

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成 31 年 2 月

東北電力株式会社

目次

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

下線部：今回提出資料

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 代替高圧窒素ガス供給系について

46-11 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について

46-12 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について

46-13 高温環境下での主蒸気逃がし安全弁の開保持機能維持について

46-14 その他設備

46-15 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

46-16 主蒸気逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組みについて

46-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	46-3 配置図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
		関連資料	46-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	46-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	46-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	46-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
関連資料			—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		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)	容器	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外 (その他設備)	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	46-3 配置図		
	第 2 号	操作性	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
		関連資料	46-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用—切替不要	B b		
		関連資料	46-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) について 46-12 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) に関する健全性について			
	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	46-6 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	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) について			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	46-3 配置図	
		第 2 号	操作性	現場操作 (接続操作)	B g
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他の電源設備	J
			関連資料	46-5 試験及び検査	
		第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図	
	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 (その他設備)	対象外
		関連資料	46-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料	46-3 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する設備	B
			関連資料	46-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図	
		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	46-7 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	46-3 配置図	
		第 5 号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a
			関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図	
第 6 号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	46-9 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 設備あり) - 屋内	A a
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		高圧窒素ガスポンペ (高圧窒素ガス供給系 (非常用))		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	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟外およびその他の建屋内	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		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	46-3 配置図		
	第 2 号	操作性	現場操作 (弁操作)		B f	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器		C	
		関連資料	46-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	46-4 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 (その他設備)		対象外
		関連資料	46-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)		A a	
		関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する設備		B
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	専用の接続		D
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		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	46-7 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		46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第 5 号	保管場所	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)		A a	
関連資料		46-3 配置図, 46-8 保管場所図				
第 6 号	アクセスルート	屋内アクセスルートの確保		A		
	関連資料	46-9 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 設備あり) - 屋内		A a	
		サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		対象外	
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		高圧窒素ガスポンペ (代替高圧窒素ガス供給系)		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	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟外およびその他の建屋内	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		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	46-3 配置図		
		第 2 号	操作性		現場操作 (弁操作)	B f
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図			
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器	C
		関連資料	46-5 試験及び検査			
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
		関連資料	46-4 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 (その他設備)	対象外
		関連資料	46-4 系統図			
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図				
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する設備	B
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性		専用の接続	D
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
		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	46-7 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			46-3 配置図, 46-7 接続図			
第 5 号		保管場所		屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
		関連資料	46-3 配置図, 46-8 保管場所図			
第 6 号		アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A	
		関連資料	46-9 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 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		対象外 (サポート系なし)	対象外	
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図				

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		原子炉建屋ブローアウトパネル		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 屋外	B D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	46-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	46-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M
			関連資料	46-5 試験及び検査	
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	46-4 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 (その他設備)	対象外
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	—	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
関連資料			—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 6 条：原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		HPCS注入隔離弁 (設計基準拡張)		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(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	現場操作	B f	
		関連資料	—		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁	B	
		関連資料	—		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	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	現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	流路, その他設備	対象外
			関連資料	46-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	—
関連資料			—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料	—			

