料破損や異常高圧状態を引き起こすため、原子炉をスクラムさせる。 圧力上昇を防止するため、上限値 7.51MPa[gage] (逃がし安全弁第一設定圧力) 及び下限値 6 号炉:7.34MPa[gage] (通常運転時の負荷変動等による圧力変動分加味した値), 7 号炉:7.27MPa[gage] (原子炉圧力高警報に余裕を考慮した値) を超えない値として、 <u>原子炉圧力 7.34MPa[gage]以下</u> を設定値とする。
		7.48MPa[gage]以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.34MPa[gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため逃がし弁第 1 段設定圧 7.51MPa[gage]以下となるよう、 <u>原子炉圧力 7.48MPa[gage]以下</u> を設定値とする。

表 58-6-2 計測装置の警報動作範囲 (3/3)

	名 称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉水位	-590mm 以上※	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐとともに、原子炉冷却材浄化系隔離弁を閉鎖する。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L-2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L-1.5 を下回らないよう十分高い水位にするとともに、原子炉水位 L-3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L-3 水位より十分に低い水位である、 <u>原子炉水位-590mm 以上</u> を設定値とする。
		-2040mm 以上※	原子炉冷却材喪失事故時に原子炉隔離冷却系（事故時炉心冷却機能）を起動するとともに、炉水水質を確保するという観点からサプレッションプール水位高信号が受信されても、水源が復水貯蔵槽からサプレッションプールに切り替わらないようにするため、原子炉隔離時冷却系圧力抑制室側吸込隔離弁開許可のインターロックを動作させる。 原子炉隔離時冷却系が通常補給機能として作動する水位 L-2 (-590mm) 以下の水位において、補給機能のバックアップとして高圧炉心注水系が動作する水位 L-1.5 (-2040mm) にあわせ <u>原子炉水位-2040mm 以上</u> を設定値とする。
		-2880mm 以上※	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L-2 で原子炉隔離時冷却系が作動しなかった場合、原子炉水位 L-1.5 で主蒸気隔離弁が閉となり高圧炉心注水系が起動することにより、L-1 に達しないように十分低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう <u>原子炉水位-2880mm 以上</u> を設定値とする。
		-590mm 以上※	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、圧力容器内圧力上昇を緩和し、かつサプレッションプール水の温度上昇を抑えるため原子炉冷却材再循環ポンプ6台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉水位 L-3 で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として <u>原子炉水位-590mm (L-2) 以上</u> を設定値とする。

※：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）

58-7
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』より抜粋

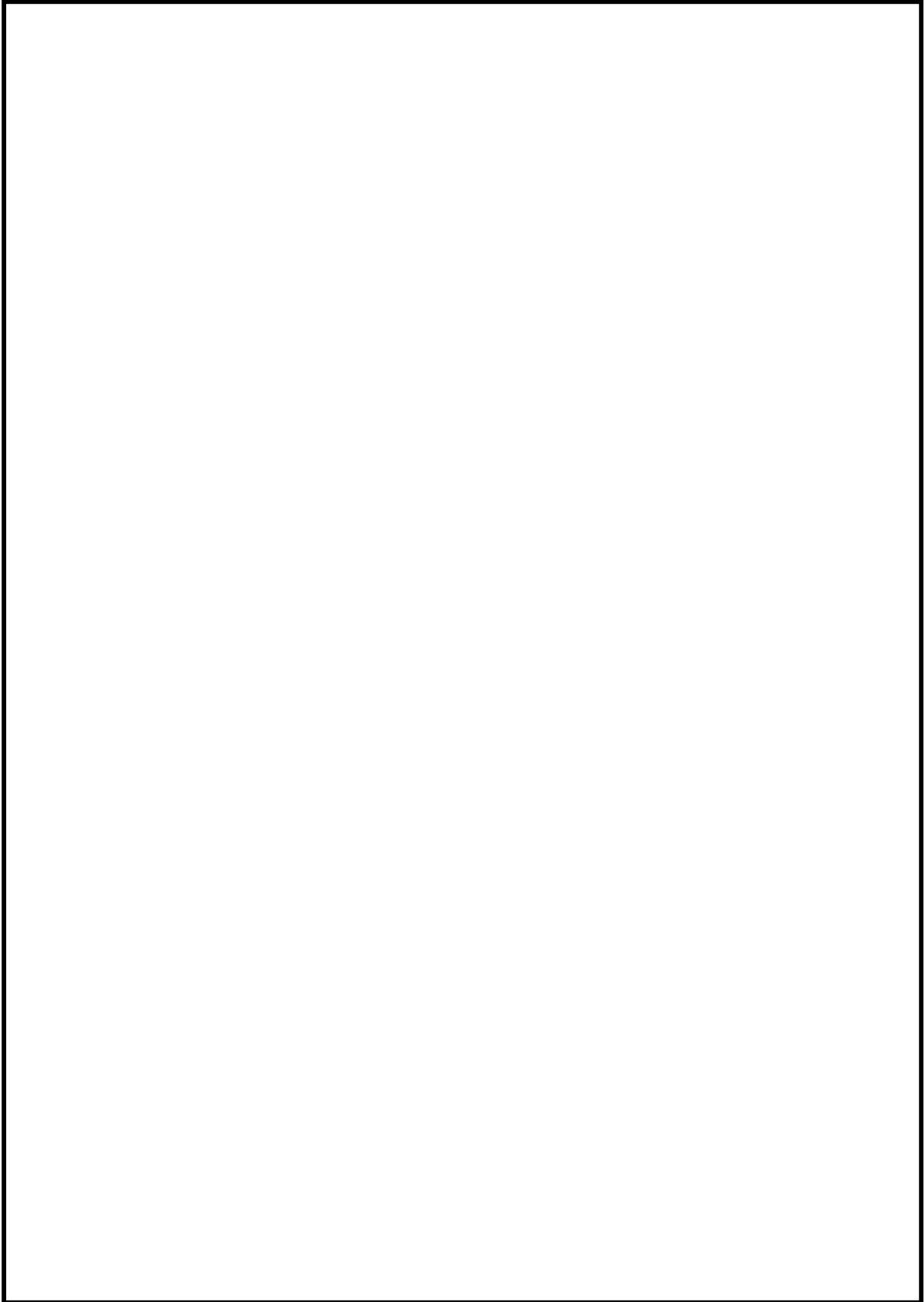


図 58-7-1 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(1/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

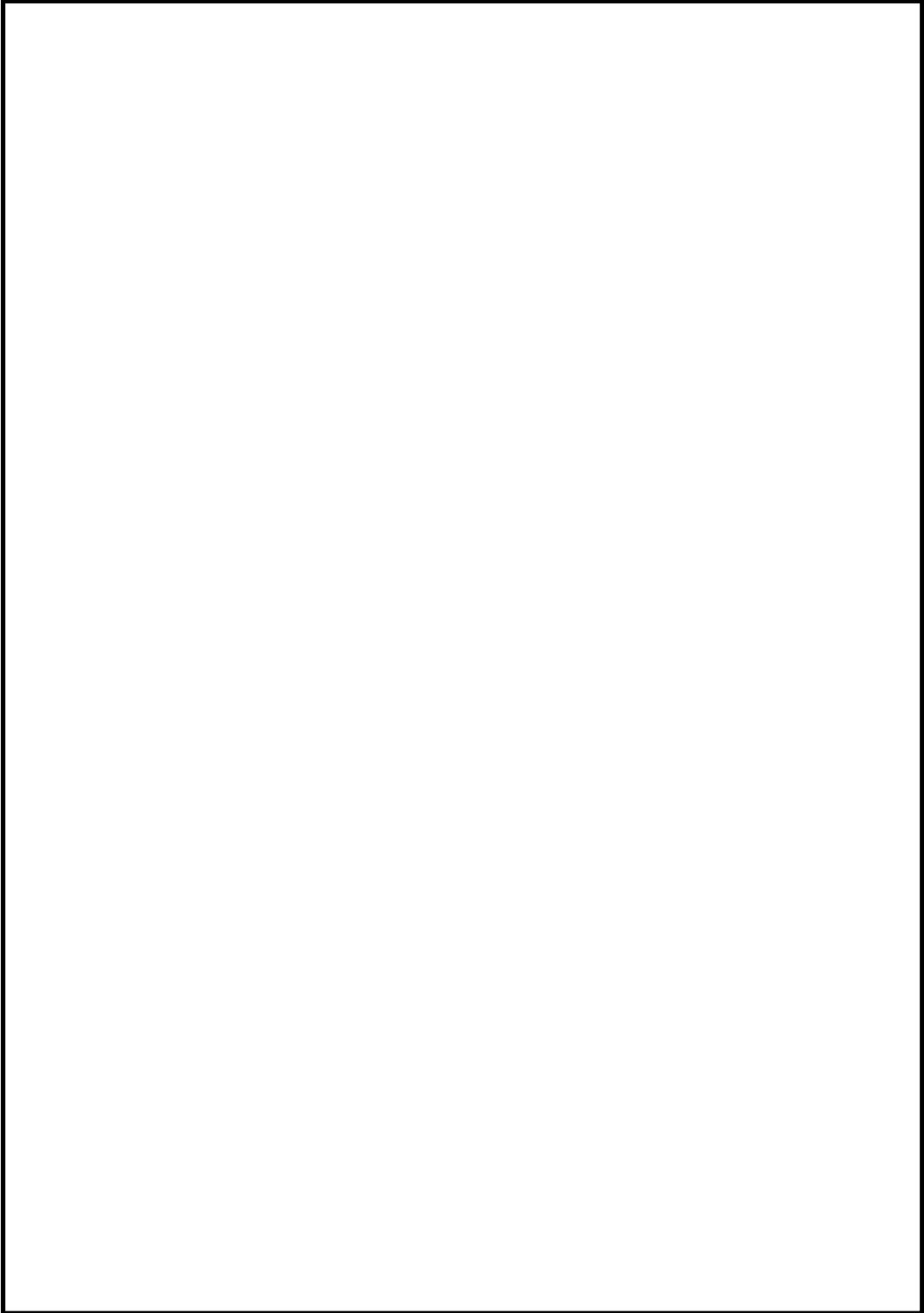


図 58-7-2 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(2/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

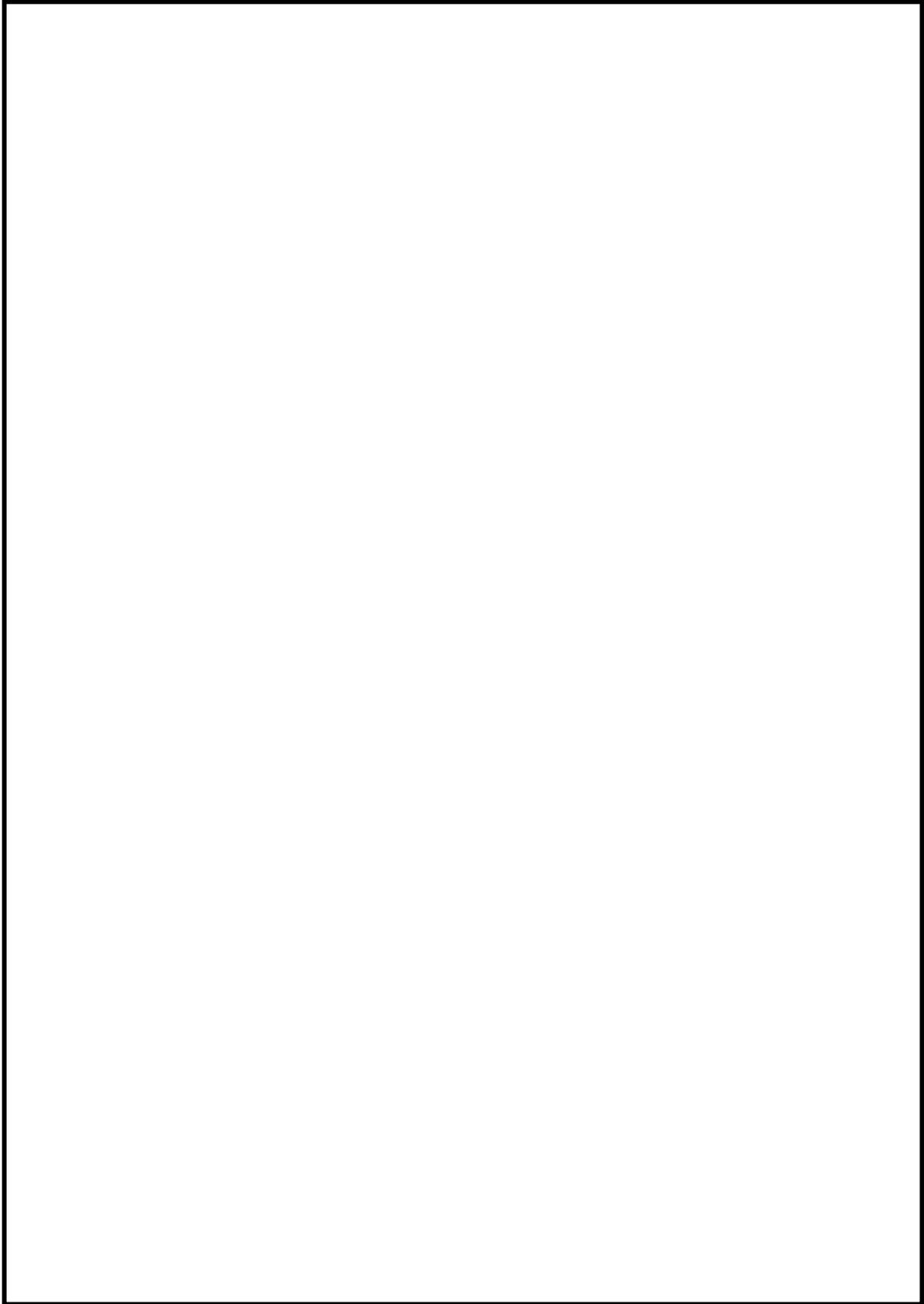


図 58-7-3 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(3/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

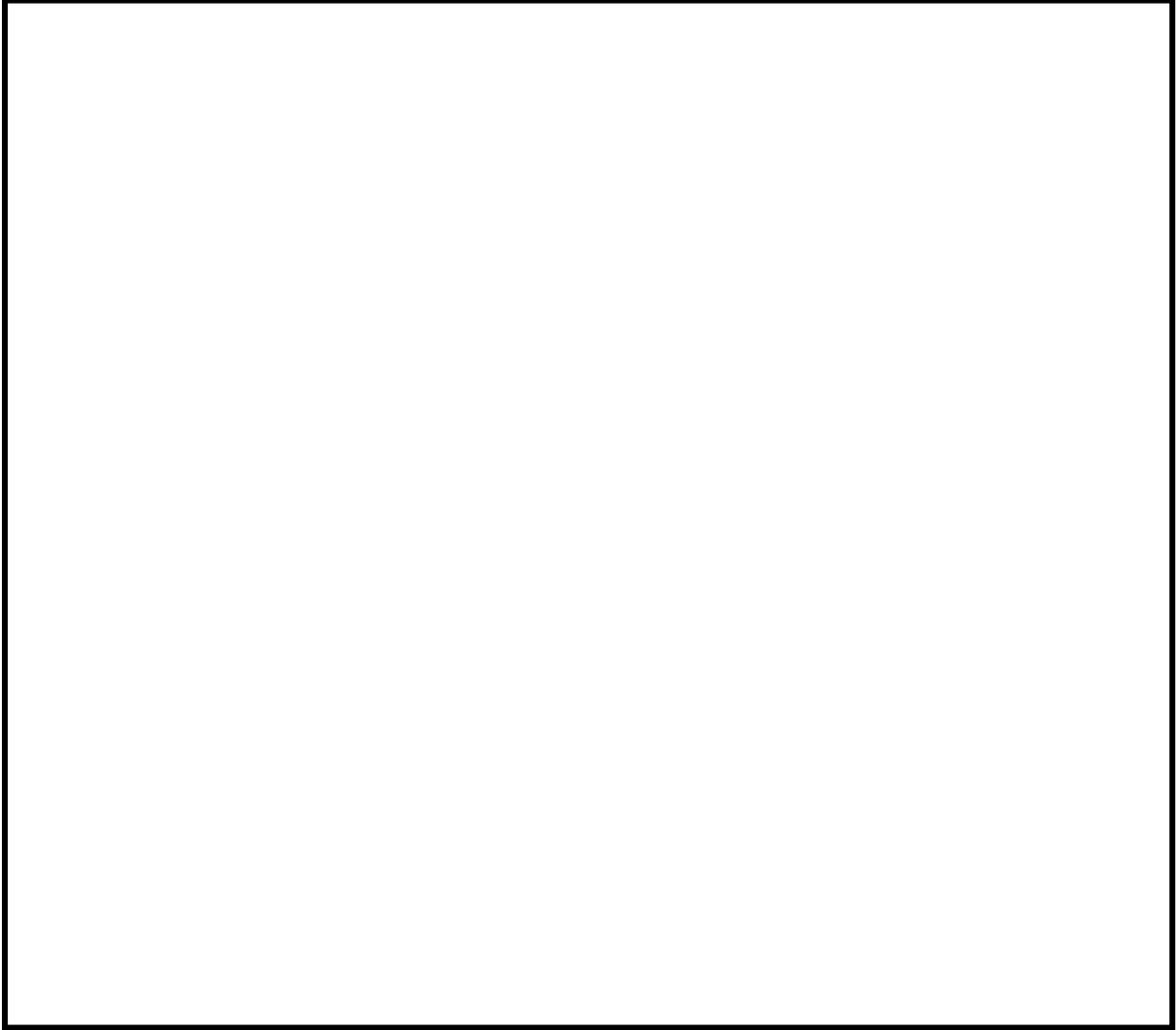


図 58-7-4 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(4/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

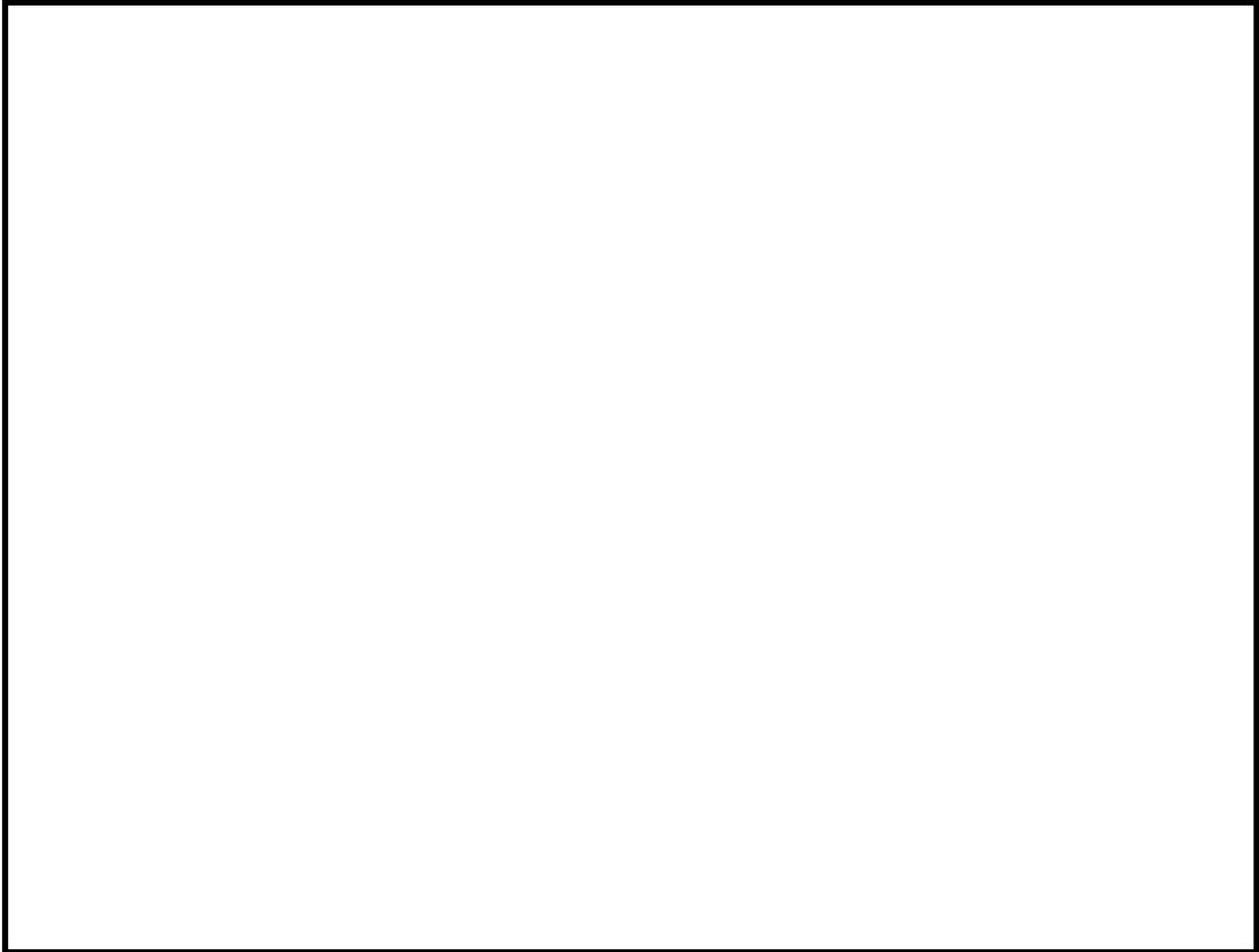


図 58-7-5 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(5/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