46-2

単線結線図

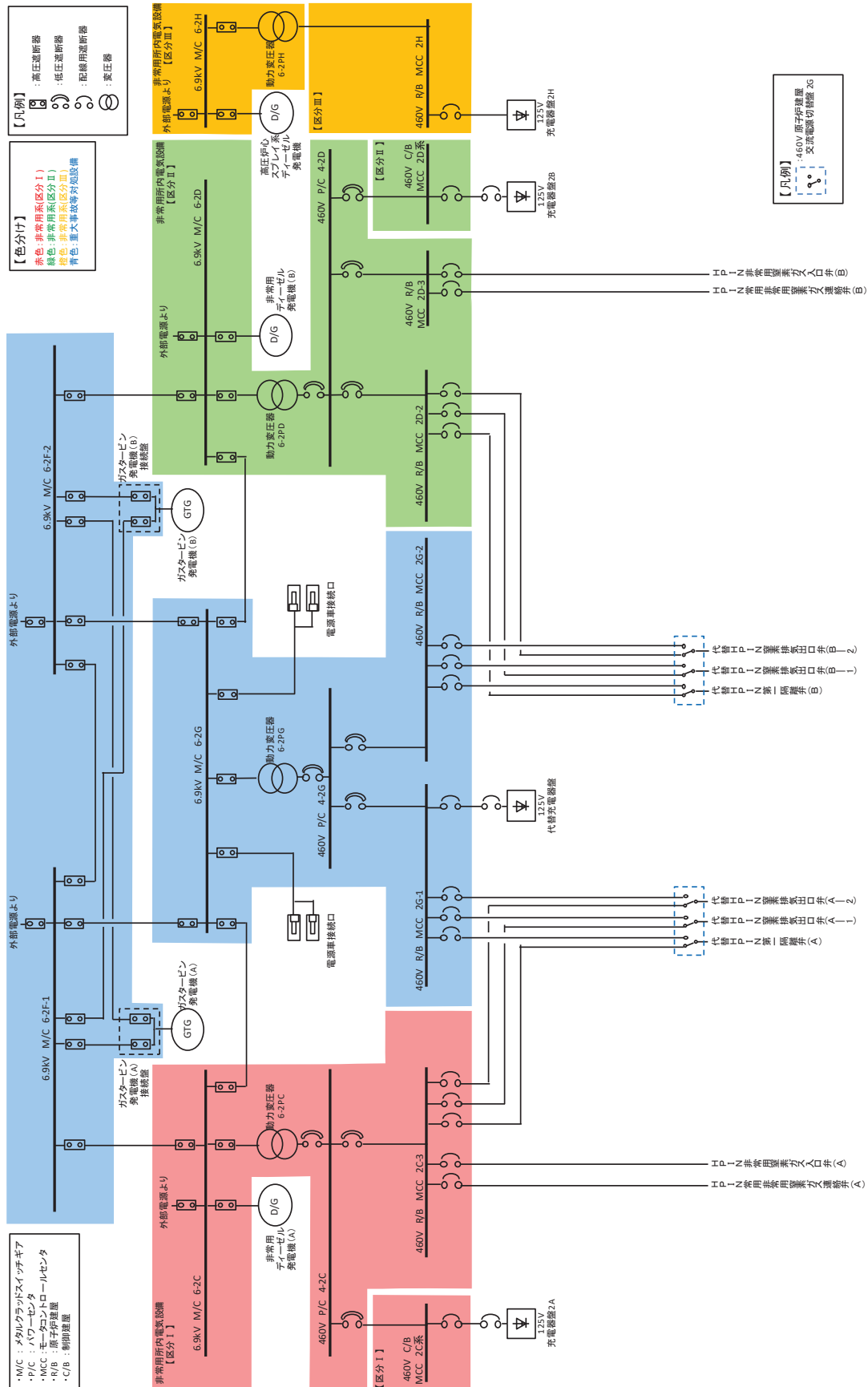


図 46-2-1 交流電源単線結線図

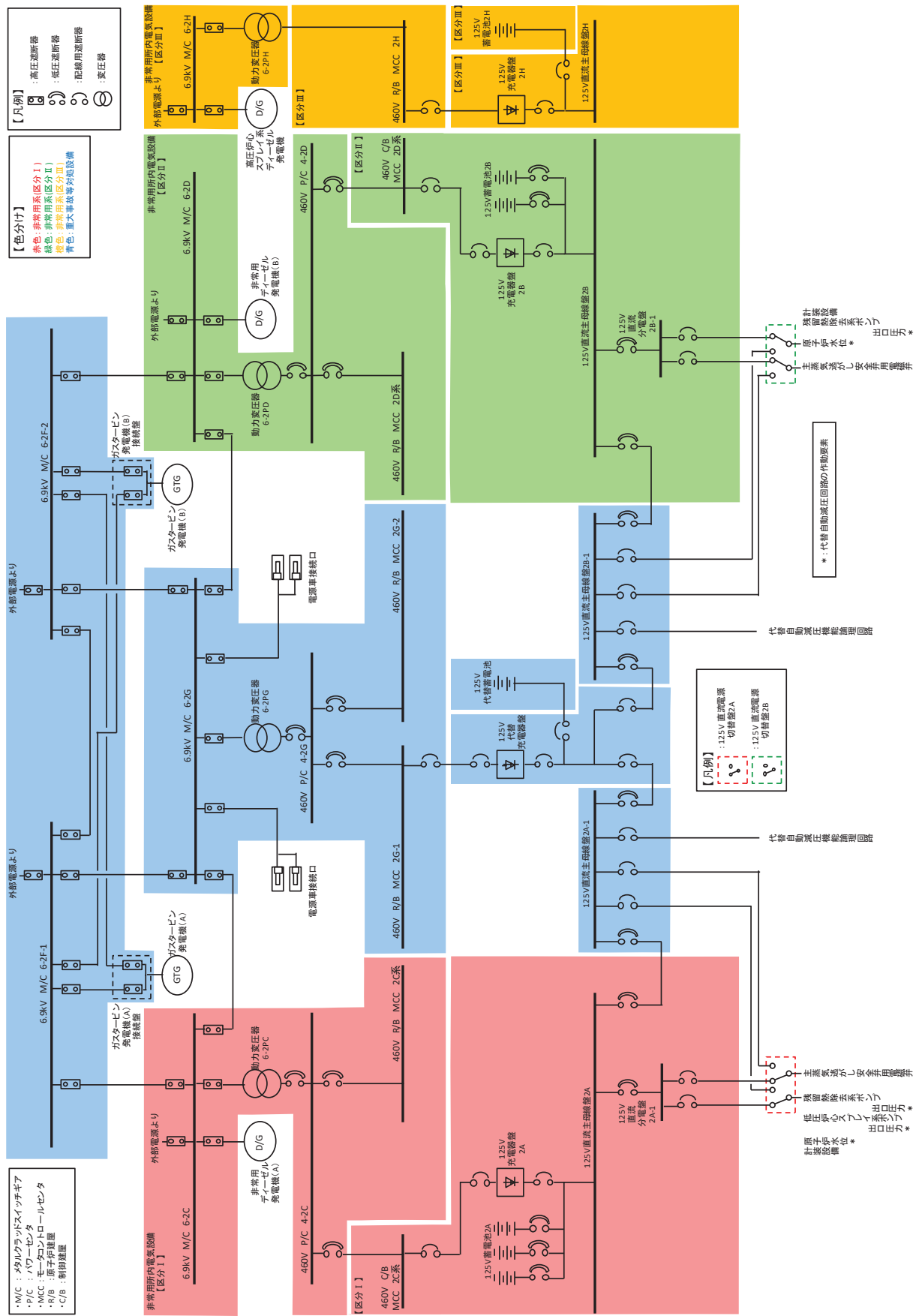


図 46-2-2 直流電源単線結線図

46-3

配置図



: 設計基準対象施設



: 重大事故等対処設備

・主蒸気逃がし安全弁

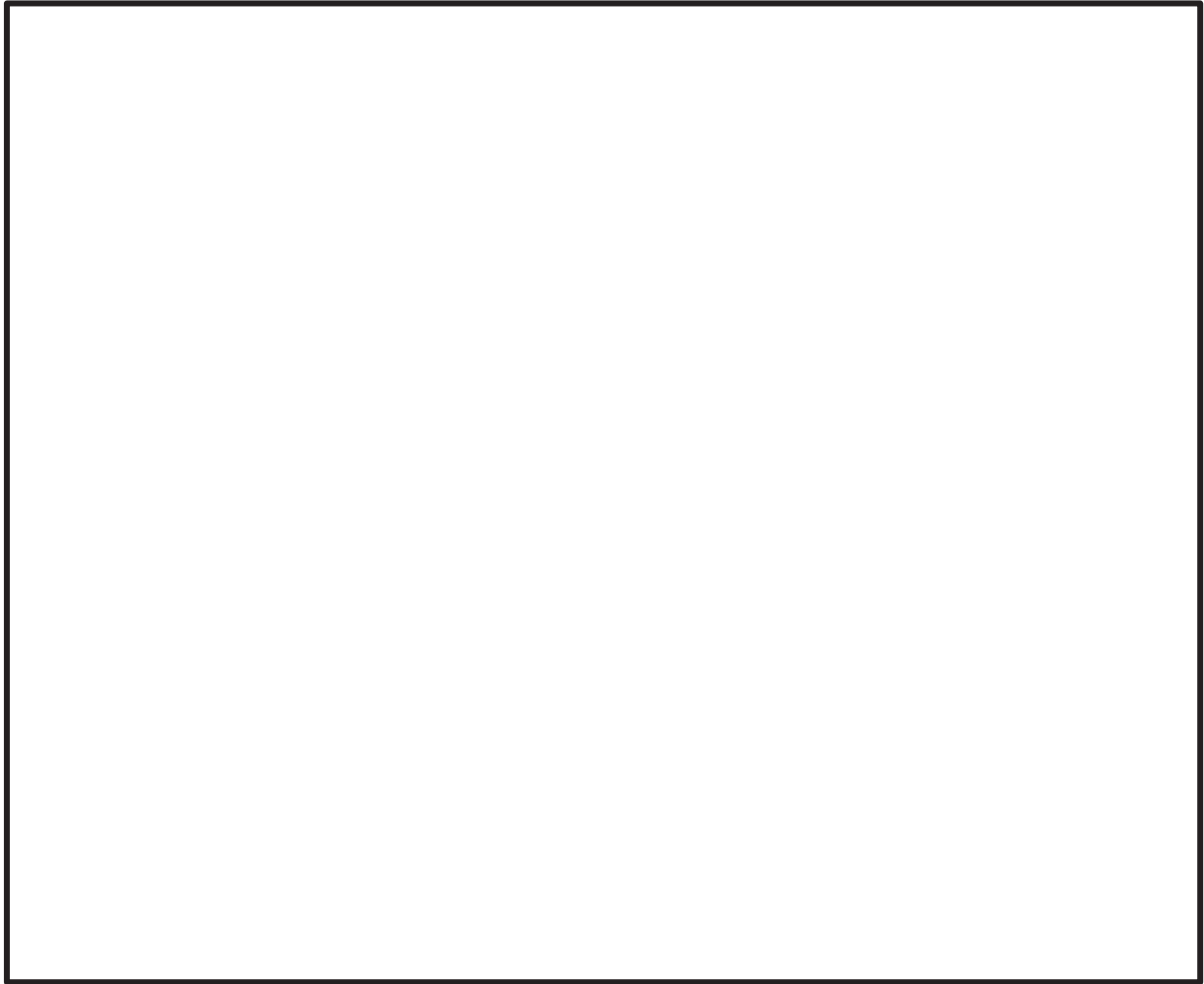


図 46-3-1 配置図 (主蒸気逃がし安全弁)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁

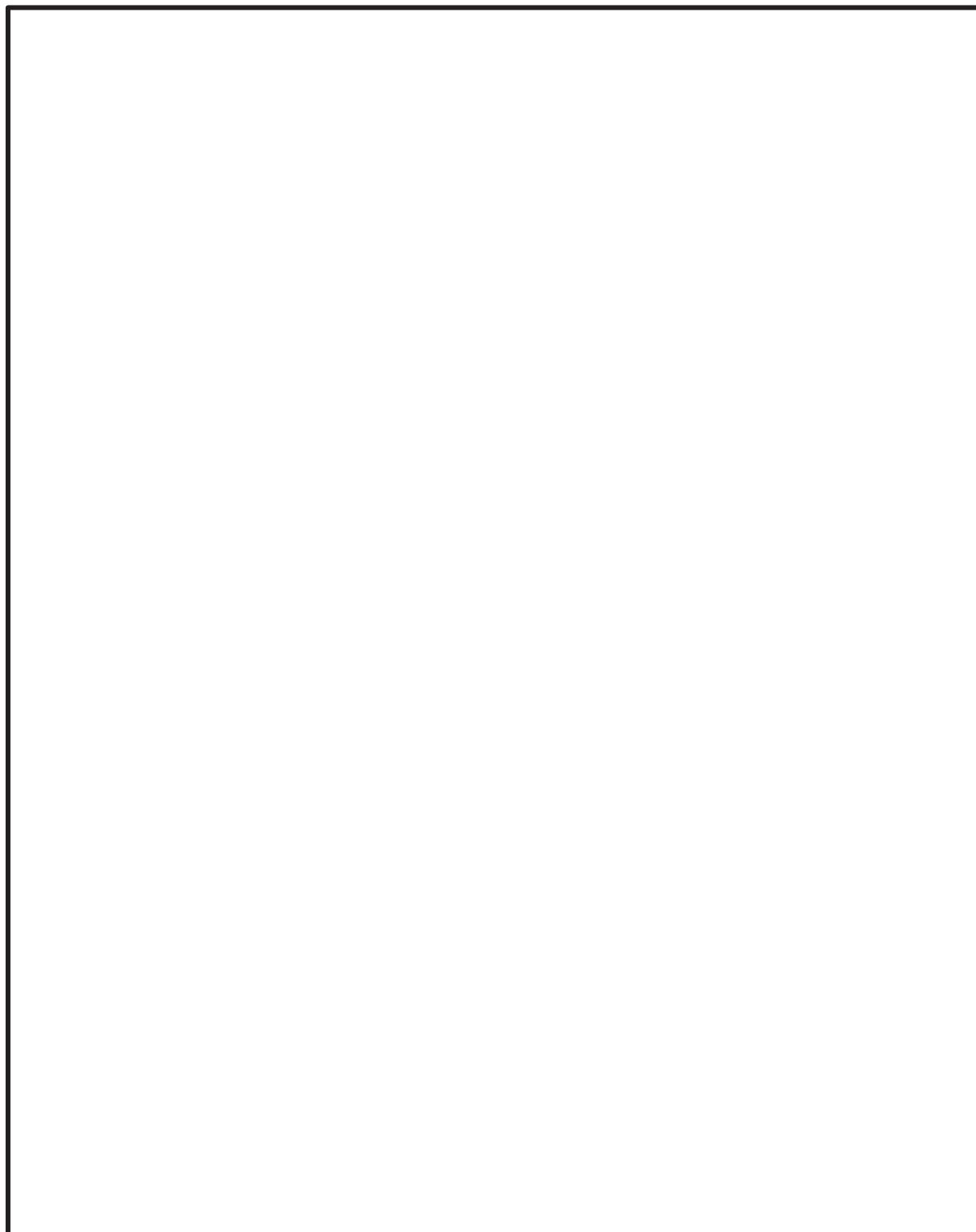


図 46-3-2 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁

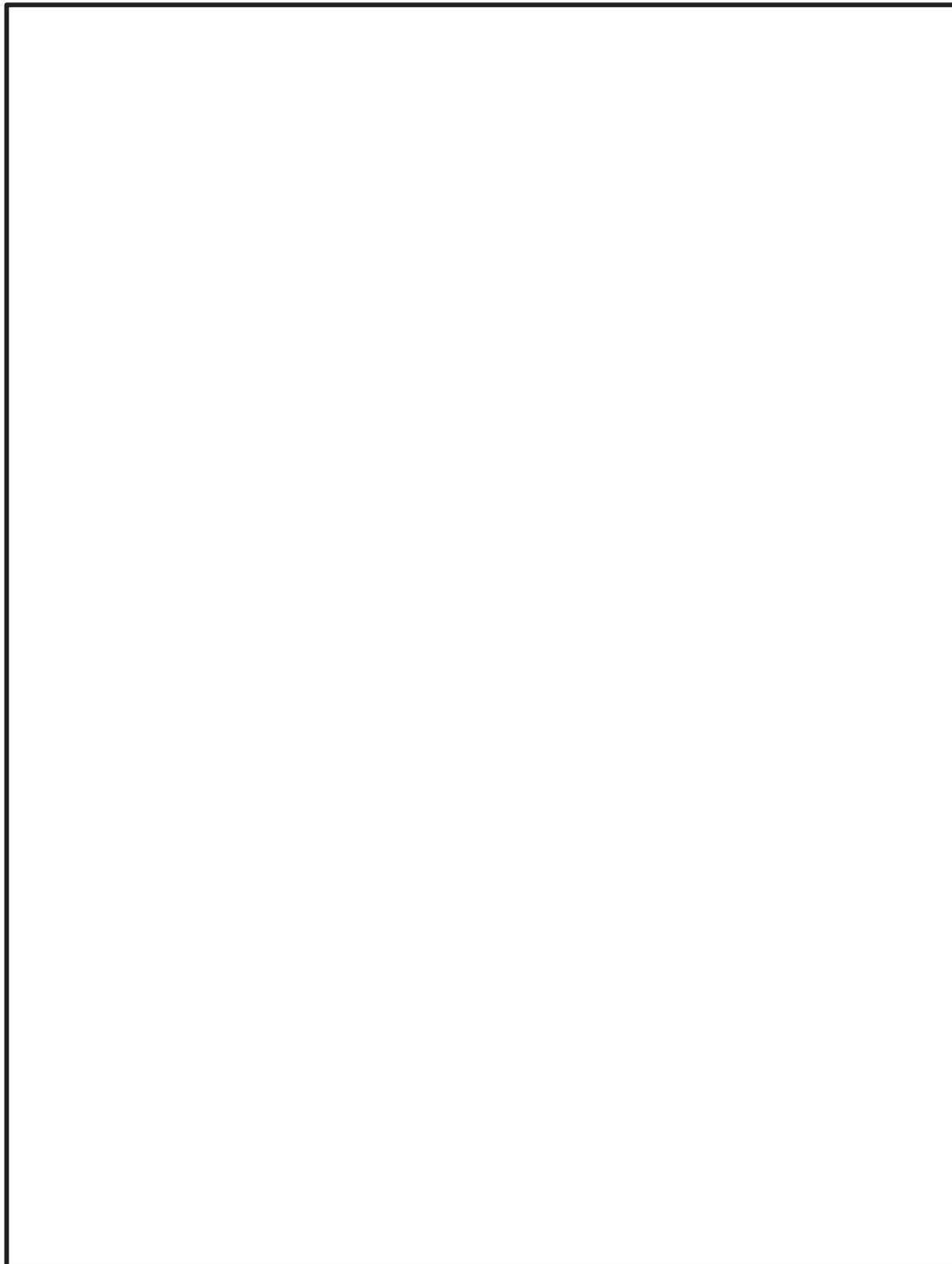


図 46-3-3 配置図（中央制御室（制御建屋地上3階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

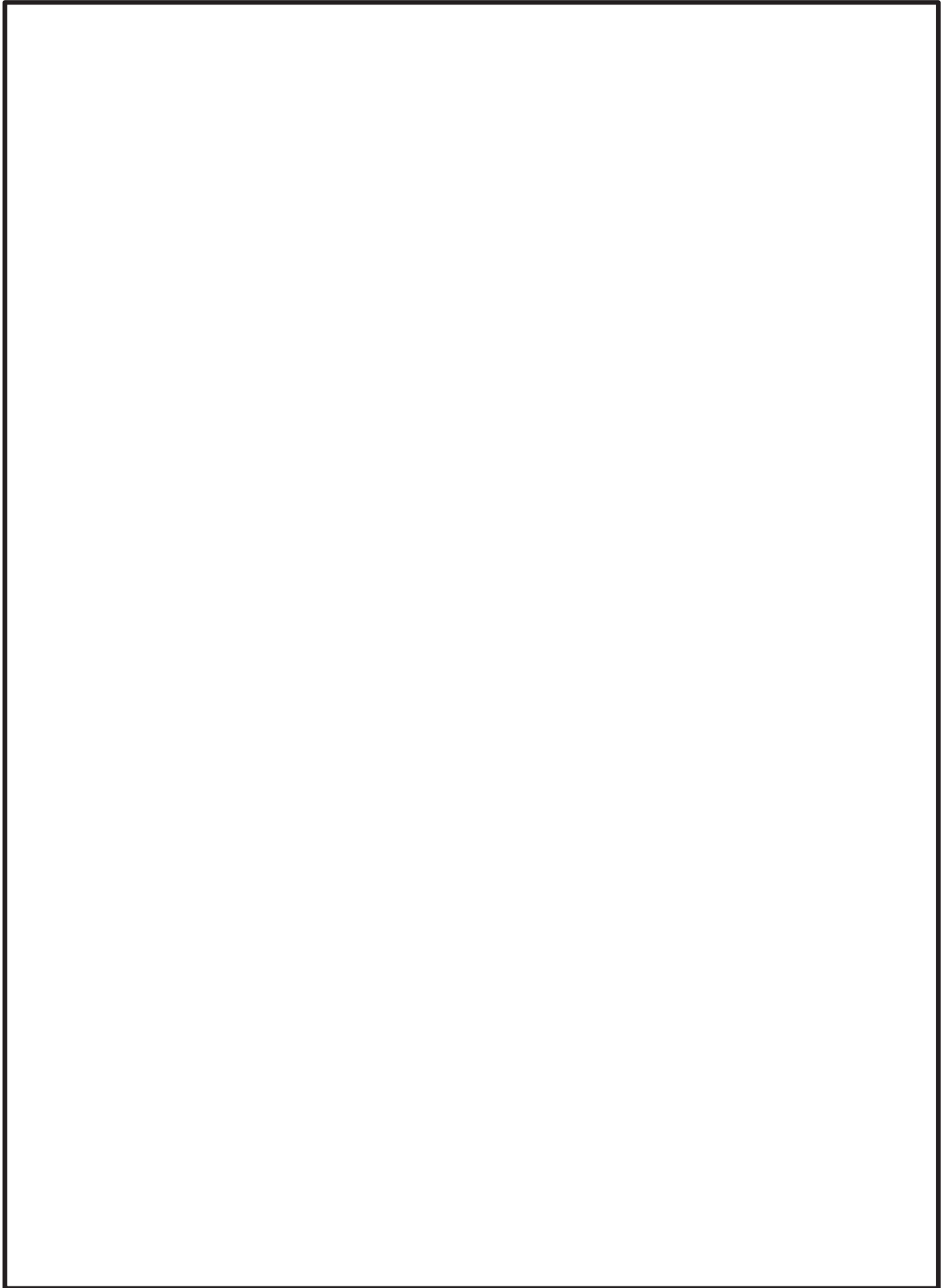


図 46-3-4 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

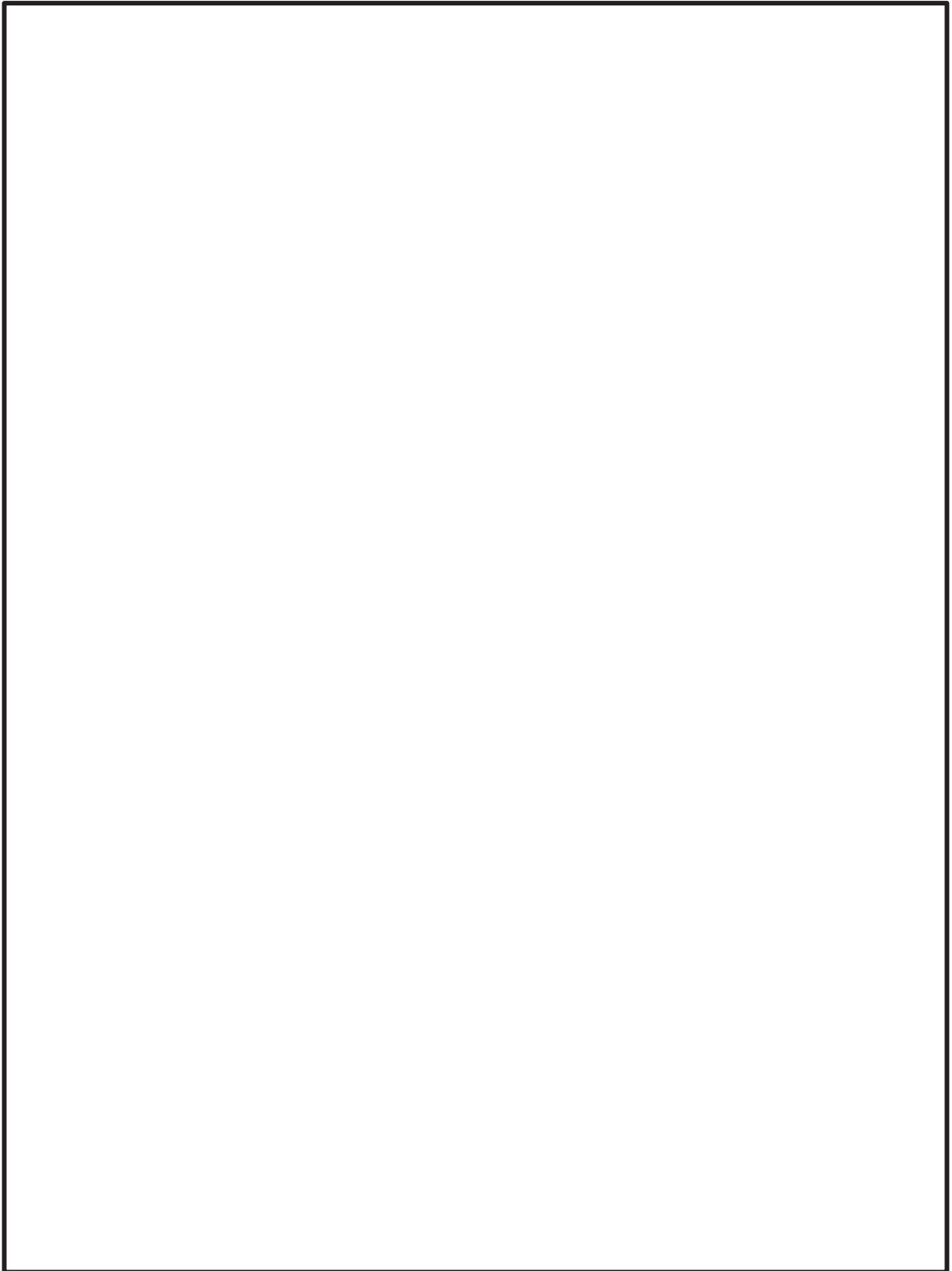


図 46-3-5 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

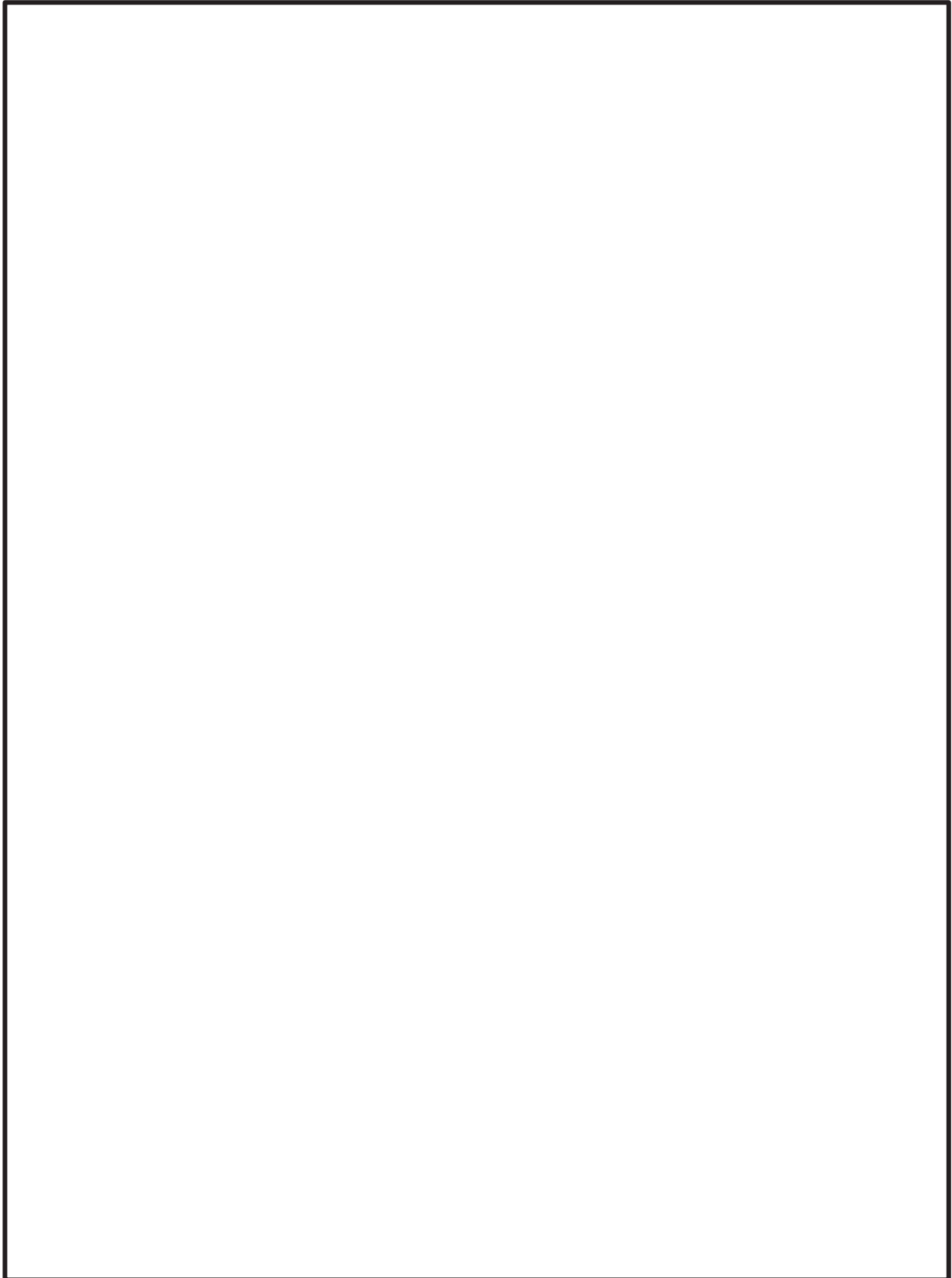


図 46-3-6 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（計器）

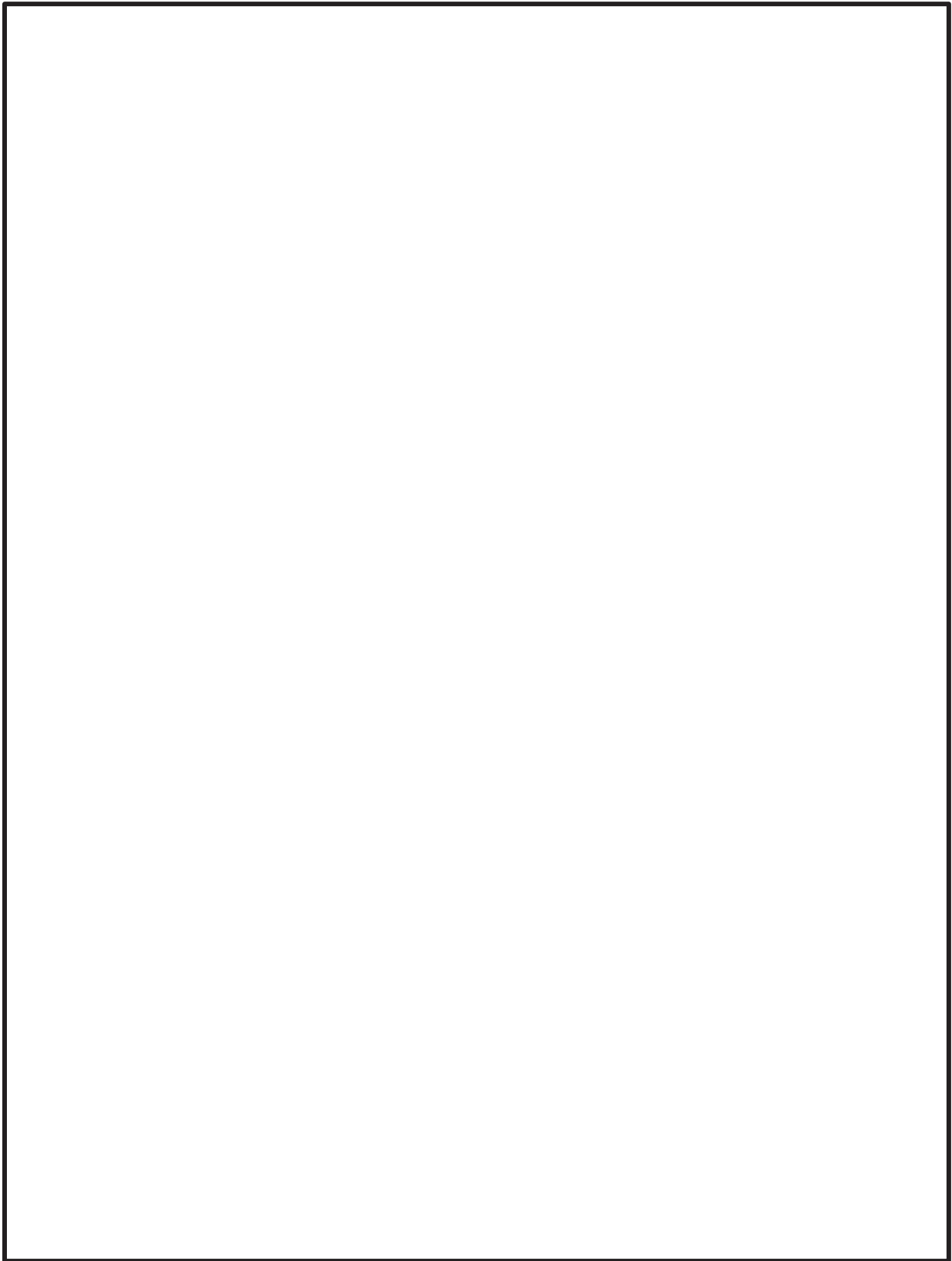


図 46-3-7 配置図（原子炉建屋地上1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（論理回路）

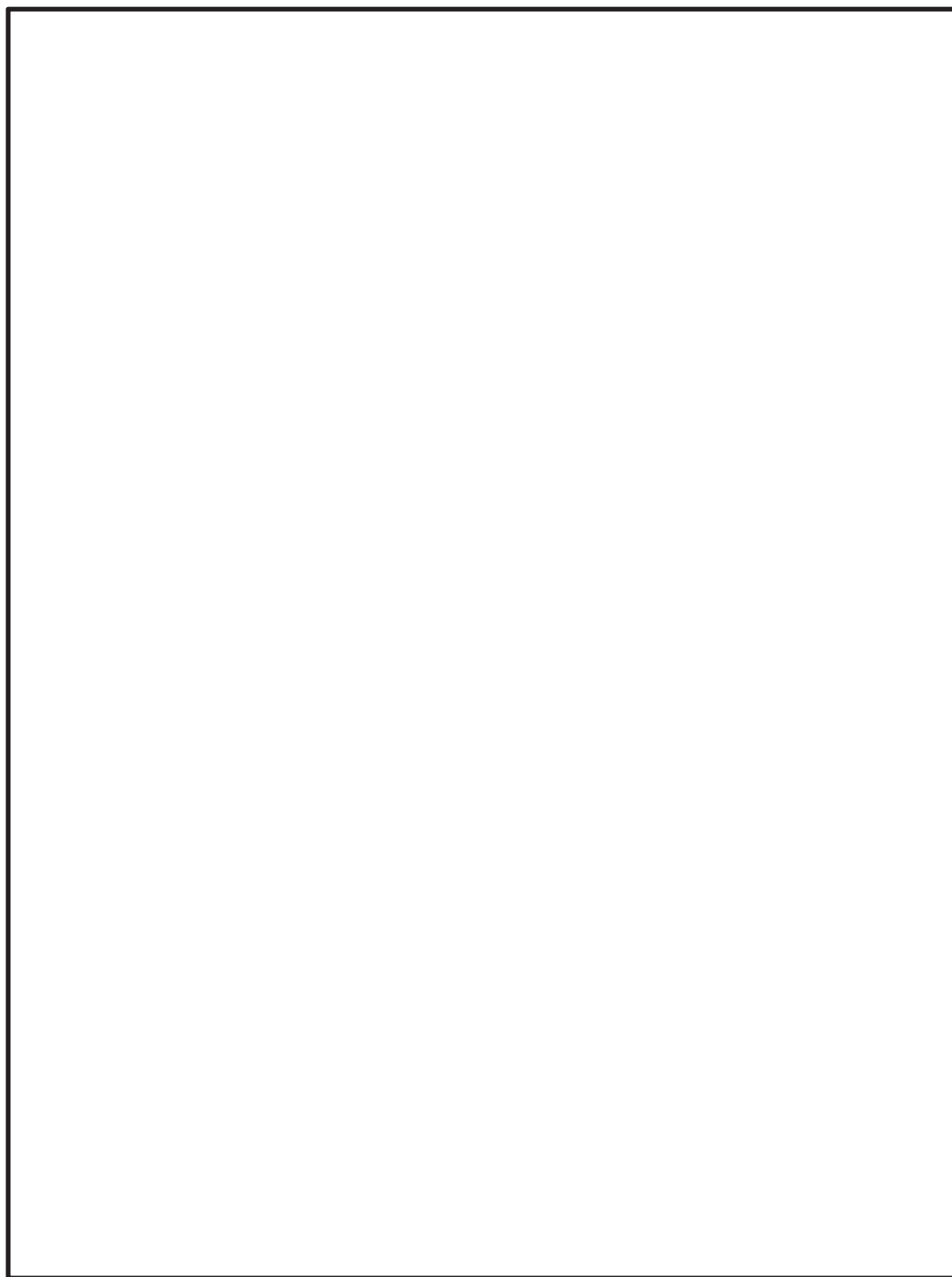


図 46-3-8 配置図（中央制御室（制御建屋地上3階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）

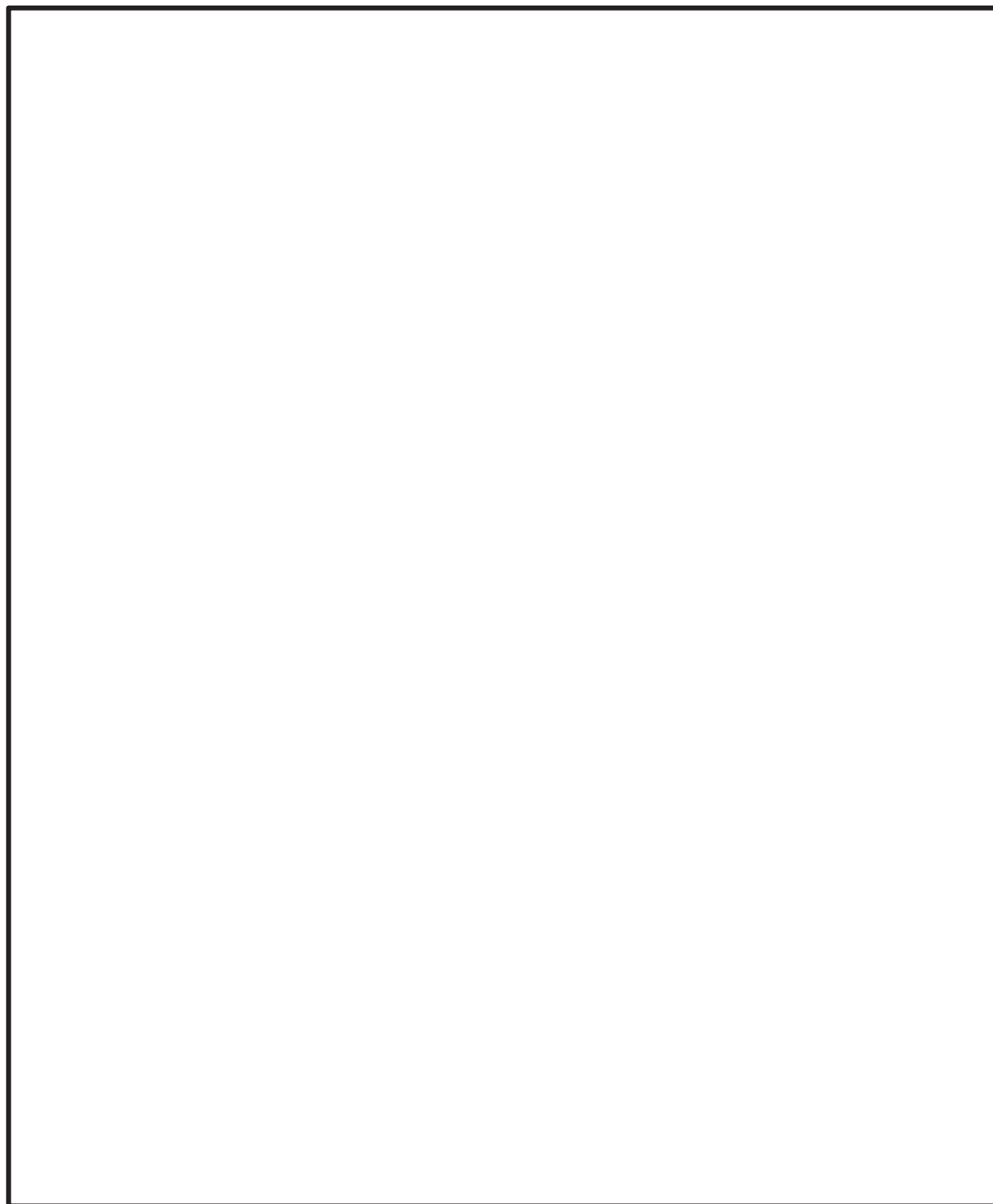


図 46-3-9 配置図（制御建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 所内常設蓄電式電源設備 (125V 蓄電池 2A)

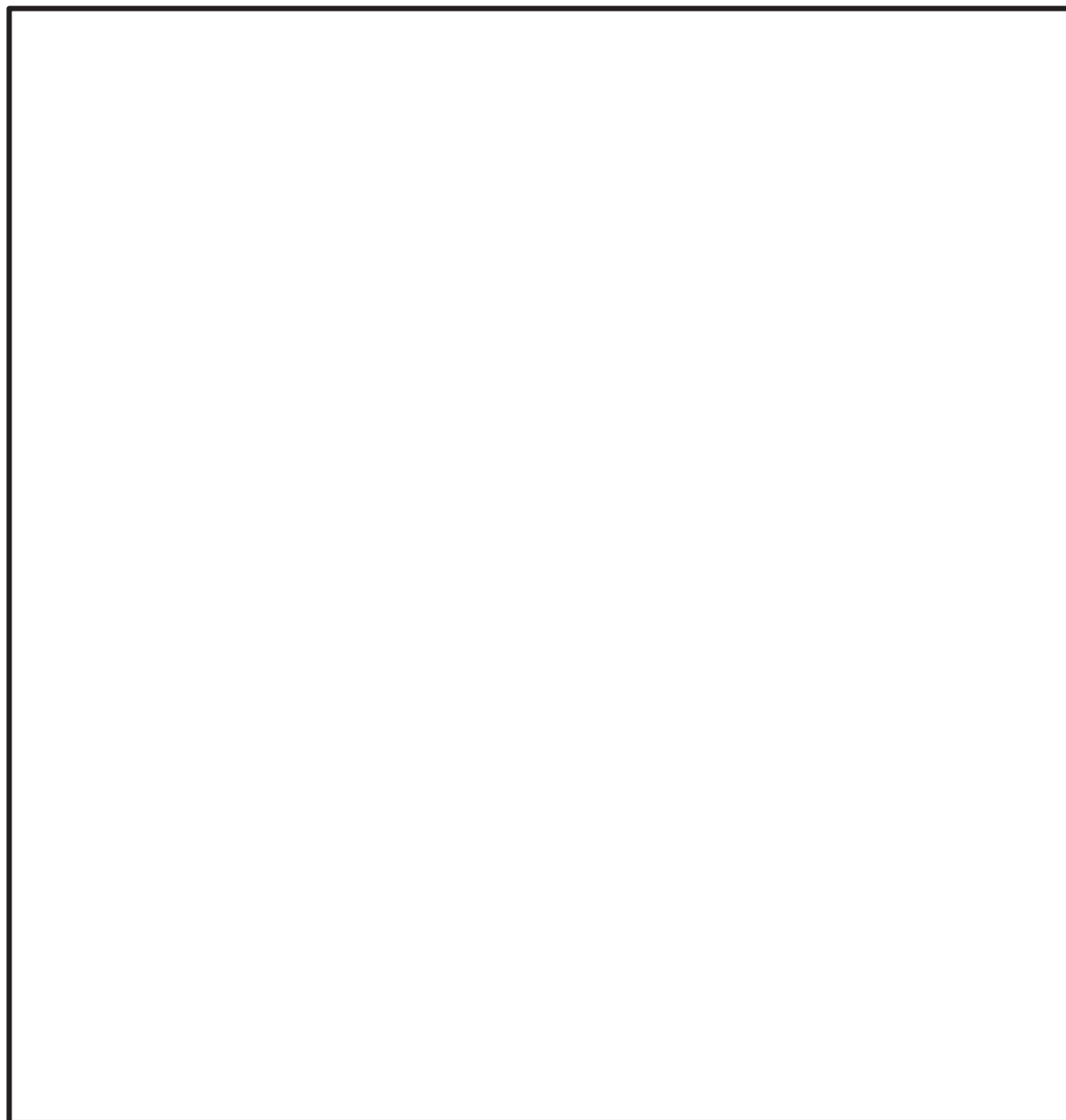


図 46-3-10 配置図 (制御建屋地下 2 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B, 125V 充電器盤 2A, 125V 充電器盤 2B）及び可搬型代替直流電源設備（125V 代替充電器盤）



図 46-3-11 配置図（制御建屋地下1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 (125V 蓄電池 2A)

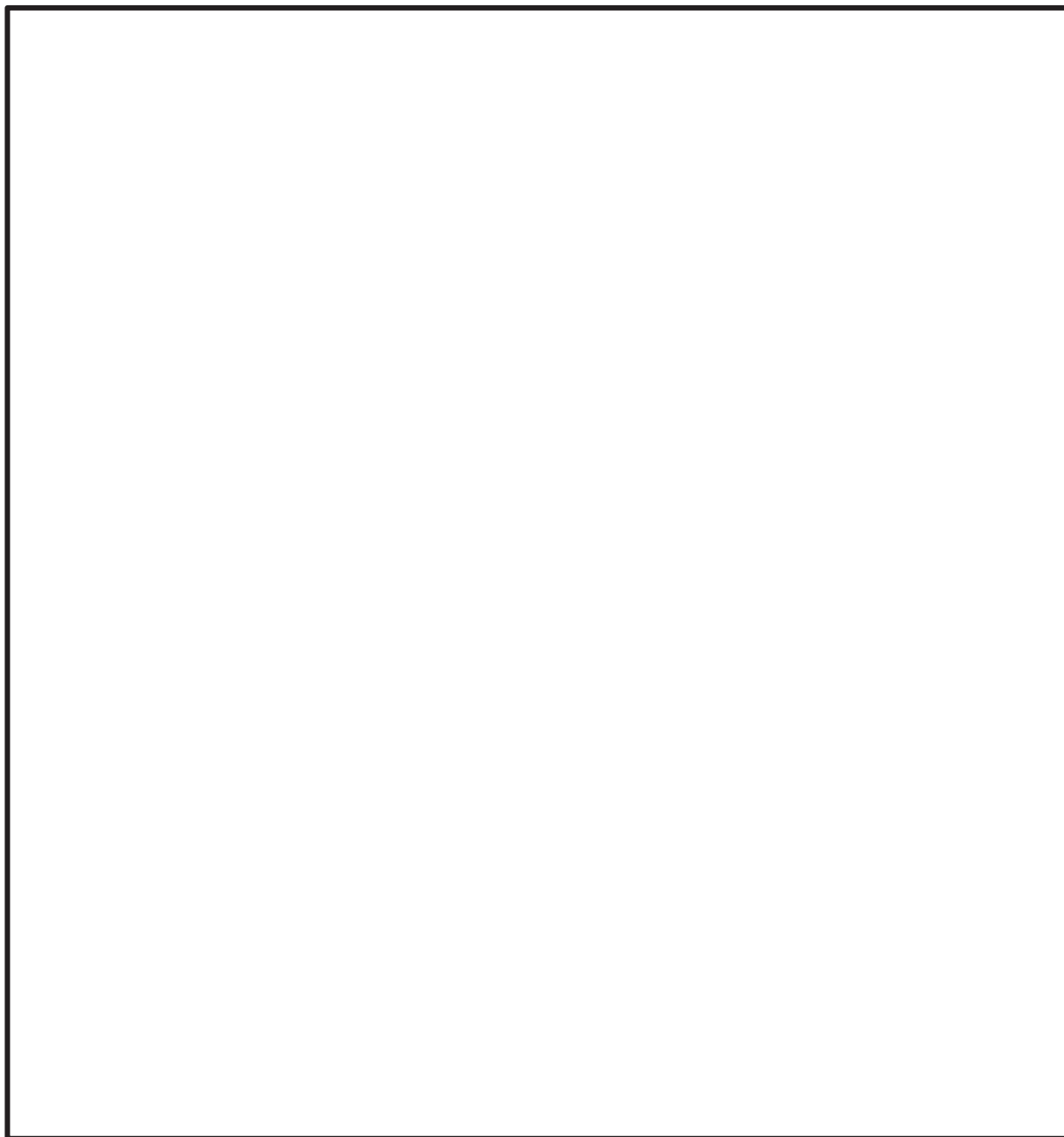


図 46-3-12 配置図 (制御建屋地下中 1 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

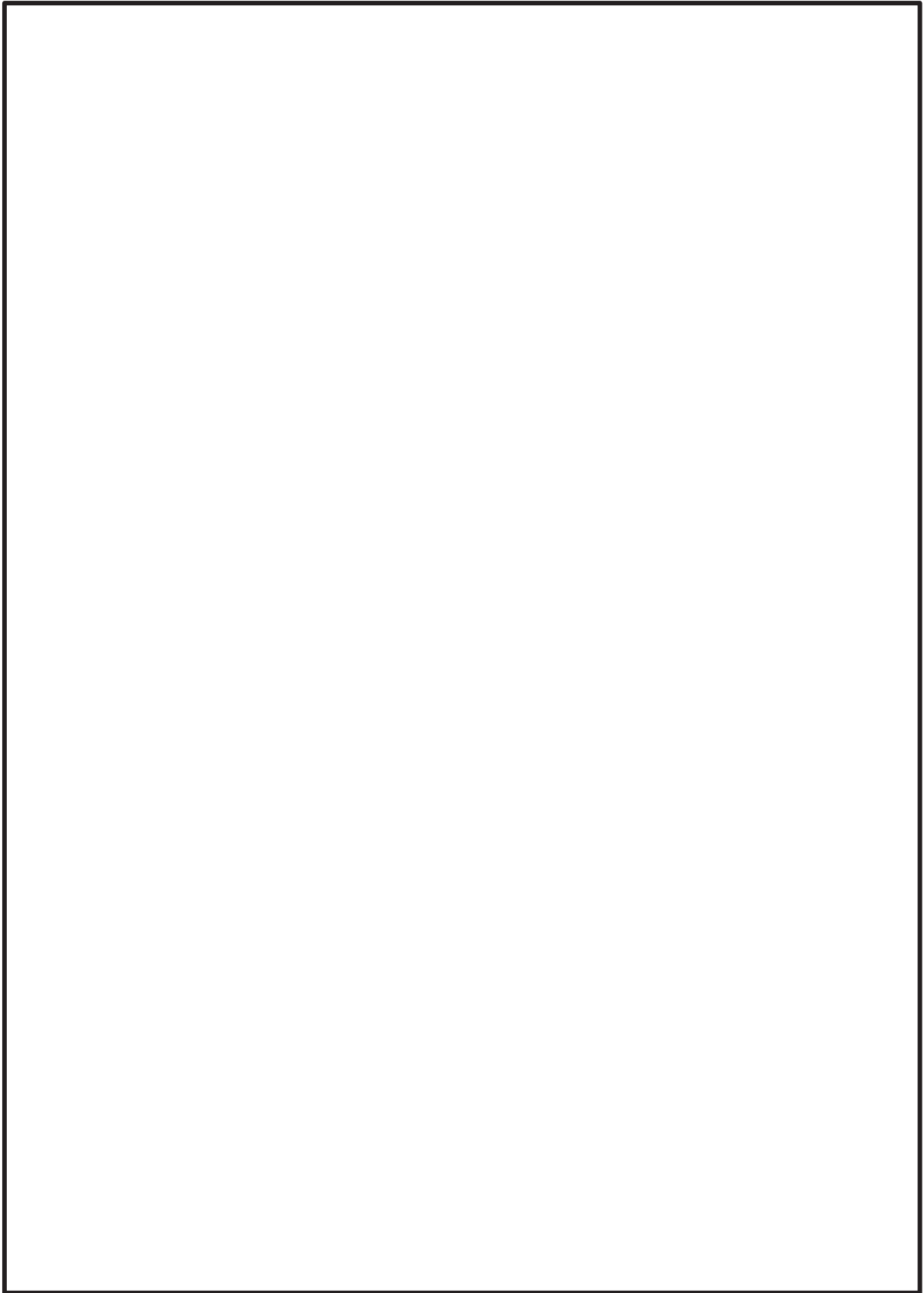


図 46-3-13 配置図（原子炉建屋地上1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

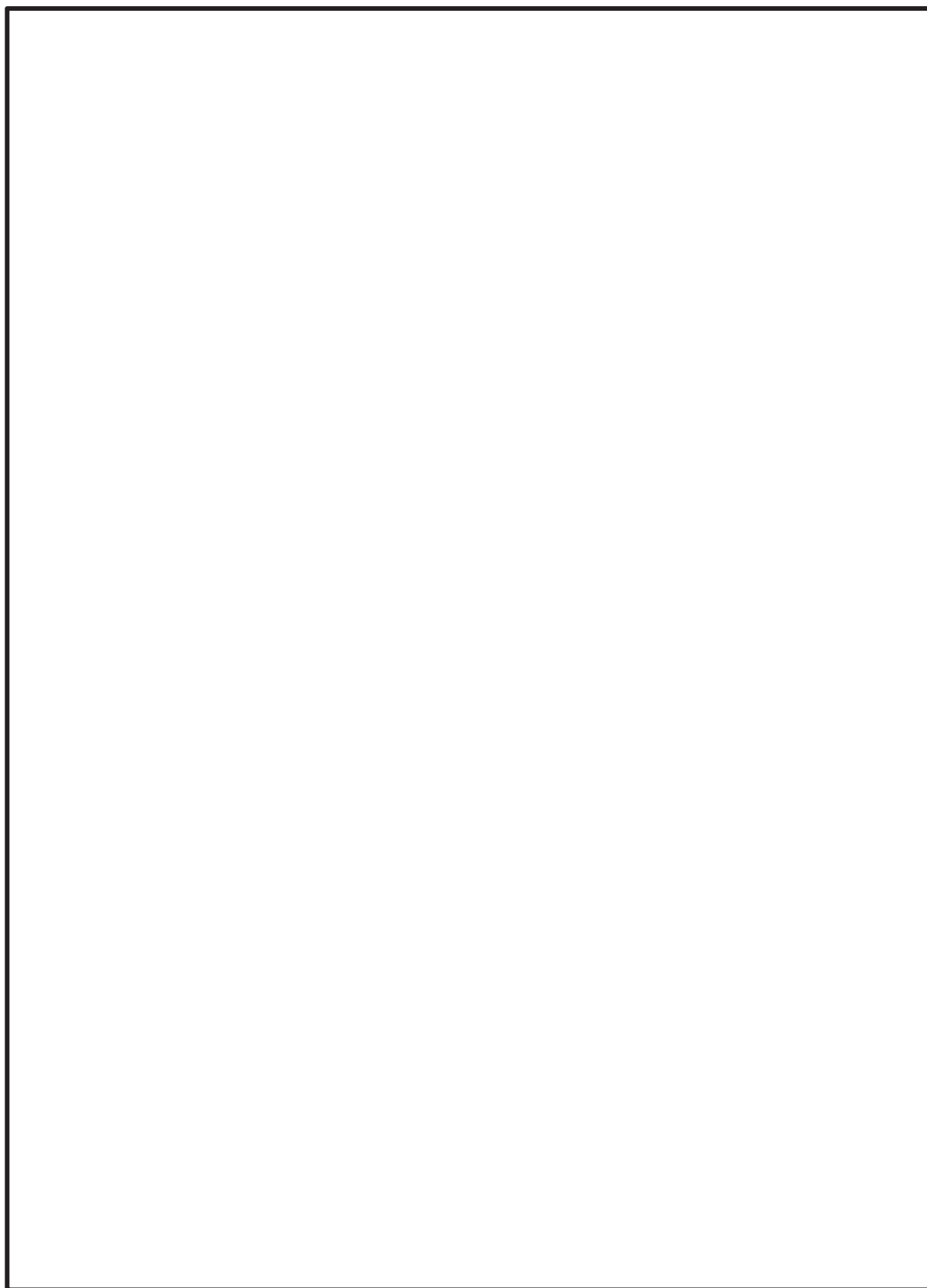


図 46-3-14 配置図（高圧窒素ガスボンベラック）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

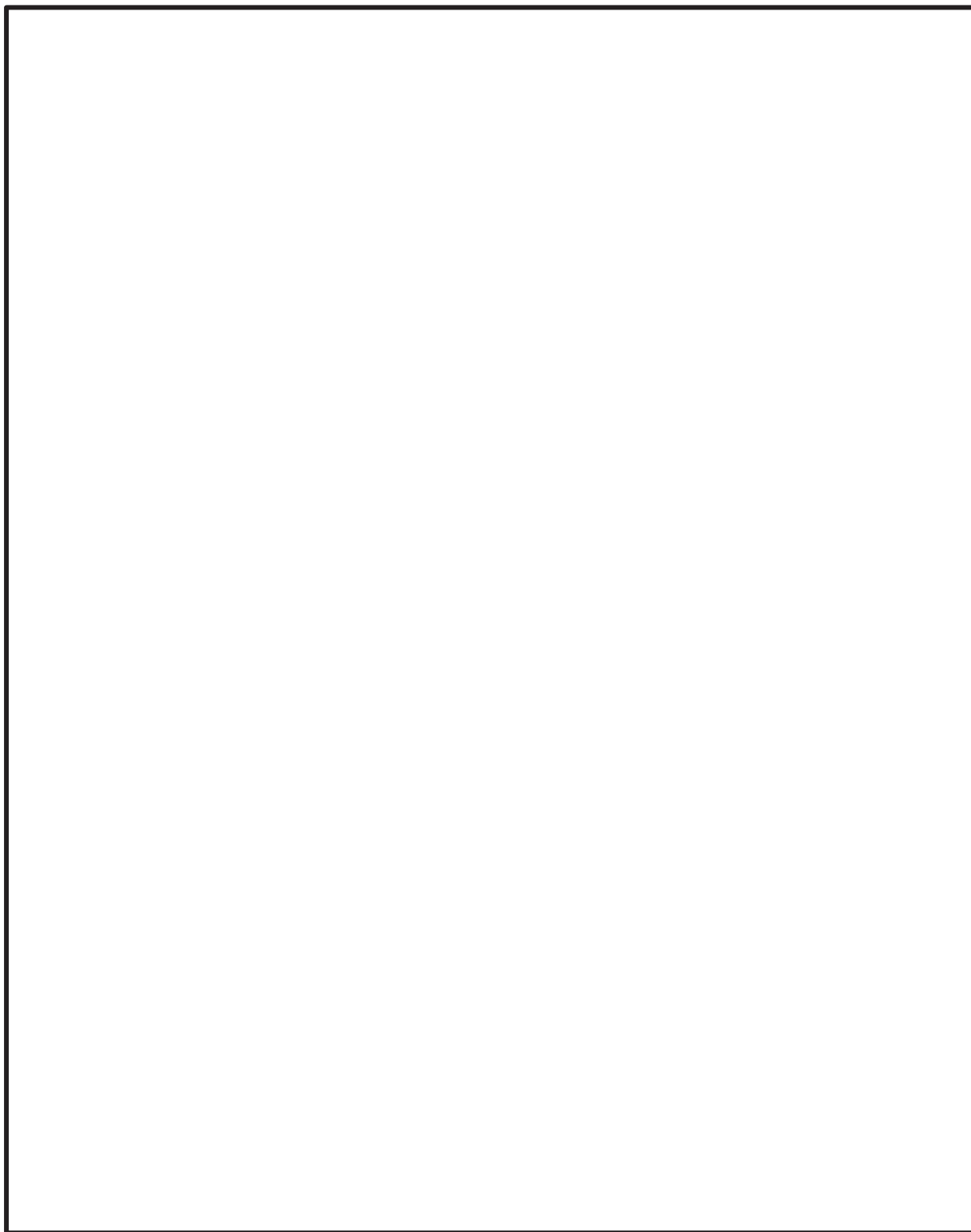


図 46-3-15 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

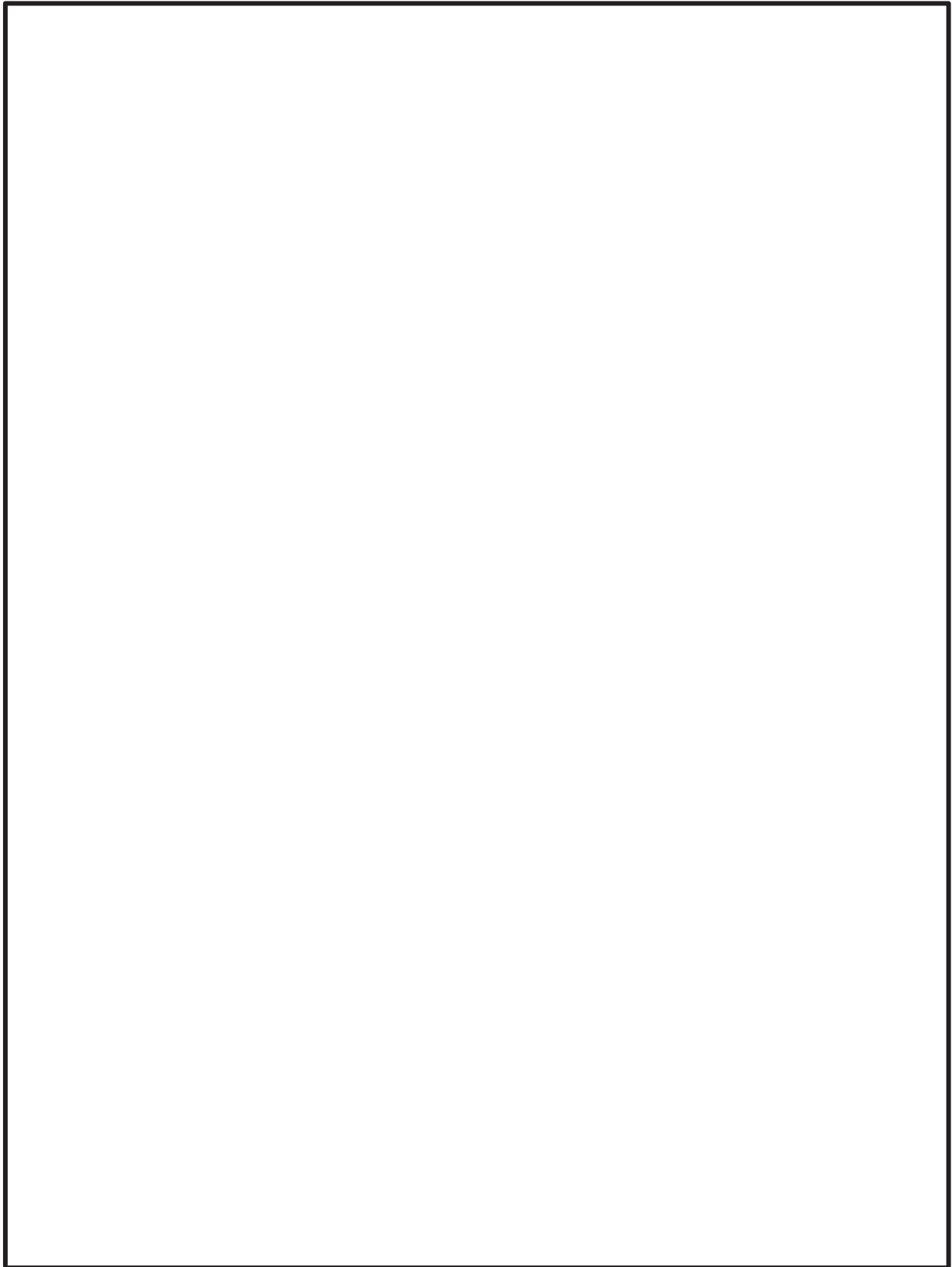


図 46-3-16 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

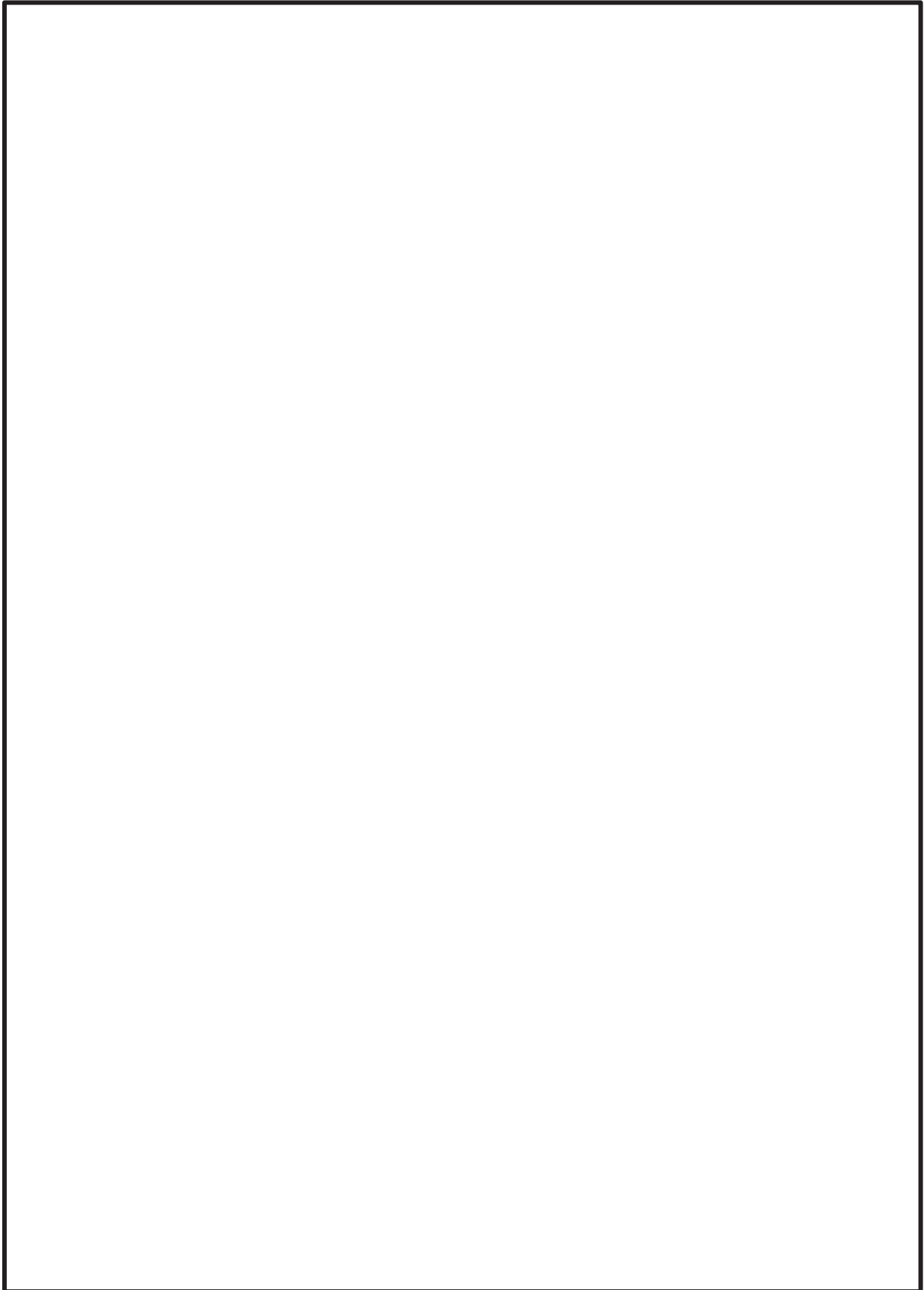


図 46-3-17 配置図（原子炉建屋地上1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-3-17

・代替高圧窒素ガス供給系

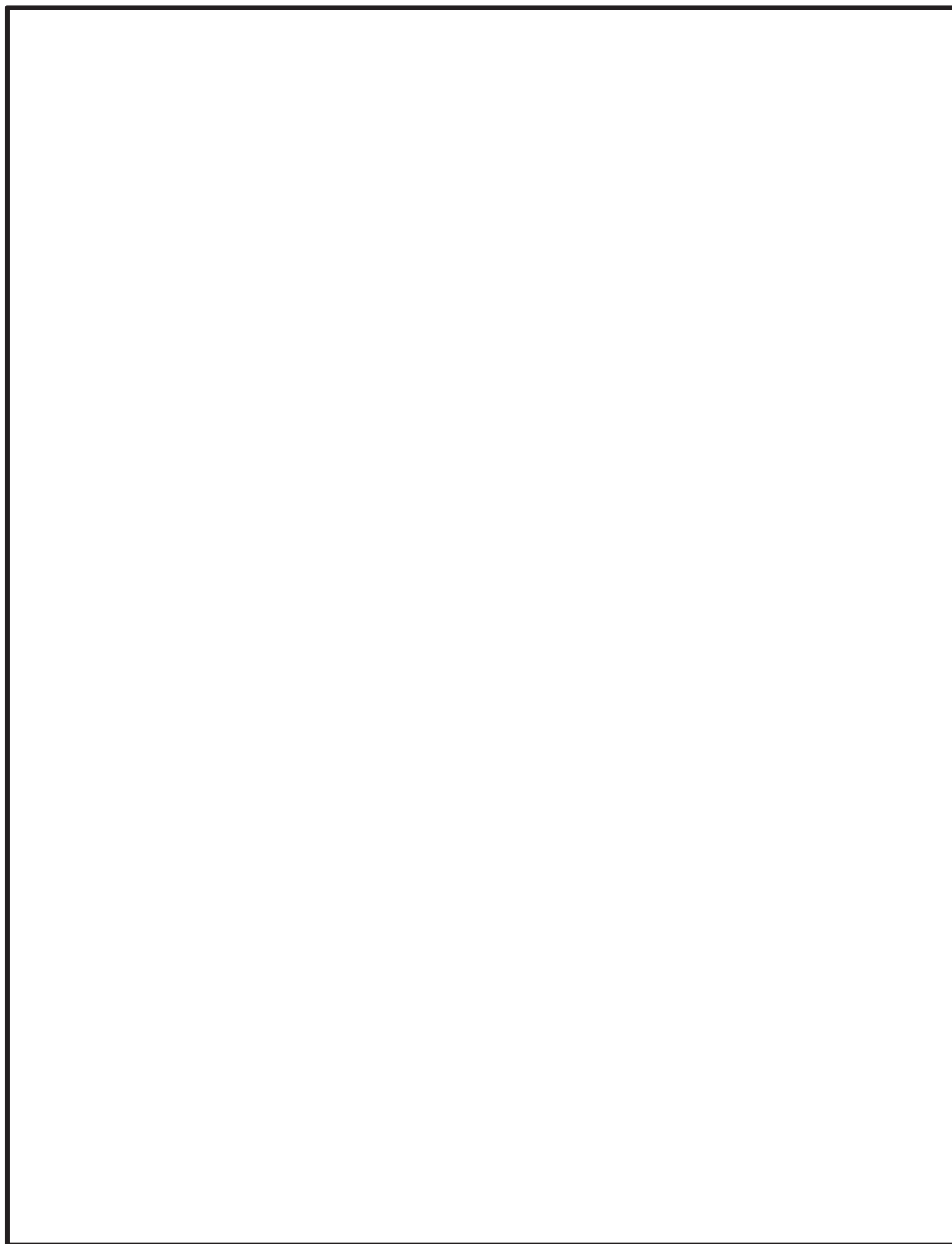


図 46-3-18 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

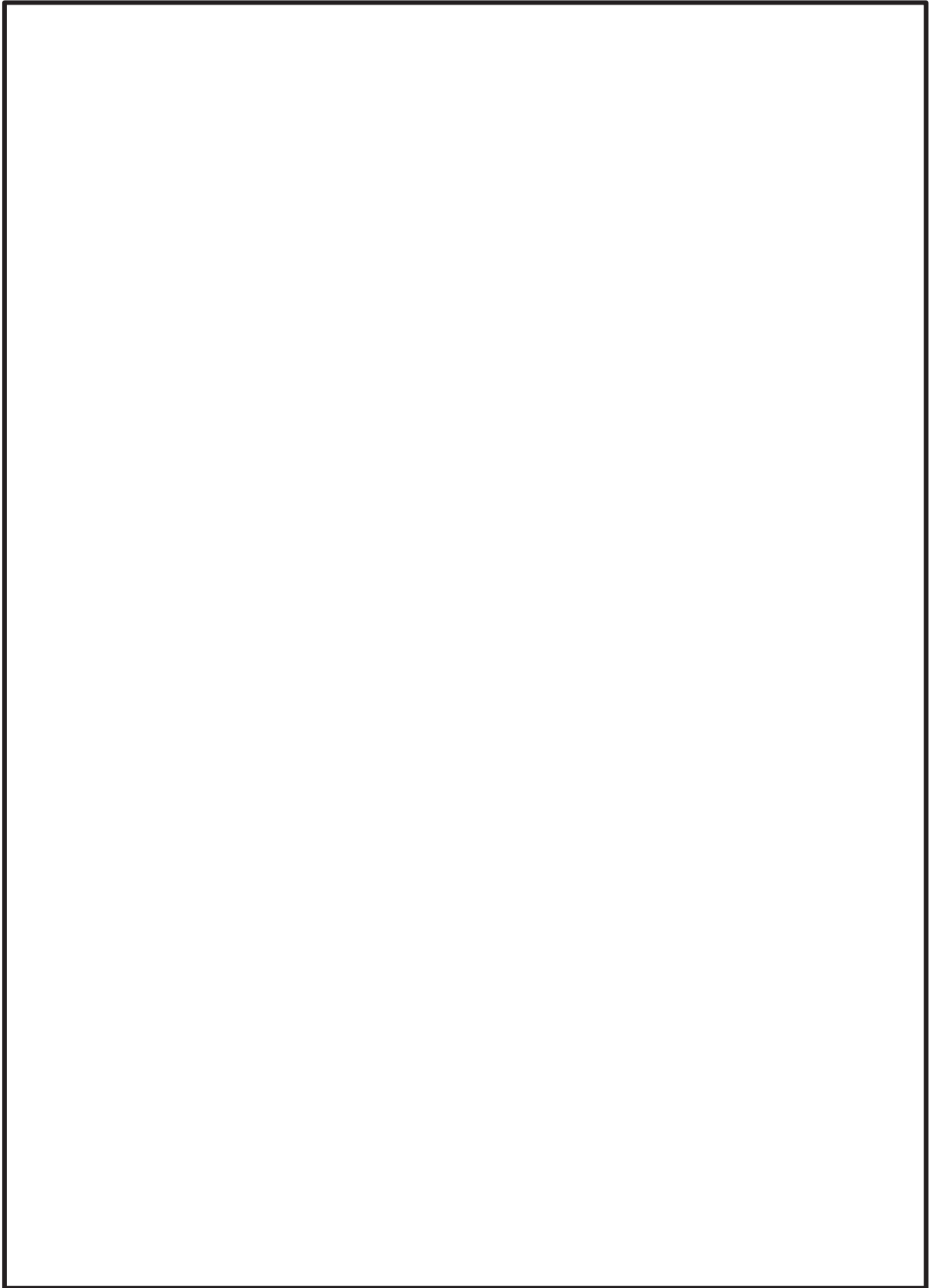


図 46-3-19 配置図（中央制御室（制御建屋地上3階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉建屋ブローアウトパネル

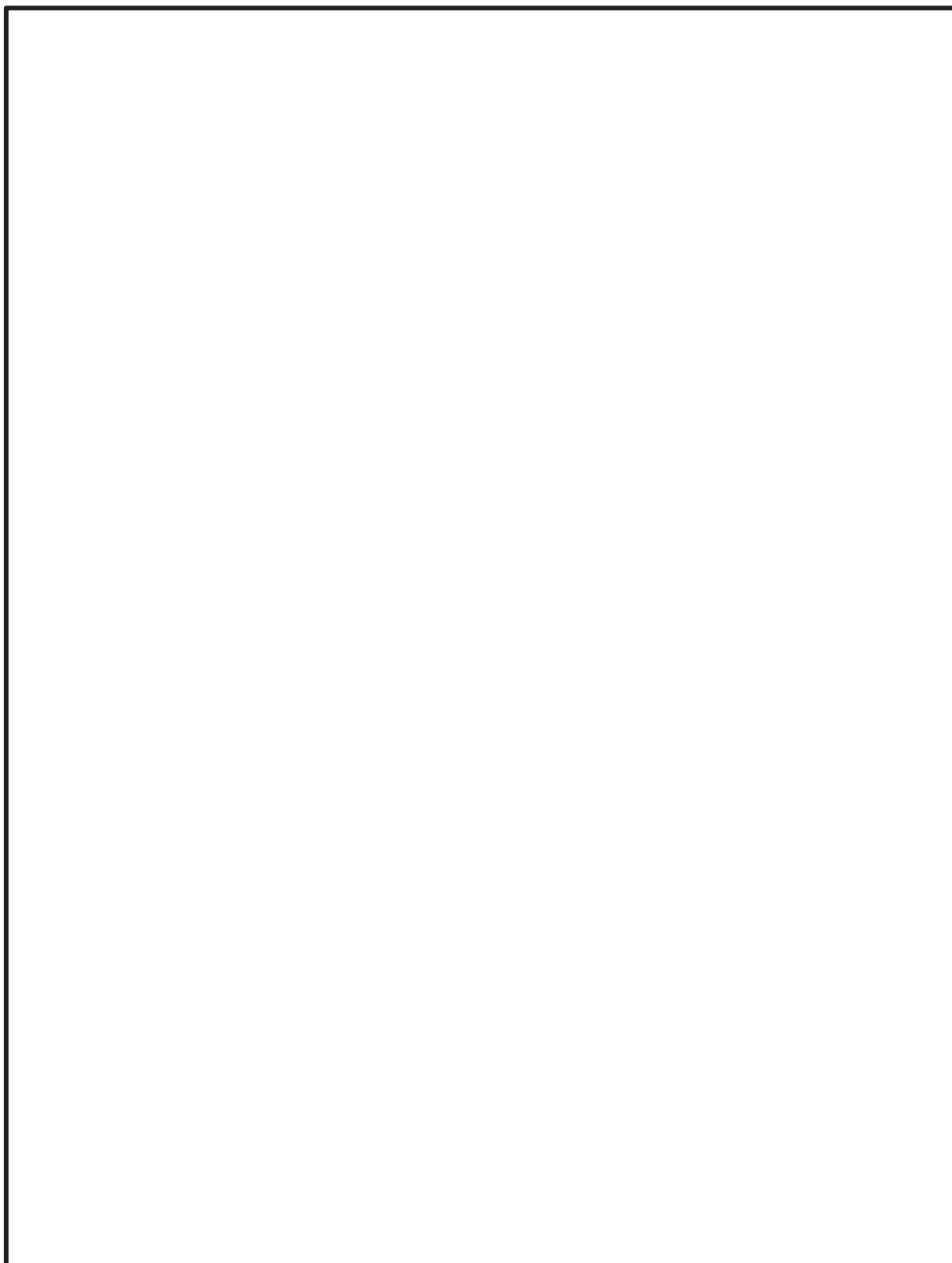


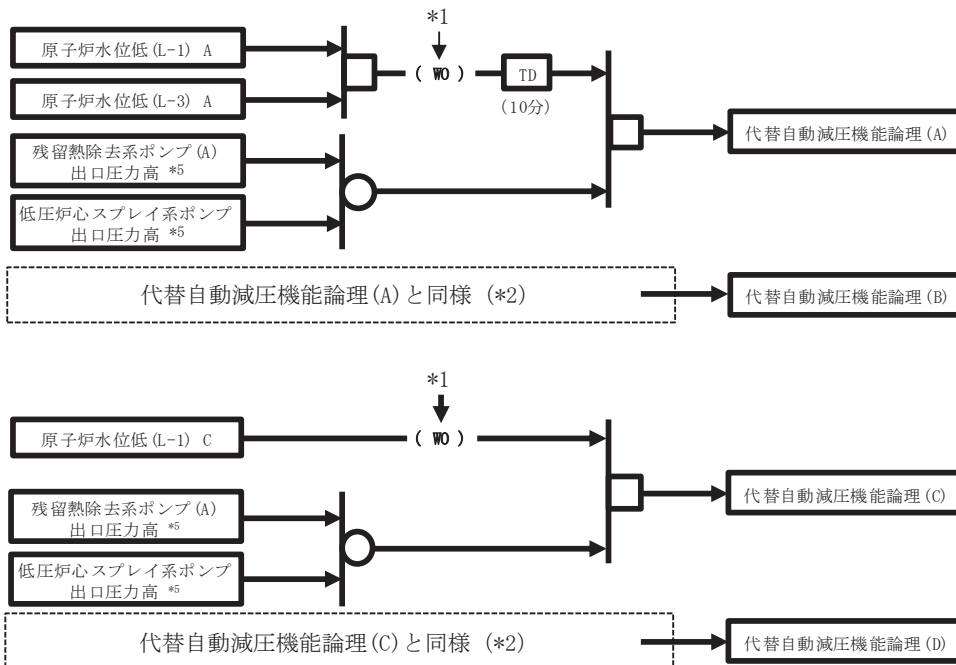
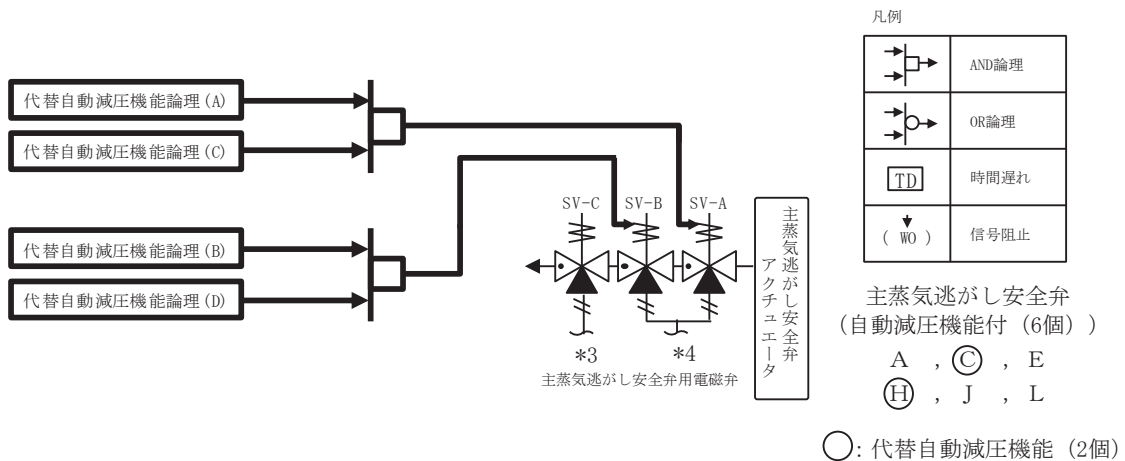
図 46-3-20 配置図
(原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
(原子炉建屋地上 3 階))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-3-20