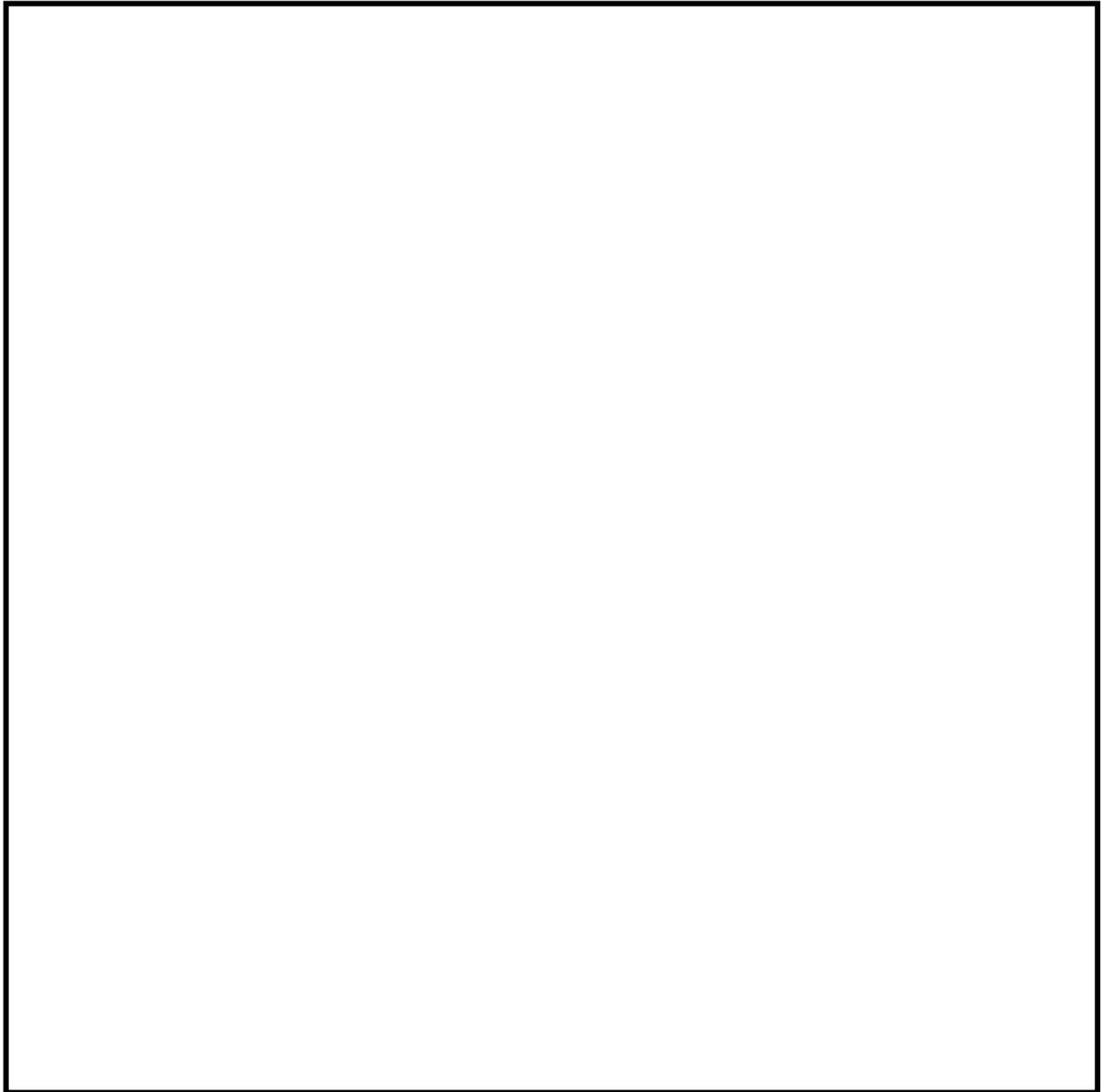


図 58-7-6 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(6/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

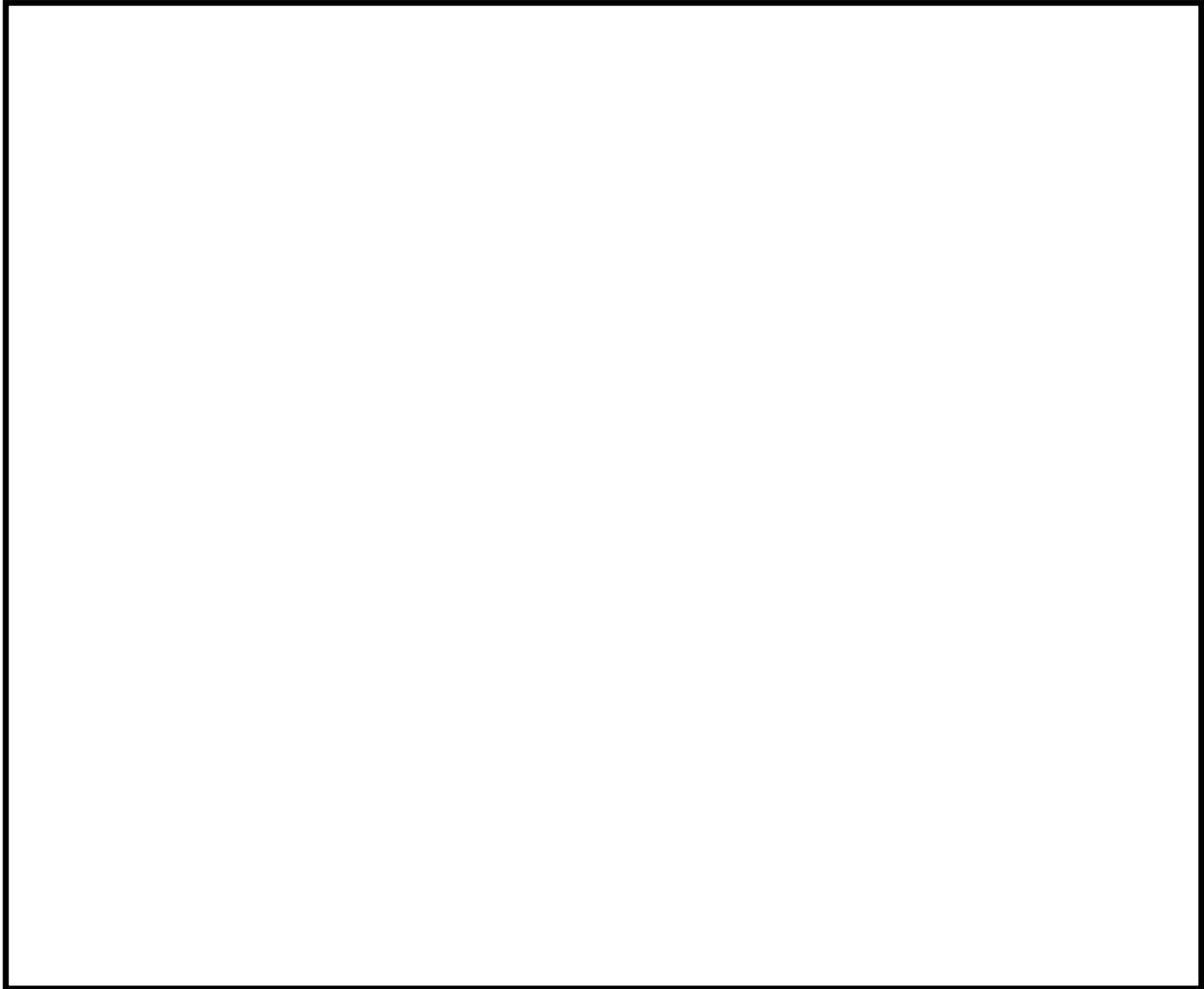


図 58-7-7 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール
監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(7/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 58-7-8 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(8/14)



図 58-7-9 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(9/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

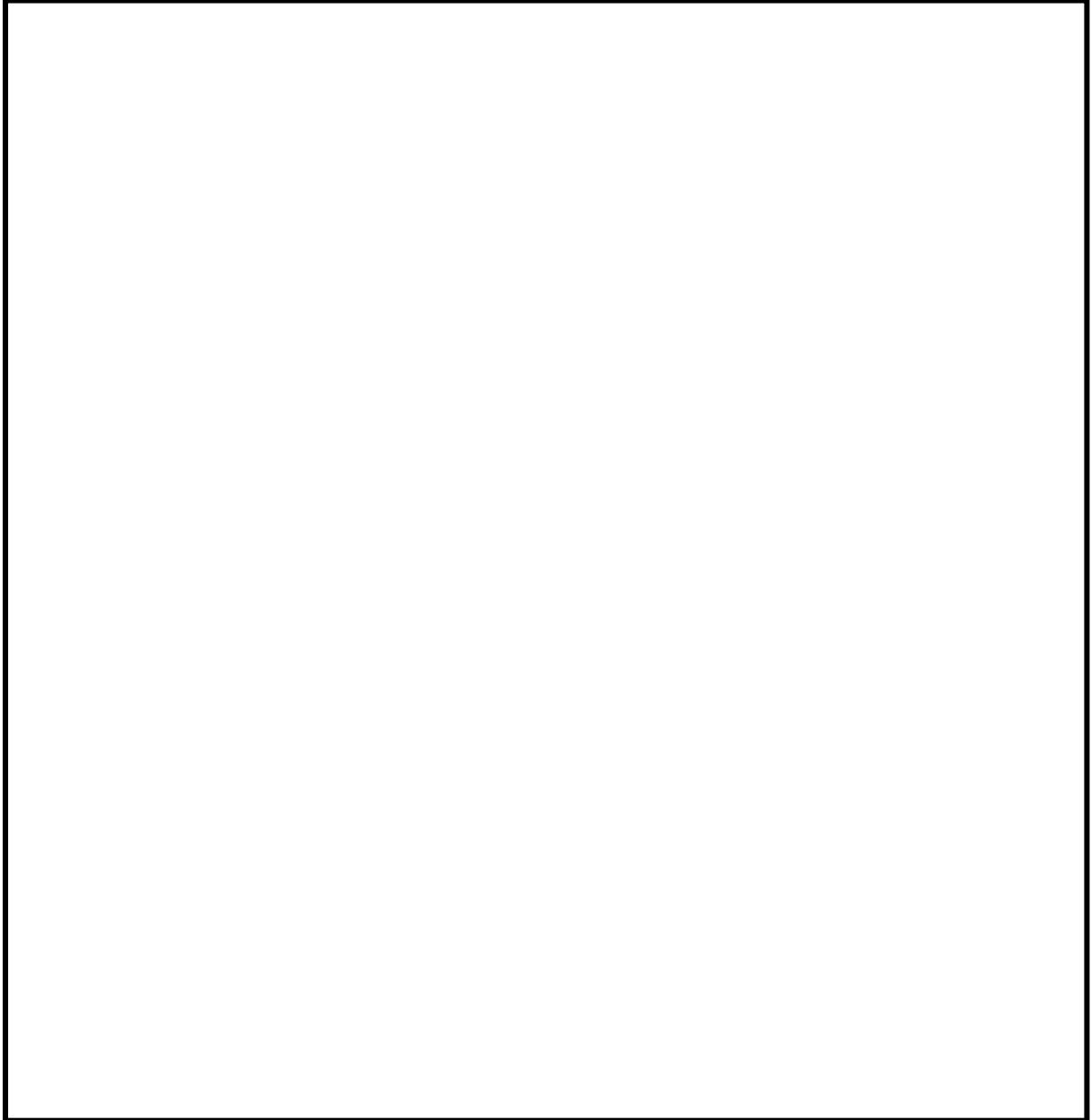


図 58-7-10 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(10/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

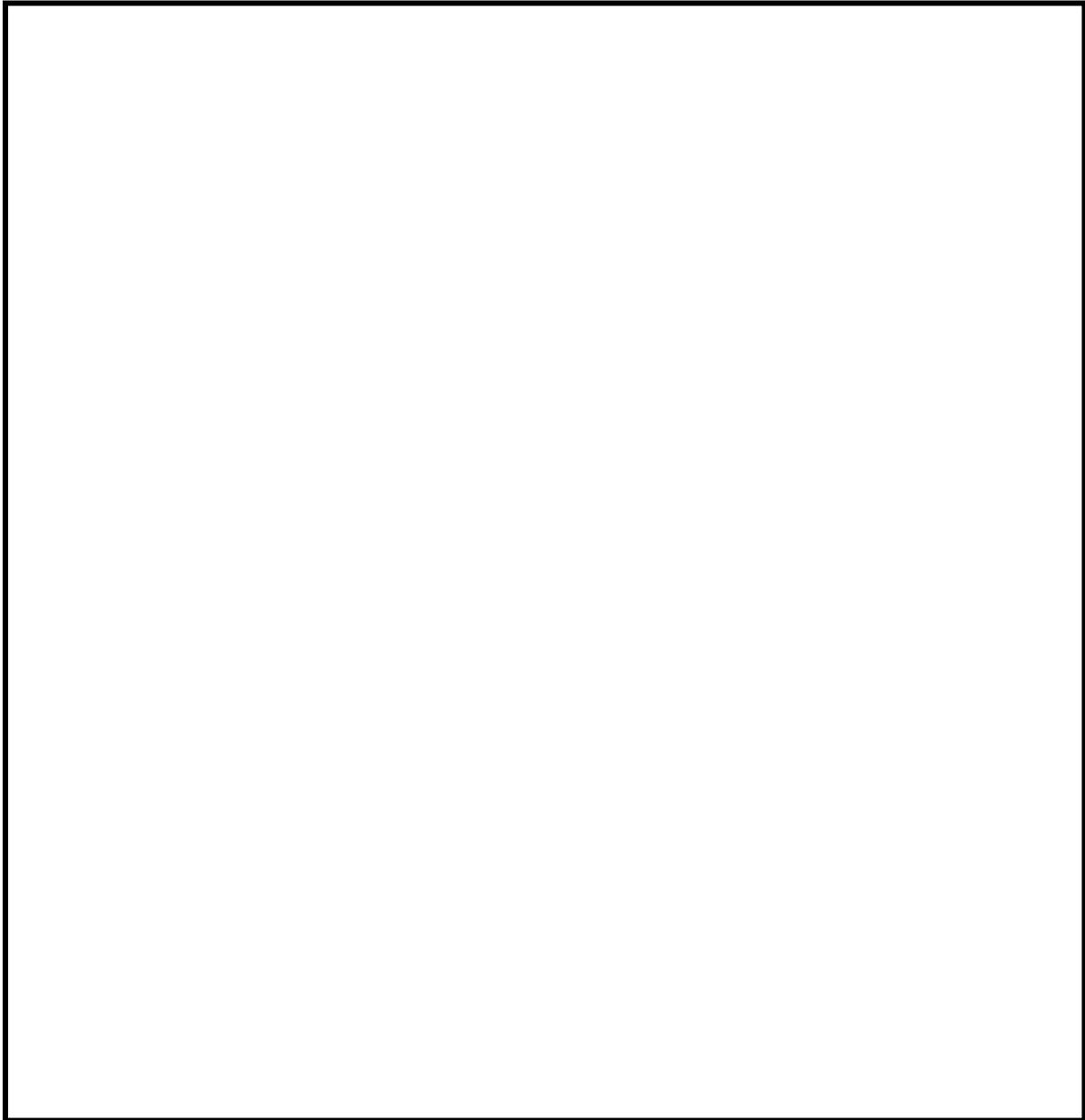


図 58-7-11 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(11/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

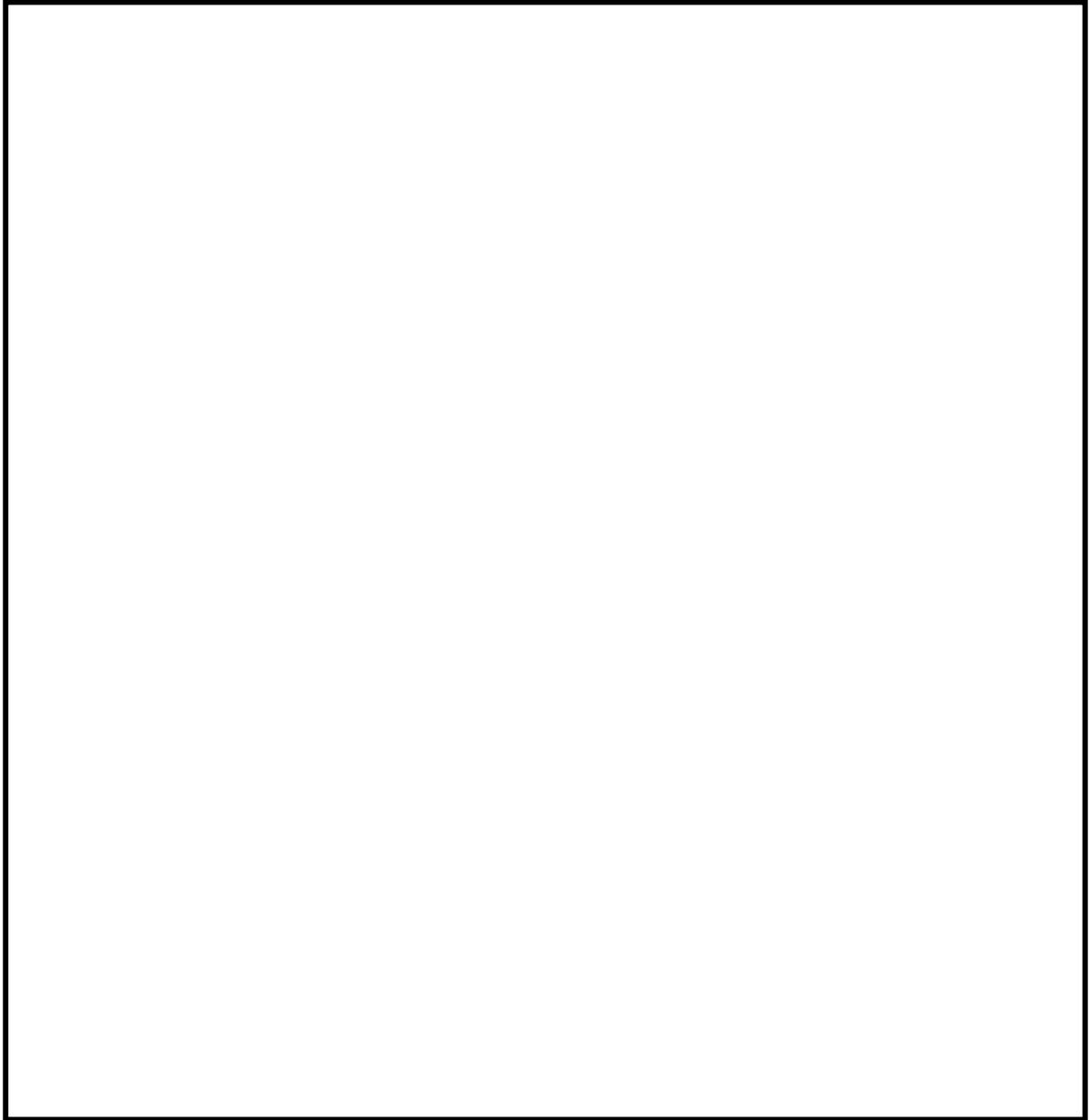


図 58-7-12 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(12/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

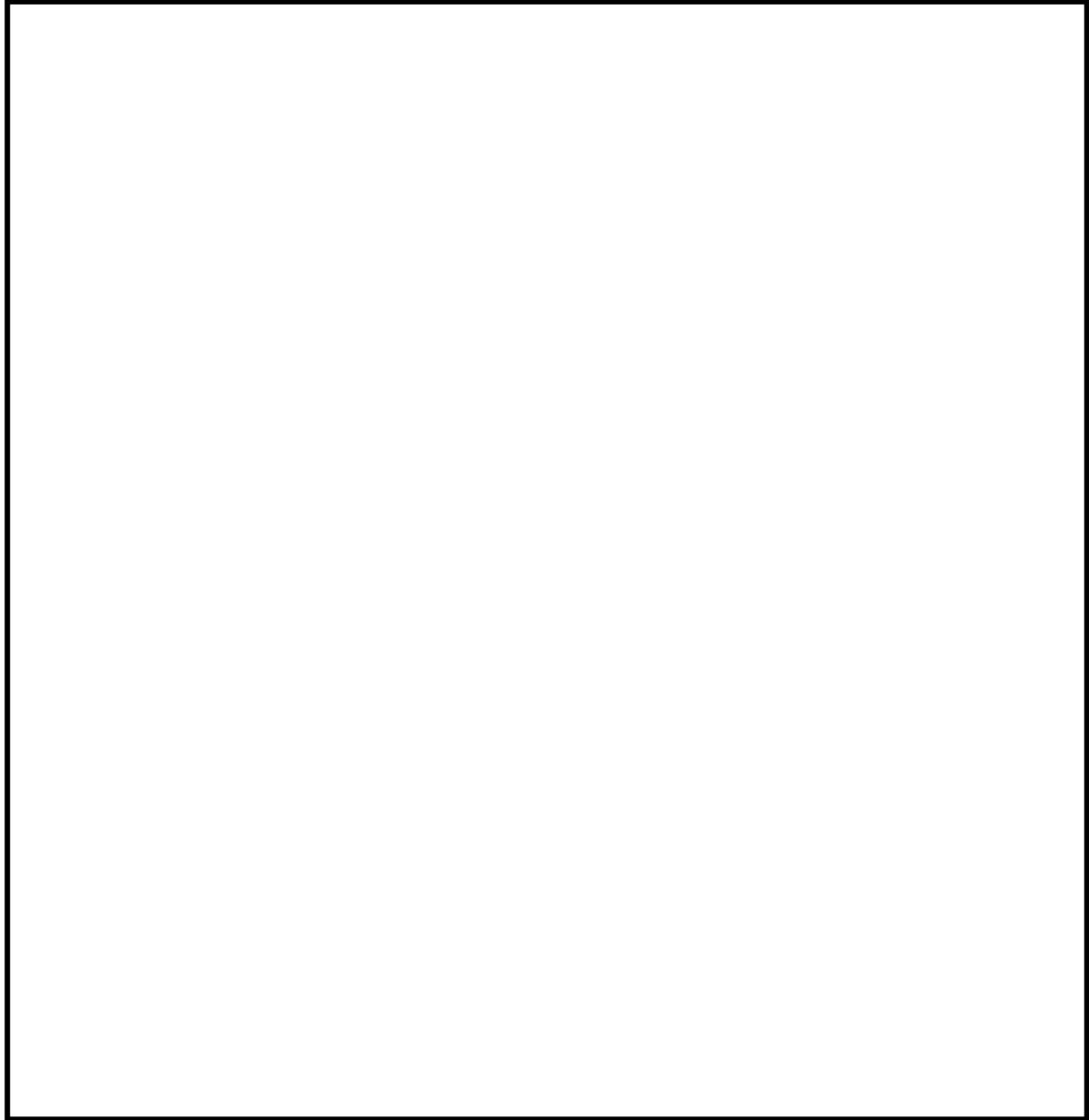


図 58-7-13 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(13/14)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

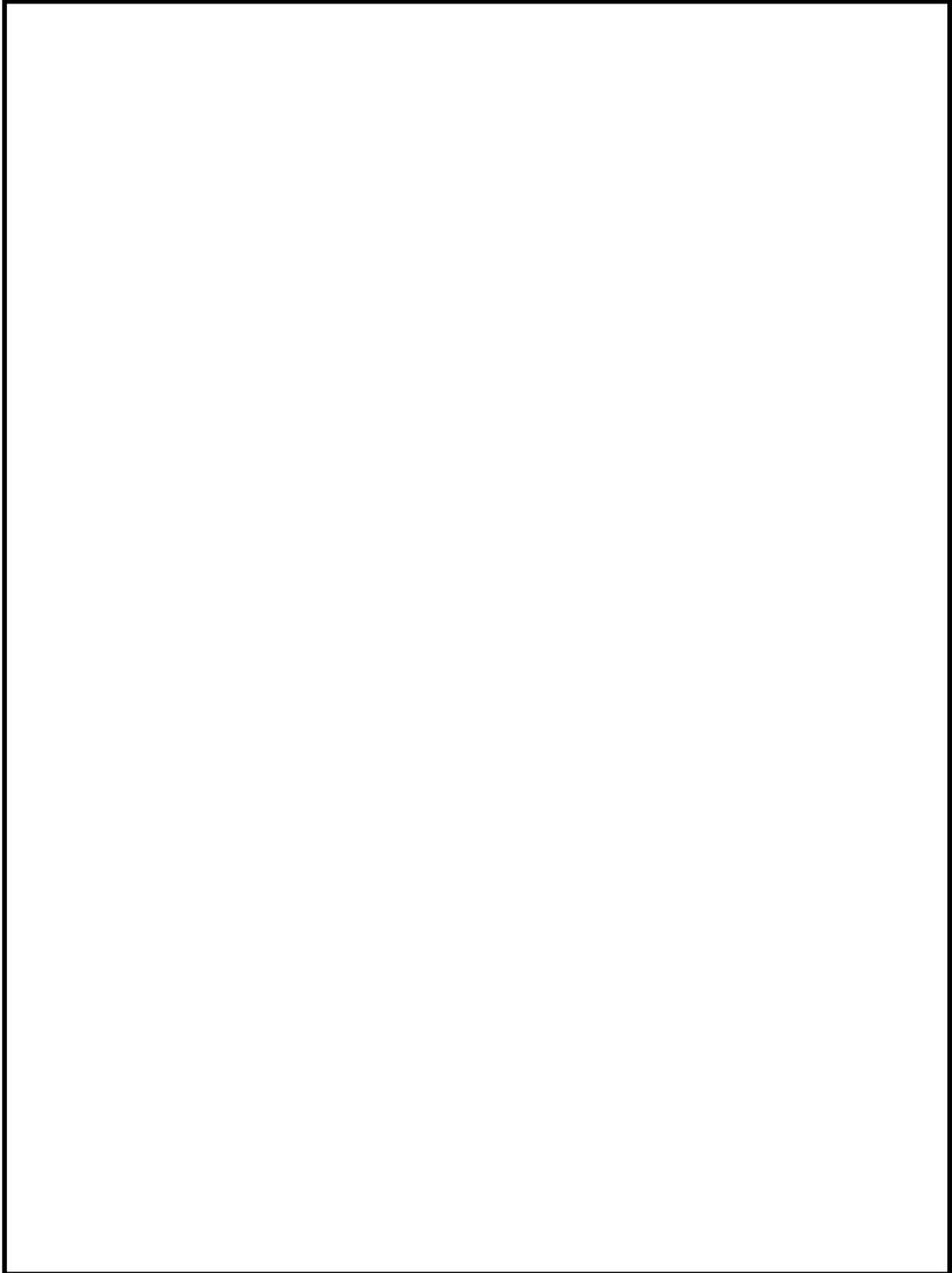


図 58-7-14 格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び使用済燃料貯蔵
プール監視カメラ用空冷装置へのアクセスルート(14/14)

58-8

主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

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

項目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～350℃	300℃
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力（SA）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉水位	-3200～3500mm*1	-2880～1650mm*1
		-4000～1300mm*2	465～1300mm*2
	①原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃	
<small>*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）</small>			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）に到達してからの経過時間より燃料（表面）温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（SA） 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～310℃</p>		

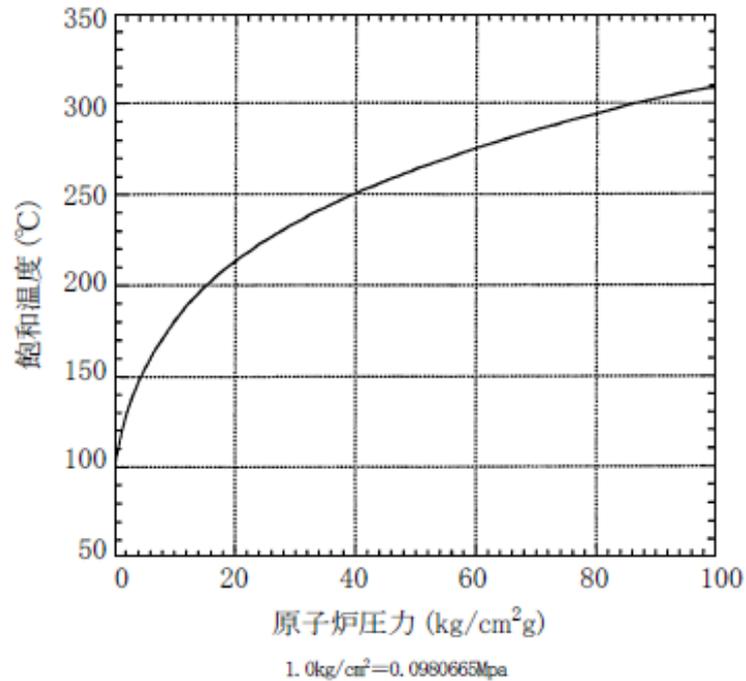


図 58-8-1 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位，原子炉水位 (SA)

原子炉水位が TAF 以下の場合には，原子炉水位が TAF 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。

(専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。)

推定可能範囲：全範囲

※推定概要

<推定方法>

図 58-8-2 に示すシートに時間 (スクラムからの時間)，原子炉水位を入力することにより，TAF 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。

原子炉内燃料温度推定計算シート

【入力データ】		【評価結果】		
原子炉発電所機号+1	KK-7	原子炉	燃料表面温度	蒸気温度
タイムステップ[s]*2	10.0	時間	燃焼熱	
原子炉水位+4 (燃料棒)		[min]	[MW]	[°C]
		[mm]		
60	0	56.35	300	300
62	-100	55.79	329	304
64	-200	55.24	352	313
66	-300	54.71	374	324
68	-400	54.19	396	339
70	-500	53.70	420	355
72	-600	53.23	445	374
74	-700	52.77	473	395
76	-770	52.34	499	416
78	-840	51.92	526	437
80	-910	51.51	552	458
82	-980	51.13	578	480
84	-1050	50.75	605	504
86	-1120	50.39	632	527
88	-1190	50.04	660	552
90	-1260	49.71	688	578
92	-1330	49.38	716	604
94	-1380	49.07	745	630
96	-1430	48.76	774	656
98	-1480	48.47	802	681
100	-1530	48.18	831	707
102	-1580	47.91	860	734
104	-1630	47.64	888	761
106	-1680	47.38	915	786
108	-1730	47.12	937	807
110	-1780	46.88	958	829
112	-1830	46.64	986	855
114	-1860	46.41	1017	884
116	-1890	46.18	1050	913
118	-1920	45.96	1081	942
120	-1950	45.75	1112	970

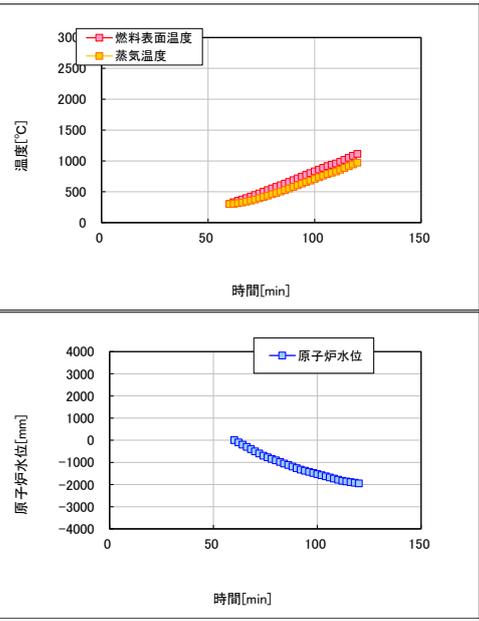


図 58-8-2 原子炉内燃料温度推定計算シート

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力 (SA)，原子炉水位，原子炉水位 (SA)

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が TAF 以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位が TAF 以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉水位）による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 287°C）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.09MPa[gage]から温度に換算した場合は 287±1°C程度。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。）

代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

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

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	原子炉圧力 (SA)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
代替 パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0～10MPa [gage]	8.48MPa [gage]
	②原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②原子炉压力容器温度	0～350℃	300℃
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより 905cm）			
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力 (SA)（原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の圧力を計測することができ、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>②原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉压力容器破損に至っていないことを格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。</p>		

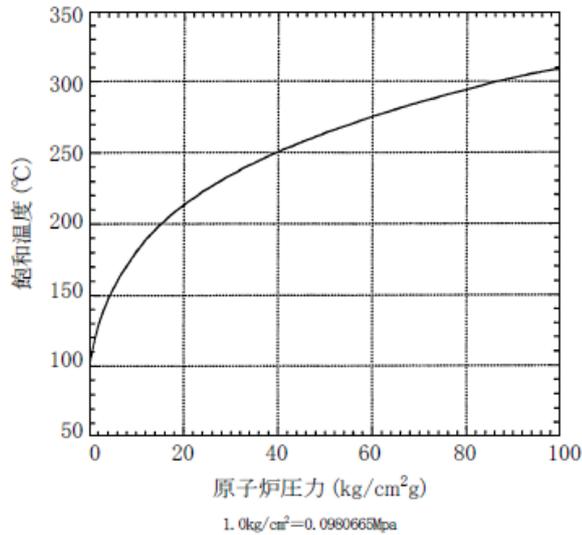


図 58-8-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉圧力 (SA)

同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，プラントの状態に依存することなく適用可能である。

②原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa[gage]（飽和温度；約 147°C），定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 287°C）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：約±3.2°Cから圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.05MPa[gage]程度，7.0±0.5MPa[gage]程度。）

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

(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の水位）

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
代替 パラメータ	①原子炉水位 （原子炉水位（SA）の代替）	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位（SA） （原子炉水位の代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	②高压代替注水系系統流量	0～300m ³ /h	-
	②復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m ³ /h（6号炉）	-
		0～150m ³ /h（7号炉） 0～350m ³ /h	-
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m ³ /h	182m ³ /h
	②高压炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	727m ³ /h
	②残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	954m ³ /h
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA）（原子炉水位（SA）を推定する場合は原子炉水位にて推定）、②原子炉压力容器への注水流量（高压代替注水系系統流量、復水補給水系流量（原子炉压力容器）、原子炉隔離時冷却系系統流量、高压炉心注水系系統流量、残留熱除去系系統流量）により原子炉压力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉水位、原子炉水位（SA） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより推定する。 重大事故等時に、設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し、水位不明と判断した場合は下記の「②原子炉压力容器への注水流量」から推定する。</p> <p>②原子炉压力容器への注水流量 図 58-8-4 より原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。</p> <p>なお、配管破断等による原子炉冷却材の漏えいにより、原子炉压力容器への注水量とのバランスが崩れた場合は、原子炉水位が低下傾向になるため、原子炉压力容器内の水位を推定するよりも炉心の冠水（炉心の冷却状態）に必要な水位以上であることを把握することが重要になる。 炉心の冠水（炉心の冷却状態）に必要な水位以上であることを上記の原子炉水位の推定手段と異なる主要パラメータ（格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）、格納容器内雰</p>		

囲気放射線レベル (S/C), 原子炉压力容器温度) により推定する。これらの主要パラメータの異常な上昇が確認された場合は原子炉注水量の増加又は注水系統の変更を行うことにより炉心の冠水に必要な水位以上を維持させる。

原子炉水位変化率[mm/min]

= 原子炉压力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差[m³/h]/60min

原子炉压力容器量レベル換算

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-4 原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定

推定の評価

①原子炉水位, 原子炉水位 (SA)

同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより, 原子炉压力容器内の水位を計測することができ, 炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

②原子炉压力容器への注水流量

原子炉压力容器への注水流量による推定方法は, 直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し, 原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して, プラントの状態を考慮した推定としており, 炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

<誤差による影響について>

原子炉压力容器内の水位を監視する目的は, 炉心冷却状態を把握することであり, 代替パラメータ (原子炉水位) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ (原子炉压力容器への注水流量) による推定では, 崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで, 炉心冷却状態の傾向が把握できるため, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

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

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0～300m ³ /h	-
	復水補給水系流量（原子炉压力容器）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	-
		0～350m ³ /h	-
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～300m ³ /h	182m ³ /h
	高压炉心注水系系統流量	0～1000m ³ /h	727m ³ /h
残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	954m ³ /h	
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA） （高压代替注水系系統流量，復水補給水系流量（原子炉压力容器），原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心注水系系統流量の代替）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	①サプレッション・チェンバ・プール水位 （残留熱除去系系統流量の代替）	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	②原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	②原子炉水位（SA）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより905cm）			
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		

原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源である復水貯蔵槽、注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。

推定方法は、以下のとおりである。

①復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、冷却状態を原子炉水位にてあわせて確認する。

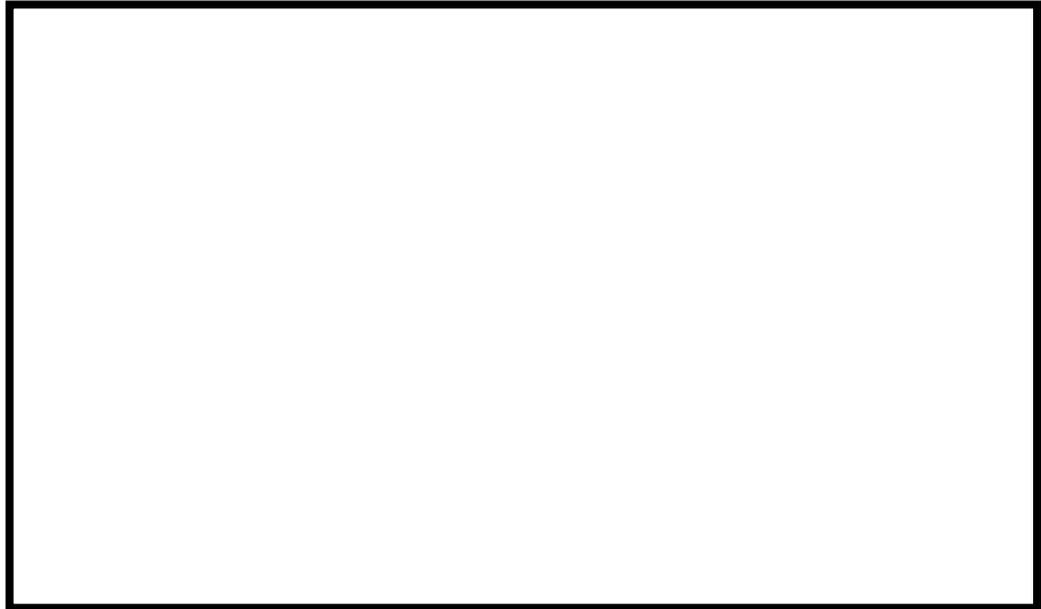


図 58-8-5 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

推定方法

①サプレッション・チェンバ・プール水位

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

格納容器注水量[m³/h]

= × 1 時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量 [cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算 :



図 58-8-6 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

②原子炉水位，原子炉水位（SA）

- (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。
- (2) 図 58-8-7 の崩壊熱除去に必要な注水量と (1) で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。

原子炉注水量[m³/h]

$$= \boxed{} \times \text{原子炉水位変化率}[\text{mm}/\text{min}] \times 60\text{min} + \text{崩壊熱除去に必要な注水量}[\text{m}^3/\text{h}]$$

原子炉圧力容器水量レベル換算：

$\boxed{}$

推定可能範囲：全範囲



図 58-8-7 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定

推定の評価

①復水貯蔵槽水位 (SA)

復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

①サプレッション・チェンバ・プール水位

サプレッション・チェンバ・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバ・プール水位を水源として使用し、かつ、サプレッション・チェンバ・プール水への注水流量が把握できる場合に適用できる。

②原子炉水位, 原子炉水位 (SA)

原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。

<誤差による影響について>

原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA), サプレッション・チェンバ・プール水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ (原子炉水位) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

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

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m ³ /h	-
	復水補給水系流量（原子炉格納容器） ＊格納容器下部注水流量	0～150m ³ /h（6号炉） 0～100m ³ /h（7号炉）	-
代替 パラメータ	①復水貯蔵槽水位（SA）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	②格納容器内圧力（D/W）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②格納容器内圧力（S/C）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	②格納容器下部水位 （格納容器下部注水流量の代替）	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>格納容器への注水量の主要パラメータである復水補給水系流量（原子炉格納容器）の計測が困難になった場合、以下の通り代替パラメータにより格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>復水補給水系流量（原子炉格納容器）の監視が不可能となった場合には、水源である復水貯蔵槽より注水量を推定する。また、格納容器内圧力、注水先の格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 復水貯蔵槽水位（SA）</p> <p>復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。</p>		



図 58-8-8 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

②格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C)

復水移送ポンプにて注水を行う場合には、運転状態を復水移送ポンプ吐出圧力にて確認し、格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C) の注水先圧力より図58-8-9の注水特性を用いて注水流量を推定する。

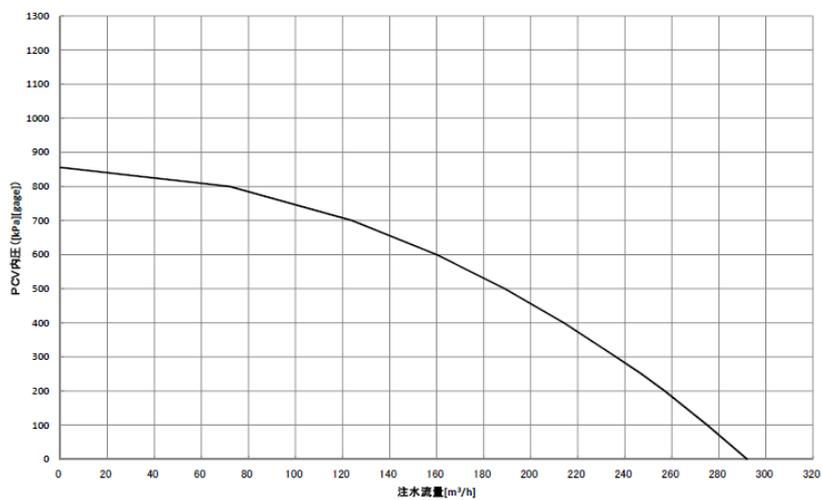


図 58-8-9 復水移送ポンプによる注水特性

②格納容器下部水位（格納容器下部注水流量の代替）

格納容器下部へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、格納容器下部の平面積：約 90m² と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。

<p>推定の評価</p>	<p>①復水貯蔵槽水位 (SA) 復水貯蔵槽水位 (SA) による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) による推定方法は、注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) を確認し、プラントの状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。</p> <p>③格納容器下部水位 格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、格納容器下部への注水の目的は、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、初期水張り：約 2m が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。</p> <p><誤差による影響について> 格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ (復水貯蔵槽水位 (SA)) による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ (格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)) による推定は、流量に換算して原子炉格納容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。(「復水移送ポンプによる注水特性」より、格納容器内圧力 0.31MPa[gage]における流量 234m³/h に対して、格納容器内圧力の誤差：±17.2kPa[gage]から流量に換算した場合は 234±4m³/h 程度。) 代替パラメータ (格納容器下部水位) による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

※：重要監視パラメータの常用計器

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	サブプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
代替 パラメータ	①格納容器内圧力 (D/W) (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～200℃	97℃
	①サブプレッション・チェンバ気体温度 (サブプレッション・チェンバ・プール水温度の代替)	0～200℃	138℃
	②格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	③[サブプレッション・チェンバ気体温度] ※ (サブプレッション・チェンバ気体温度の代替)	0～200℃	138℃
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力、格納容器内温度（格納容器内の他の計測箇所）により格納容器内の温度を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル雰囲気温度 格納容器内圧力 (D/W) が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～185℃</p>		

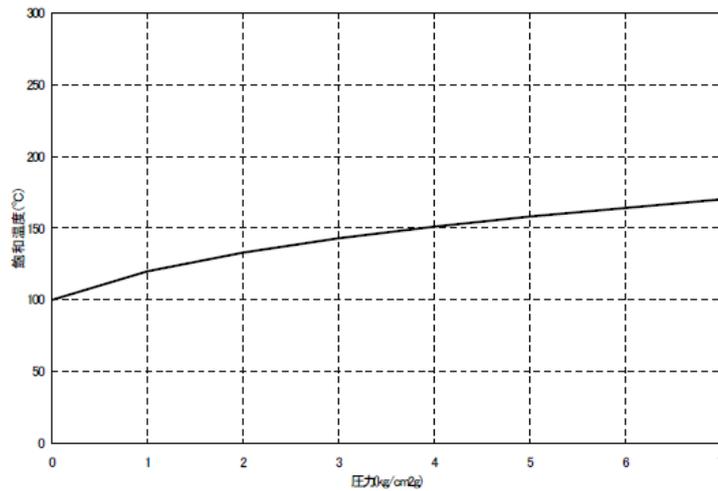


図 58-8-10 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

① サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・プール水温度
 サプレッション・チェンバ気体温度， サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には， 以下の通り代替パラメータにより推定する。