46-4
系統図

・ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）



- *1: 自動減圧系(A) 作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- *2: 論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
 - ・ 原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
 - ・ 原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
 - ・ 残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B) 出口圧力高
 - ・ 低圧炉心スプレィ系ポンプ 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C) 出口圧力高
 - ・ 自動減圧系(A) 作動阻止信号 → 自動減圧系(B) 作動阻止信号
- *3: 高圧窒素ガス供給系（常用）より供給。
- *4: 高圧窒素ガス供給系（常用）又は（非常用）より供給。
- *5: 論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A) 出口圧力高」, 「低圧炉心スプレィ系ポンプ 出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 46-4-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の概略回路構成

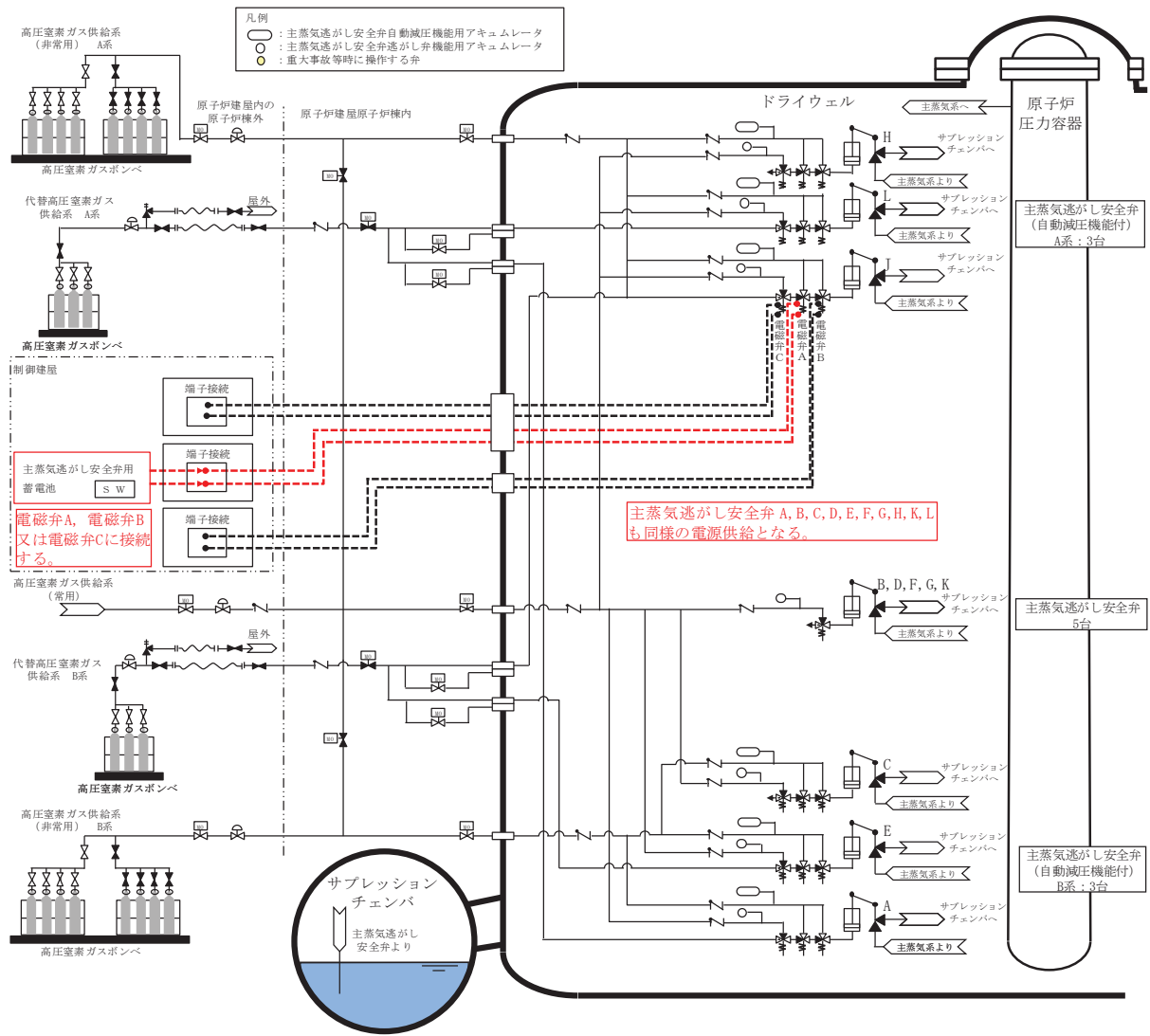
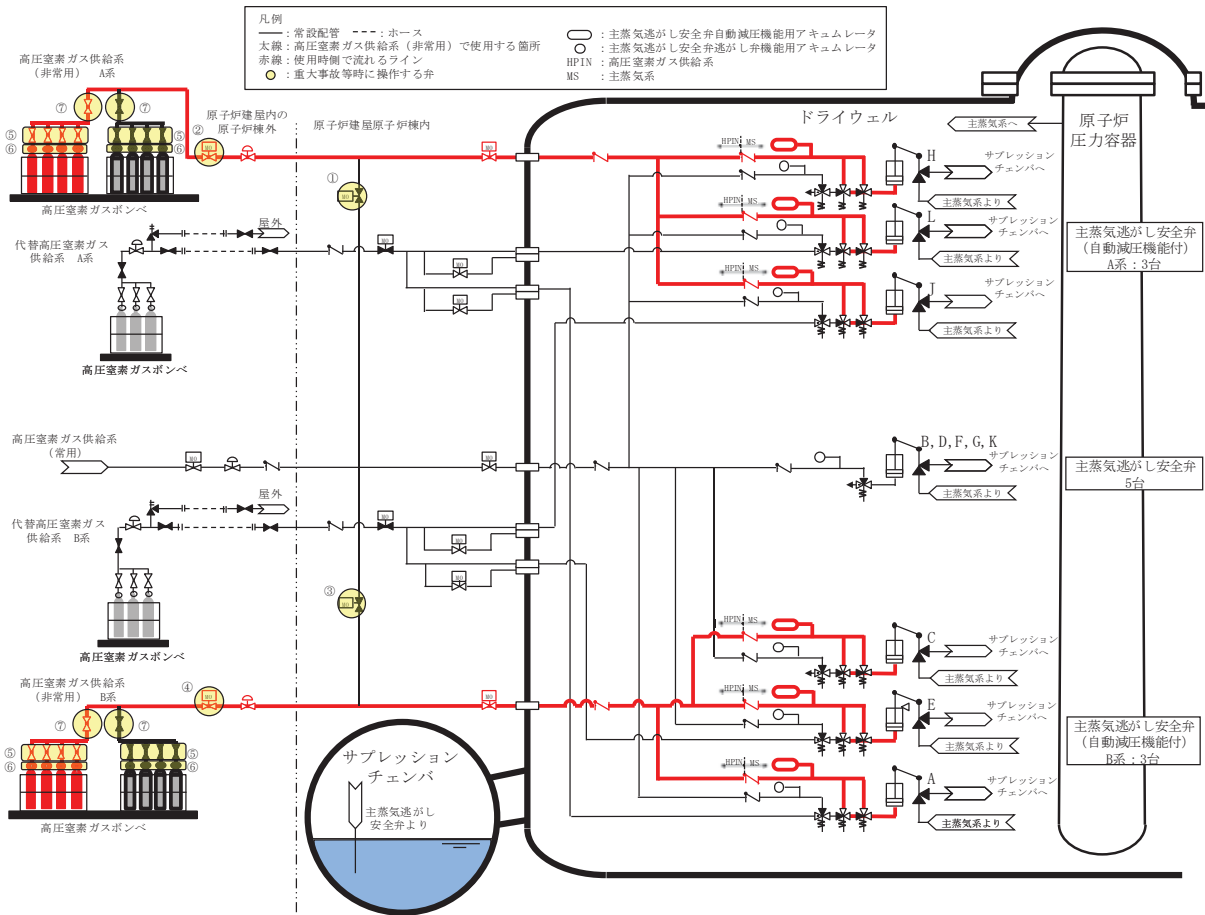


図 46-4-2 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) 開放概要図

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離弁
			手動操作		
②	HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作		
③	HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離弁
			手動操作		
④	HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			手動操作		
⑤	HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	高圧窒素ガスポンベ切替え及び取替え時に操作
⑥	(ポンベコック)	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑦	HPIN 窒素ガスポンベラック元弁	全開→全閉 全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	



・代替高压窒素ガス供給系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
②	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
③	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
④	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑤	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

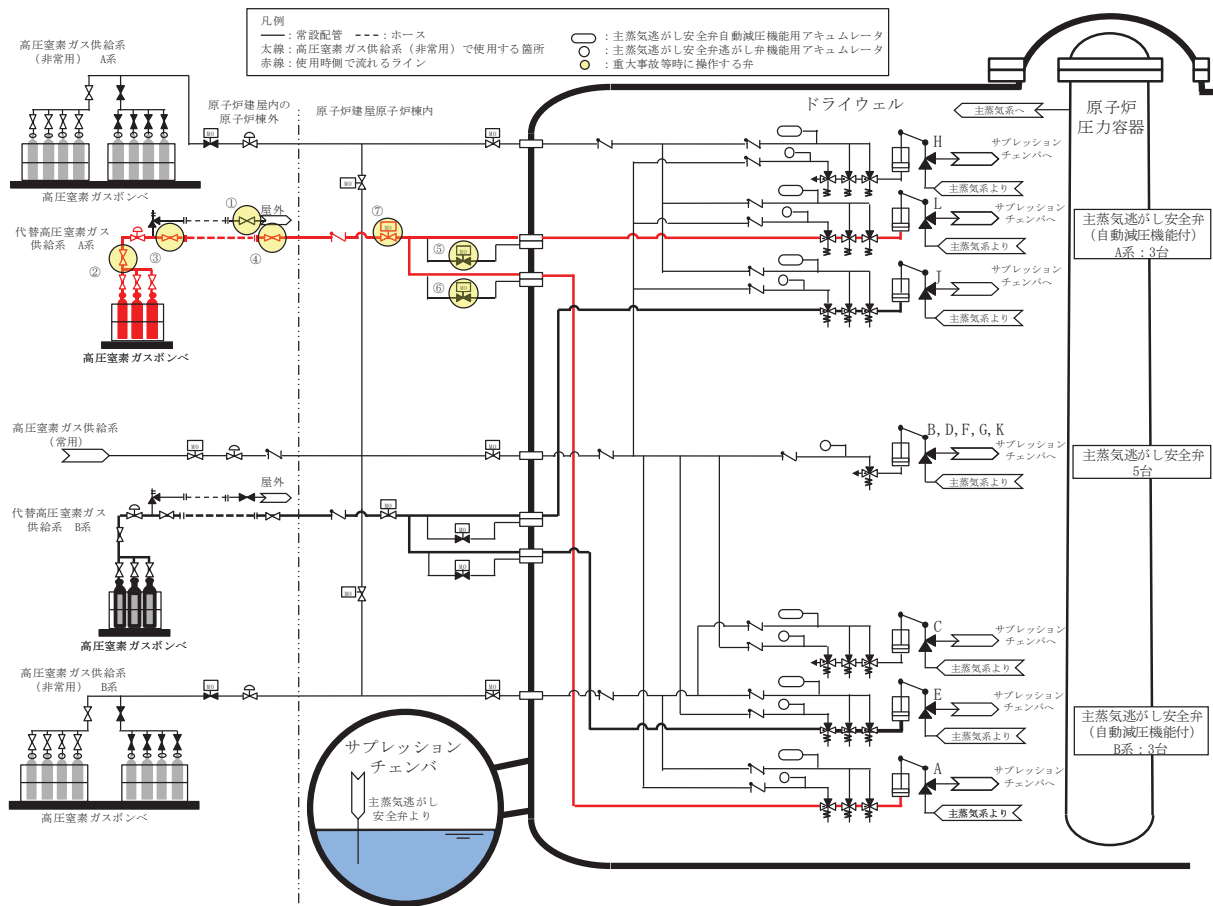


図 46-4-4 代替高压窒素ガス供給系 (A 系) 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
②	代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
③	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
④	代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋内の 原子炉棟外	
⑤	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

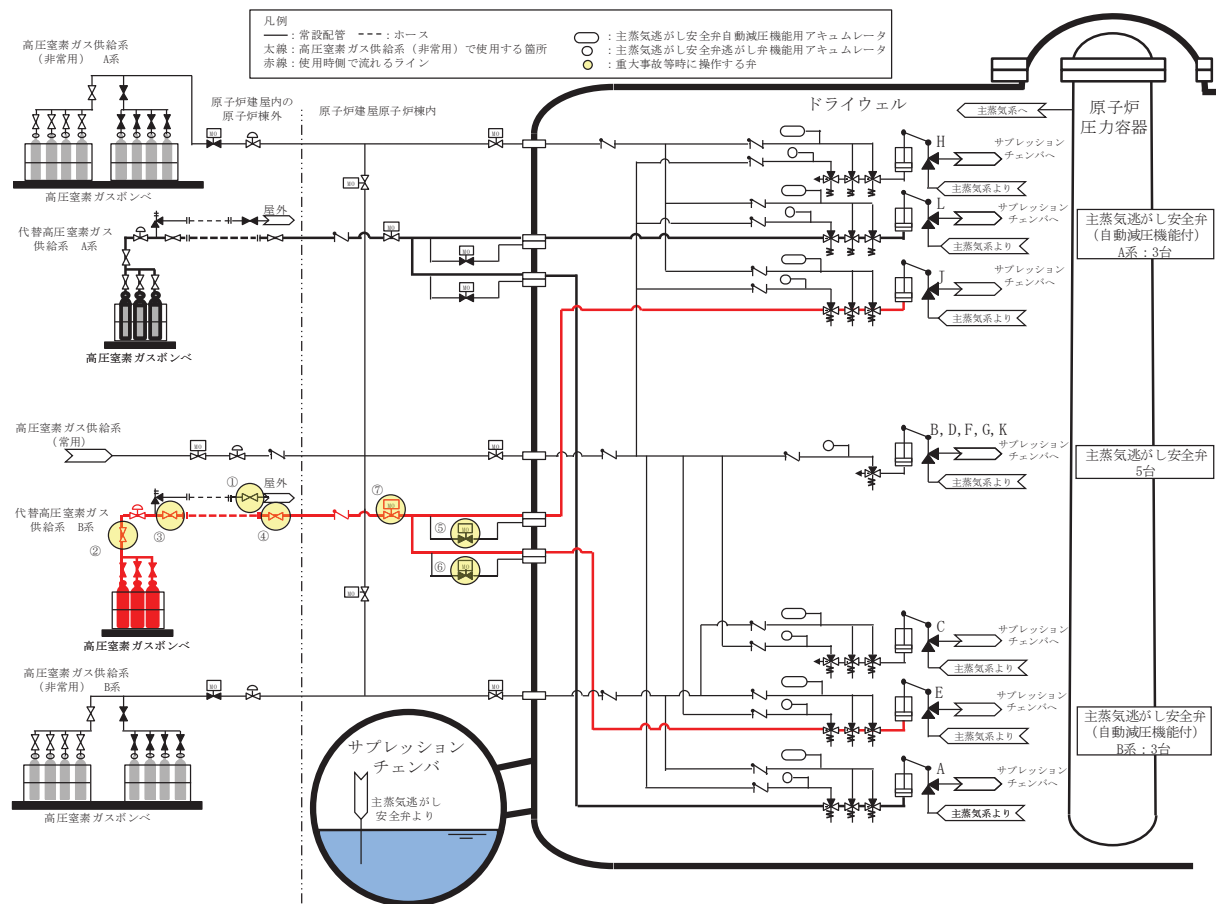


図 46-4-5 代替高压窒素ガス供給系 (B 系) 系統概要図

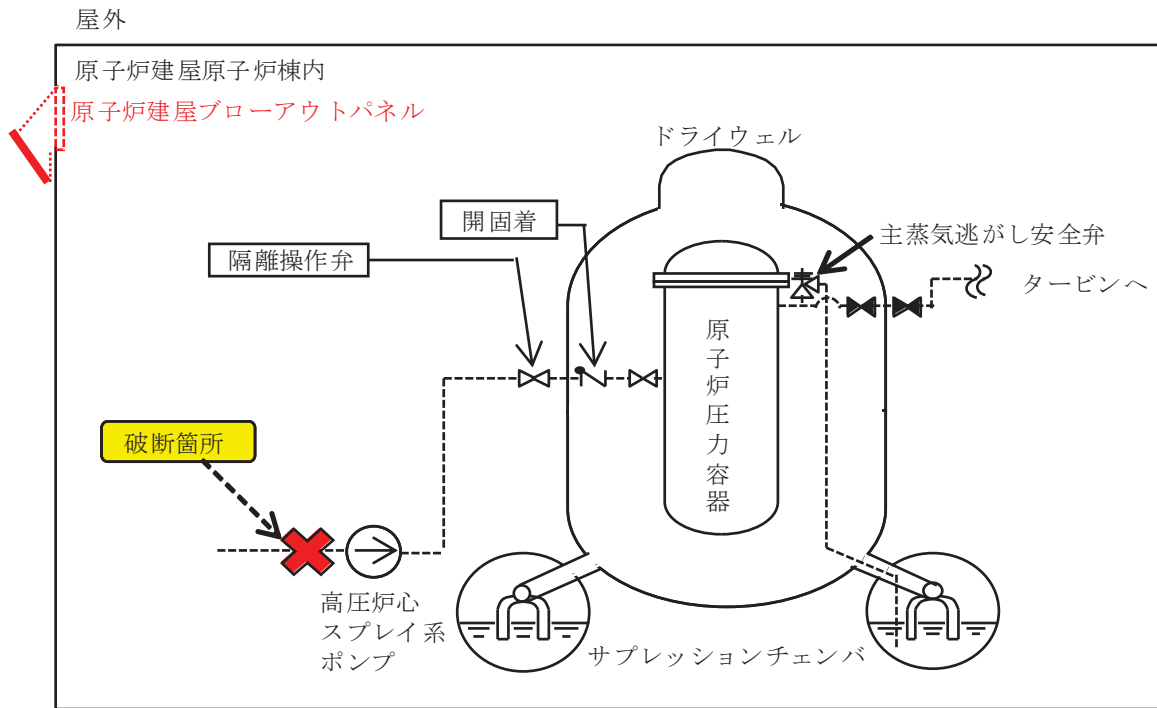


図 46-4-6 原子炉建屋ブローアウトパネルの系統概略図
(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

46-5

試験及び検査

・主蒸気逃がし安全弁

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11 保全サイクル)

検査または点検名	実施期(検査名)	点検および試験・検査の項目	保全の程度等	検査方法又は測定	検査先	備考 (1) 当該検査の計画実施日付
原子炉構造検査	ボイラロッド	肉眼点検	低	目視	—	定検停止時
	炉心シールド管のボイラロッド	肉眼点検	高	目視	炉内構造検査	定検停止時
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 (A) (C) (E) (G) (I) (J) (L)	機能・性能試験	A, 高	E, C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止時
		機能・性能試験	A, 高	E, C	自動戻圧弁機能検査	定検停止時
		点検点検	A, 高	D, M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止時
		機能・性能試験	A, 高	D, M	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止時
	主蒸気逃がし安全弁 (A) (C) (E) (F) (H) (J) (L) 【点検範囲】 (シールド管, 配管等)	点検点検	A, 高	D, M	—	定検停止時
		機能・性能試験	高	E, C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止時
		点検点検	高	D, M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止時
	主蒸気逃がし安全弁 (B) (D) (F) (G) (K)	点検点検	高	D, M	—	定検停止時
		機能・性能試験	高	E, C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止時
		点検点検	高	D, M	—	定検停止時
	主蒸気隔離弁 (A)	機能・性能試験	A, 高	E, C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止時
		測定・試験	A, 高	E, C	主蒸気隔離弁漏えい率検査	定検停止時
性能試験		A, 高	E, C	監視機能健全性確認検査 (プロセス制御)	定検停止時	
機能・性能試験		A, 高	E, C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉動作監視用方式)	定検停止時	
機能・性能試験		A, 高	E, C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉保護系・再稼働用方式)	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (A)	点検点検	A	D, M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止時	
	点検点検	A	D, M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (A) 【点検範囲】	点検点検	A	D, M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (B)	点検点検	高	D, M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止時	
	点検点検	高	D, M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (B) 【点検範囲】	点検点検	高	D, M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (C)	点検点検	高	D, M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止時	
	点検点検	高	D, M	—	定検停止時	
主蒸気第一隔離弁 (C) 【点検範囲】	点検点検	高	D, M	—	定検停止時	

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査

要領書番号 : 02-009

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 自動減圧系機能検査

要領書番号 : O2-026

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁分解検査

要領書番号 : O2-010

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査

要領書番号 : O2-008

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

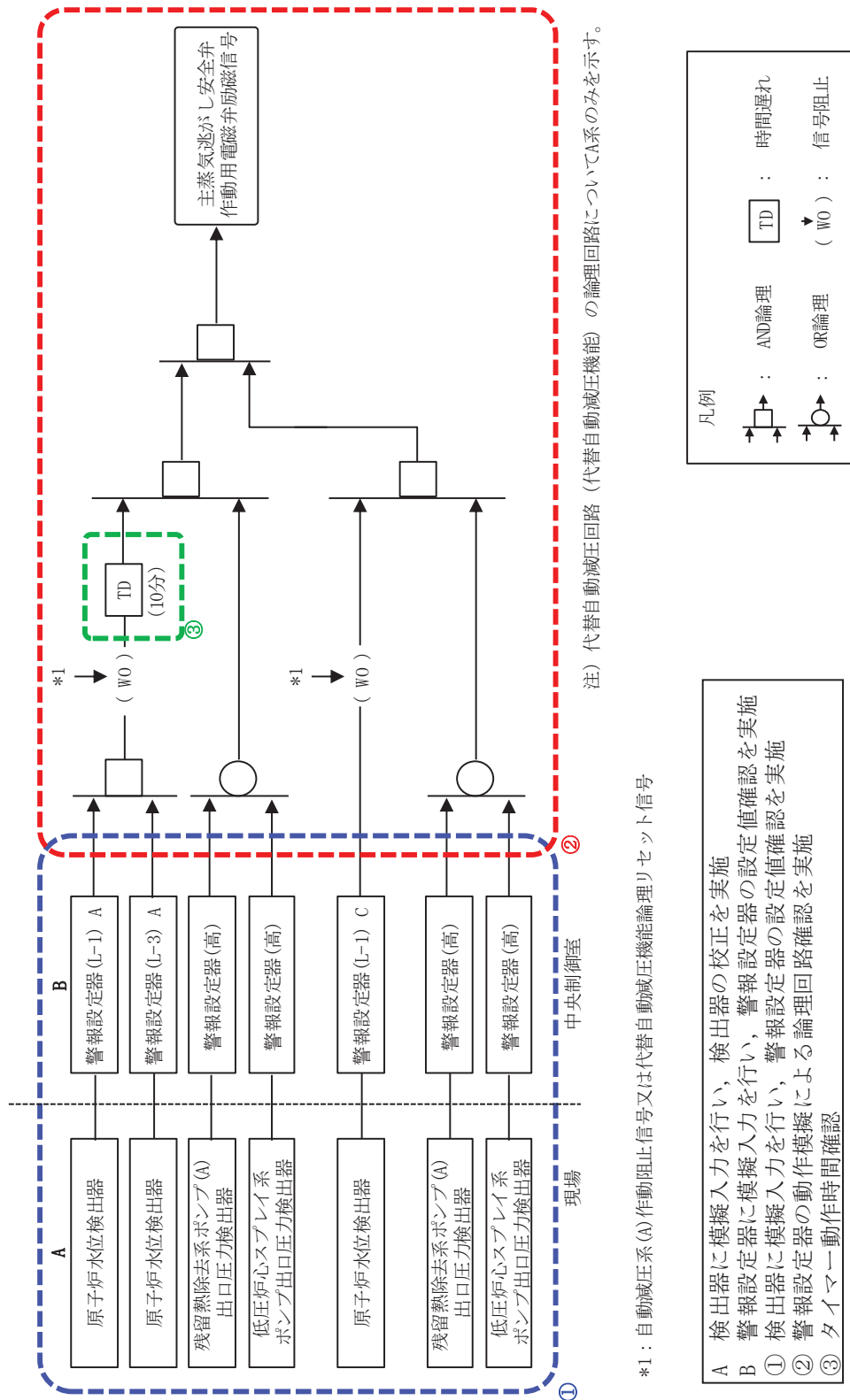


図 46-5-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験及び検査

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験に対する考え方について

1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（安全施設）第4項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤作動により発電用原子炉に外乱を与える可能性があるため、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第4項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表 46-5-1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第4項に規定する「発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	停止中（定期検査時）に、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8- 一	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りではない。 また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を実施する。
8- 二	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があることから、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施しない。また、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施しないため、原子炉保護系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。
8- 三	発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。	停止中（定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。
9	第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、誤操作等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があるため、発電用原子炉の運転中に試験及び検査を実施しない。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化されており、試験及び検査については、各チャンネルが独立に試験可能である。

3. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験間隔の検討

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査ごととして評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の故障により減圧機能が作動しない状態が発生する頻度*は、と十分に低いことを確認しており、定期検査ごとの試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

* 「46-12 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について 参考資料」を参照

以上のことから、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、停止中（定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