- ・ サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合には， サプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
- ・ サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合には， サプレッション・チェンバ気体温度により推定する。

② 格納容器内圧力 (S/C)

① 格納容器内圧力 (D/W) の推定方法と同様。

参考として図 58-8-11, 12 に福島第二原子力発電所 1 号炉の実績温度及び本推定手段を用いた推定温度を比較したものを示す。

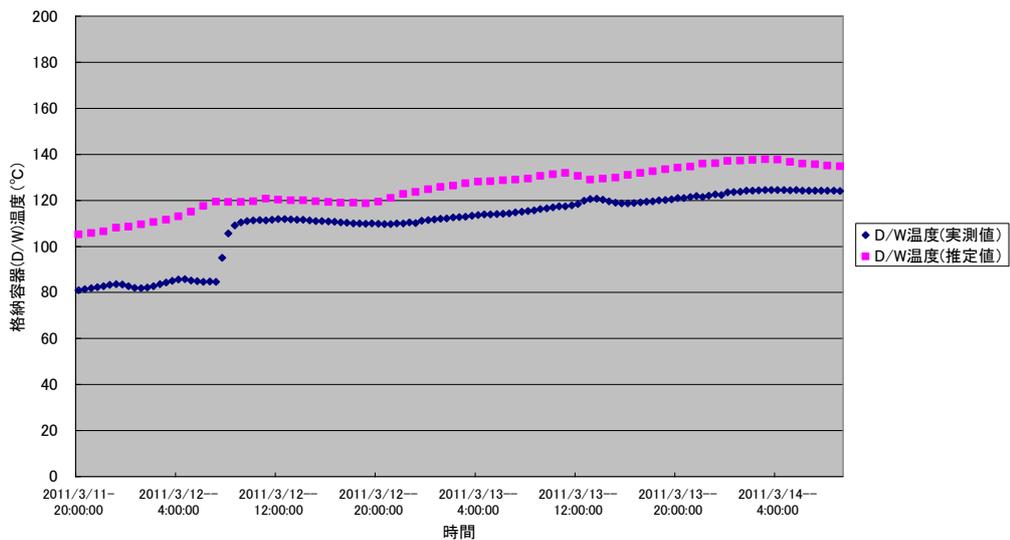


図 58-8-11 福島第二原子力発電所 1 号機におけるドライウェル雰囲気温度と推定温度の関係

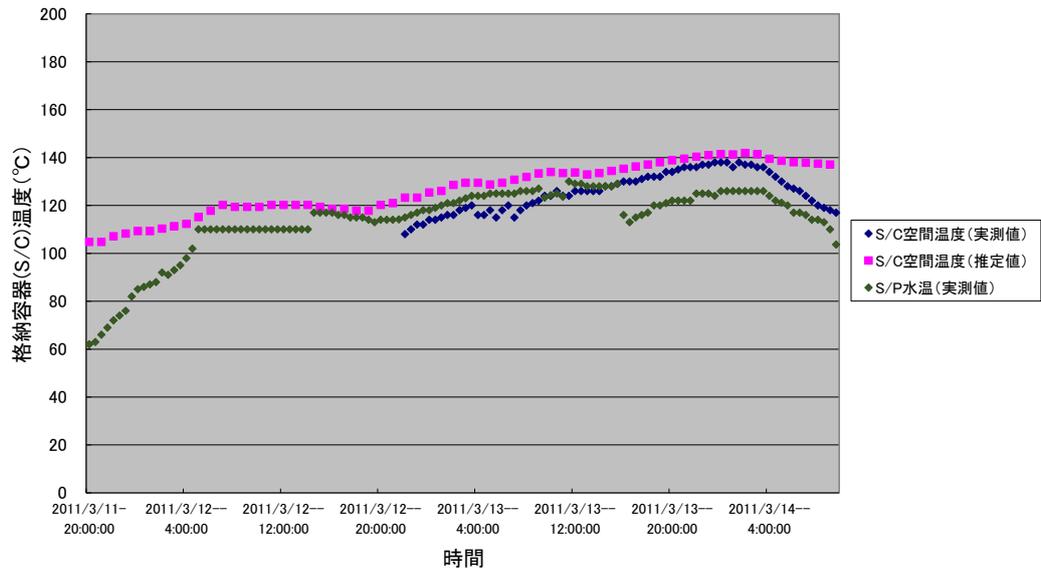


図 58-8-12 福島第二原子力発電所 1 号機におけるサプレッション・チェンバ氣體温度と推定温度の関係

③サプレッション・チェンバ氣體温度

常用計器でサプレッション・チェンバ氣體温度を計測することにより、推定する。

推定の評価

①格納容器内圧力 (D/W)

格納容器内圧力 (D/W) による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから、格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

①サプレッション・チェンバ氣體温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度

原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより、格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

②格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (D/W) と同様。

③サプレッション・チェンバ氣體温度

監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ氣體温度を計測することにより、格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

なお、今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が高め指示）が確認されている。この理由として、格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの分圧分だけ格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器温度は低くなると推測される。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ（格納容器内圧力（D/W）及び格納容器内圧力（S/C））による推定は、温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、格納容器内圧力：約0.31MPa[gage]（飽和温度：約145℃）に対して、格納容器内圧力の誤差：約±17.2kPa[gage]から温度に換算した場合は145±2℃程度。）

代替パラメータ（サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

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

※：重要監視パラメータの常用計器

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
代替 パラメータ	①格納容器内圧力 (S/C) (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (D/W) (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	②ドライウエル雰囲気温度 (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～300℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ気体温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～200℃	138℃
	②サプレッション・チェンバ・プール水温度 (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～200℃	97℃
	③[格納容器内圧力 (D/W)]※ (格納容器内圧力 (D/W) の代替)	0～500kPa[abs]	246kPa[gage]
	③[格納容器内圧力 (S/C)]※ (格納容器内圧力 (S/C) の代替)	0～500kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内圧力（格納容器内の他の計測箇所）、格納容器内温度により格納容器内の圧力を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) ドライウエルとサプレッション・チェンバは、真空破壊装置、連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内圧力 (S/C) により推定する（格納容器内圧力 (S/C) を推定する場合は格納容器内圧力 (D/W) にて推定）。</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度 格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-13 より格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0～1021.7kPa[gage]</p> <p>③格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより、推定する。</p>		

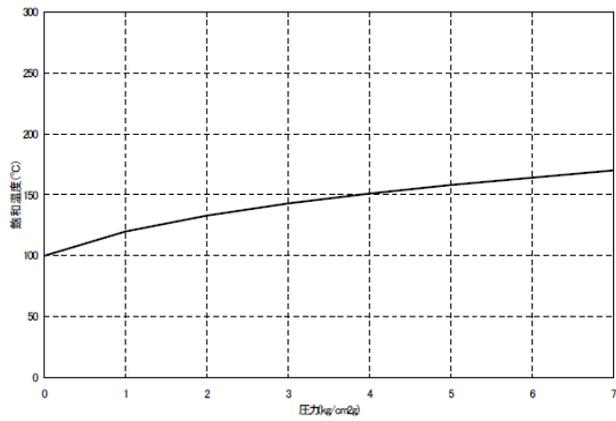


図 58-8-13 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

参考として図 58-8-14, 15 に福島第二原子力発電所 1 号機の実績圧力及び本推定手段を用いた推定圧力を比較したものを示す。

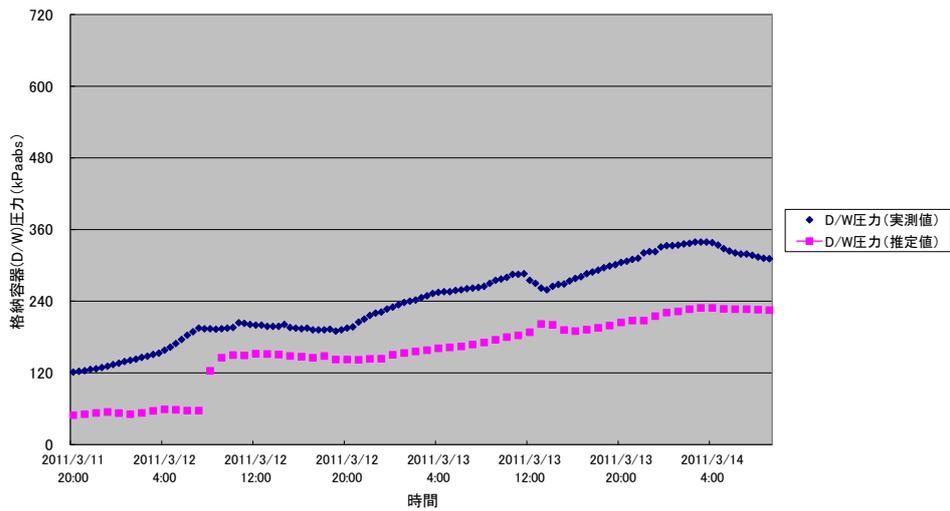


図 58-8-14 福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力 (D/W) と推定圧力の関係

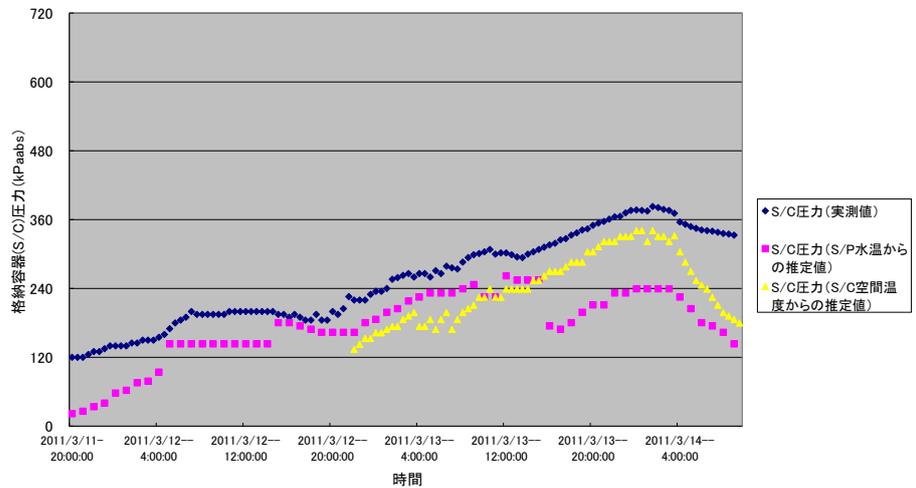


図 58-8-15 福島第二原子力発電所 1 号機における格納容器内圧力 (S/C) と推定圧力の関係

推定の評価	<p>① 格納容器内圧力 原子炉格納容器内の D/W 側又は S/C 側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより、格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>② ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ氣體温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ氣體温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)）において，事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることから，格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>③ 格納容器内圧力 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより，格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり，代替パラメータ（格納容器内圧力（D/W）及び格納容器内圧力（S/C））による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（ドライウェル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ氣體温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，格納容器内圧力：約 0.31MPa[gage]（飽和温度：約 145℃）に対して，格納容器内の温度の誤差：約±3.2℃から圧力に換算した場合は 0.31±0.05MPa[gage]程度。）</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお，今回の評価で実測値と推定値との差が生じること（推定値の方が低め指示）が確認されている。この理由として，格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから，格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず非凝縮性ガスの方が水蒸気（水より比熱が小さく，格納容器内の温度が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の格納容器内圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は，このような差が生じること把握しながら推定することで格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の圧力推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
-------	---

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

※：重要監視パラメータの常用計器

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, -3600mm)	-
代替 パラメータ	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～350m ³ /h	-
	①復水補給水系流量（原子炉格納容器） * 格納容器下部注水流量 （格納容器下部水位の代替）	0～150m ³ /h（6号炉） 0～100m ³ /h（7号炉）	-
	②復水貯蔵槽水位（SA）	0～16m（6号炉） 0～17m（7号炉）	0～15.5m（6号炉） 0～15.7m（7号炉）
	③格納容器内圧力（D/W） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	③格納容器内圧力（S/C） （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
	④[サプレッション・チェンバ・プール水位] ※ （サプレッション・チェンバ・プール水位の代替）	-6200～2000mm (T. M. S. L. -7350～ 850mm) (6号炉) -5500～550mm (T. M. S. L. -6650～ -600mm) (7号炉)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の確認である。		

格納容器内の水位の主要パラメータであるサプレッション・チェンバ・プール水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより格納容器内の水位を推定することができる。

- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合には、復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量，水源である復水貯蔵槽の水位変化により，原子炉格納容器内の水位を推定する。また，サプレッション・チェンバとドライウエルの差圧により格納容器内の水位を推定できる。
- ・ 格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には，復水補給水系流量（原子炉格納容器）の注水量，水源である復水貯蔵槽の水位変化により，格納容器下部水位を推定できる。

推定方法は，以下のとおりである。

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）から注水量を算出し，注水先であるサプレッション・チェンバ・プール水位又は格納容器下部水位を推定する。なお，格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。

- ・ サプレッション・チェンバ・プール水位

格納容器注水量[m³/h] = × 1 時間あたりに換算したサプレッション・チェンバ・プール水位の上昇量[cm/h]

サプレッション・チェンバ・プール水量レベル換算：

推定方法



図 58-8-16 サプレッション・チェンバ・プールの水位容量曲線

・格納容器下部水位

格納容器下部へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。具体的には、格納容器下部（ペDESTAL）の平面積：約 90m² と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。

②復水貯蔵槽水位（SA）

復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から、原子炉格納容器内の水位を推定する。復水貯蔵槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、格納容器への注水を格納容器内圧力・温度にてあわせて確認する。



図 58-8-17 復水貯蔵槽タンクの水位容量曲線

③格納容器内圧力

格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から求める水頭圧力より格納容器内の水位を推定する。

$$h1 \approx P_s - P_d + 10.25m$$

h1：格納容器内水位，P_s：格納容器内圧力（S/C），P_d：格納容器内圧力（D/W）

推定可能範囲：約 10.25～27.2m

④サブプレッション・チェンバ・プール水位

常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより、推定する。

①復水補給水系流量（原子炉格納容器）

復水補給水系流量（原子炉格納容器）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

②復水貯蔵槽水位（SA）

復水貯蔵槽水位（SA）による推定方法は、復水貯蔵槽を水源として使用し、かつ、復水貯蔵槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。

上記①②の推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。

推定の評価

③格納容器内圧力

計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①②（復水補給水系流量（原子炉格納容器）、復水貯蔵槽水位（SA））で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。

④サブプレッション・チェンバ・プール水位

監視可能であれば常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。

<誤差による影響について>

格納容器内の水位を監視する目的は、ウェットウェルベントを実施する際のサブプレッション・チェンバ・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための格納容器下部への注水量の把握することであり、代替パラメータ（復水補給水系流量（原子炉格納容器））による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

（復水補給水系流量（原子炉格納容器）の誤差：約±9.0m³/h から、サブプレッション・チェンバ・プール水位に換算した場合の誤差は約±1.8cm/h であり、有効性評価における38時間ベントを想定すると誤差：約±0.684m。格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.1m/h であり、有効性評価における90m³/h、2時間で水張りを想定すると誤差：約±0.2m₀）

代替パラメータ（復水貯蔵槽水位（SA））による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵槽水位（SA）の誤差：約±0.26m から注水量に換算した場合の誤差は約±35.5m³であり、サブプレッション・チェンバ・プール水位に換算すると約±0.071m、格納容器下部の水位に換算した場合の誤差は約±0.40m₀。）

代替パラメータ（格納容器内圧力）による推定では、格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧の関係から推定するため、誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが、他の推定手段と合わせて格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の誤差：約±17.2kPa[gage]から、格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±3.51m₀）

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

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

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内水素濃度	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7号炉）	6.2vol%
	格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	6.2vol%
代替 パラメータ	①格納容器内水素濃度（SA） （格納容器内水素濃度の代替）	0～100vol%	6.2vol%
	①格納容器内水素濃度 （格納容器内水素濃度（SA）の代替）	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol% （7号炉）	6.2vol%
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度（SA）（格納容器内水素濃度（SA）を推定する場合は格納容器内水素濃度にて推定）により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度（SA）により推定する。</p> <p>格納容器内水素濃度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA） 格納容器内水素濃度又は格納容器内水素濃度（SA）による推定は直接的に格納容器内水素濃度を計測するものであり，それぞれ異なる計測原理で計測することから，推定方法として妥当である。</p> <p>なお，6号炉の格納容器内水素濃度の計測範囲は0～30vol%であるが，格納容器の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能。</p> <p><誤差による影響について> 格納容器内の水素濃度を監視する目的は，格納容器内水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（格納容器内水素濃度，格納容器内水素濃度（SA））による推定は，同一物理量からの推定であり，格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

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

※：有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替 パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) (格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の 代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) (格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の 代替)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	②[エリア放射線モニタ]※	$10^{-4} \sim 1 \text{mSv/h}$	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)（格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の場合は格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)）により推定する。</p> <p>エリア放射線モニタの指示値を用いて、格納容器内の放射線量率を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線レベル 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) により推定する。 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) により推定する。</p> <p>②エリア放射線モニタ 格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p><推定方法> 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器 (PCV) 内空間に充満することになる。このとき、PCV 内の空間と直結している配管内（弁手前まで）にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は線量率が上昇することが予想される。</p> <p>これらから、まず配管近傍のエリア放射線モニタで計測される線量率計測値から配管内の放射能濃度を図 58-8-18~21 より推定し、さらに配管内の放射能濃度と PCV 内の放射能濃度が同程度と仮定することにより、図 58-8-22 より PCV 内の線量率を推定する。</p>		

<評価条件>

- PCV 内への希ガス放出量は燃料内希ガスの 100%, 50%, 5%とし、線源は希ガスのみを考慮する。
- 燃料から放出された希ガスが PCV 内に均一に充満すると仮定し、A0 弁手前までの配管内には PCV 内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。
- PCV 内線量は PCV 空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。



図 58-8-18 6号炉エリア放射線モニタ No. 22 の位置と線量率評価値



図 58-8-19 6号炉エリア放射線モニタ No. 11 の位置と線量率評価値



図 58-8-20 7号炉エリア放射線モニタ No. 10 の位置と線量率評価値



図 58-8-21 7号炉エリア放射線モニタ No. 18 の位置と線量率評価値

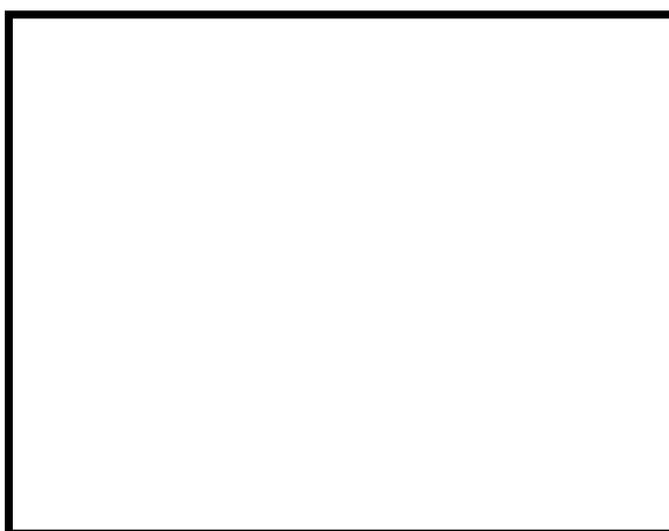


図 58-8-22 6号炉, 7号炉の PCV 内線量推定値

<p>推定の評価</p>	<p>①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 原子炉格納容器内の D/W 側又は S/C 側の放射線量率を同じ仕様の検出器で計測することにより, 燃料損傷の推定に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②エリア放射線モニタ 推定による評価条件が限定されるものの, 原子炉格納容器内の放射線量率は上記① (格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)) で推定ができるため, 事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p><誤差による影響について> 格納容器内の放射線量率を監視する目的は, 燃料損傷を推定することであり, 代替パラメータ (格納容器内雰囲気放射線レベル, エリア放射線モニタ) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(k) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（未臨界の維持又は確認）

※：有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約10倍
	平均出力領域モニタ	0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約10倍
	[制御棒操作監視系]※	全挿入～全引抜	-
代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ （起動領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約10倍
	①起動領域モニタ （平均出力領域モニタ，[制御棒操作監視系]※の代替）	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約10倍
	②[制御棒操作監視系]※ （起動領域モニタ，平均出力領域モニタの代替）	全挿入～全引抜	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ（平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定）により推定する。</p> <p>制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。</p> <p>②制御棒操作監視系 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②制御棒操作監視系 制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について> 未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（最終ヒートシンクの確保）

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系による冷却		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	0～200℃	97℃
	復水補給水系温度（代替循環冷却）	0～200℃	-
	復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	0～200m ³ /h（6号炉） 0～150m ³ /h（7号炉）	-
	復水補給水系流量（原子炉格納容器）	0～350m ³ /h	-
	格納容器圧力逃がし装置による冷却		
	フィルタ装置水位	0～6000mm	-
	フィルタ装置入口圧力	0～1MPa [gage]	-
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	-
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0～50kPa	-
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0～14	-
	耐圧強化ベント系による冷却		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	-
	フィルタ装置水素濃度	0～100vol%	-
	残留熱除去系による冷却		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃
	残留熱除去系系統流量	0～1500m ³ /h	954m ³ /h
	原子炉補機冷却水系系統流量	0～4000m ³ /h（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m ³ /h（6号炉区分Ⅲ，7号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m ³ /h（7号炉区分Ⅲ）	1300m ³ /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m ³ /h（6号炉区分Ⅲ） 800m ³ /h（7号炉区分Ⅲ）
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0～2000m ³ /h（6号炉） 0～1500m ³ /h（7号炉）	1300m ³ /h（区分Ⅰ，Ⅱ） 1100m ³ /h（6号炉区分Ⅲ） 800m ³ /h（7号炉区分Ⅲ）	
代替 パラメータ	①ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	①サブプレッション・チェンバ気体温度	0～200℃	138℃
	①格納容器内圧力（D/W） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～1000kPa [abs]	246kPa [gage]
	①格納容器内圧力（S/C） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～980.7kPa [abs]	197kPa [gage]
	①格納容器内水素濃度（SA） （格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系による冷却における主要パラメータの代替）	0～100vol%	6.2vol%
	①原子炉圧力容器温度 （残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～350℃	300℃
	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 （残留熱除去系による冷却における主要パラメータの代替）	0～200℃	97℃

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。</p> <p>なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>代替循環冷却系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>なお、主要パラメータのうちフィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。また、主要パラメータのうちフィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合には、フィルタ装置水位により推定する。</p> <p>耐圧強化ベント系による冷却において主要パラメータの監視が不可能となった場合には、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>なお、主要パラメータのうちフィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合には、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p> <p>残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、サブプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p><代替循環冷却系による冷却の場合></p> <p>①ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度</p> <p>代替循環冷却系による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p><格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合></p> <p>①ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による冷却を行う場合、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p>

	<p>①フィルタ装置水位 格納容器圧力逃がし装置による冷却において主要パラメータのうち、フィルタ装置スクラバ水 pH の計測が困難になった場合、フィルタ装置水位によりフィルタ装置の排水又は水張りを実施する際等の水位変化を把握することで、フィルタ装置スクラバ水 pH を推定する。</p> <p><耐圧強化ベント系による冷却の場合> ①ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 耐圧強化ベント系による冷却において、主要パラメータの計測が困難になった場合、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) が低下傾向にあることにより最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA) 耐圧強化ベント系による冷却を行う場合、原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定する。</p> <p><残留熱除去系による冷却の場合> ①原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度 残留熱除去系による冷却において、主要パラメータの監視が不可能となった場合には、原子炉圧力容器温度、ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>
推定の評価	<p><代替循環冷却系による冷却の場合> ①ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度 除熱対象であるドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p><格納容器圧力逃がし装置による冷却の場合> ①ドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また、除熱対象であるドライウエル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。</p> <p>①格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 (SA) による推定は、それぞれ異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。</p> <p>①フィルタ装置水位 フィルタ装置水位による推定は、フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することであり、フィルタ装置水位の水位変化を確認することで、必要な pH が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p>

<耐圧強化ベント系による冷却の場合>

①ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。また，除熱対象であるドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。

①格納容器内水素濃度 (SA)

格納容器内水素濃度 (SA) による推定は，それぞれ異なる計測原理で計測することから，推定方法として妥当である。

<残留熱除去系による冷却の場合>

①原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度

除熱対象である原子炉圧力容器温度，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。

<誤差による影響について>

最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり，代替パラメータ（ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ気体温度，格納容器内圧力 (D/W)，格納容器内圧力 (S/C)，原子炉圧力容器温度，サブプレッション・チェンバ・プール水温度）による推定は，除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系配管内の水素濃度を監視する目的は，配管内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり，代替パラメータ（格納容器内水素濃度 (SA)）による推定は，同一物理量からの推定であり，配管内の水素濃度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時に対策を実施することが可能である。

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

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

※：有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器パラメータ		
	原子炉水位	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	原子炉水位 (SA)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉圧力 (SA)	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	原子炉格納容器パラメータ		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	138℃
	格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	原子炉建屋パラメータ		
	[エリア放射線モニタ] ※	10 ⁻⁴ ～1mSv/h	-
代替 パラメータ	①ドライウエル雰囲気温度 （原子炉水位，原子炉水位 (SA)，原子炉 圧力，原子炉圧力 (SA)，[エリア放射線 モニタ] ※の代替）	0～300℃	138℃
	①格納容器内圧力 (D/W) （原子炉水位，原子炉水位 (SA)，原子炉 圧力，原子炉圧力 (SA)，[エリア放射線 モニタ] ※の代替）	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	① [エリア放射線モニタ] ※ （原子炉水位，原子炉水位 (SA)，原子炉 圧力，原子炉圧力 (SA)，ドライウエル雰 囲気温度，格納容器内圧力 (D/W) の代替）	10 ⁻⁴ ～1mSv/h	-
	①原子炉水位 （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	①原子炉水位 (SA) （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	①原子炉圧力 （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	①原子炉圧力 (SA) （ドライウエル雰囲気温度，格納容器内 圧力 (D/W)，[エリア放射線モニタ] ※の 代替）	0～10MPa[gage]	8.48MPa[gage]
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）		

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>格納容器バイパス発生監視の主要パラメータは<原子炉压力容器パラメータ><原子炉格納容器パラメータ><原子炉建屋パラメータ>に分けられる。</p> <p><原子炉压力容器パラメータ>の主要パラメータである原子炉水位、原子炉水位 (SA)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の計測が困難になった場合、代替パラメータの<原子炉格納容器パラメータ><原子炉建屋パラメータ>により推定する。</p> <p><原子炉格納容器パラメータ>の主要パラメータであるドライウェル雰囲気温度、格納容器内圧力 (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの<原子炉压力容器パラメータ><原子炉建屋パラメータ>により推定する。</p> <p><原子炉建屋パラメータ>の主要パラメータであるエリア放射線モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの<原子炉压力容器パラメータ><原子炉格納容器パラメータ>により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p><原子炉压力容器パラメータ></p> <p>①<原子炉格納容器パラメータ><原子炉建屋パラメータ></p> <p><原子炉压力容器パラメータ>の計測が困難になった場合、<原子炉格納容器パラメータ>に漏えいの傾向がないこと及び<原子炉建屋パラメータ>に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p><原子炉格納容器パラメータ></p> <p>①<原子炉压力容器パラメータ><原子炉建屋パラメータ></p> <p><原子炉格納容器パラメータ>の計測が困難になった場合、<原子炉压力容器パラメータ>に漏えいの傾向があること及び<原子炉建屋パラメータ>に漏えいの傾向があることにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p> <p><原子炉建屋パラメータ></p> <p>①<原子炉压力容器パラメータ><原子炉格納容器パラメータ></p> <p><原子炉建屋パラメータ>の計測が困難になった場合、<原子炉压力容器パラメータ>に漏えいの傾向があること及び<原子炉格納容器パラメータ>に漏えいの傾向がないことにより格納容器バイパスの発生を推定することができる。</p>
推定の評価	<p>格納容器バイパス発生は、原子炉压力容器からの漏えい発生を<原子炉压力容器パラメータ>により確認し、原子炉格納容器内での漏えいの傾向がないことを<原子炉格納容器パラメータ>により確認し、原子炉建屋での漏えい傾向があることを<原子炉建屋パラメータ>により確認することで可能である。</p> <p>いずれかのパラメータが計測不可能になっても残りのパラメータにより格納容器外での漏えい発生を確認することができ、格納容器バイパス発生を把握する上で適切である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかを把握することであり、代替パラメータ（原子炉压力容器パラメータ）</p>

タ、原子炉格納容器パラメータ、原子炉建屋パラメータ) による推定は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（水源の確保）

※：重要監視パラメータの常用計器

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	復水貯蔵槽水位 (SA)	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	-6～11m (T. M. S. L. -7150～ +9850mm)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
代替 パラメータ	① 高压代替注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～300m ³ /h	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉压力容器)	0～200m ³ /h(6号炉) 0～150m ³ /h(7号炉)	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉压力容器) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～350m ³ /h	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0～350m ³ /h	-
	① 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～150m ³ /h(6号炉) 0～100m ³ /h(7号炉)	-
	① 原子炉隔離時冷却系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～300m ³ /h	182m ³ /h
	① 高压炉心注水系系統流量 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～1000m ³ /h	727m ³ /h
	① 残留熱除去系系統流量 (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0～1500m ³ /h	954m ³ /h
	② 復水移送ポンプ吐出圧力	0～2MPa [gage]	-
	② 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	0～3.5MPa [gage]	2.2MPa [gage]
	② 原子炉水位 (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200～3500mm*1 -4000～1300mm*2	-2880～1650mm*1 465～1300mm*2
	② 原子炉水位 (SA) (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	-3200～3500mm*1 -8000～3500mm*1	-2880～1650mm*1
	③ [復水貯蔵槽水位]※ (復水貯蔵槽水位 (SA) の代替)	0～16m(6号炉) 0～17m(7号炉)	0～15.5m(6号炉) 0～15.7m(7号炉)
	③ [サブプレッション・チェンバ・プール水 位]※ (サブプレッション・チェンバ・プール水 位の代替)	-6200～2000mm (T. M. S. L. -7350～ 850mm) (6号炉) -5500～550mm (T. M. S. L. -6650～ -600mm) (7号炉)	-2.59～0m (T. M. S. L. -3740～ -1150mm)
	*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1224cm） *2：基準点は有効燃料棒上端（原子炉压力容器零レベルより 905cm）		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。		

復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量，吐出圧力，あるいは注水先の原子炉水位から，復水貯蔵槽水位（SA）又はサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。

推定方法は，以下のとおりである。

①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量

復水貯蔵槽の水位容量曲線を用いて，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から推定する。



図 58-8-23 復水貯蔵槽の水位容量曲線

推定方法

①サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量

サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの流量から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力

復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。

②サプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力

サプレッション・チェンバを水源とする復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。

②原子炉水位，原子炉水位（SA）

注水先である原子炉水位，原子炉水位（SA）を計測することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。

③復水貯蔵槽水位

常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することにより，推定する。

③サプレッション・チェンバ・プール水位

常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することにより，推定する。

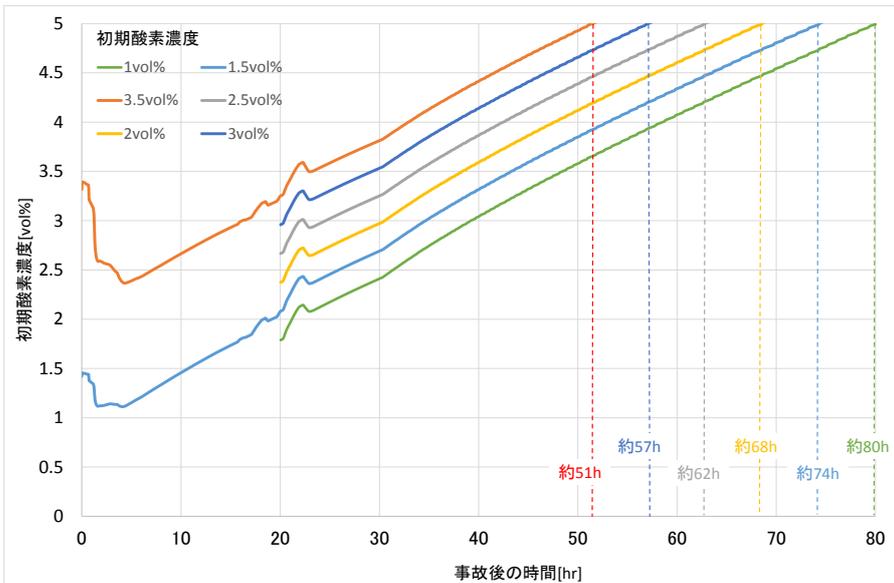
<p>推定の評価</p>	<p>①復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量 復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵槽を水源とするポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②サプレッション・チェンバを水源とするポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却運転時及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の確保を確認することであり、復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②原子炉水位，原子炉水位（SA） 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵槽水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③復水貯蔵槽水位 監視可能であれば常用計器で復水貯蔵槽水位を計測することができる。</p> <p>③サプレッション・チェンバ・プール水位 監視可能であれば常用計器でサプレッション・チェンバ・プール水位を計測することができる。</p> <p><誤差による影響について> 水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（復水貯蔵槽を水源とするポンプ注水量，サプレッション・チェンバを水源とするポンプ注水量及び吐出圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建屋内の水素濃度）

項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度	0～20vol%	-
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	-
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> <div style="text-align: center; border: 2px solid black; width: 400px; height: 200px; margin: 20px auto;"> </div> <p>図 58-8-24 静的触媒式水素再結合器の入口/出口の差温度と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 40K となる。 水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の差温度は約 170K となる。</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>①静的触媒式水素再結合器 動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無及び入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器 動作監視装置の温度計の誤差：約±3.4℃から差温度として最大6.8℃程度の誤差。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

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

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	4.9vol%
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	①格納容器内圧力 (D/W)	0～1000kPa[abs]	246kPa[gage]
	①格納容器内圧力 (S/C)	0～980.7kPa[abs]	197kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の格納容器内圧力を監視することで、格納容器内への空気流入有無を把握し、水素ガスが燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)、格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)</p> <p>格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値($G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$)を入力とした評価結果(解析結果)により推定する。</p> 		
	<p>図 58-8-25 格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用）の格納容器内酸素濃度変化</p>		

①格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力 (S/C) により、格納容器内圧力がが正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、事故時操作手順において、格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、格納容器内圧力 (D/W) 又は格納容器内圧力が [] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。

格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力の変化を図 58-8-26 に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

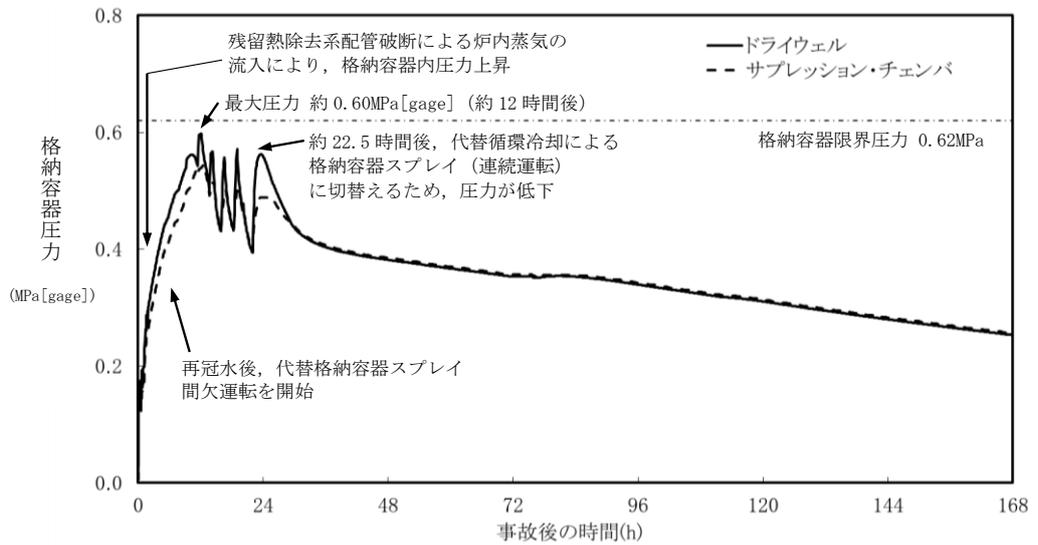


図 58-8-26 格納容器過圧・過温破損シナリオ (代替循環冷却を使用) の格納容器内圧力変化

推定の評価

①格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W), 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止するためには、妥当な推定手段である。

①格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C)

格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。

<誤差による影響について>

原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (格納容器内雰囲気放射線レベル, 格納容器内圧力) による格納容器内酸素の傾向及びイン

リークの有無の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（使用済燃料プールの監視）

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6 号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	66℃
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6 号炉) T. M. S. L. 23, 373～ 30373mm(7 号炉)	—
		0～150℃	—
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	—
		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6 号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7 号炉)	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 23420～ 30420mm(6 号炉) T. M. S. L. 23373～ 30373mm(7 号炉)	—
		0～150℃	—
	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	T. M. S. L. 20180～ 31170mm(6 号炉) T. M. S. L. 20180～ 31123mm(7 号炉)	T. M. S. L. 31395mm (6 号炉) T. M. S. L. 31390mm (7 号炉)
		0～150℃	66℃
	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ） （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール監視カメラの代替）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h	—
		10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h(6 号炉) 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h(7 号炉)	
②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ （使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）、使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）	—	—	
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		

<p>推定方法</p>	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラについて, 下記の通り推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域), 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA), 使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより推定する。 <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)</p> <p>①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の計測が困難になった場合, 代替パラメータの使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により水位／放射線量の関係を利用して図 58-8-27 より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。</p> <p>②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより, 使用済燃料プールの状態を監視する。</p>
-------------	---

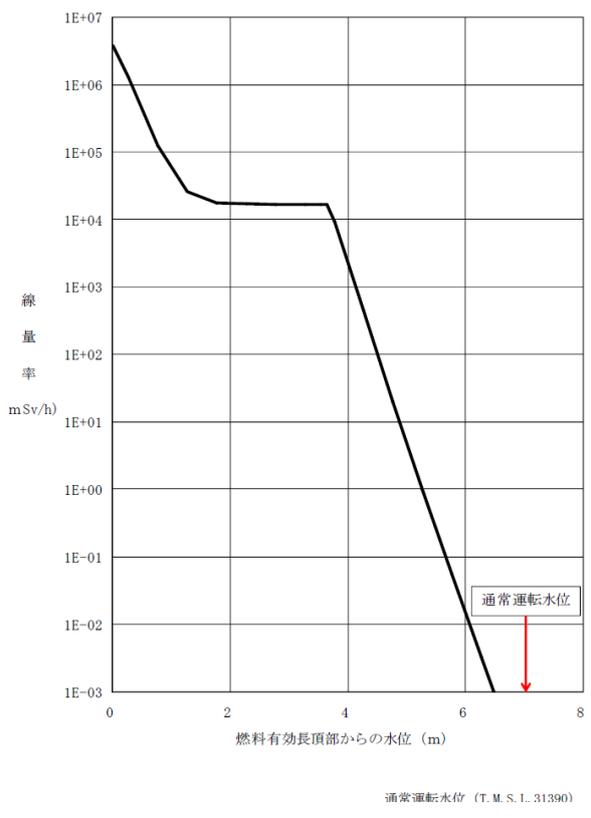


図 58-8-27 水位と放射線線量率の関係

推定の評価

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

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

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり，代替パラメータ（使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

以上より，これらの代替パラメータによる推定で，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却，放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

58-9

可搬型計測器について

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力 容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~350℃	0~350℃*1	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力 容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する
	原子炉圧力 (SA)	0~10MPa[gage]	0~10MPa[gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力 容器内の水位	原子炉水位	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	3	1	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		-4000~1300mm*3	-4000~1300mm*3	2		差圧式水位検出器	原子炉建屋	
	原子炉水位 (SA)	-3200~3500mm*2	-3200~3500mm*2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	-8000~3500mm*2	-8000~3500mm*2	1	差圧式水位検出器		中央制御室		
原子炉圧力 容器への注水量	高压代替注水系系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系 系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	高压炉心注水系系統流量	0~1000m ³ /h	0~1000m ³ /h	2		差圧式流量検出器	原子炉建屋	
	復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	0~200m ³ /h (6号炉) 0~150m ³ /h (7号炉)	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
残留熱除去系系統流量	0~1500m ³ /h	0~1500m ³ /h	3	差圧式流量検出器	原子炉建屋			
原子炉格納容器 への注水量	復水補給水系流量 (原子炉格納容器)	0~350m ³ /h	0~350m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
		0~150m ³ /h (6号炉) *4 0~100m ³ /h (7号炉) *4	0~150m ³ /h (6号炉) *4 0~100m ³ /h (7号炉) *4	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃*1	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・ チェンバ気体温度	0~200℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・ チェンバ・プール水温度	0~200℃	-200~500℃*1	3		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器内圧力 (D/W)	0~1000kPa[abs]	0~1000kPa[abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力 (S/C)	0~980.7kPa[abs]	0~980.7kPa[abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器 内の水位	サブプレッション・ チェンバ・プール水位	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *5	-6~11m (T. M. S. L. -7150~ +9850mm) *5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	
	格納容器下部水位	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600mm, - 3600mm) *5	+1m, +2m, +3m (T. M. S. L. -5600mm, -4600 mm, -3600mm) *5	3	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器 内の水素濃度	格納容器内水素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~20vol%/0~100vol%(7号炉)	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	*6	水素吸蔵材料式 水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	$10^{-2} \sim 10^6 \text{Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	$10^{-2} \sim 10^6 \text{Sv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は確認	起動領域モニタ	$10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	10	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域モニタ	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) *7	—	4*8	*6	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	0~200°C	0~350°C*1	1	1	熱電対	中央制御室	
	フィルタ装置水位	0~6000mm	0~6000mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置入口圧力	0~1MPa[gage]	0~1MPa[gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置水素濃度	0~100vol%	—	2	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置金属フィルタ差圧	0~50kPa	0~50kPa	1	1	差圧式圧力検出器	中央制御室	
	フィルタ装置スクラバ水 pH	pH0~14	—	1	*6	pH 検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300°C	0~350°C*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300°C	0~350°C*1	3	1	熱電対	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉補機冷却水系系統流量	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	0~4000m ³ /h (6号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~3000m ³ /h (6号炉区分Ⅲ, 7号炉区分Ⅰ, Ⅱ) 0~2000m ³ /h (7号炉区分Ⅲ)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋タービン建屋 (6号炉区分Ⅲのみ)	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	3	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	

表 58-9-1 可搬型計測器の必要個数整理 (3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	0~16m (6号炉) 0~17m (7号炉)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室		
	復水移送ポンプ吐出圧力	0~2MPa[gage]	0~2MPa[gage]	3	1	弾性圧力検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa[gage]	0~3.5MPa[gage]	3		弾性圧力検出器	原子炉建屋		
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	—	7	*6	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃*1	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~10vol%/0~30vol% (7号炉)	—	2	*6	熱磁気風式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150℃	0~350℃*1	1	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~350℃*1	1		熱電対	中央制御室		
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	—	—	1	*6	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻² ~10 ⁶ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h (7号炉)	—	—	1		電離箱	—	
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	—	—	1	*6	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに23個（計器故障を考慮した1個含む）配備する。なお、故障及び点検時の予備として23個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

*1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。

*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1224cm）

*3：基準点は有効燃料棒上端（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*4：格納容器下部注水流量