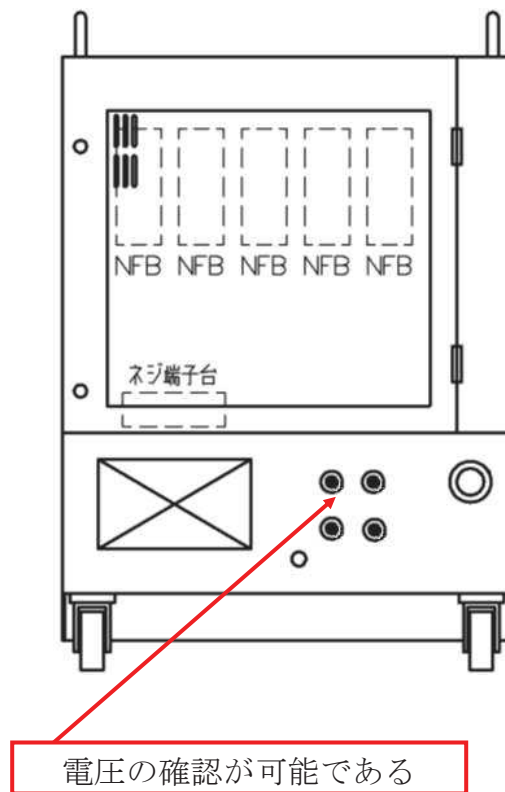


図 46-5-2 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

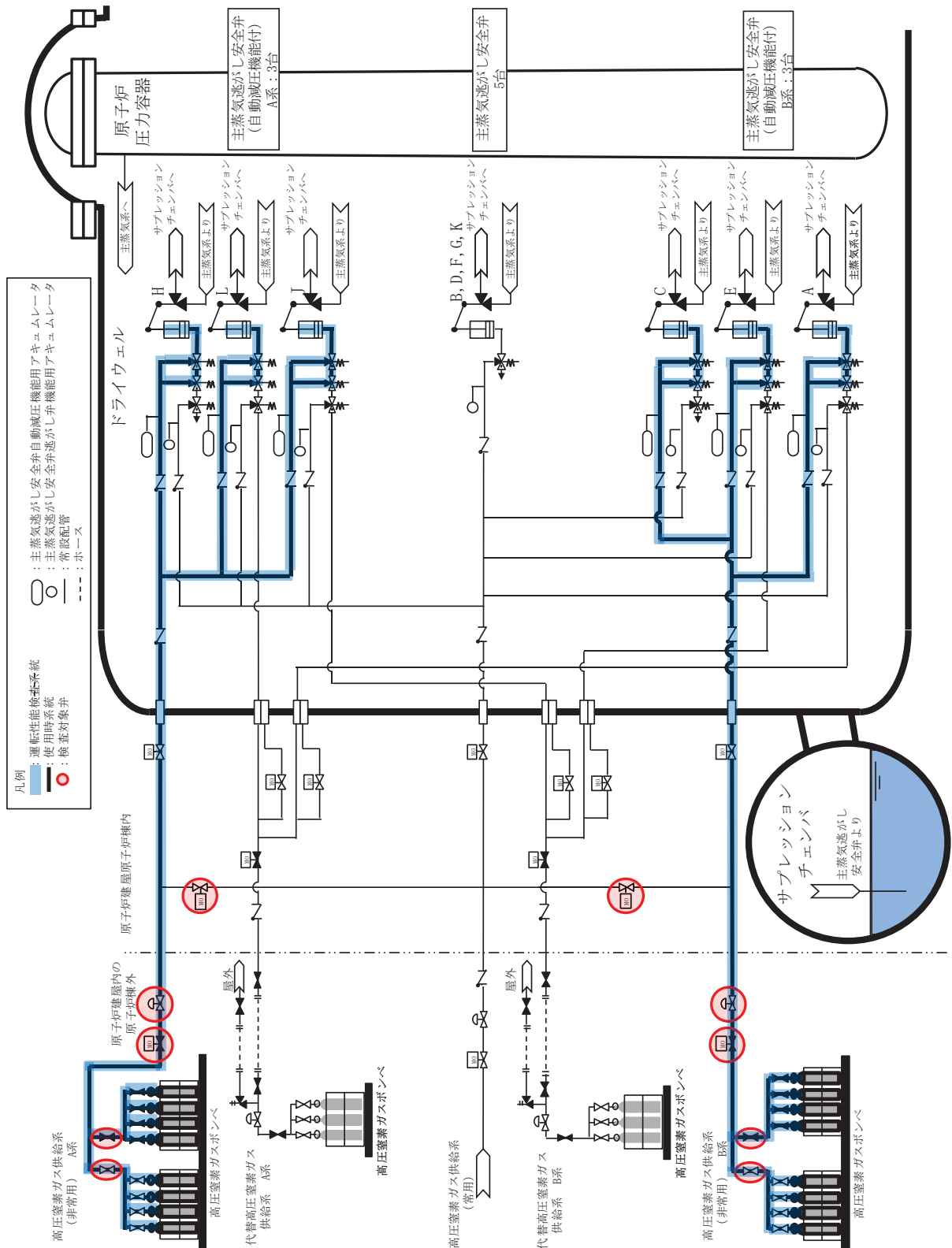


図 46-5-3 運転性能検査系統図（高圧窒素ガス供給系（非常用））

・代替高压窒素ガス供給系

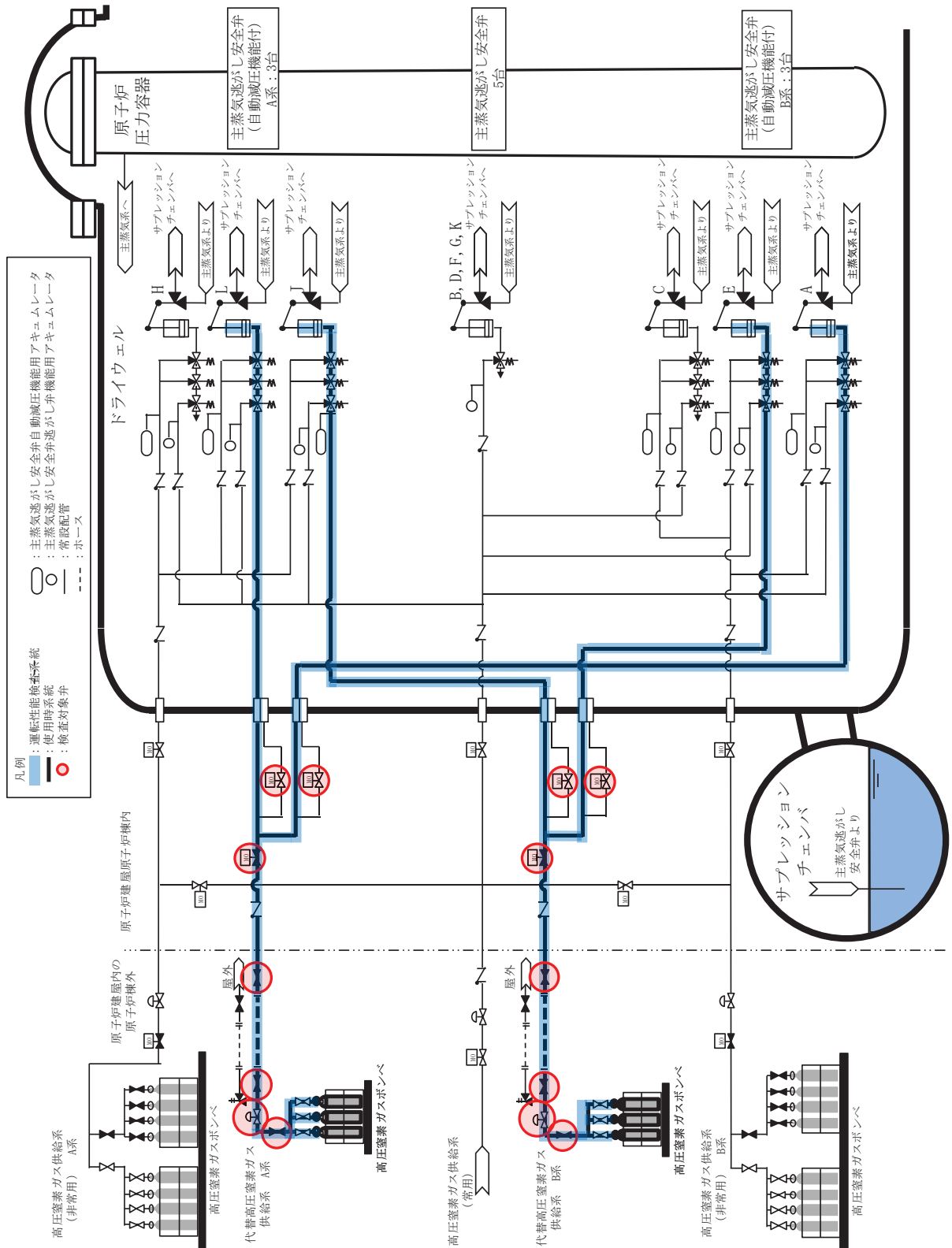


図 46-5-4 運転性能検査系統図 (代替高压窒素ガス供給系)

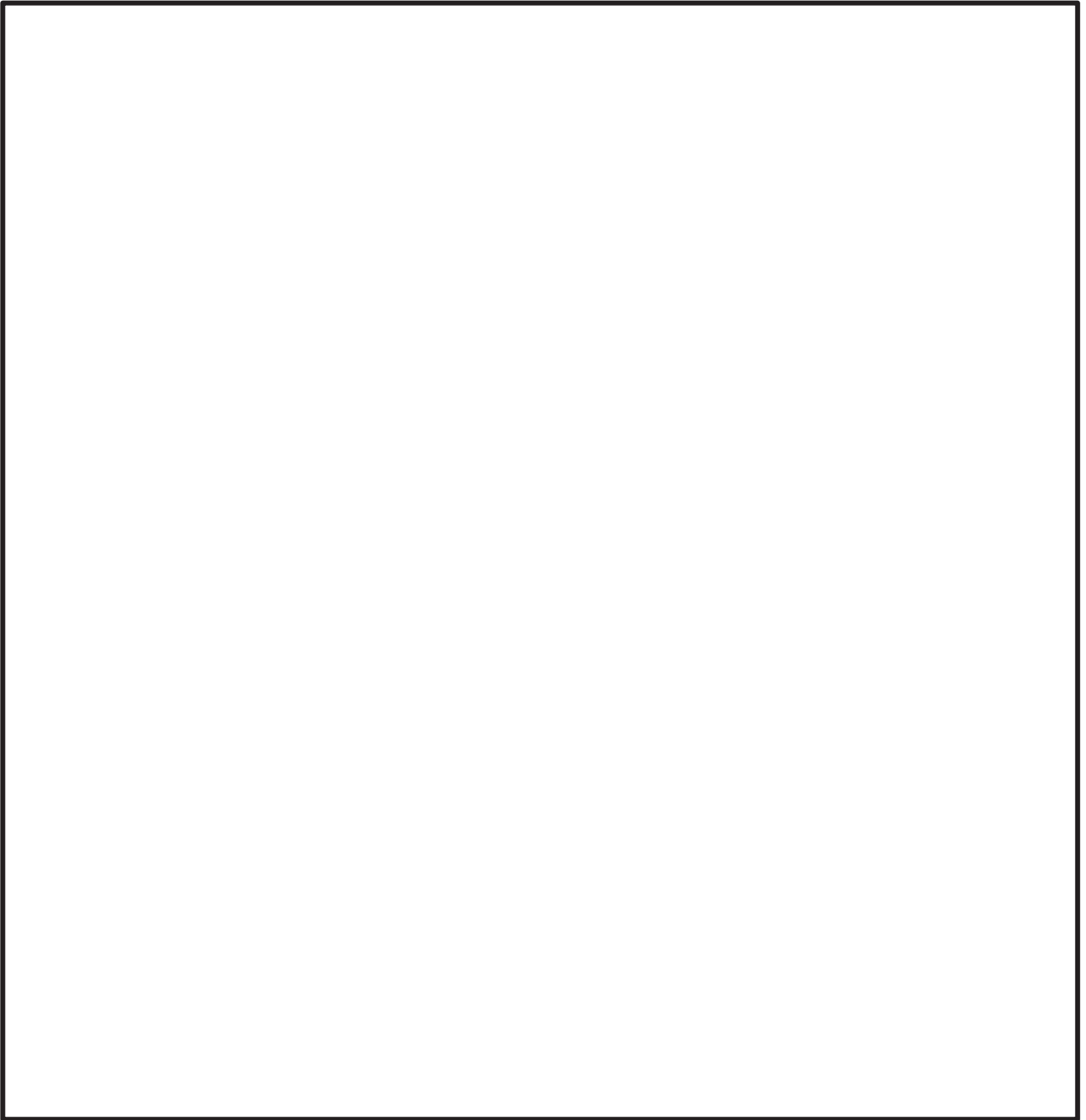


図 46-5-5 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

46-6

容量設定根拠

・主蒸気逃がし安全弁

名 称		主蒸気逃がし安全弁												
吹出量	(t/h) /個	【設定根拠】 記載 表 46-6-1 参照												
<p>【設定根拠】</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サプレッションチェンバのプール水中に蒸気を放出する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁は、平衡型のバネ式（アクチュエータ付）安全弁で、次の機能を有する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし弁機能 <p>原子炉圧力高の信号により、アクチュエータのピストンを作動させて強制的に開放する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出量を表 46-6-1 に示す。</p> <p>表 46-6-1 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出量</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>個数 (個)</th> <th>吹出量 ((t/h)/個)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">逃がし弁機能</td> <td>2</td> <td>356</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>360</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>363</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>367</td> </tr> </tbody> </table> <p>主蒸気逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、設計基準事故対処設備としての吹出量は表 46-6-1 のとおりである。本容量は、主蒸気逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスグループにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。</p> <p>以上のことから、重大事故等対処設備として使用する主蒸気逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。</p>			機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)	逃がし弁機能	2	356	3	360	3	363	3	367
機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)												
逃がし弁機能	2	356												
	3	360												
	3	363												
	3	367												

・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

名 称		主蒸気逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	ℓ/個	<input type="text"/> 以上 (注 1), 15 (注 2)
最高使用圧力	MPa[gage]	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により、原子炉冷却材バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^K = \text{一定}$) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようなアキュムレータ容量を決定する。

弁作動前のアキュムレータ容量を V_a を V_{a1} , V_{a2} に分割して考える。(V_{a1} は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積, V_{a2} は作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} , 作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} , シリンダ内圧力を P_c (=シリンダ内必要最低圧力), 主蒸気逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$V_a = V_{a1} + V_{a2}$$

$$P_{a0} \cdot V_{a1}^K = P_{a1} \cdot V_a^K \quad \therefore V_{a1} = (P_{a1}/P_{a0})^{1/K} \cdot V_a$$

$$P_{a0} \cdot V_{a2}^K = P_c \cdot V_c^K \quad \therefore V_{a2} = (P_c/P_{a0})^{1/K} \cdot V_c$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{K}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{K}}} \cdot V_c$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

次に、逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_C}{0.528} \quad (0.528 : \text{臨界圧力比} = (\frac{2}{K+1})^{\frac{K}{K-1}})$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_C : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) :

K : 断熱指数 : 1.4

P_C : 逃がし安全弁開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])
:

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])
:

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs])
:

上記から、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{(\text{})^{\frac{1}{1.4}}}{1 - (\text{})^{\frac{1}{1.4}}} \cdot \text{} = \text{} \ell$$

上記から、主蒸気逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの容量（要求値）は ℓ /個以上とし、公称値は、要求値を上回るものとして 15 ℓ /個とする。

2. 最高使用圧力

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171 $^{\circ}\text{C}$ とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		主蒸気逃がし安全弁 自動減圧機能用アキュムレータ
容量	ℓ /個	<input type="text"/> 以上 (注 1), 200 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウエル圧力高の両方の信号により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。11 個の主蒸気逃がし安全弁のうち 6 個に自動減圧機能を持たせるため、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータも 6 個設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、LOCA 時 1 回あるいは通常時 5 回の主蒸気逃がし安全弁作動ができる容量とする。また、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

$m + 1$ 回作動後のアキュムレータ圧力 P_{ai+1} は、 i 回作動後のアキュムレータ圧力と以下の関係にある。

$$P_{ai+1} = \left(\frac{V_a}{V_a + V_c} \right)^K \times P_a$$

よってアキュムレータ容量 V_a は、シリンダ容量 V_c と以下の式で関係付けられる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{ao}} \right)^{\frac{1}{m \cdot K}}}{1 - \left(\frac{P_c}{P_{ao}} \right)^{\frac{1}{m \cdot K}}} \times V_c$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) :

K : 断熱指数 : 1.4

P_c : 逃がし安全弁開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa [abs])

(LOCA 時) :

(通常時) :

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

:

P_{ai} : 作動後のアキュムレータ圧力 (m回作動)

上記の式及び値により主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

(LOCA 時)

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{ } \text{ }}{\text{ } \text{ }}\right)^{\frac{1}{1.14}}}{1 - \left(\frac{\text{ } \text{ }}{\text{ } \text{ }}\right)^{\frac{1}{1.14}}} \times \text{ } \text{ } = \text{ } \text{ } \text{ } \ell$$

(通常時)

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{ } \text{ }}{\text{ } \text{ }}\right)^{\frac{1}{5.14}}}{1 - \left(\frac{\text{ } \text{ }}{\text{ } \text{ }}\right)^{\frac{1}{5.14}}} \times \text{ } \text{ } = \text{ } \text{ } \text{ } \ell$$

上記から、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量 (要求値) は ℓ/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして 200 ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

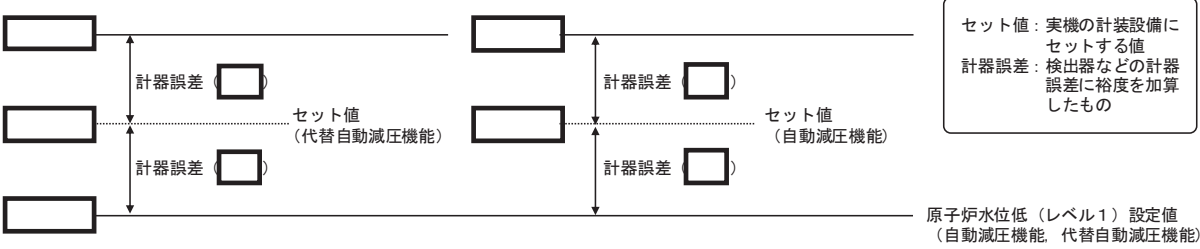
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

名 称	原 子 炉 水 位 低
保護目的／機能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の状態の主蒸気逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上（レベル1）
<p>【設定根拠】</p> <p>過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウエル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定する。</p> <p>注記*：原子炉圧力容器零レベルはセパレータスカート下端より 1,278 cm 下</p> <p><補足></p> <p>(1) 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、有効燃料棒頂部より高い設定とする。</p> <p>(2) 主蒸気逃がし安全弁の作動は原子炉冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系（低圧注入モード）又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることを考慮し、残留熱除去系（低圧注入モード）又は低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。</p> <p><参考></p>  <p>図 46-6-1 原子炉水位（レベル1）設定値の概要図</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電

名 称		主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池
個 数	個	2(うち予備 1)
容 量	Ah/個	約 24

【設定根拠】

常設直流電源が喪失した場合、主蒸気逃がし安全弁(2 個)の作動が可能なように主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。

1. 容量

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。

主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量は、直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。

$$C = \frac{1}{L} (K \cdot I)$$

C : 24 時間での必要容量 [Ah]

L : 保守率=0.8[-]

K : 容量換算時間=26[h]

(放電時間、電池の最低温度及び許容される最低電圧により決定)

I : 放電電流=0.4[A] (0.2[A]×主蒸気逃がし安全弁 2 個)

$$C = \frac{1}{0.8} (26 \cdot 0.4)$$

$$= 13 [\text{Ah}]$$

以上より、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、13[Ah]に対し十分な余裕を有する 24[Ah]とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間にわたり主蒸気逃がし安全弁(2 個)を連続開可能な容量を有するものを 1 セット 1 個使用する。保有数は、1 セット 1 個に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個の合計 2 個を分散して保管する。

・ 高圧窒素ガスボンベ

名 称		高圧窒素ガスボンベ
容量	ℓ/本	約 47
最高使用圧力	MPa[gage]	約 15 ^注
機器仕様に関する注記		注：最高充填圧力を示す。
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）による高圧窒素ガスボンベからの窒素ガス供給は、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])以下の場合に限定され、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力を超え最高使用圧力の 2 倍(854 kPa[gage])以下の場合には、代替高圧窒素ガス供給系による高圧窒素ガスボンベからの窒素ガス供給により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を行う設計とする。</p> <p>1. 高圧窒素ガスボンベ</p> <p>高圧窒素ガスボンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で 8 本、代替高圧窒素ガス供給系で 3 本使用するため、必要となる本数は 11 本であり、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で 22 本を確保し、分散して配備する。</p> <p>1.1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベ容量</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 弁（A 系 3 弁，B 系 3 弁）を開弁させた後、7 日間開保持させるために必要な窒素ガス量をもとに、1 系列当たりの必要容量 3 本を上回る 4 本（2 系列分として必要容量 6 本に対し計 8 本）を接続し使用する。</p> <p>1 系列当たりの高圧窒素ガスボンベの必要容量は、以下のとおり。</p> <p>1.1.1 窒素ガス消費量</p> <p>(1) 高圧窒素ガス供給系(非常用)1 系列 3 弁を開動作するための消費量</p> <p>逃がし安全弁（自動減圧機能付）1 回作動時の窒素ガス消費量は、1 弁を</p>		

1回作動させた場合に元の圧力に復帰させるために必要な窒素ガス量から求められる。

$$\begin{aligned}
 Q_1 &= \frac{(P_1[\text{MPa}(abs)] - P_2[\text{MPa}(abs)]) \times (V_1[\ell] + V_2[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \frac{(\square - \square) \times (200[\ell] + \square[\ell])}{0.101325[\text{MPa}(abs)]} \\
 &= \square[\ell(\text{normal})]
 \end{aligned}$$

よって、3弁開動作するためには $\square[\ell(\text{normal})] \times 3 \text{弁} = \square[\ell(\text{normal})]$ 必要となる。

Q_1 : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）1弁1回作動に必要な窒素ガス消費量（ $[\ell(\text{normal})]$ ）

P_1 : 自動減圧機能用アキュムレータ初期圧力（ \square [MPa(abs)]）
（運転時最低供給圧力 \square MPa(gage)）+ 0.101325 [MPa(abs)]

P_2 : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）作動後の自動減圧機能用アキュムレータ圧力（ \square [MPa(abs)]）*1

V_1 : 自動減圧機能用アキュムレータ容量（200[ℓ]）

V_2 : 空気シリンダ容量（ \square [ℓ]）

*1 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動による窒素ガスの圧力及び体積変化は短時間で起こるため断熱変化と考え窒素ガスの断熱指数1.4より P_2 は下記のとおり求められる。

$$\begin{aligned}
 P_1 \times V_1^{1.4} &= P_2 \times (V_1 + V_2)^{1.4} \\
 P_2 &= P_1 \times \left(\frac{V_1}{V_1 + V_2} \right)^{1.4} \\
 &= \square + 0.101325 \times \left(\frac{200}{200 + \square} \right)^{1.4} \\
 &= \square[\text{MPa}(abs)]
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 片系3弁7日間開保持による系統漏えい量

$$\begin{aligned} Q_2 &= \lambda [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}] \times N[\text{個}] \times D[\text{day}] \times 24[\text{h}/\text{day}] \times 60[\text{min}/\text{h}] \\ &= \boxed{} [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}] \times 3[\text{個}] \times 7[\text{day}] \times 24[\text{h}/\text{day}] \times 60[\text{min}/\text{h}] \\ &= \boxed{} [\ell(\text{normal})] \end{aligned}$$

Q_2 : 系統漏えい量 $[\ell(\text{normal})]$

λ : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）1個あたりの系統漏えい量
 $\boxed{} [\ell(\text{normal})/\text{min}/\text{個}]$

N : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の片系設置個数（3[個]）

D : 開保持期間（7日間[day]）

以上より、主蒸気逃がし安全弁3弁をすべて7日間、開保持できるガス量は

高压窒素ガス供給系（非常用）1系列

3弁を開動作するための消費量 : $\boxed{} [\ell(\text{normal})]$

高压窒素ガス供給系（非常用）1系列

3弁を7日間開保持するための消費量 : $\boxed{} [\ell(\text{normal})]$

合計 : $\boxed{} [\ell(\text{normal})]$

なお、7日間の減圧機能維持に必要な主蒸気逃がし安全弁の個数は2個であるが、保守的に3個開保持を考慮している。

1.1.2 高压窒素ガスボンベによる供給量

$$\begin{aligned} Q_b &= \frac{(P_1[\text{MPa}(\text{gage})] - P_2[\text{MPa}(\text{gage})])}{P_L[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15 + T[^\circ\text{C}])} \times V_b[\ell/\text{本}] \times M[\text{本}] \\ &= \frac{\boxed{}[\text{MPa}(\text{gage})] - \boxed{}[\text{MPa}(\text{gage})]}{0.101325[\text{MPa}(\text{abs})]} \times \frac{273.15}{(273.15 + \boxed{}[^\circ\text{C}])} \times 46.7[\ell/\text{本}] \times M[\text{本}] \\ &= \boxed{} [\ell(\text{normal})] \times M \end{aligned}$$

Q_b : 高压窒素ガスボンベの供給量 $[\ell(\text{normal})]$

P_1 : ボンベ初期充填圧力 ($\boxed{} [\text{MPa}(\text{gage})]$)

P_2 : ボンベ交換圧力 ($\boxed{} [\text{MPa}(\text{gage})]$)

P_L : 大気圧 (0.101[MPa(abs)])

V_b : ボンベ容量 (46.7[$\ell/\text{本}$])

M : 必要ボンベ本数[本]

T : 窒素ガス温度 ($\boxed{} [^\circ\text{C}]$)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量 (Q_b) が必要であり、

$$\begin{aligned} & \boxed{} [\ell(\text{normal})] \times M > \boxed{} [\ell(\text{normal})] \\ M > & \boxed{} \end{aligned}$$

よって、必要ポンペ本数は3本となる。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンペは、必要量を確保（16本）している。

1.2 代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペ容量

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持させるために必要な窒素ガス量に加え、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の空気シリンダ及び窒素ガス供給配管内を作動圧力まで昇圧するために必要な窒素ガス量をもとに必要容量3本（2系列分として合計6本）を接続し使用する。

高圧窒素ガスポンペの必要容量は、以下に示す式により算出する。

$$\begin{aligned} n &= \frac{(Q_1 \times t + Q_2 + Q_3)}{V} \times \frac{0.101325}{(P_1 - P_2)} \times \frac{(273.15 + T)}{273.15} \\ &= \frac{\boxed{} \times 10080 + \boxed{} + \boxed{}}{46.7} \times \frac{0.101325}{(\boxed{} - \boxed{})} \times \frac{(273.15 + \boxed{})}{273.15} \\ &\doteq \boxed{} \Rightarrow 3\text{本} \end{aligned}$$

n : 必要ポンペ本数

t : 主蒸気逃がし安全弁開保持時間 (min) (=10080 min (7日間))

P_1 : 高圧窒素ガスポンペ初期充填圧力 ($\boxed{}$ MPa[gage])

P_2 : 主蒸気逃がし安全弁開保持必要圧力 ($\boxed{}$ MPa[gage])

T : 窒素ガス温度 ($\boxed{}$ °C)

V : 高圧窒素ガスポンペ1本当たりの容量 (46.7 ℓ)

Q_1 : 設計漏えい量 ($\boxed{}$ ℓ/min[normal])

Q_2 : 供給配管昇圧に必要な窒素ガス消費量 ($\boxed{}$ ℓ(normal))

Q_3 : 主蒸気逃がし安全弁全開到達までのエアシリンダからの窒素ガス漏えい量 ($\boxed{}$ ℓ(normal))

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 最高使用圧力

高圧窒素ガスポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約15MPa[gage]とする。

・代替高压窒素ガス供給系

名 称		代替高压窒素ガス供給系
供給圧力	MPa[gage]	<input type="text"/> 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>代替高压窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa[gage])を超え、原子炉格納容器の背圧により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高压窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合、より高压の窒素ガスを供給することにより原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（2Pd=854kPa[gage]）の場合においても原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として設置する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_W + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \dots \dots \textcircled{1}$ <p>F_N：代替高压窒素ガス供給系によるピストン押し上げ力 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：代替高压窒素ガス供給系圧力 S_2：ピストン受圧面積（=51070mm²） F_R：原子炉圧力による弁体の揚力 $F_R = P_R \times S_1$ P_R：原子炉圧力（=0.854[MPa[gage]]*） S_1：主蒸気逃がし安全弁弁体受圧面積（=14103mm²） *保守的に格納容器圧力と均圧した状態まで減圧することを想定</p> <p>n：レバー比（=6） F_{S2}：空気シリンダスプリング荷重（=2.95×10³[N]） F_W：空気シリンダ可動部重力（=491[N]） F_P：原子炉格納容器圧力によるピストン押し下げ力 $F_P = P_P \times S_2$ P_P：原子炉格納容器圧力（=0.854[MPa[gage]]*） *最高使用圧力の2倍(2Pd)まで過圧された状態を想定</p> <p>F_{S1}：弁本体スプリング荷重（=1.78×10⁵[N]） F_F：ピストンOリング摩擦力（=1.97×10³[N]）</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

式①に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ MPa[gage]のときに主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件が成立する。

したがって、代替高压窒素ガス供給系の窒素ガス供給圧力が \square MPa[gage] 以上のとき、格納容器内圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を開動作させることができる。