*5：T. M. S. L. = 東京湾平均海面

*6：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。

*7：定格出力時の値に対する比率で示す。

*8：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。

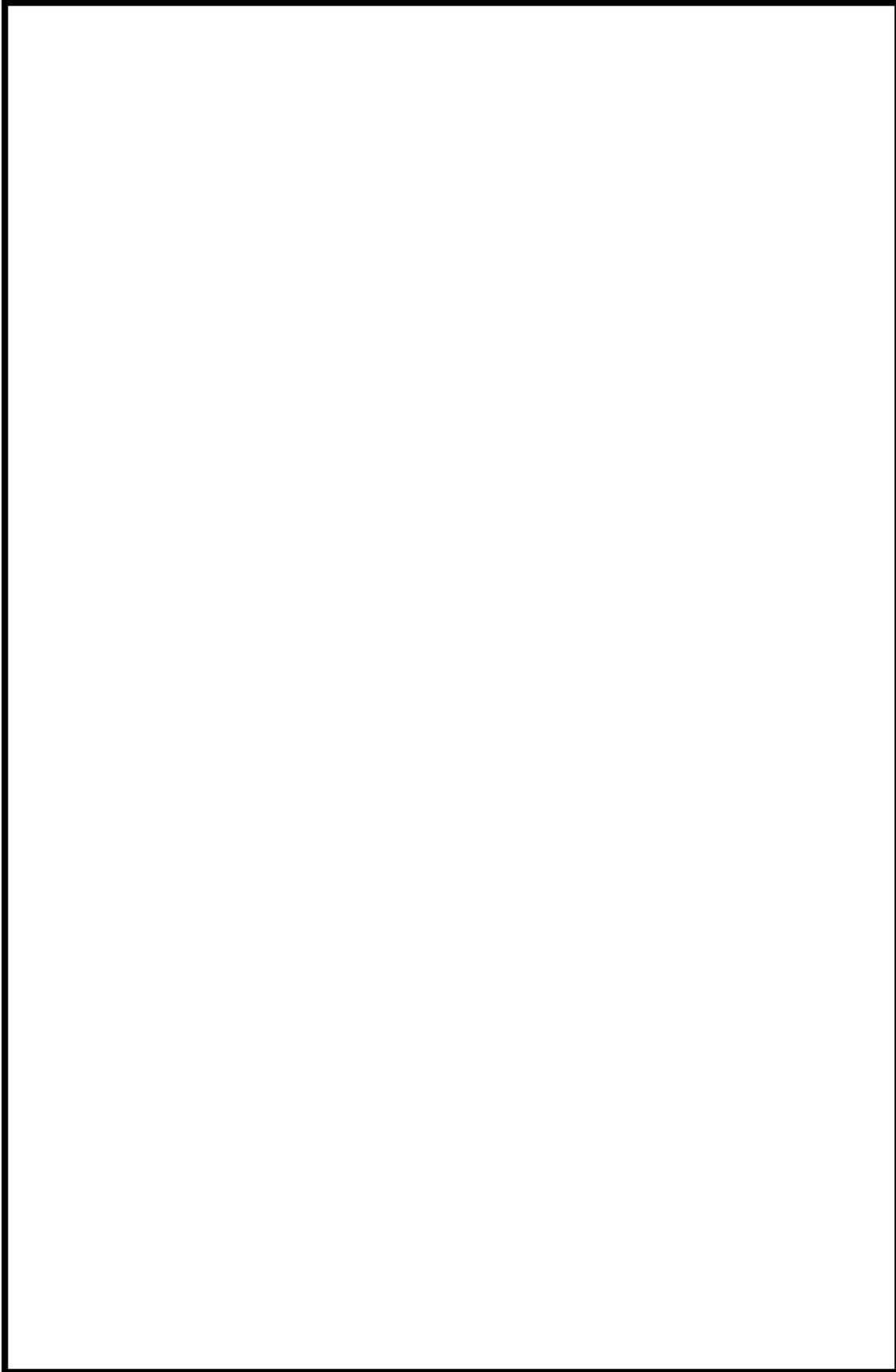


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (1/8)

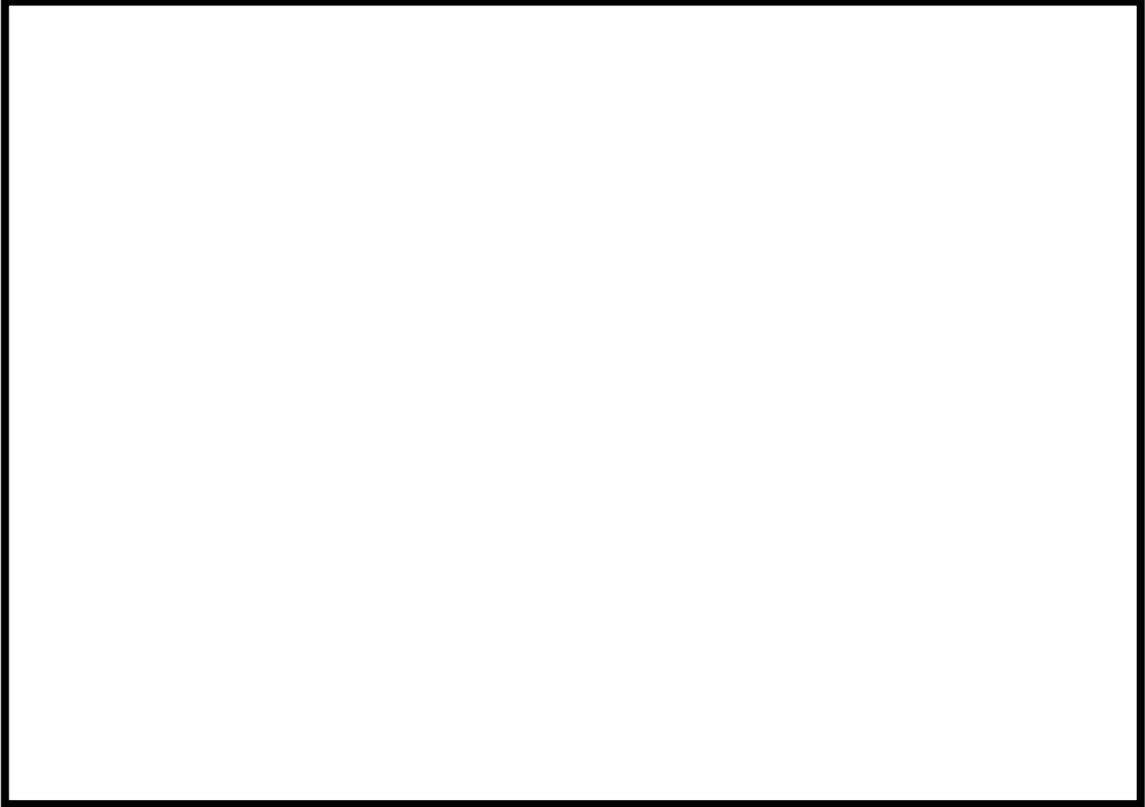


図 58-9-2 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (2/8)

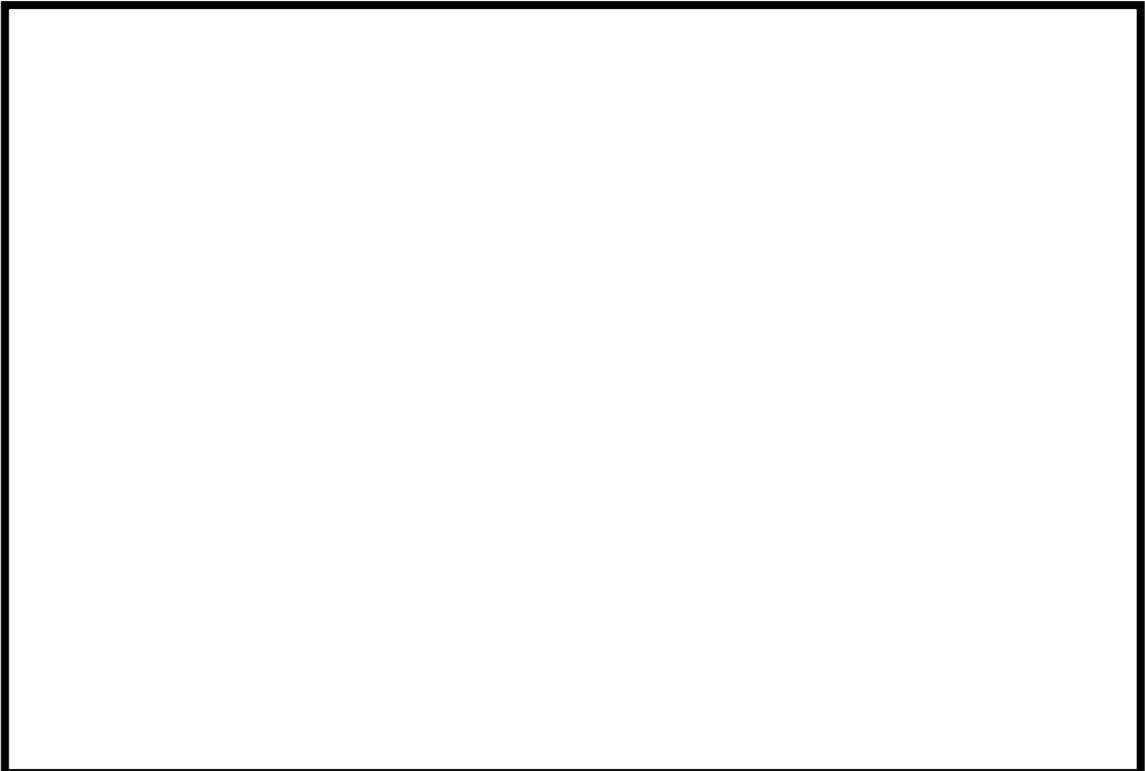


図 58-9-3 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (3/8)



図 58-9-4 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (4/8)

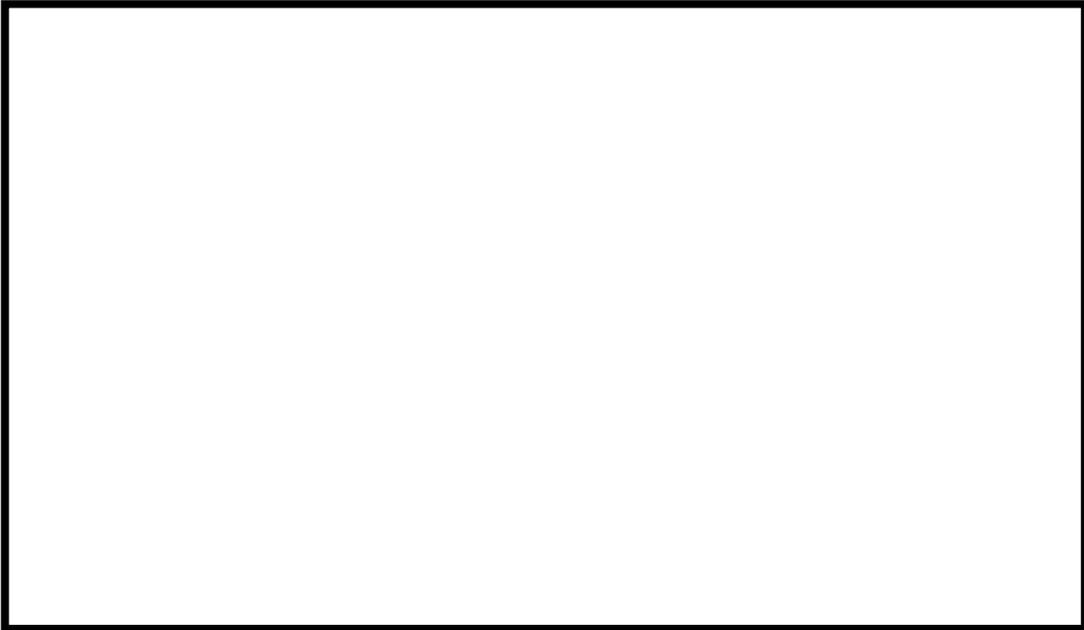


図 58-9-5 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (5/8)

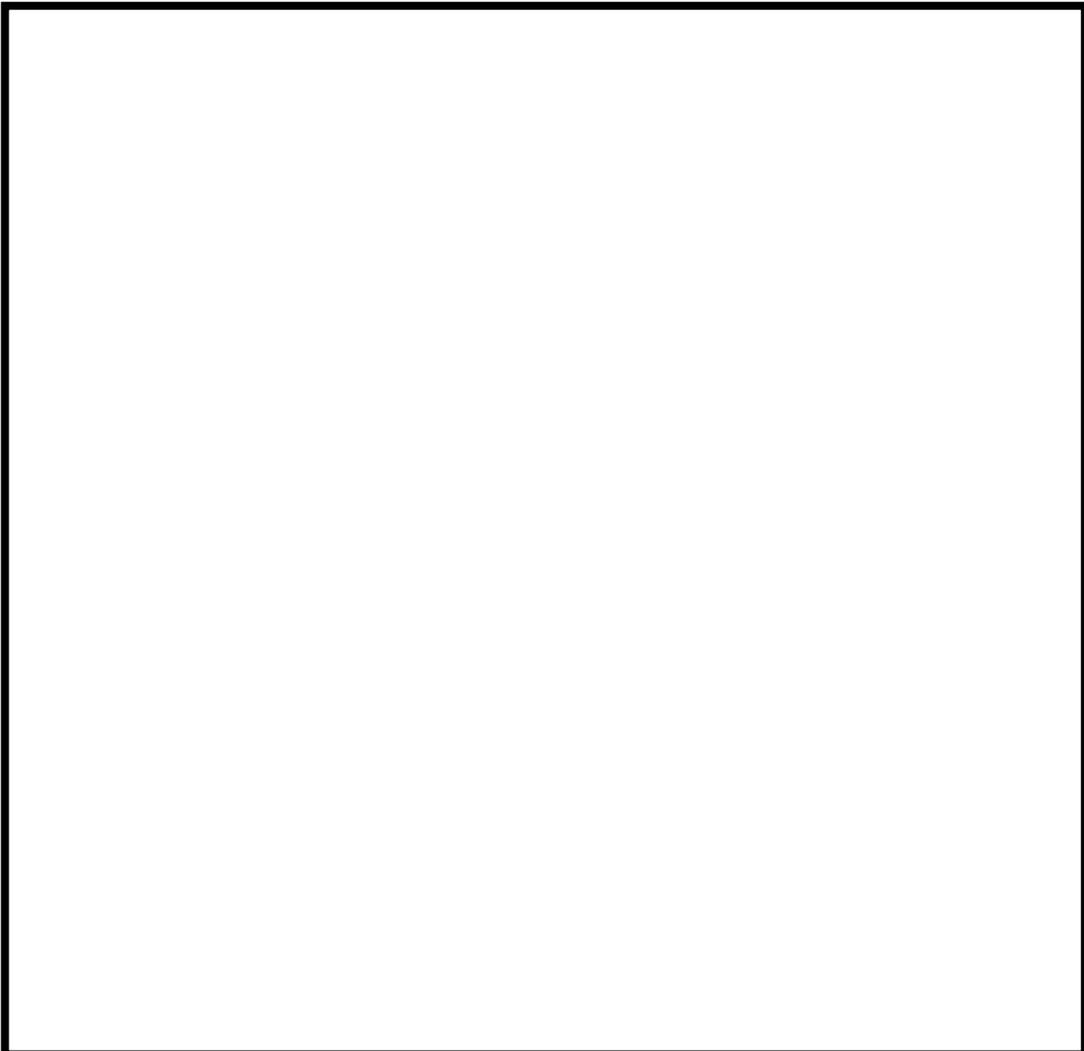


図 58-9-6 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (6/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

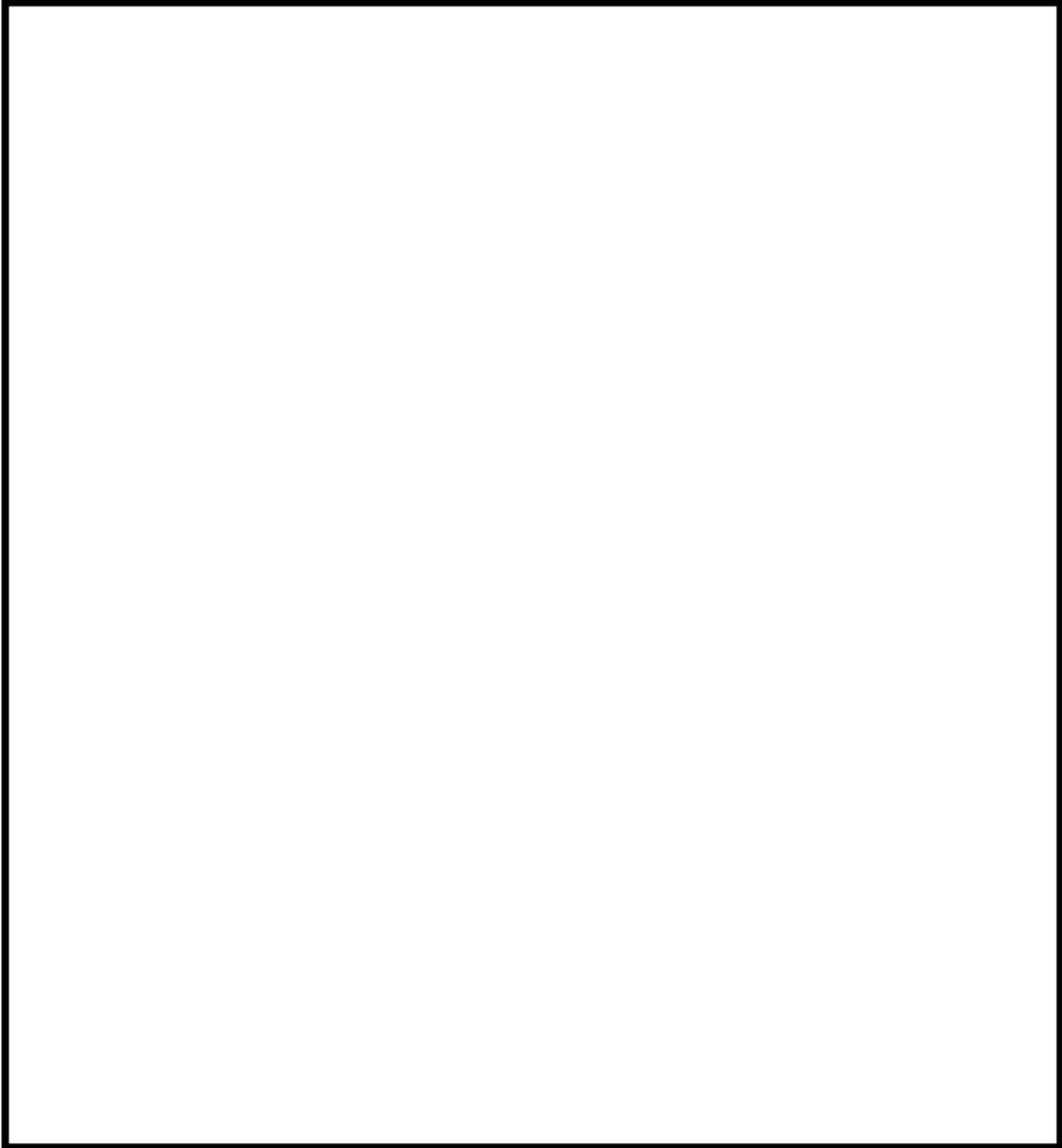


図 58-9-7 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (7/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

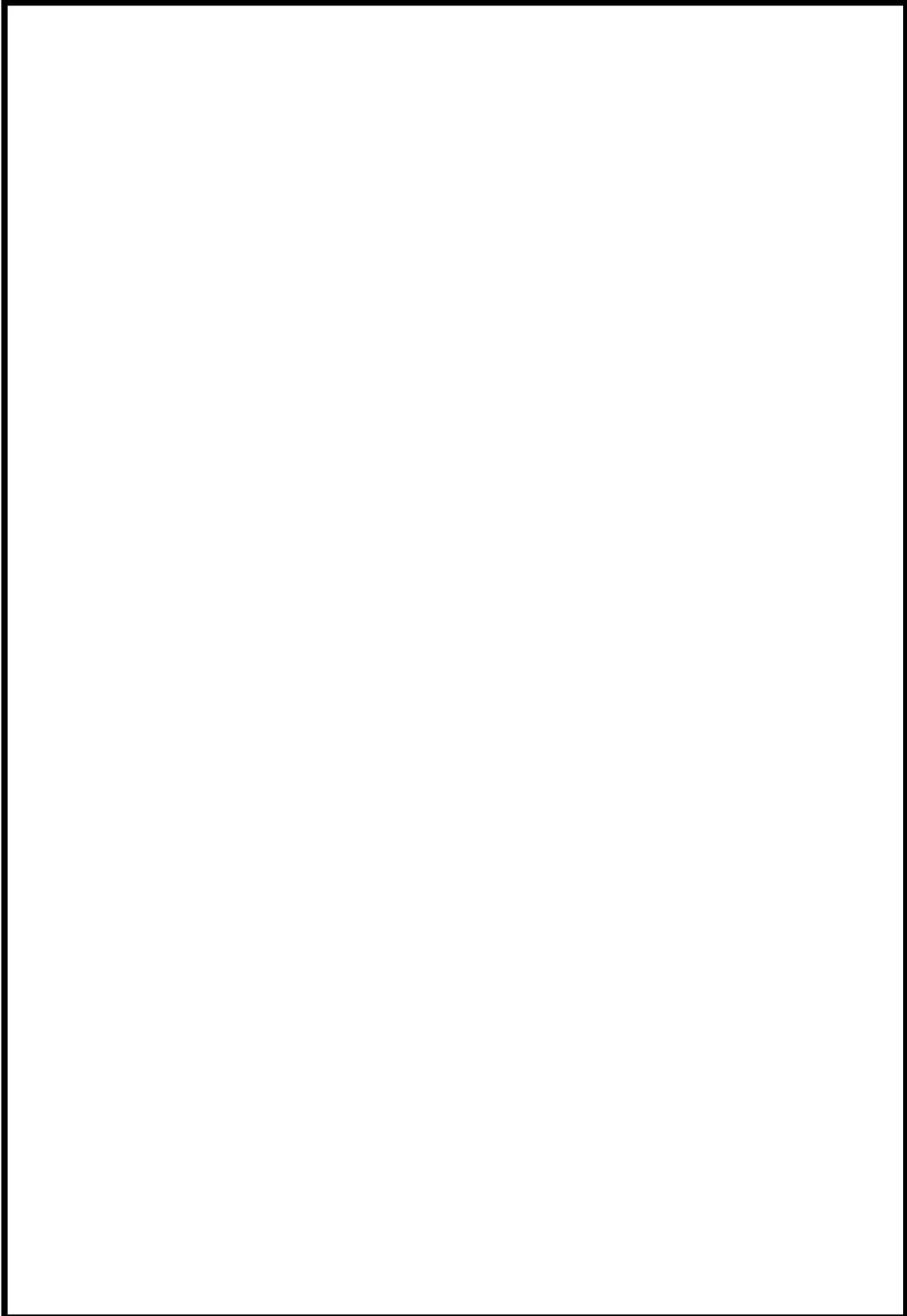


図 58-9-8 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (6号炉) (8/8)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

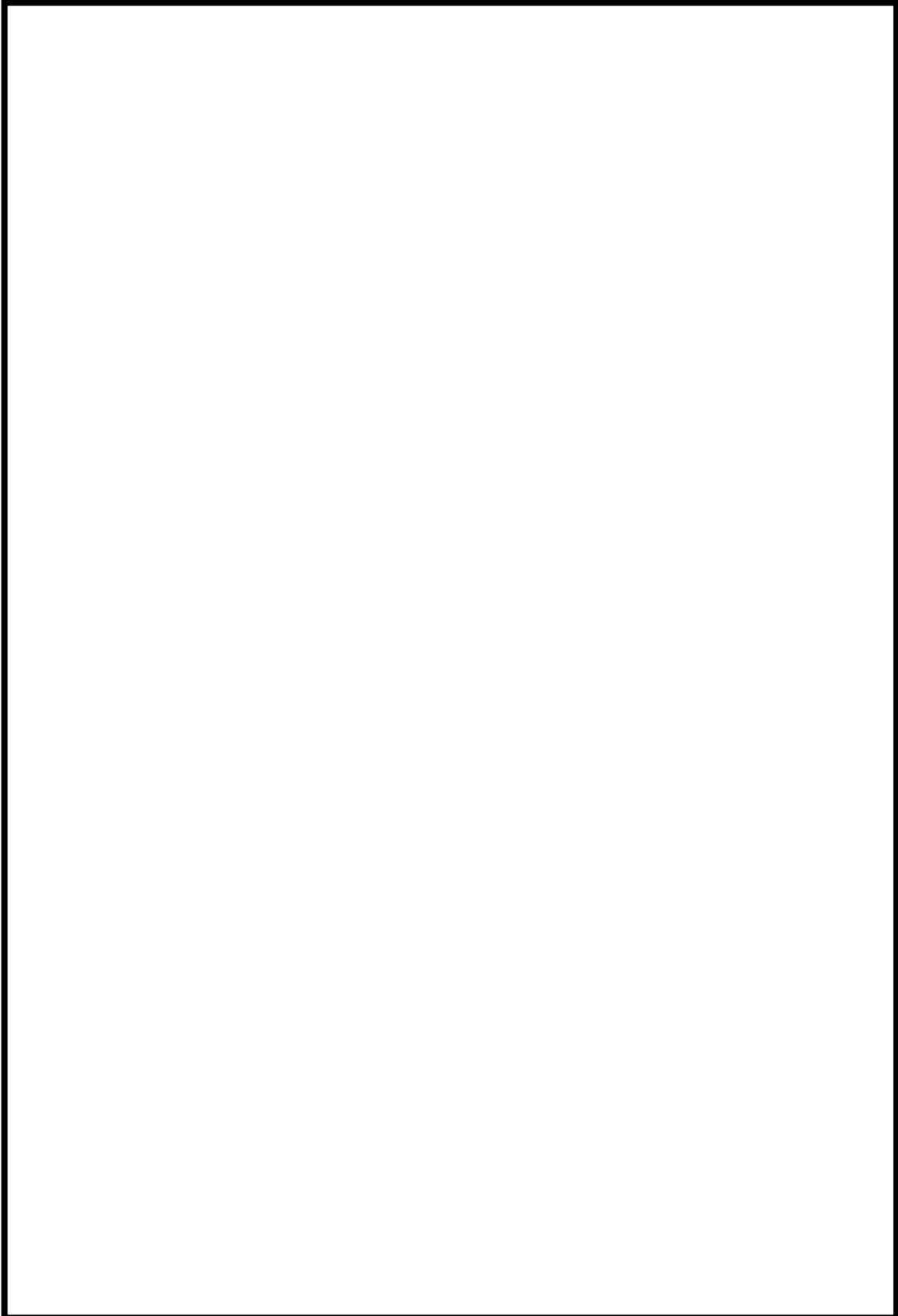


図 58-9-9 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (1/4)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

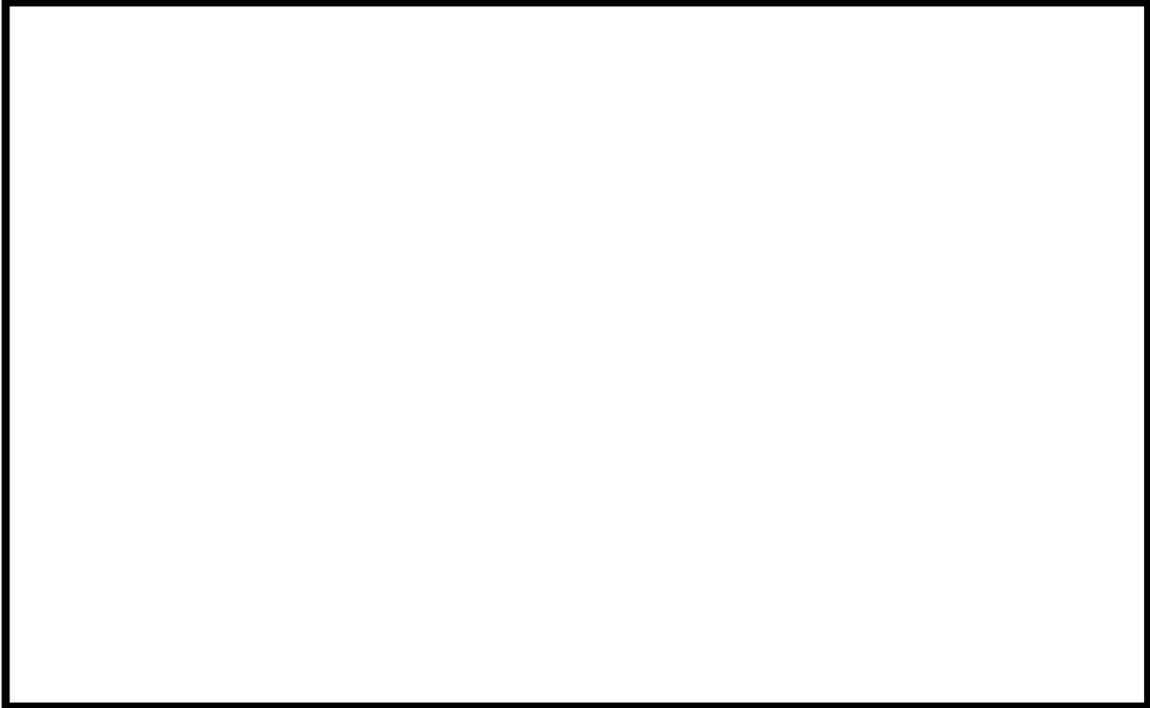


図 58-9-10 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (2/4)

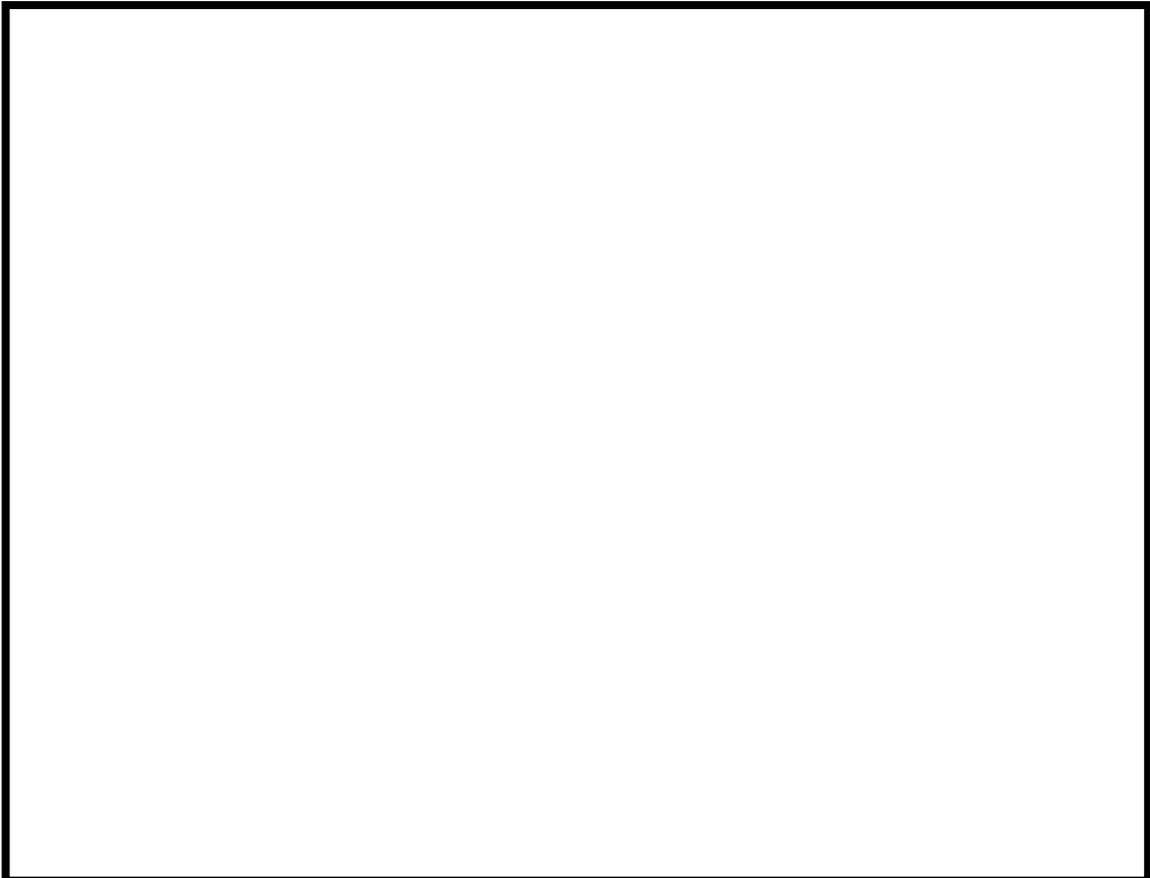


図 58-9-11 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (3/4)

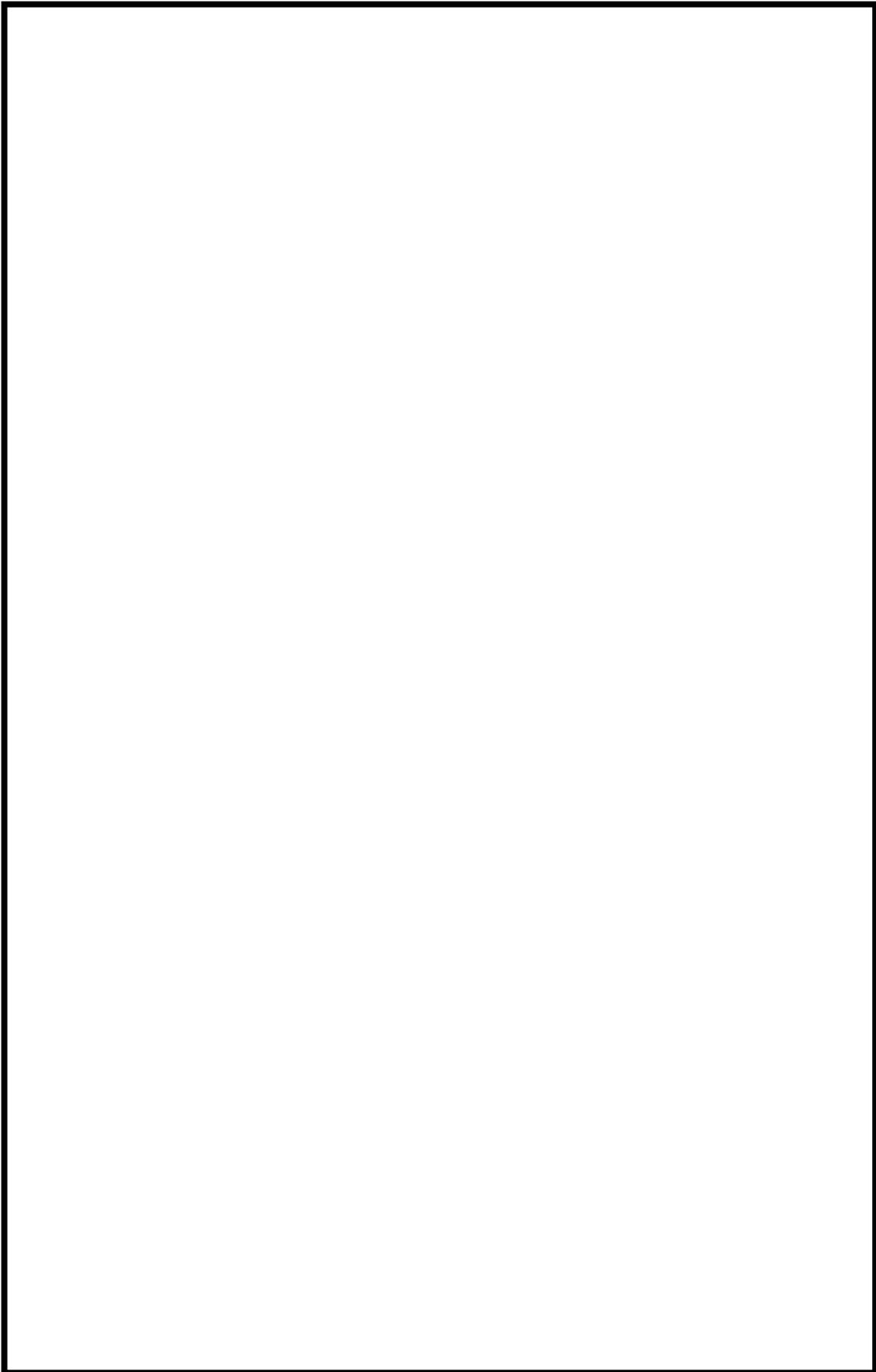


図 58-9-12 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (7号炉) (4/4)

58-10

主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について、耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大圧力、温度、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

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

表 58-10-1 耐環境性試験条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	200℃	0.62MPa (gage)	

表 58-10-2 耐環境性試験の評価結果

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度 (SA)	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

②二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外，その他の建屋内，屋外

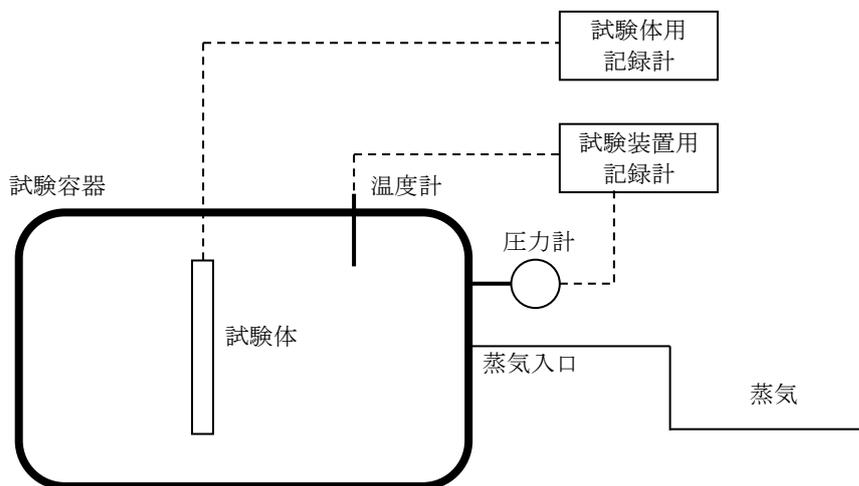
重大事故等時の二次格納施設内，原子炉建屋の二次格納施設外，その他の建屋内，屋外については環境条件を評価中であり，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについて，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を今後確認していく。

1. 格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」ある。次項以降において、重大事故等発生時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

格納容器内設置計器のうち重大事故等時に監視機能を期待される計器については、事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して事故時環境（温度，圧力，蒸気）を印加し，監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 格納容器内設置計器の事故時耐環境試験結果

事故時模擬試験の結果、圧力0.62MPa(gage)以上で、温度200℃以上、積算線量 以上（無機物で構成している検出器は除く）の事故時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上まわっていることから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境試験の評価結果（格納容器内設置計器）

パラメータ名	検出器種類	耐環境試験条件	評 価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ 気体温度	熱電対		同上
サプレッション・チェン バ・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材式 水素検出器		同上

* 検出器は無機物で構成しており、放射線による影響はない

58-11
パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（表 58-11-1 参照）。

2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（表 58-11-1 参照）。

表 58-11-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則※1														有効性評価※2※3																					
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4			
原子炉圧力容器温度															○																					
原子炉圧力		○	○												○	○	○	○	○		○	○	○	○							○	○				
原子炉圧力 (SA)		○	○												○	○	○	○	○		○	○	○	○							○	○				
原子炉水位		○	○												○	○	○	○	○	○	○	○		○							○	○	○			
原子炉水位 (SA)		○	○	○											○	○	○	○	○	○	○	○		○							○	○	○			
高圧代替注水系統流量		○													○		○																			
復水補給水系統流量 (原子炉圧力容器)				○			○								○	○		○	○		○		○									○				
復水補給水系統流量 (原子炉格納容器) *格納容器スプレイ						○	○								○	○		○	○		○		○	○												
復水補給水系統流量 (原子炉格納容器) *格納容器下部注水							○	○							○									○												
ドライウエル雰囲気温度					○	○	○	○	○						○			○					○	○												
サブプレッション・チェンバ氣體温度					○	○	○	○	○						○			○																		
サブプレッション・チェンバ・プール水温度					○	○	○	○	○						○		○	○	○	○		○	○	○												
格納容器内圧力 (D/W)					○	○	○	○	○						○	○		○	○	○	○	○	○													
格納容器内圧力 (S/C)					○	○	○	○	○						○	○		○	○	○	○	○	○													
サブプレッション・チェンバ・プール水位					○										○	○		○	○	○	○	○	○										○			
格納容器下部水位							○	○							○									○												
格納容器内水素濃度															○								○													
格納容器内水素濃度 (SA)															○								○	○												
格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)															○	○		○	○		○		○	○												
格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)															○	○		○	○		○		○	○												
起動領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○										○		
平均出力領域モニタ	○														○	○	○	○	○	○	○	○	○	○												
復水補給水系統温度 (代替循環冷却)								○							○																					
フィルタ装置水位					○	○	○	○							○	○		○	○		○		○													
フィルタ装置入口圧力					○	○	○	○							○			○	○		○		○													
フィルタ装置出口放射線モニタ					○	○	○	◎							○	○		○	○		○		○													
フィルタ装置水素濃度					○	○	○	◎							○																					
フィルタ装置金属フィルタ差圧					○	○	○	○							○	○		○	○		○		○													
フィルタ装置スクラバ水pH					○	○	○	○							○																					
耐圧強化ベント系放射線モニタ					○			○							○																					
復水貯蔵槽水位 (SA)		○													○	○		○	○		○	○	○											○		
復水移送ポンプ吐出圧力				○		○	○	○							○													○	○							
原子炉建屋水素濃度															○																					
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置															○																					
格納容器内酸素濃度															○								○													
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)															○													○	○							
使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)															○													○	○							
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)															○													○	○							
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ															○													○	○							
原子炉隔離時冷却系統流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○												
高圧炉心注水系統流量		○													○	○	○	○	○	○	○	○	○	○												
残留熱除去系統流量				○	○	○	○								○	○		○	○		○	○	○													
残留熱除去系ポンプ吐出圧力															○	○		○	○		○	○	○													
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					○	○	○								○																					
原子炉補機冷却水系統流量					○	○	○								○																					
残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量					○	○	○								○																					

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

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (1/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失		復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽 (水源) 淡水貯水池 (代替水源) 防火水槽 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 外部電源 (電源) 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系スパーージャ (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレィ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレィ冷却流路) 格納容器スプレィ・ヘッド (代替格納容器スプレィ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 46 条 (操作対象弁) 48 条 48 条 48 条 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) DB (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 48 条 (ベント元), 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレィ確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

58-11-4

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
	残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）		49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード）		47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	逃がし安全弁		46 条（操作対象弁）	
	サブプレッション・チェンバ（水源）		DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類	
	外部電源（電源）		DB（解析上使用を仮定）	
	原子炉スクラム機能		DB（SA 発生前に使用）	
	残留熱除去系配管（低圧注水流路）		47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	残留熱除去系弁（低圧注水流路）		47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	残留熱除去系スパージャ（低圧注水流路）		47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	原子炉圧力容器		DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類	
	残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路）		49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路）		49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	原子炉格納容器		DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ペント元、注入先）と分類	
	残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）		47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）		47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	真空破壊弁（S/C→D/W）		DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（S/P 蓄熱補助）と分類	
	原子炉補機冷却系		48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	原子炉補機冷却系サージタンク		48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類	
	原子炉補機冷却系海水ポンプ		48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）	
	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）		46 条（ロジック）	
	平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類		
	起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類		
	原子炉水位	58 条（原子炉状態確認）		
	原子炉水位（SA）	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）		
	原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）		
	高圧炉心注水系統流量	58 条設計基準拡張（高圧注水機能喪失を確認）		
	原子炉圧力	58 条（原子炉状態確認）		
	原子炉圧力（SA）	58 条（原子炉状態確認）		
	残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）		
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）		