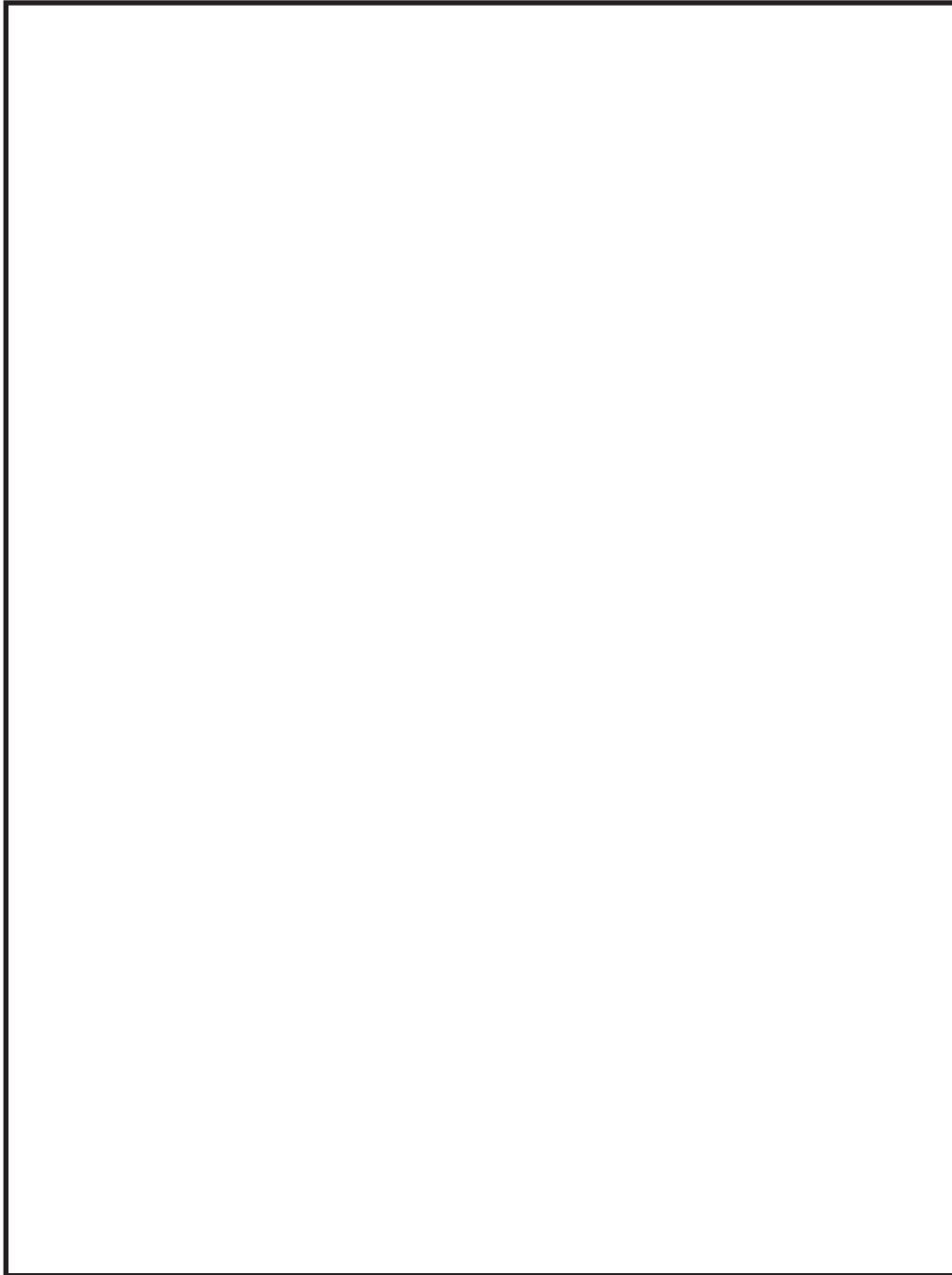


図 46-6-2 主蒸気逃がし安全弁構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

46-7

接続図

・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

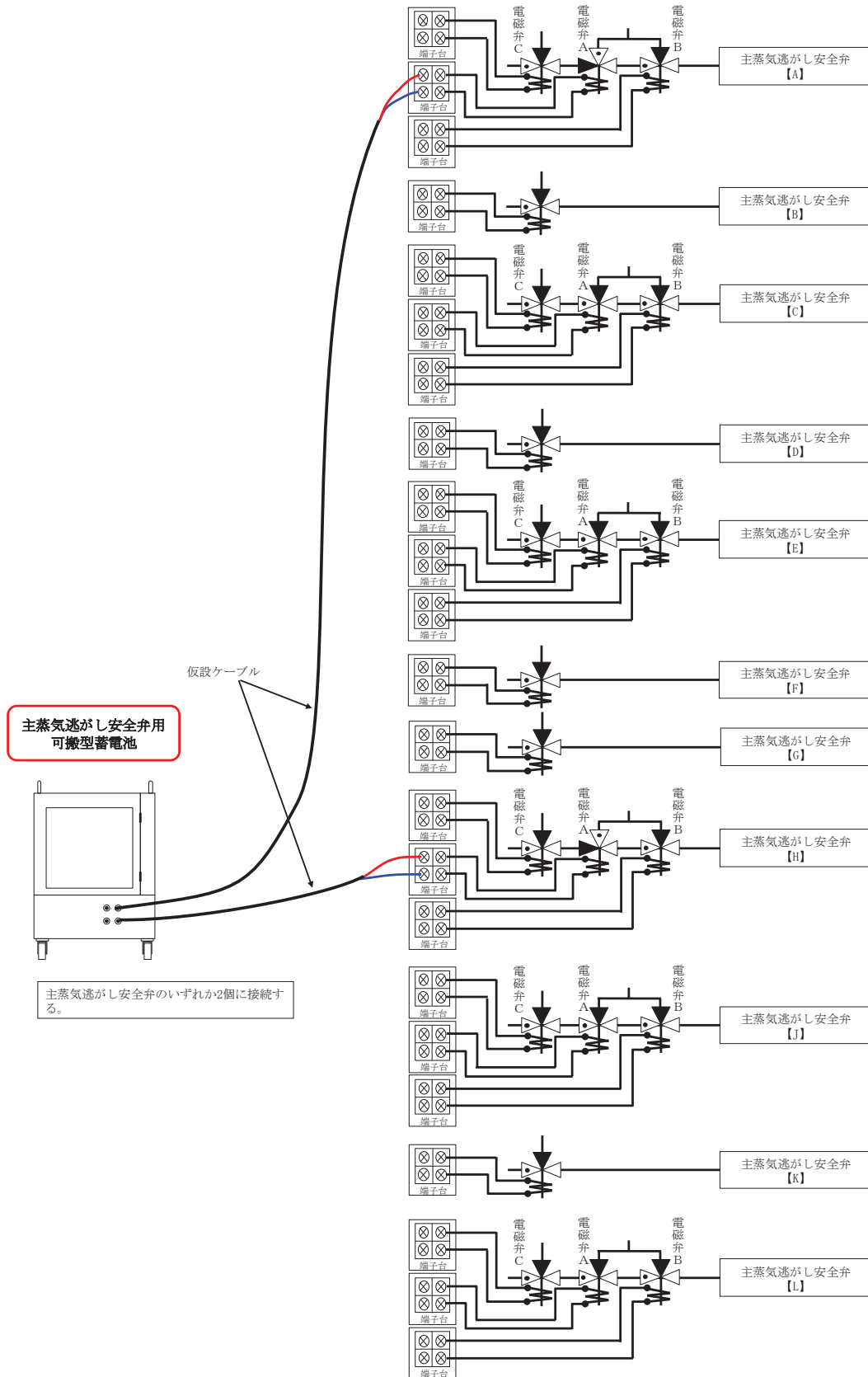


図 46-7-1 接続部詳細図 (主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池)

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）、代替高圧窒素ガス供給系

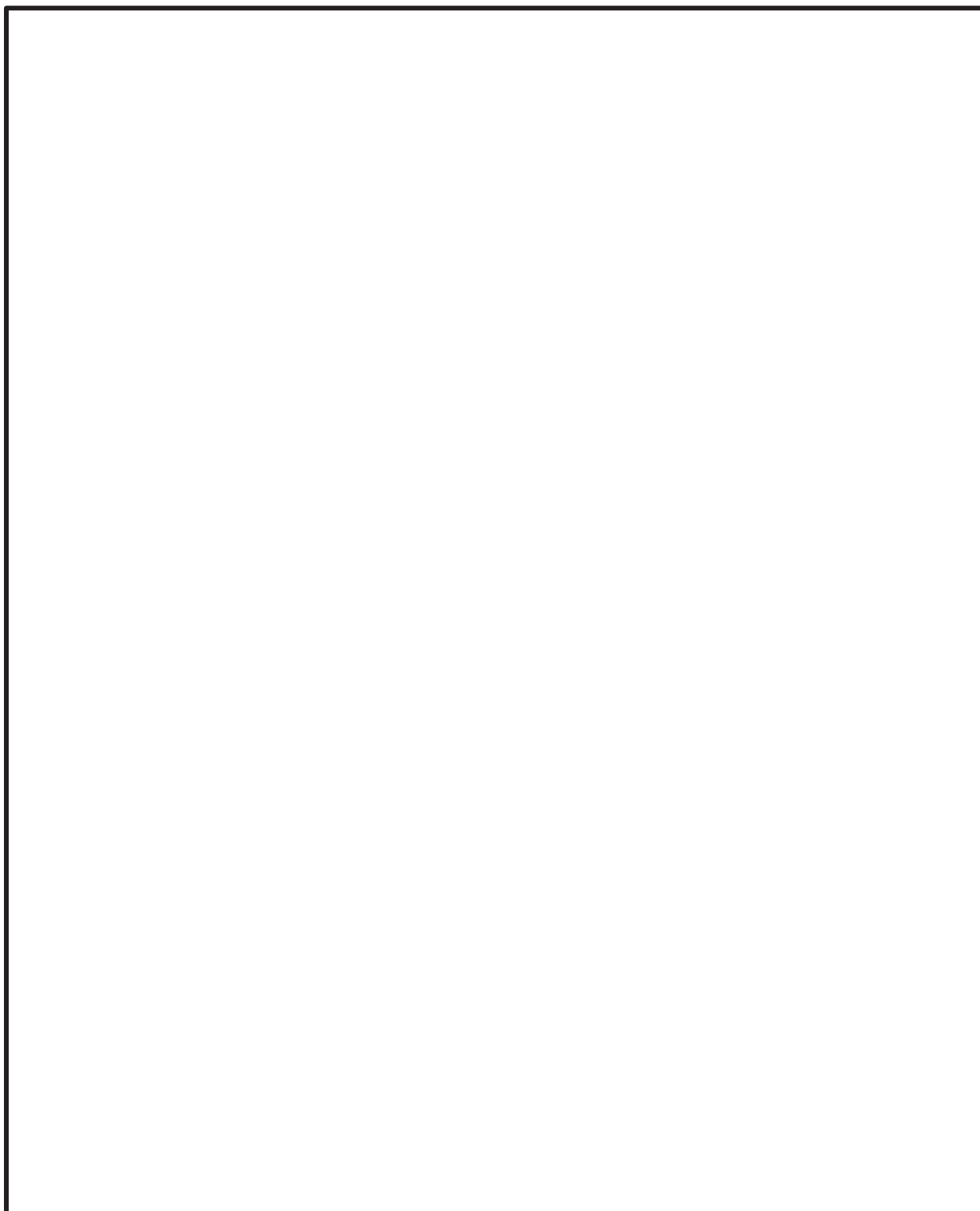


図 46-7-2 接続部詳細図（窒素ガスボンベラック）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-8

保管場所図

- ・主蒸気逃がし安全弁

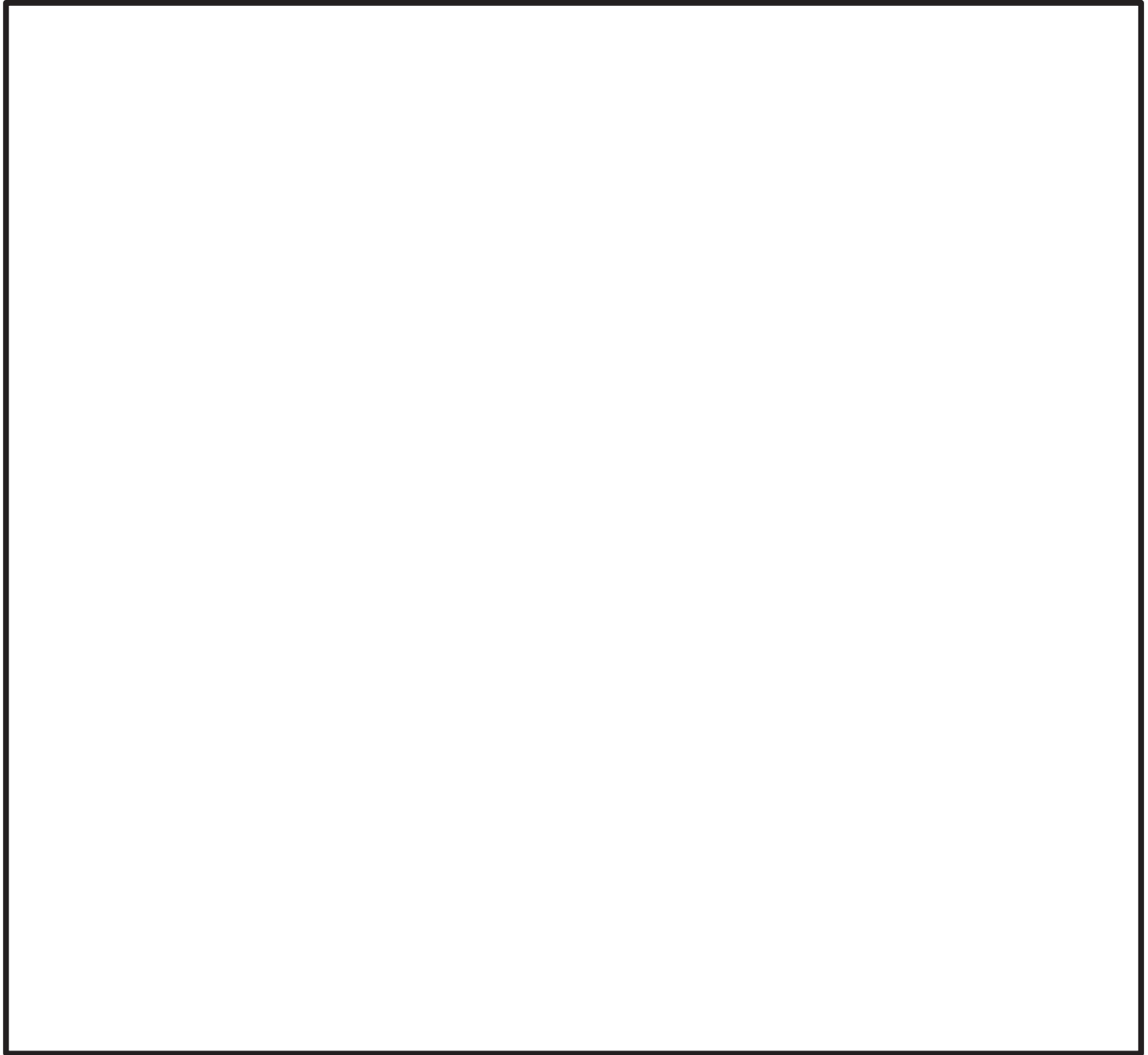


図 46-8-1 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用），代替高圧窒素ガス供給系

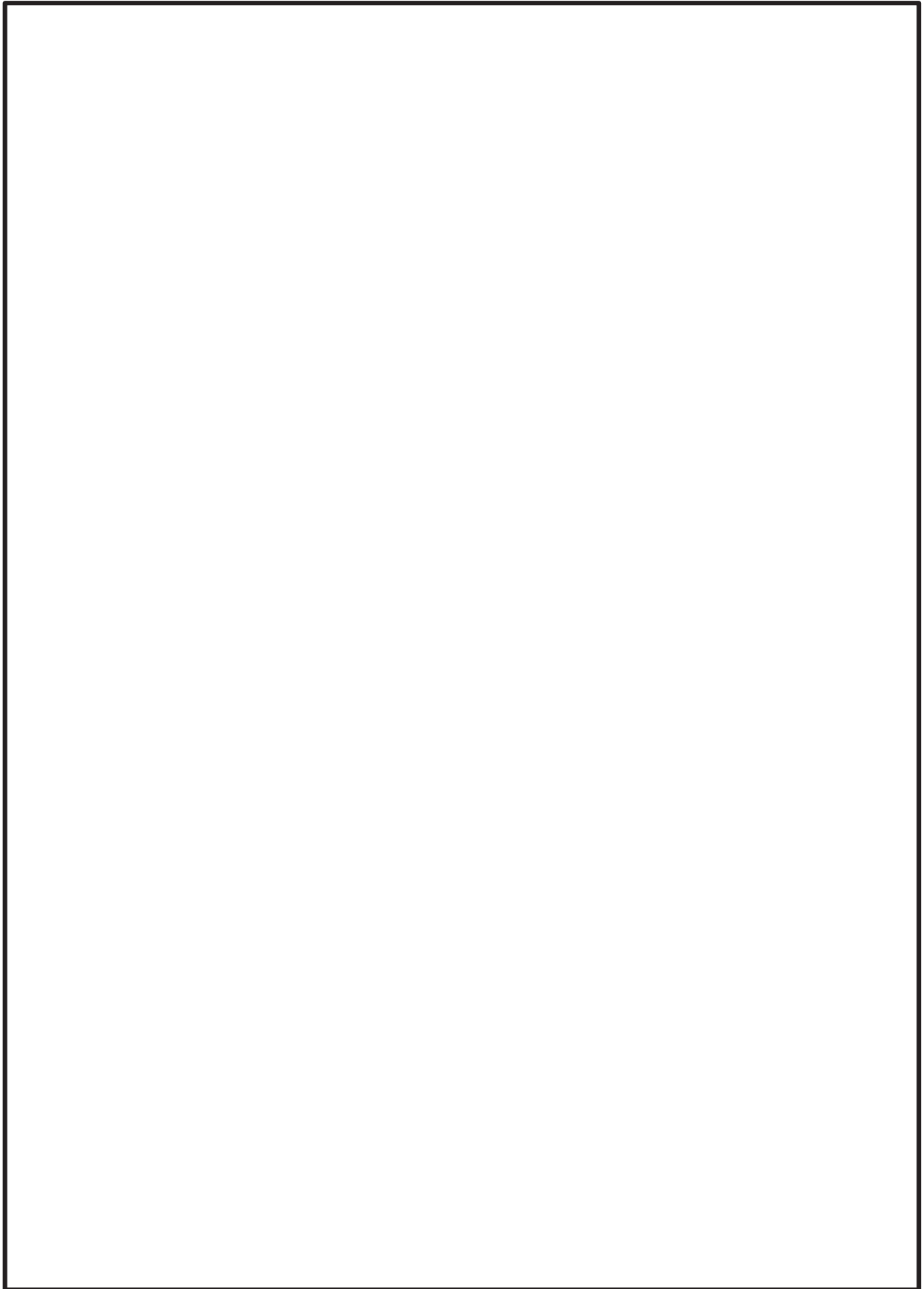


図 46-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

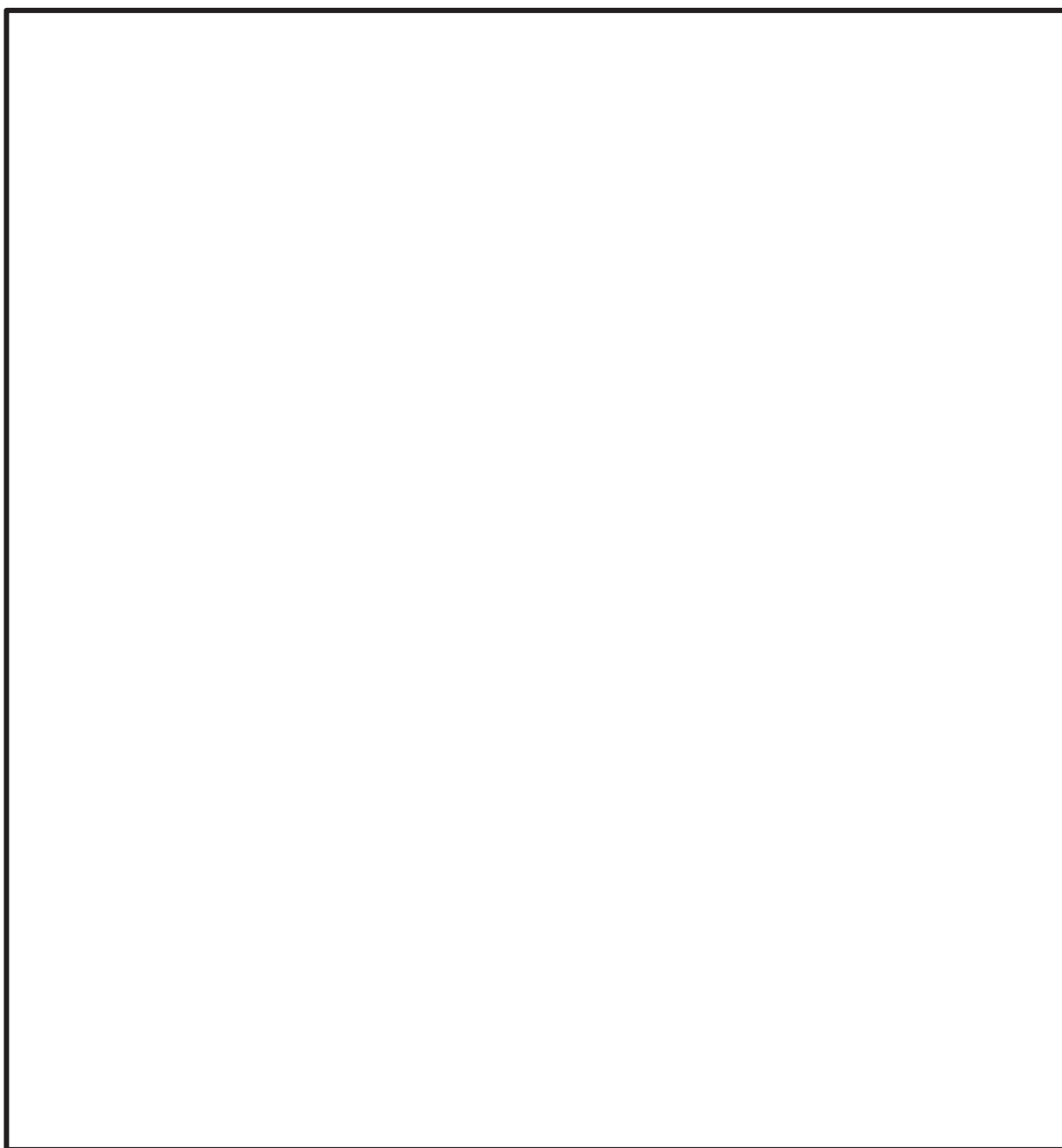


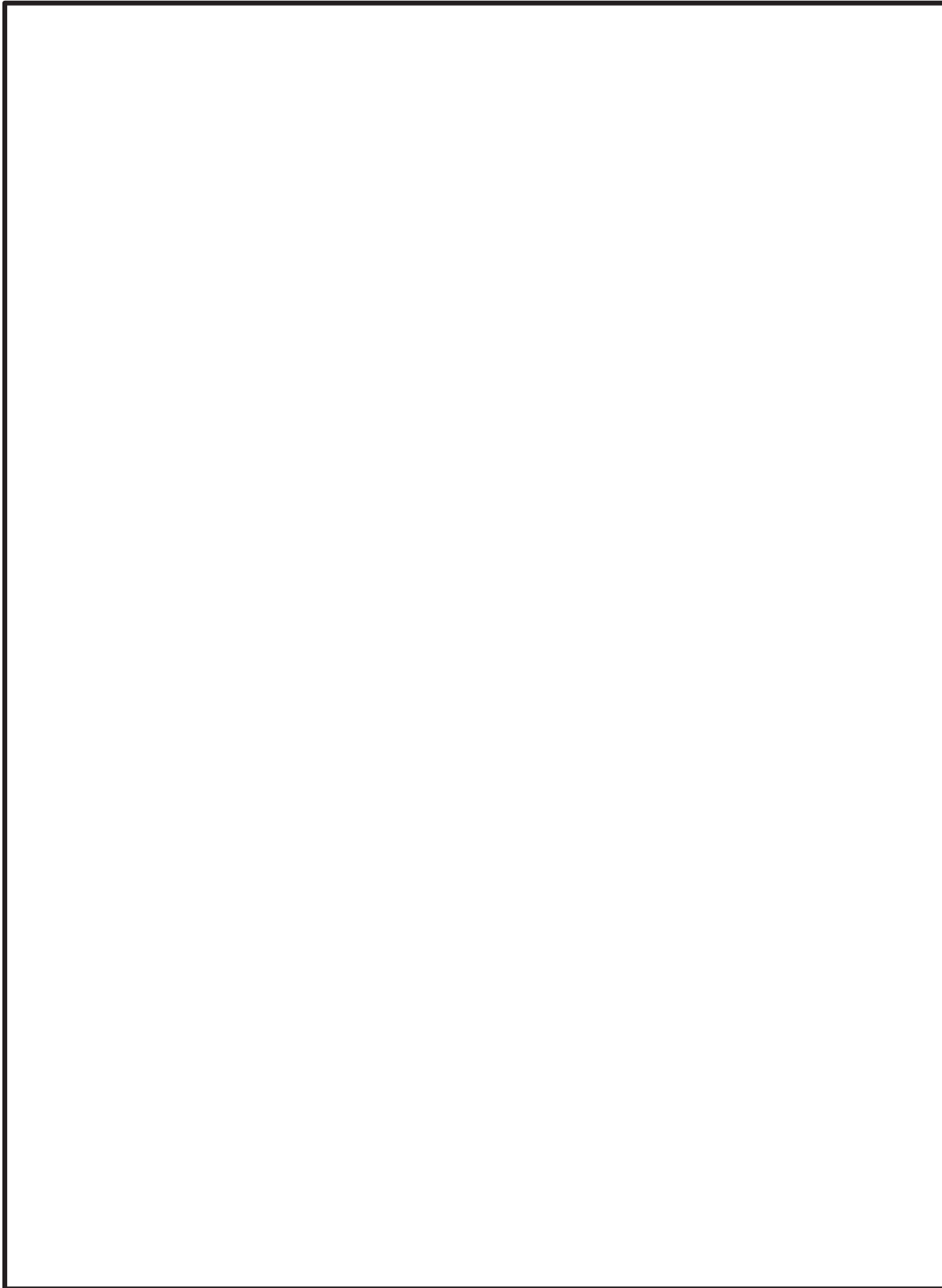
図 46-8-3 保管場所図（主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9