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源+D/G喪失）		<p>原子炉隔離時冷却系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サブプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防水水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池 A（電源） 蓄電池 A-2（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）</p>	<p>45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条, 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ, Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 47 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（直流電源） 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）</p>

58-11-6

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 （外部電源 + D / G 喪失） （つづき）		平均出力領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			起動領域モニタ	DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類
			原子炉水位	47 条（低圧時の原子炉冷却）
			原子炉水位（SA）	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉隔離時冷却系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			格納容器内圧力（D/W）	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
			格納容器内圧力（S/C）	49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	58 条（炉心損傷有無判断）
			格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条（格納容器状態確認）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			ドライウェル雰囲気温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 49 条（格納容器の冷却） 58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条（格納容器状態確認）
			原子炉圧力	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉圧力（SA）	
復水補給水系流量（原子炉圧力容器）	47 条（低圧時の原子炉冷却） 58 条（代替注水確認）			
復水貯蔵槽水位（SA）	56 条（水の供給設備） 58 条（水源確認）			
フィルタ装置水位	48 条（最終ヒートシンクへの熱の輸送） 58 条（格納容器状態確認）			
フィルタ装置入口圧力				
フィルタ装置出口放射線モニタ				
フィルタ装置金属フィルタ差圧				

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +R/C/C失敗)		高压代替注水系 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系 代替格納容器圧力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高压代替注水系配管（高压代替注水流路） 高压代替注水系弁（高压代替注水流路） 給水系配管（高压代替注水流路） 給水系弁（高压代替注水流路） 残留熱除去系配管（低压注水流路）（低压代替注水流路） 残留熱除去系弁（低压注水流路）（低压代替注水流路） 復水補給水系配管（低压代替注水流路） 復水補給水系弁（低压代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	45 条（ポンプ） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 45 条（水源）、47 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 45 条（注入先）、47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（6/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +R C I C失敗) (つづき)		平均出力領域モニタ	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			起動領域モニタ	DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類
			原子炉水位 原子炉水位 (SA)	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			高圧代替注水系系統流量	45 条 (高圧時の原子炉冷却) 58 条 (高圧代替注水確認)
			格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C)	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			ドライウエル雰囲気温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)
			復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)
フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)			

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失)		逃がし安全弁 高压代替注水系 格納容器压力逃がし装置 耐压強化ベント系 代替格納容器压力逃がし装置 常設代替交流電源設備 残留熱除去系ポンプ 復水移送ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源）（常設代替直流電源） タンクローリ（4kL, 16kL）（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 高压代替注水系配管（高压代替注水流路） 高压代替注水系弁（高压代替注水流路） 給水系配管（高压代替注水流路） 給水系弁（高压代替注水流路） 残留熱除去系配管（低压注水流路）（低压代替注水流路） 残留熱除去系弁（低压注水流路）（低压代替注水流路） 復水補給水系配管（低压代替注水流路） 復水補給水系弁（低压代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（格納容器スプレイ冷却流路） 残留熱除去系弁（格納容器スプレイ冷却流路） 格納容器スプレイ・ヘッド（格納容器スプレイ冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路）	46 条（操作対象弁） 45 条（ポンプ） 48 条 48 条 48 条 57 条 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（ポンプ） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 45 条（水源）、47 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 45 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 45 条（注入先）、47 条（注入先） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条（ベント元） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路）

58-11-10

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (8/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +直流電源喪失) (つづき)		原子炉水位	45 条 (高压時の原子炉冷却)
			原子炉水位 (SA)	47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認)
			高压代替注水系系統流量	45 条 (高压時の原子炉冷却) 58 条 (高压代替注水確認)
			格納容器内圧力 (D/W)	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送)
			格納容器内圧力 (S/C)	49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W)	
			格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)	58 条 (炉心損傷有無判断)
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	58 条 (格納容器状態確認)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			ドライウエル雰囲気温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ気体温度	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認)
			サブプレッション・チェンバ・プール水温度	58 条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力	
			原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認)
復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認)			
フィルタ装置水位				
フィルタ装置入口圧力				
フィルタ装置出口放射線モニタ				
フィルタ装置金属フィルタ差圧	48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)			

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源+D/G喪失 +SRV再開失敗)		<p>原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (水源) 海水 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管 (高压注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁 (高压注水流路) 給水系配管 (高压注水流路) 給水系弁 (高压注水流路) 復水補給水系配管 (低压代替注水流路) 復水補給水系弁 (低压代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低压注水流路) (低压代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低压注水流路) (低压代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 残留熱除去系弁 (サプレッション・チェンバ・プール冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉水位, 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W), 格納容器内圧力 (S/C) 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)</p>	<p>45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 57 条 46 条 (操作対象弁) 47 条 (ポンプ) 47 条, 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条 (ポンプ, Hx) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 47 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (流路) 49 条 (注入先) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) 48 条 (流路) 48 条 (流路) 48 条 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低压時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (代替スプレイ確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)</p>

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/21）

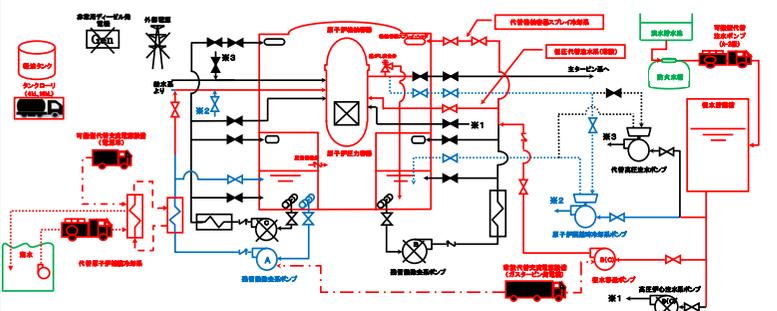
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)		原子炉隔離時冷却系 常設代替交流電源設備 逃がし安全弁 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 防火水槽（代替水源） 淡水貯水池（代替水源） 海水（水源） 可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)（代替水源移送） 可搬型代替交流電源（代替原子炉補機冷却系電源） 蓄電池 A（電源） AM 用直流 125V 蓄電池（電源） タンクローリ(4kL, 16kL)（給油） ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 復水補給水系配管（低圧代替注水流路） 復水補給水系弁（低圧代替注水流路） 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（低圧代替注水流路） 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレー冷却流路） 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレー冷却流路） 格納容器スプレー・ヘッド（代替格納容器スプレー冷却流路） 残留熱除去系配管（サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（サプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 真空破壊弁（S/C→D/W） 原子炉補機冷却系配管（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系弁（代替原子炉補機冷却流路） 原子炉補機冷却系サージタンク（代替原子炉補機冷却流路） 残留熱除去系熱交換器（代替原子炉補機冷却流路） 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位、原子炉水位（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 原子炉圧力、原子炉圧力（SA） 復水補給水系流量（原子炉圧力容器） 復水補給水系流量（原子炉格納容器） 格納容器内圧力（D/W）、格納容器内圧力（S/C） 残留熱除去系系統流量 サプレッション・チェンバ・プール水温度 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 57 条 46 条（操作対象弁） 47 条（ポンプ）、49 条（ポンプ） 47 条、49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 48 条（ポンプ、Hx） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 47 条（水源）、49 条（水源） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（ただし設備ではなく措置） 56 条（水源移送） 57 条 DB（解析上使用を仮定） ただし他のシナリオで SA（直流電源）と分類 57 条（直流電源） 57 条（燃料輸送） 57 条（燃料源） 57 条（燃料源） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 47 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条（流路） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条（注入先） 48 条（S/P 蓄熱補助） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） 48 条（流路） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（原子炉状態確認） 47 条（低圧時の原子炉冷却）、58 条（代替注水確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（代替スプレー確認） 49 条（格納容器の冷却）、58 条（格納容器状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器状態確認） 58 条（格納容器状態確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失		原子炉再循環流量制御系(自動運転モード) 逃がし安全弁 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(低圧注水モード) ※ポンプの自動起動のみ(注水はしない) 自動減圧系の起動阻止スイッチ ほう酸水注入系ポンプ 残留熱除去系ポンプ(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能 電動駆動給水ポンプ サプレッション・チェンバ(水源) 復水貯蔵槽(水源) 外部電源(電源) 原子炉隔離時冷却系配管(高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系弁(高圧注水流路) 給水系配管(高圧注水流路) 給水系弁(高圧注水流路) 高圧炉心注水系配管(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) 高圧炉心注水系弁(高圧注水流路)(ほう酸水注入流路) ほう酸水注入系貯蔵タンク ほう酸水注入系配管 ほう酸水注入系弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 残留熱除去系弁(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路) 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 格納容器内圧力(D/W) 格納容器内圧力(S/C) 原子炉水位 原子炉水位(SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サプレッション・チェンバ・プール水温度 残留熱除去系系統流量 復水貯蔵槽水位(SA)	DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(操作対象弁)と分類 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 47条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 46条(減圧制御) 44条(ポンプ) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条 DB(解析上使用を仮定) DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA(水源)と分類 DB(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(流路) 44条(注入先) 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 49条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 DB(解析上使用を仮定するDB設備の注入先) ただし他シナリオでSA(ベント元, 注入先)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類 48条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認) 58条(スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未臨界確認) 49条(格納容器の冷却) 58条(格納容器状態確認) 58条(原子炉状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張(RHRポンプ起動確認) 58条(格納容器状態確認) 58条設計基準拡張(解析上使用を仮定) 56条(水の供給設備), 58条(水源確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (13/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA)		復水移送ポンプ 逃がし安全弁 格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化バント系 代替格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低压代替注水流路) 復水補給水系弁 (低压代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低压代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低压代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C-D/W) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位 (SA) 原子炉隔離時冷却系系統流量 高压炉心注水系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA) フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧	47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 46 条 (操作対象弁) 48 条 48 条 48 条 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注入先) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (注入先) 48 条 (S/P 蓄熱補助) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (低压注水機能喪失を確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低压時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレイ確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 48 条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58 条 (格納容器状態確認)

58-11-16

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)		原子炉隔離時冷却系 高圧炉心注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード） ※ポンプの自動起動のみ（注水はしない） 残留熱除去系ポンプ（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード） 残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却冷却モード） 主蒸気隔離弁 逃がし安全弁 サブプレッション・チェンバ（水源） 復水貯蔵槽（水源） 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機（電源） 原子炉スクラム機能 原子炉隔離時冷却系配管（高圧注水流路） 原子炉隔離時冷却系弁（高圧注水流路） 給水系配管（高圧注水流路） 給水系弁（高圧注水流路） 高圧炉心注水系配管（高圧注水流路） 高圧炉心注水系弁（高圧注水流路） 高圧炉心注入隔離弁 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 残留熱除去系弁（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却流路） 原子炉格納容器 残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路） 残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路） 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 原子炉水位（SA） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 サブプレッション・チェンバ・プール水温度 サブプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位（SA）	45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（操作対象弁）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類 DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料源）と分類 57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前に使用） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 45 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 46 条設計基準拡張（手動操作による隔離） DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 49 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（ベント元、注入先）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類 48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 DB（SA 発生前のスクラム機能確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類 58 条（原子炉状態確認） 58 条（原子炉状態確認） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） 58 条（格納容器冷却確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認） 56 条（水の供給設備）、58 条（水源確認）

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却使用)		常設代替交流電源設備 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) 復水移送ポンプ 代替循環冷却-復水移送ポンプ 代替循環冷却-代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高圧炉心注水系配管 (代替循環冷却流路) 高圧炉心注水系弁 (代替循環冷却流路) 給水系配管 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 給水系弁 (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッド (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C-D/W) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ, Hx) 50 条 (水源) 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (流路), 50 条 (流路) 47 条 (注入先), 50 条 (注入先) 50 条 (S/P 蓄熱補助) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却), 58 条 (代替スプレイ確認) 49 条 (格納容器の冷却), 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の冷却), 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

58-11-18

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/21）

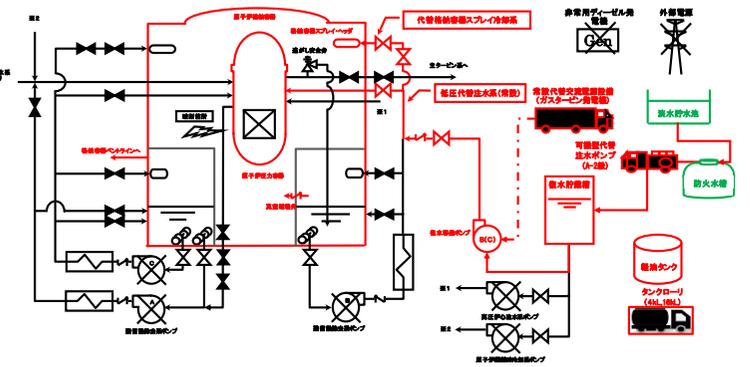
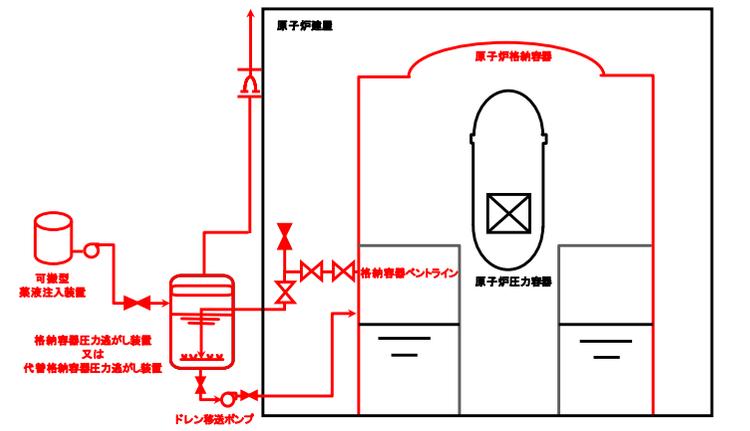
No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却不使用)	 	常設代替交流電源設備 蓄電池 A (電源) AM 用直流 125V 蓄電池 (電源) 復水移送ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 代替格納容器圧力逃がし装置 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) タンクローリ (4kL, 16kL) (給油) ガスタービン発電機用燃料タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (低圧代替注水流路) 復水補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレー冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレー冷却流路) 格納容器スプレー・ヘッド (代替格納容器スプレー冷却流路) 原子炉格納容器 真空破壊弁 (S/C→D/W) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系系統流量 高圧炉心注水系系統流量 残留熱除去系系統流量 格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) 格納容器内水素濃度 (SA) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 復水補給水系流量 (原子炉圧力容器) 復水補給水系流量 (原子炉格納容器) 格納容器内圧力 (D/W) 格納容器内圧力 (S/C) ドライウェル雰囲気温度 フィルタ装置水位 フィルタ装置入口圧力 フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置金属フィルタ差圧 サプレッション・チェンバ・プール水位 復水貯蔵槽水位 (SA)	57 条 DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類 57 条 (直流電源) 47 条 (ポンプ), 49 条 (ポンプ) 50 条 50 条 47 条 (水源), 49 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 47 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 49 条 (流路) 50 条 (S/P 蓄熱補助) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他のシナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他のシナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (代替スプレー確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (17/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱		逃がし安全弁 復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 (水源) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) 海水 (水源) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (代替水源移送) 非常用ディーゼル発電機 (電源) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 原子炉スクラム機能 復水補給水系配管 (格納容器下部注水流路) (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 復水補給水系弁 (格納容器下部注水流路) (低圧代替注水流路) (代替循環冷却流路) 格納容器下部注水系配管 格納容器下部注水系弁 原子炉格納容器 残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 格納容器スプレイ・ヘッダ (代替格納容器スプレイ冷却流路) (代替循環冷却流路) 代替循環冷却-復水移送ポンプ 代替循環冷却-代替原子炉補機冷却系 サプレッション・チェンバ (水源) 可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源) 代替循環冷却配管 代替循環冷却弁 高压炉心注水系配管 (代替循環冷却流路) 高压炉心注水系弁 (代替循環冷却流路) 原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路) 原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路) 残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	46 条 (操作対象弁) 51 条 (ポンプ) 51 条 (水源) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (水源移送) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) DB (SA 発生前に使用) 51 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 51 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 51 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 51 条 (流路) 51 条 (注入先) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 49 条 (流路), 50 条 (流路) 50 条 (ポンプ) 50 条 (ポンプ, Hx) 50 条 (水源) 57 条 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) 50 条 (流路) DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 DB (SA 発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオで SA (58 条設備) と分類 58 条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (高压注水機能喪失を確認) 58 条設計基準拡張 (RHR ポンプ起動確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認) 49 条 (格納容器の冷却), 51 条 (格納容器下部の熔融炉心冷却), 58 条 (代替スプレイ確認) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認) 51 条 (格納容器下部の熔融炉心冷却) 58 条 (格納容器状態確認) 56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)

58-11-20

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用		—	—
3.4	水素燃焼		—	—
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用		—	—
4.1	想定事故1 (使用済燃料貯蔵プール)		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 残留熱除去系系統流量 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	54 条 (ポンプ) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入先) 58 条設計基準拡張 (SFP 冷却機能喪失を確認) 58 条 (SFP 補給機能喪失を確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間線量確認)
4.2	想定事故2 (使用済燃料貯蔵プール)		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) 防火水槽 (代替水源) 淡水貯水池 (代替水源) タンクローリ (4kL) (給油) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 燃料プール代替注水系配管 燃料プール代替注水系弁 燃料プール代替注水系スプレイヘッド 使用済燃料プール 使用済燃料プール冷却浄化系配管手動弁 復水移送ポンプ吐出圧力 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	54 条 (ポンプ) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 56 条 (ただし設備ではなく措置) 57 条 (燃料輸送) 57 条 (燃料源) 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (流路) 54 条 (注入先) DB (解析上使用を仮定) 58 条 (SFP 補給機能喪失を確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 状態確認) 54 条 (SFP 上部空間線量確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/21)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	崩壊熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)		残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード) サプレッション・チェンバ (水源) 軽油タンク 非常用ディーゼル発電機 (電源) 逃がし安全弁 残留熱除去系配管 (低圧注水流路) 残留熱除去系弁 (低圧注水流路) 原子炉圧力容器 残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却流路) 残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却流路) 原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉格納容器 残留熱除去系系統流量 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 原子炉水位, 原子炉水位 (SA) 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	分類案 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (水源) と分類 DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (燃料源) と分類 57 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオで SA (操作対象弁) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (注入先) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (ペント元, 注入先) と分類 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20/21）

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)		常設代替交流電源設備	57 条
			復水移送ポンプ	47 条 (ポンプ)
			残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			代替原子炉補機冷却系	48 条 (ポンプ, Hx)
			復水貯蔵槽 (水源)	47 条 (水源)
			海水 (水源)	56 条 (ただし設備ではなく措置)
			可搬型代替交流電源 (代替原子炉補機冷却系電源)	57 条
			蓄電池 A (電源)	DB (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオで SA (直流電源) と分類
			AM 用直流 125V 蓄電池 (電源)	57 条 (直流電源)
			タンクローリ (4kL, 16kL) (給油)	57 条 (燃料輸送)
			ガスタービン発電機用燃料タンク	57 条 (燃料源)
			軽油タンク	57 条 (燃料源)
			逃がし安全弁	46 条 (操作対象弁)
			復水補給水系配管 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			復水補給水系弁 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系配管 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系弁 (低压代替注水流路)	47 条 (流路)
			原子炉圧力容器	47 条 (注入先)
			残留熱除去系配管 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類
			残留熱除去系弁 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオで SA (流路) と分類
			原子炉格納容器	DB (解析上使用を仮定する DB 設備の注入先) ただし他シナリオで SA (ベント元, 注入先) と分類
			原子炉補機冷却系配管 (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (流路)
			原子炉補機冷却系弁 (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (流路)
			原子炉補機冷却系サージタンク (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (流路)
			残留熱除去系熱交換器 (代替原子炉補機冷却流路)	48 条 (流路)
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉水位	58 条 (原子炉状態確認)
			原子炉水位 (SA)	47 条 (低圧時の原子炉冷却), 58 条 (代替注水確認)
			復水補給水系流量 (原子炉圧力容器)	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系熱交換器入口温度	58 条 (原子炉状態確認)
原子炉圧力	58 条 (原子炉状態確認)			
原子炉圧力 (SA)	58 条 (原子炉状態確認)			
復水貯蔵槽水位 (SA)	56 条 (水の供給設備), 58 条 (水源確認)			

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

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の流出 (運転停止中の原子炉)	<p>系統概要図</p> <p>原子炉ウエル</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>非常用ディーゼル発電機 Gen</p> <p>外部電源</p> <p>軽油タンク</p> <p>主タービン系へ</p> <p>給水ポンプより</p> <p>残留熱除去系ポンプ A</p> <p>残留熱除去系ポンプ C</p> <p>残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁</p>	残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系ポンプ（原子炉停止時冷却モード）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			サブプレッション・チェンバ（水源）	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（水源）と分類
			軽油タンク	DB（解析上使用を仮定） ただし他シナリオで SA（燃料タンク）と分類
			非常用ディーゼル発電機（電源）	57 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系配管（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（低圧注水流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉圧力容器	DB（解析上使用を仮定する DB 設備の注入先） ただし他シナリオで SA（注入先）と分類
			残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系サージタンク	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定） ただし一部は他シナリオで SA（流路）と分類
			原子炉補機冷却系海水ポンプ	48 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			残留熱除去系系統流量	58 条設計基準拡張（解析上使用を仮定）
			原子炉水位	58 条（原子炉状態確認）
			原子炉水位（SA）	58 条（格納容器状態確認）
			サブプレッション・チェンバ・プール水位	DB（解析上使用を仮定）
			原子炉スクラム機能（原子炉周期短縮）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ 制御棒引き抜き阻止機能（原子炉周期短縮）	DB（解析上使用を仮定）
			起動領域モニタ	DB（原子炉スクラム機能の確認） ただし他シナリオで SA（58 条設備）と分類