アクセスルート図

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」（平成30年4月19日提出版）より抜粋

図 46-9-1 屋内アクセスルート（1/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

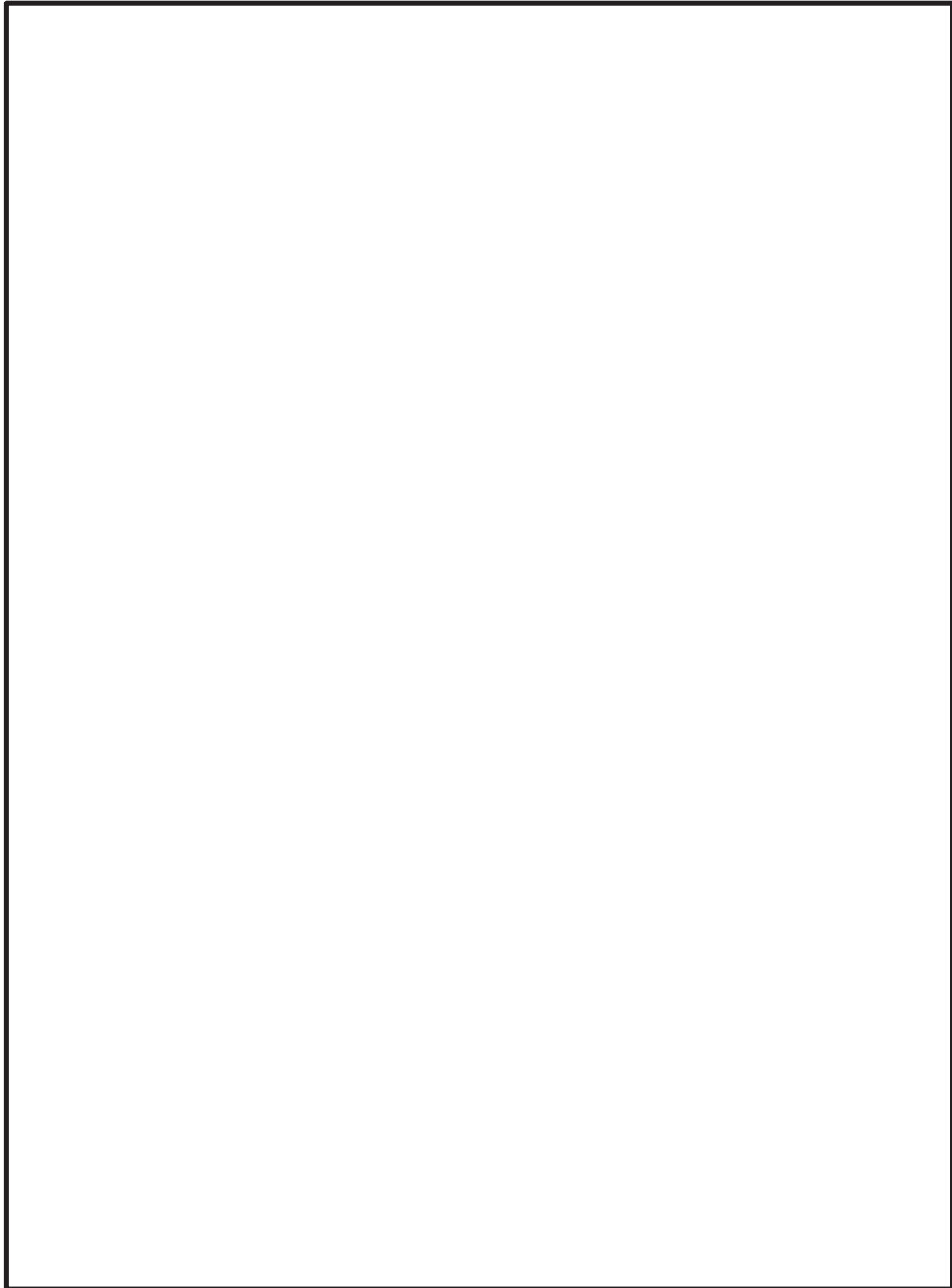


図 46-9-2 屋内アクセスルート（2/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

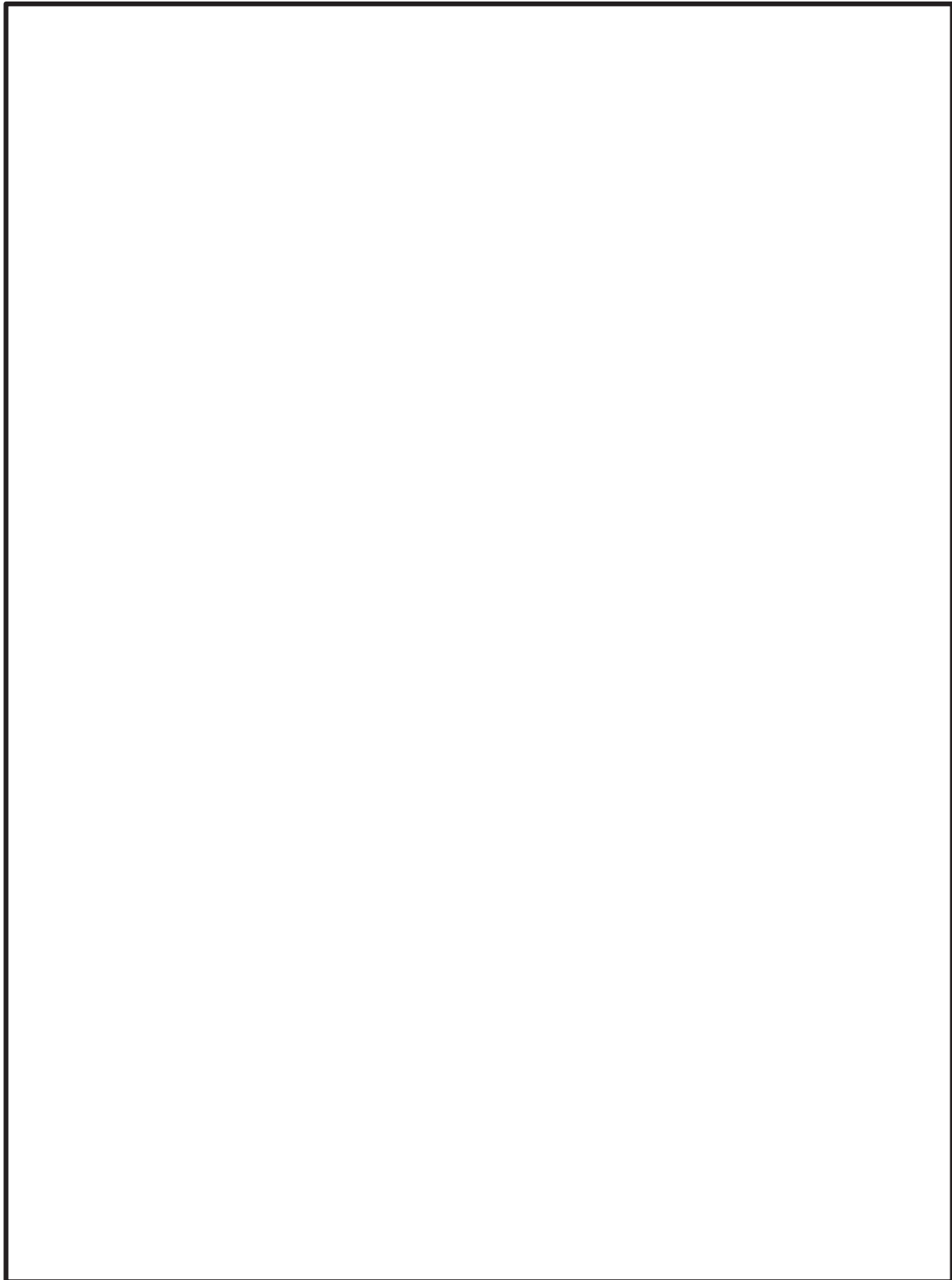


図 46-9-3 屋内アクセスルート (3/4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

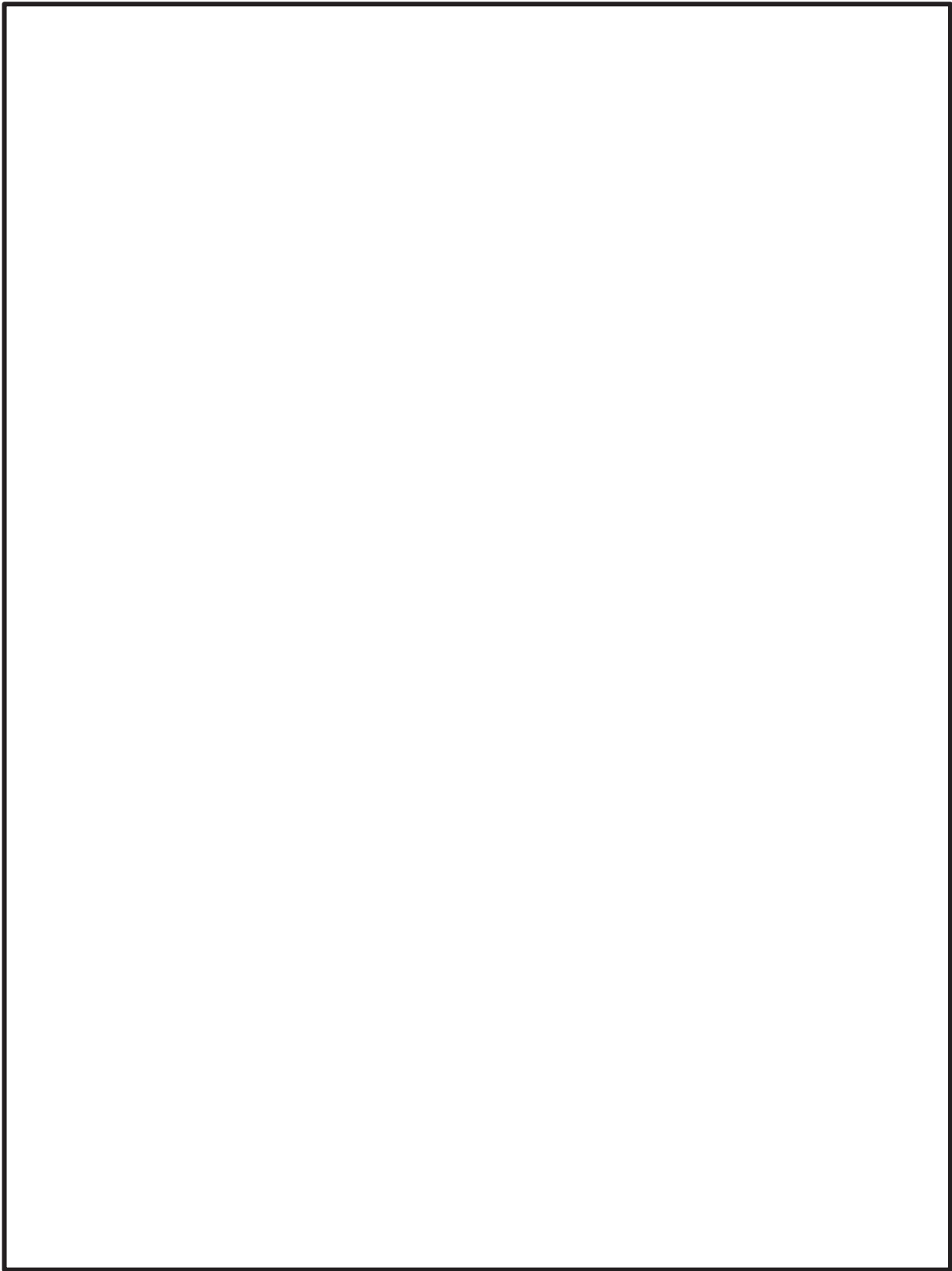
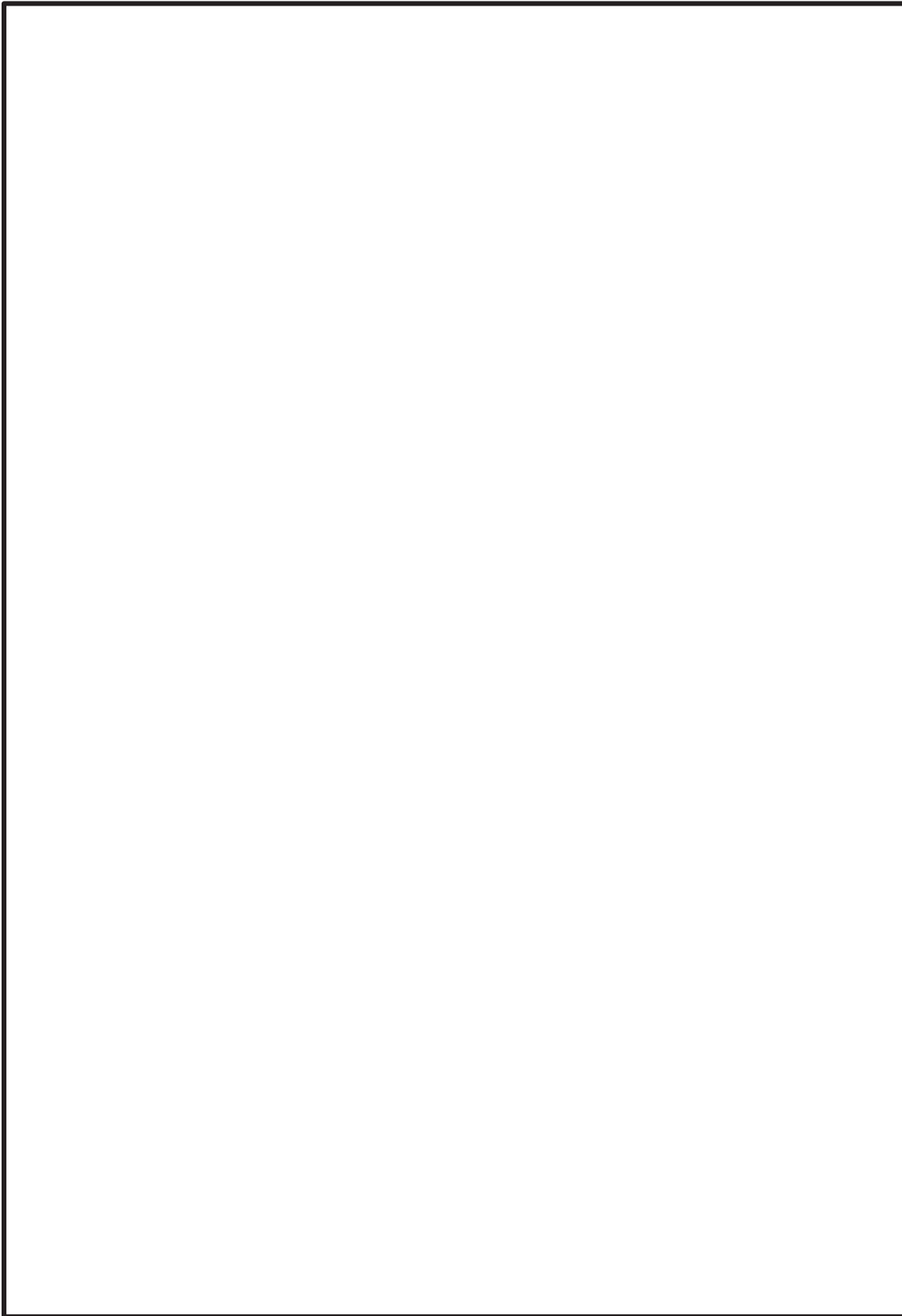


図 46-9-4 屋内アクセスルート（4/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系



女川原子力発電所2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(02-NP-0026(改7))」(平成30年4月19日提出版)より抜粋

図 46-9-5 屋内アクセスルート (1/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・代替高圧窒素ガス供給系

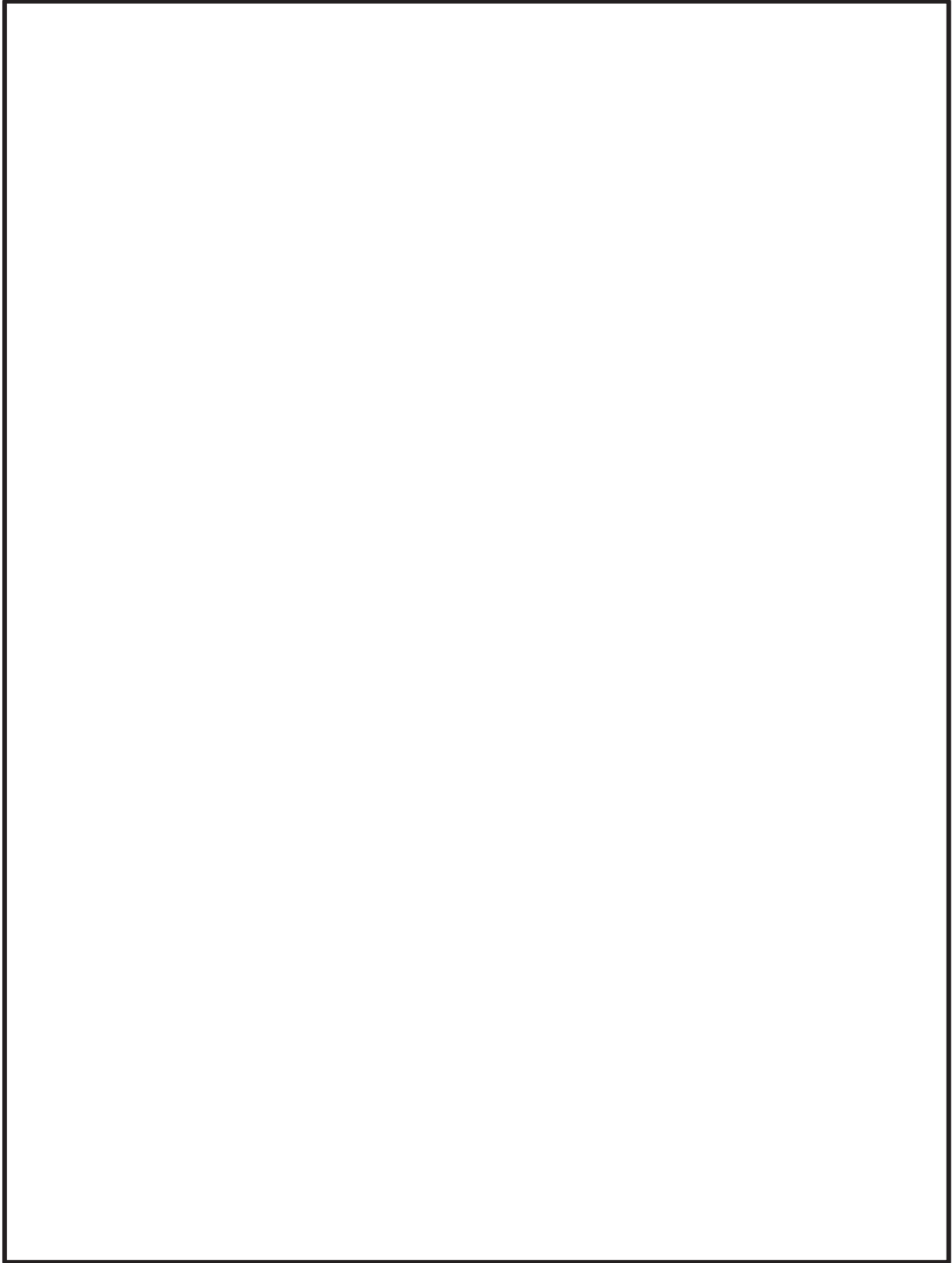


図 46-9-6 屋内アクセスルート (2/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・代替高圧窒素ガス供給系

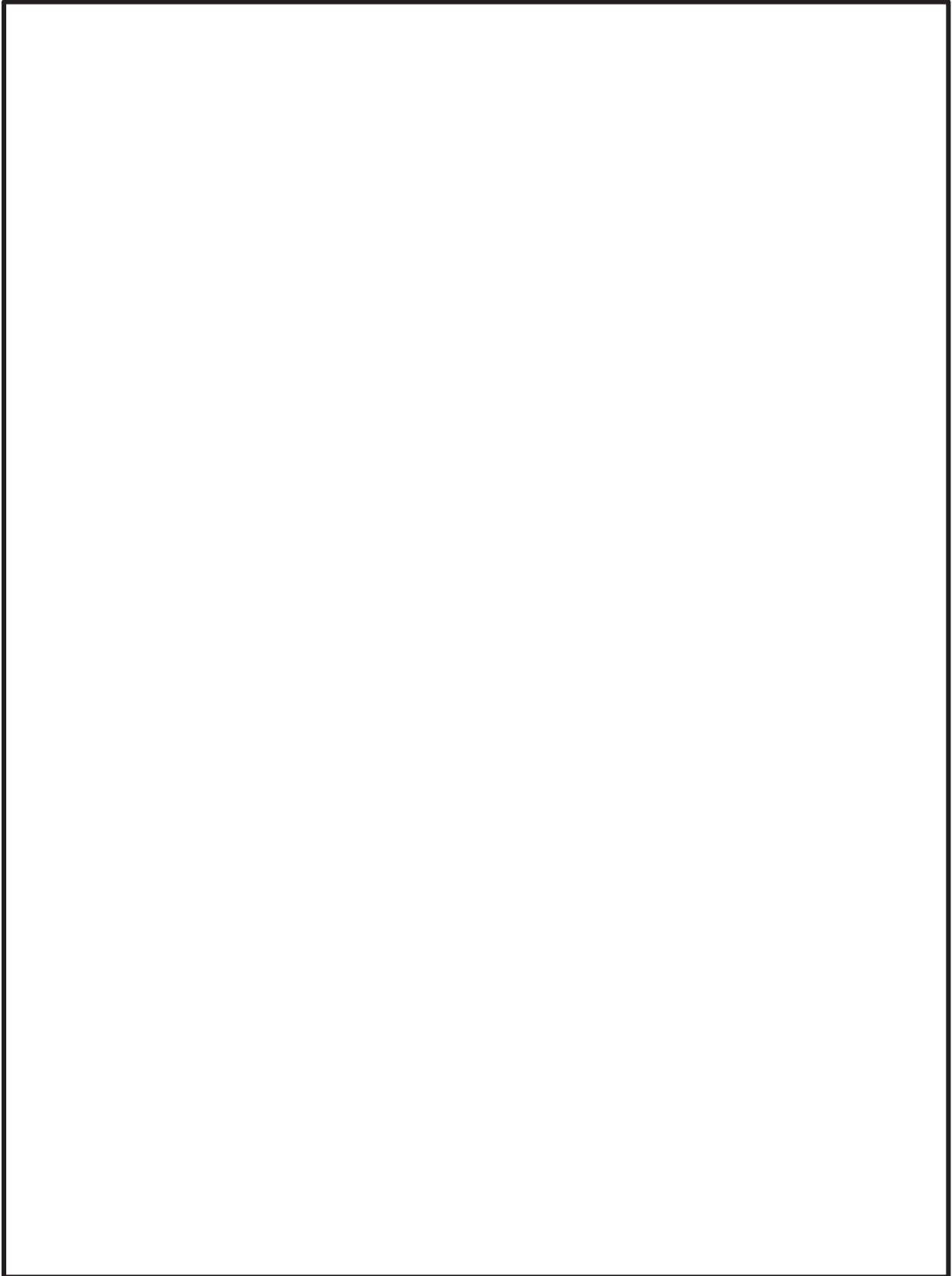


図 46-9-7 屋内アクセスルート (3/3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9-7

・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

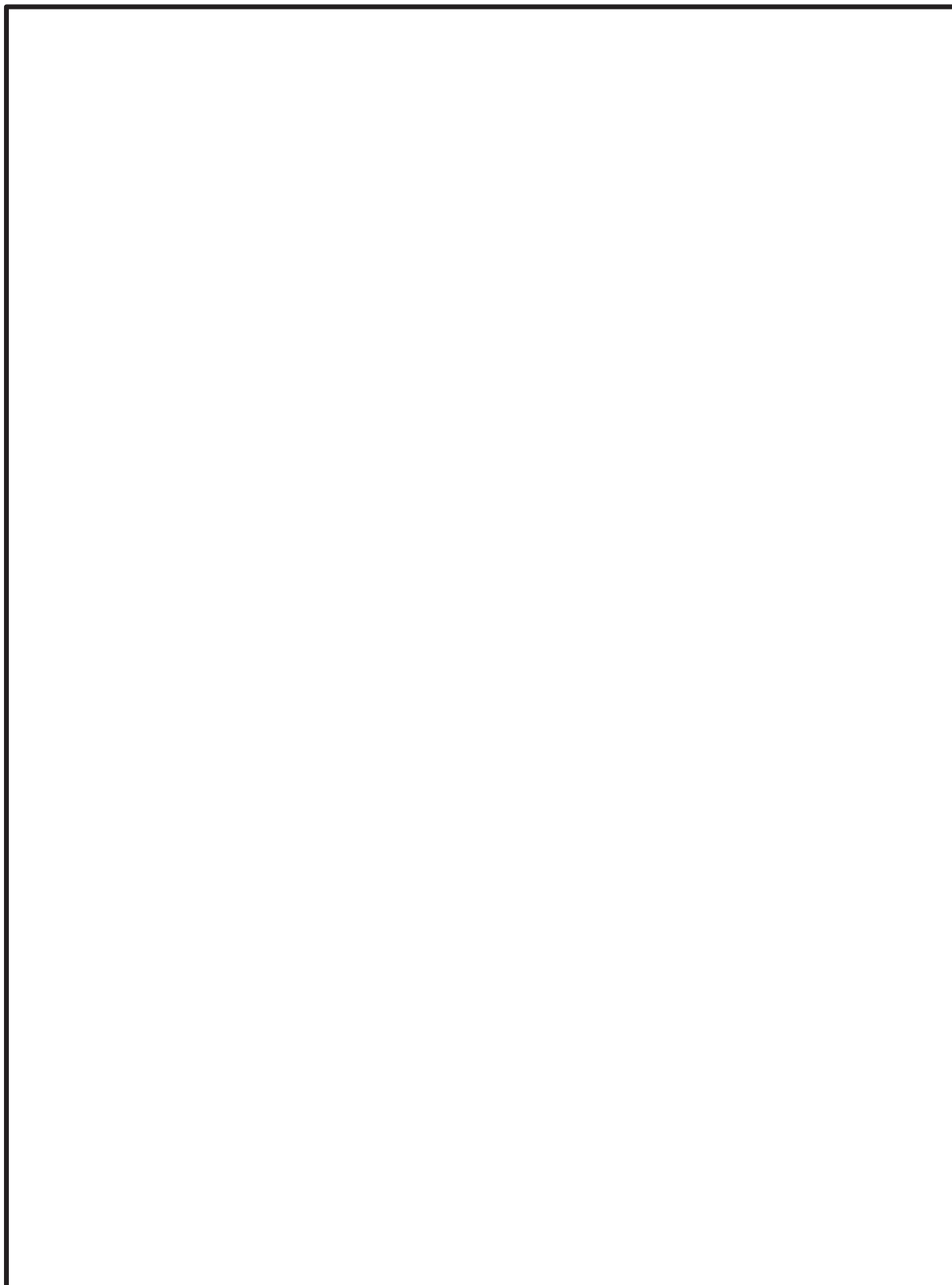


図 46-9-8 屋内アクセスルート (1/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9-8

・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池



図 46-9-9 屋内アクセスルート (2/2)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9-9

46-10

代替高圧窒素ガス供給系について

1. 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能喪失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において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(1Pd=427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として代替高圧窒素ガス供給系を設置する。

3. 代替高圧窒素ガス供給系の設計方針

代替高圧窒素ガス供給系の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等が発生した場合における環境条件下（温度、圧力、放射線等）において、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所でのハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

(3) 悪影響防止

代替高圧窒素ガス供給系は、通常時の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）動作に必要な主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し作動用窒素ガスを供給するが、配管及び弁を設置することにより通常時において作動用窒素ガスの排気流路を確保し、悪影響を及ぼさない設計とする。また、重大事故等時は、重大事故等対処設備として系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

代替高圧窒素ガス供給系は、基準地震動 S_s による地震動に対して必要な機能

を維持する設計とする。

(5) 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備との多様性

代替高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガスポンベを使用して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させることで、多重化された主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータによる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に対して多様性を持った設計とする。また、高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の原子炉棟外に設置及び保管することで、原子炉格納容器内に設置されている主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに対して位置的分散を図る設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立性を有する設計とする。

4. 基本仕様

代替高圧窒素ガス供給系の基本仕様を以下に示す。

- (1) 系統数 : 2 系統
- (2) 操作対象弁 : 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）2 個/系統
- (3) 高圧窒素ガスポンベ
 - a. 本数 : 3 本/系統
 - b. 容量 : 約 47 l/本
 - c. 充填圧力 : 約 15 MPa[gage]
 - d. 使用箇所 : 原子炉建屋地上 1 階
 - e. 保管場所 : 原子炉建屋地上 1 階

5. 作動原理

本系統は、減圧弁等を経由して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（2 個/系統）に窒素ガスを供給し、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍（ $2P_d=854\text{kPa[gage]}$ ）の状況においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

本系統による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで開操作することができ、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立した設計とする。

本系統は、独立した 2 系列で位置的分散を図る設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動原理について図 46-10-1 に示す。

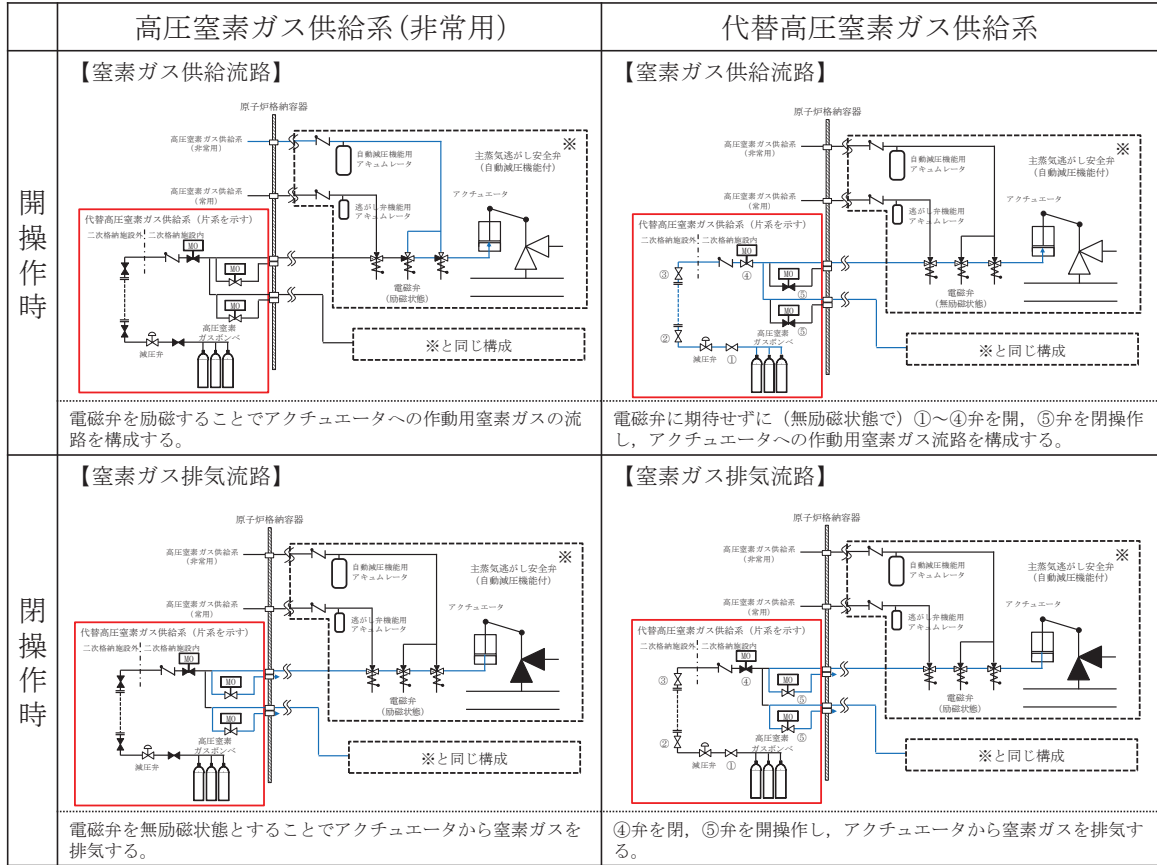


図 46-10-1 高压窒素ガス供給系(非常用)と代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の作動原理

46-11

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について

1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける。

3. 設計方針

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室内、原子炉建屋地上1階、原子炉建屋地下1階、原子炉建屋地下2階及び原子炉建屋地下3階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。

なお、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路による減圧ができない場合は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化された自動減圧系と別の制御盤に収納することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号）からの入力信号については共有するが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電

磁弁制御信号についても共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置(リレー)を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、他の設備とヒューズによる電気的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、基準地震動 S_s による地震動に対して必要な機能を維持する設計とする。

(5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象ではドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低及び残留熱除去系ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で作動する論理回路を設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、他の設備とヒューズによる電気的な分離をすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

4. 代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の不具合による安全保護系への影響防止対策

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、共通要因によって自動減圧系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の盤は、難燃ケーブルを使用し、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の盤で火災が発生した場合、感知器で火災を検知し、運転員が消火器にて初期消火を行うことから、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による悪影響を及ぼさない。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)と自動減圧系の論理回路は図 46-11-1 のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成とし、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

図 46-11-2 のとおり、検出器(原子炉水位低(レベル1)、残留熱除去系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力等)からの入力信号については共有するが、自動減圧系と電気的な隔離装置(リレー)を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁

制御信号についても共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設置する（ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章）」で示す。）。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系作動阻止信号は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で共有しているが、隔離装置（リレー）を用いて電氣的に分離し、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

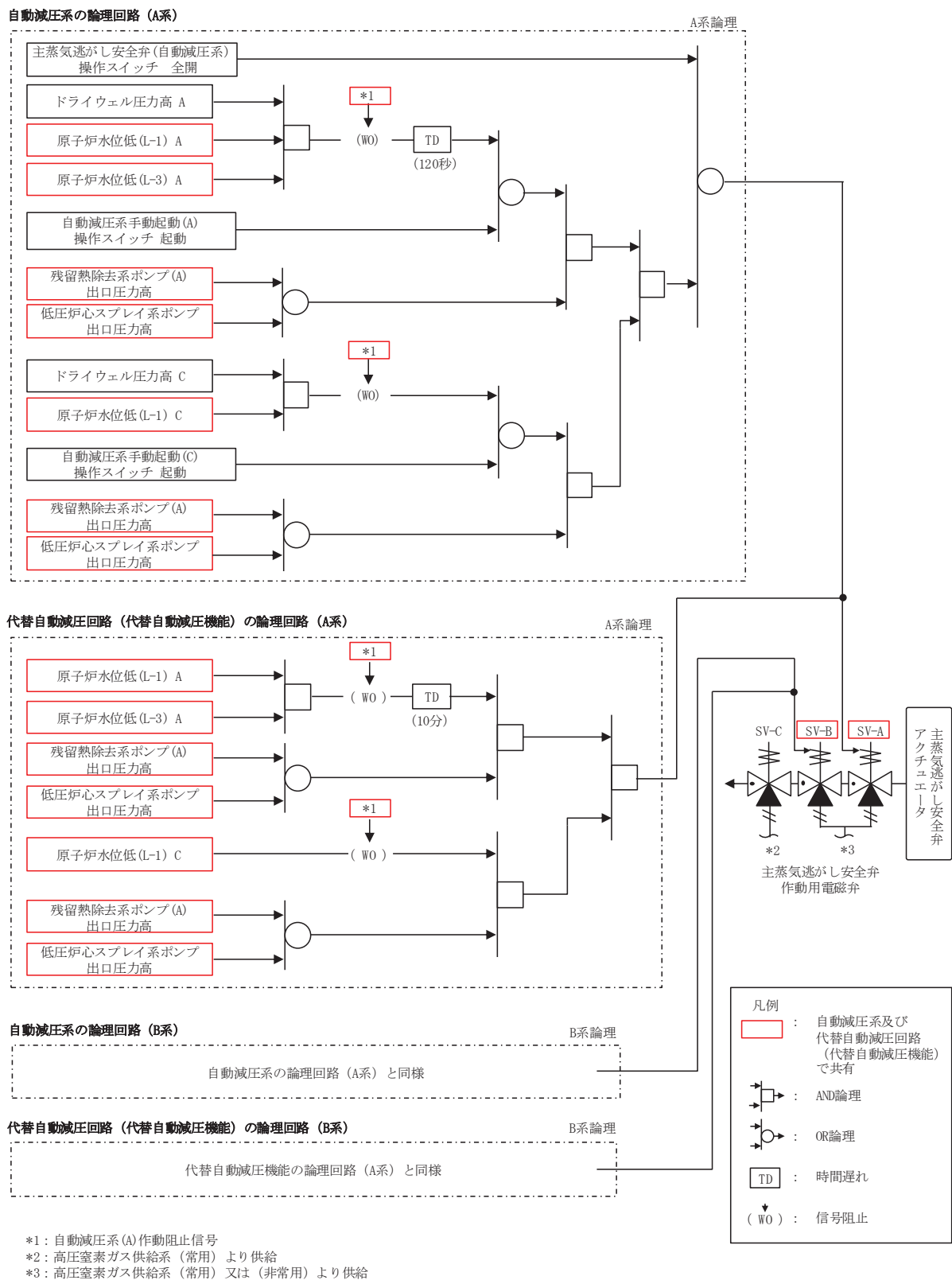


図 46-11-1 自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路

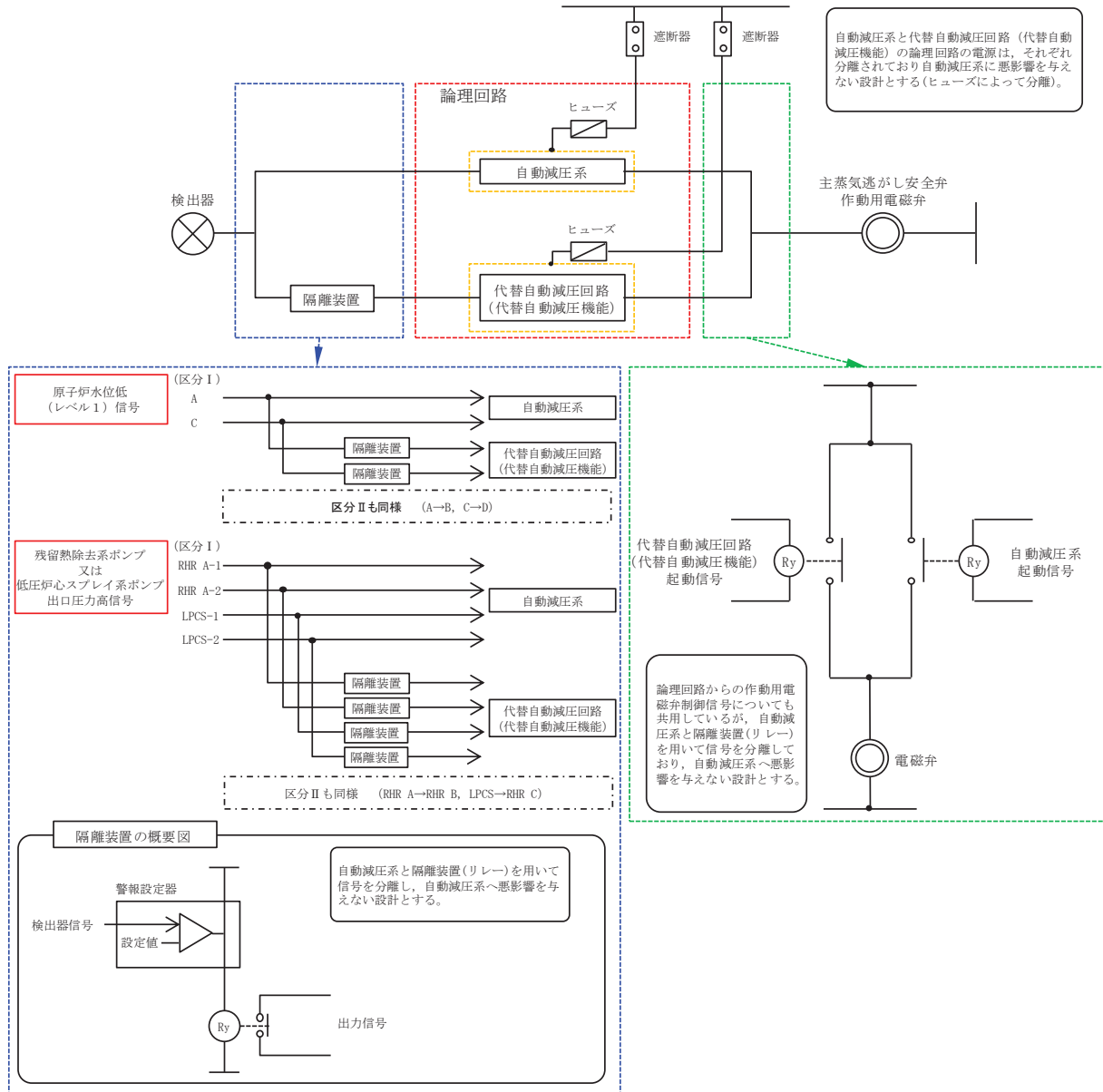


図 46-11-2 信号の分離について

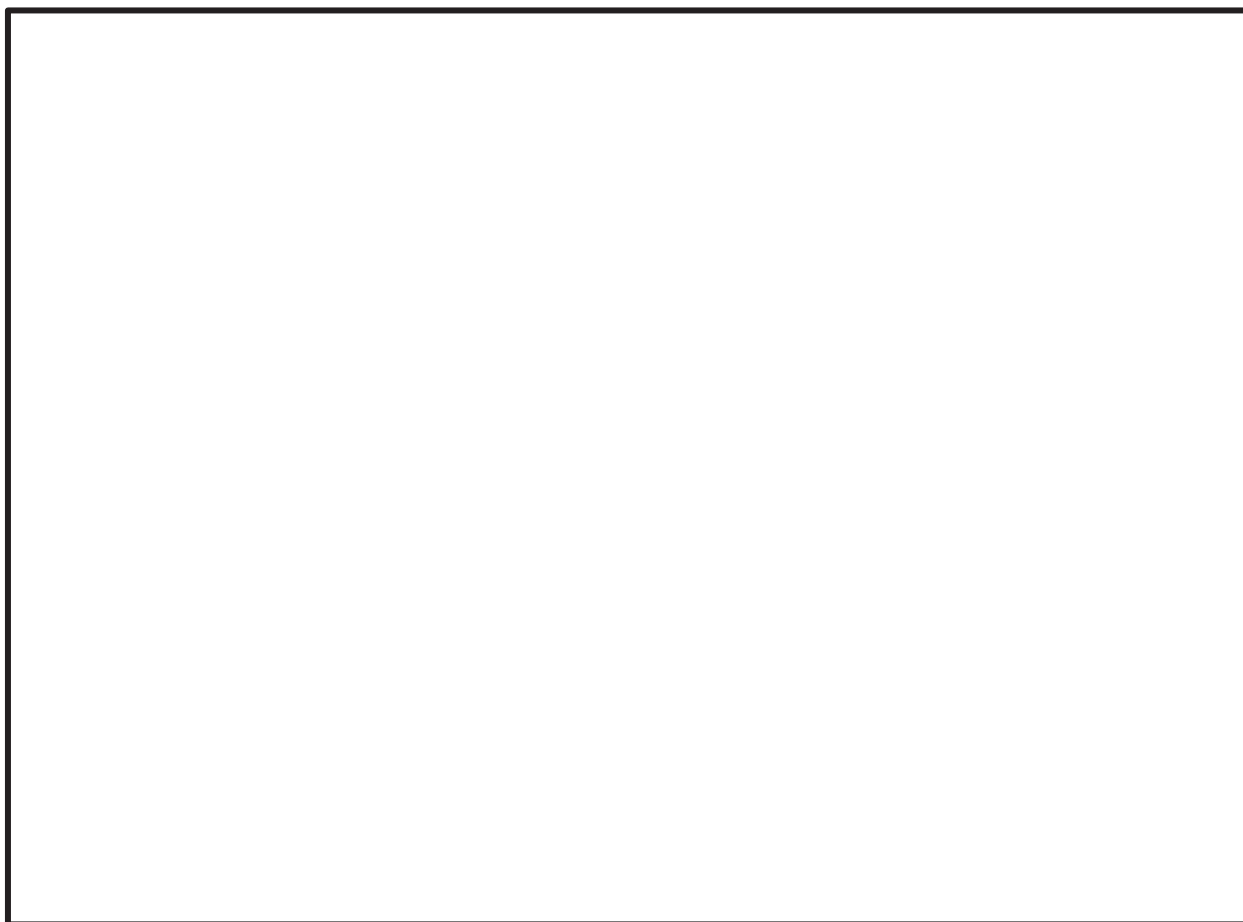


図 46-11-3 代替自動減圧機能及び自動減圧系の制御盤の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-12

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

原子炉減圧機能喪失は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する発電用原子炉の減圧機能喪失を想定する。

(3) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に要求される機能

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）には、発電用原子炉を減圧することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第46条第1項（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動論理

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合があるため、原子炉水位の低下を検知することにより、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を作動させるものとする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させる。

(5) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）不具合による自動減圧系への影響防止対策

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）故障による自動減圧系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の内部構成を多重化（検出器信号を多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は論理成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信し

ない設計とする。また、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発報させ故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能な設計とする。

- c. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

(6) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価結果として、発電用原子炉の稼働性に影響を与えるような誤動作発生頻度及び不動作となる発生頻度を表 46-12-1 に示す。表 46-12-1 より、本設備の誤動作により発電用原子炉に外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作発生頻度及び不動作発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

表 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価結果

	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）
誤動作発生頻度	*
不動作発生頻度	

*1：代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が誤動作する頻度

*2：原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が不動作である事象が発生する頻度

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

(a) 取付箇所

制御建屋地上 3 階

(b) 設備概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の発電用原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁 2 個を作動させる。

(c) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の主な機能・設備

原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動信号

(a) 作動信号に要する信号

残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態における原子炉水位低（レベル 1）信号

(b) 設定値

原子炉水位低：原子炉圧力容器零レベル*より 947cm 以上（レベル 1）

*：原子炉圧力容器零レベルは、セパレータスカート下端より
1, 278cm

下

(c) 作動信号

代替自動減圧信号

(d) 作動信号を発信させない条件

自動減圧系作動阻止信号

(2) 設定根拠

代替自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

a. 原子炉水位低（レベル 1）

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、発電用原子炉を減圧させるため、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル 1）を設定する。

なお、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」における評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉手動減圧失敗」において、

上記の設定値（レベル1）が動作してから 10 分後に主蒸気逃がし安全弁 2 個が開くことで、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系による原子炉注水及び除熱を実施することにより、炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設置場所

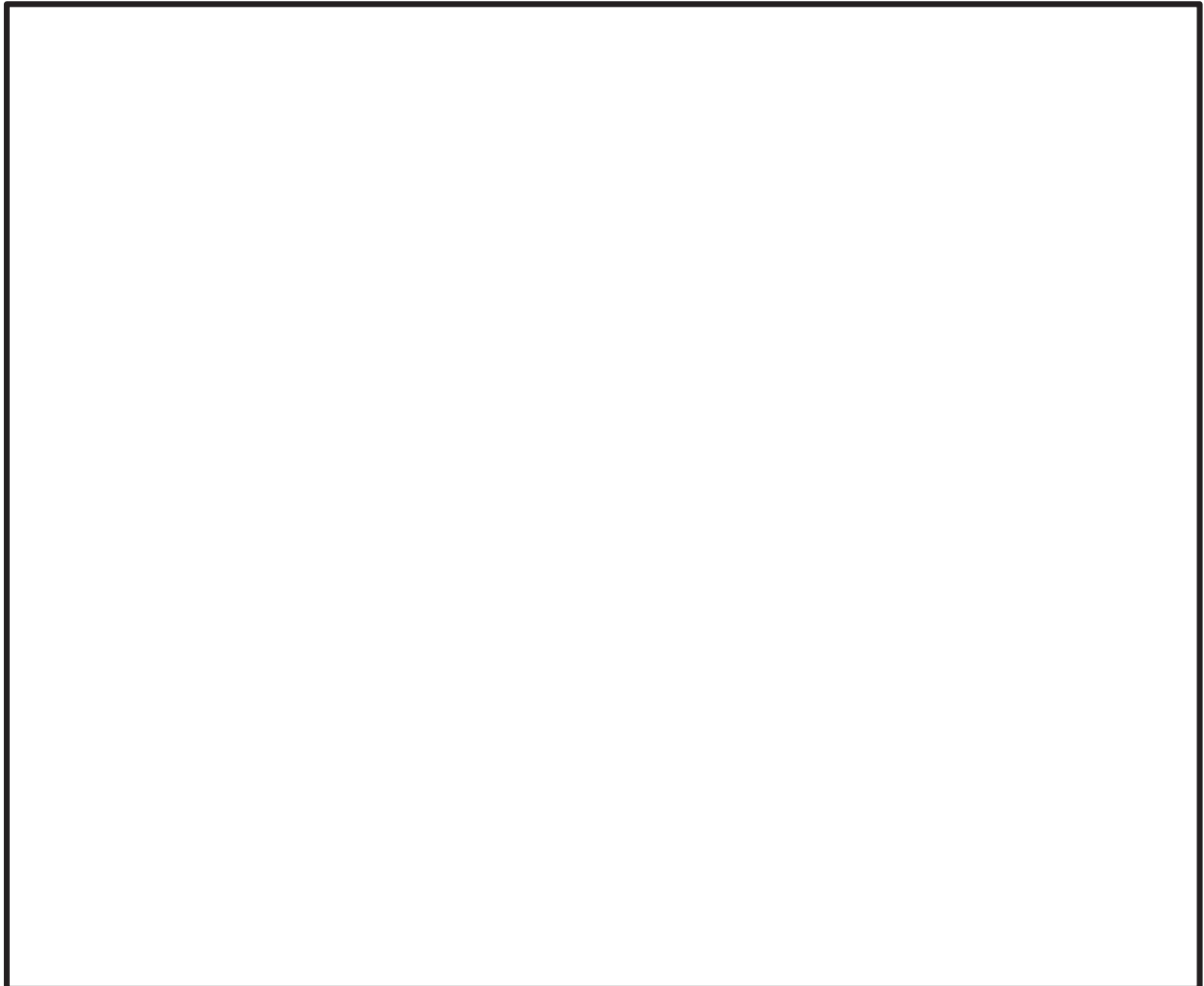


図 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（盤）の設置場所

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(4) 回路構成

- a. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）と自動減圧系の回路構成概略及び設計上の考慮

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、自動減圧系の論理回路に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計*とする。

*：悪影響を及ぼさない設計に関する説明は「46-11 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）について 4. 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

- b. 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な作動を回避する観点から、図 46-12-2 の代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路（論理 A）に示すように作動信号の発信に対して、タイマーを設定している。

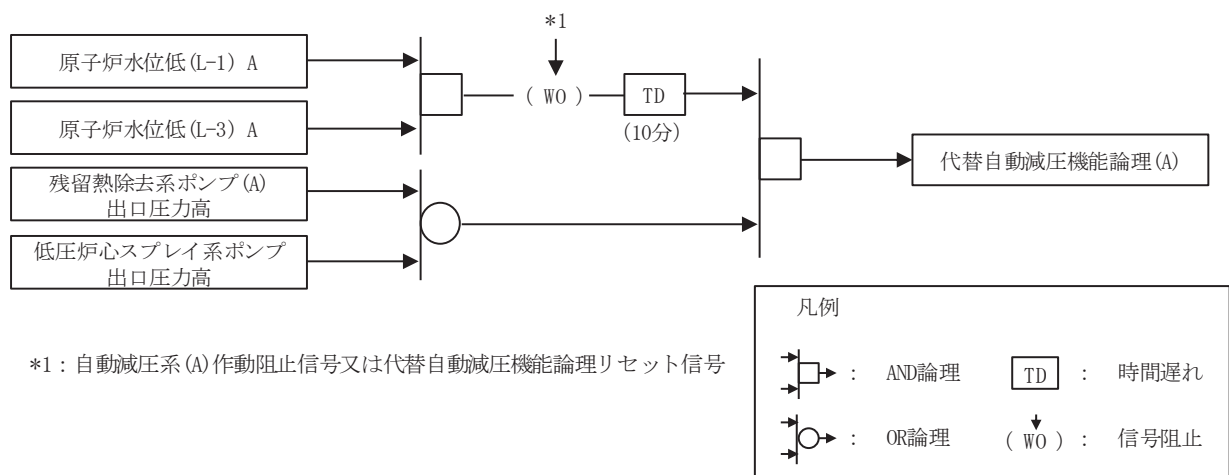


図 46-12-2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のタイマーは自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、原子炉水位低（レベル1）を検出後 120 秒で成立する自動減圧系の減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）には、誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように、リセットスイッチを設置している。運転員によるリセット操作判断の時間的余裕を考慮し、作動まで 10 分の時間遅れを設ける。これより、論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による減圧で残留熱除去系（低圧注水モ

ード) 又は低圧炉心スプレイ系に十分な炉心冷却が可能である。

表 46-12-2 減圧機能の作動遅れ時間

	起動遅延時間
自動減圧系自動起動信号	120 秒
代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) 自動起動信号	10 分

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の信頼性評価

1. 誤動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作の発生頻度（誤動作率）を評価するために用いた、各機能のロジックのモデルを図 46-12-3 に示す。また、誤動作発生頻度を評価するために用いたフォールトツリーの概略を図 46-12-4 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような誤動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月、(中)日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 46-12-3 に示す。
- ・計装品等の平均修復時間は考慮していない。
- ・共通要因故障(CCF)の発生確率は、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて計算した。パラメータは NUREG/CR-2771 を参照し、検出器及び警報設定器の β ファクタは 0.082, γ ファクタは 0.67 とした。
- ・誤動作については、発電用原子炉の通常運転時に回路が誤動作することで発電用原子炉の運転や他の安全設備に悪影響を与えることを想定し、1 年間で誤動作が生じる頻度（誤動作率）として評価した。

これらの考え方をもとに評価した代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度を表 46-12-4 に示す。また、自動減圧系との共通部を除いた場合の誤動作発生頻度を表 46-12-5 に示す。

表 46-12-3 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作） [h]
水位トランスミッタ	2.2×10^{-8}
圧力トランスミッタ	3.5×10^{-8}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
警報設定器	9.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}

表 46-12-4 誤動作発生頻度評価結果一覧

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [/年]
代替自動減圧機能 A 系		
代替自動減圧機能 B 系		
代替自動減圧機能		

表 46-12-5 誤動作発生頻度評価結果一覧（共通部を含めない場合）

評価回路	誤動作発生頻度 [h]	誤動作発生頻度 [/年]
代替自動減圧機能 A 系		
代替自動減圧機能 B 系		
代替自動減圧機能		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

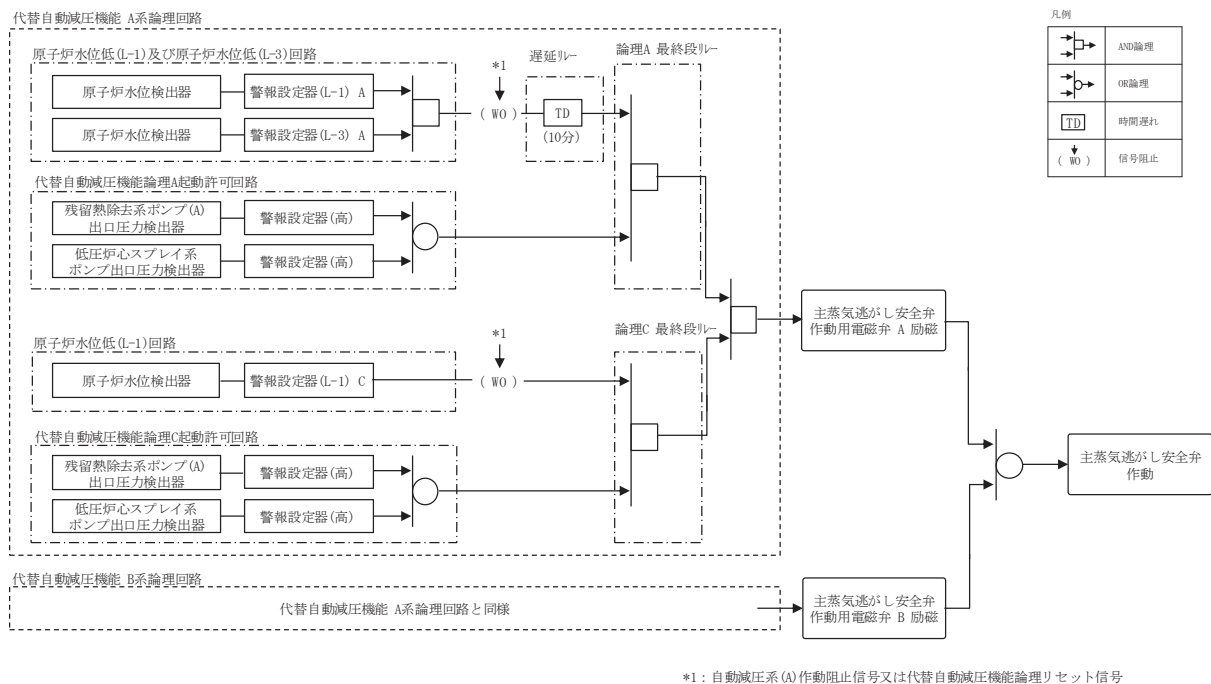


図 46-12-3 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作率評価に適用したロジックのモデル

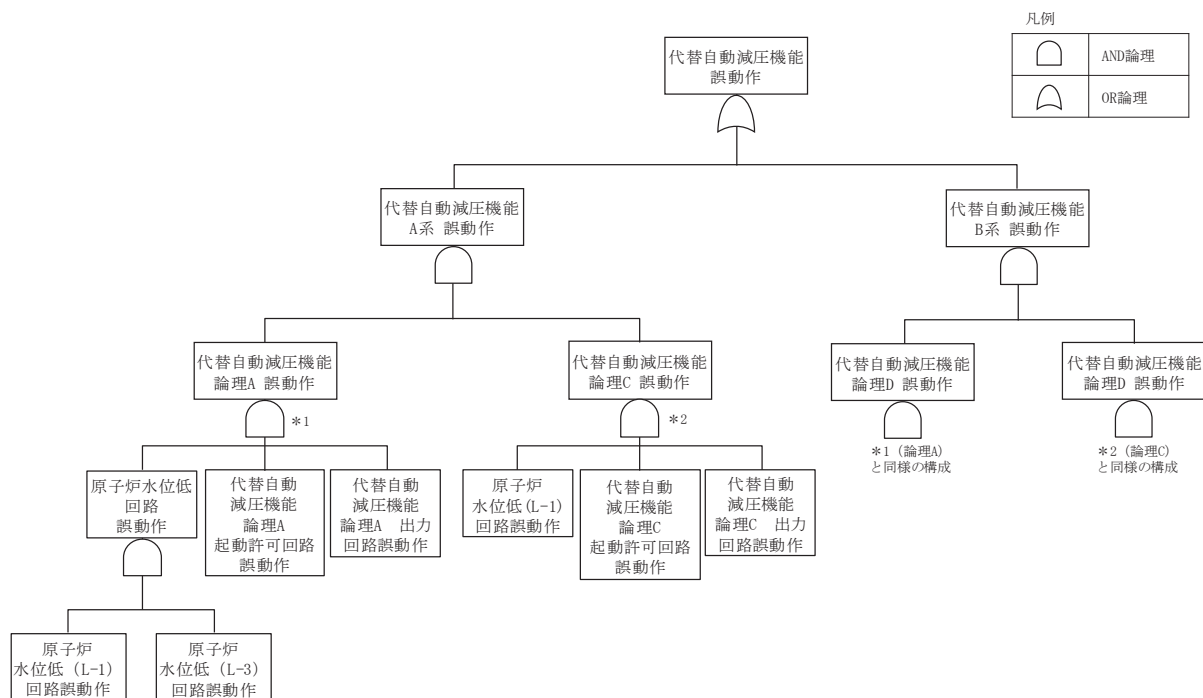


図 46-12-4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

2. 不動作の発生頻度

発電用原子炉の稼働性や信頼性に影響を与えるような、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）を評価するために用いた、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）のロジックのモデルを図 46-12-5 に示す。また、不動作確率を評価するために用いたフォールトツリーの概略図を図 46-12-6 に示す。これらにより、発電用原子炉の稼働性や安全性に影響を与えるような不動作の発生頻度を求めた。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、女川原子力発電所 2 号炉における確率論的リスク評価と同じ考え方とした。以下に評価条件を示す。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ）」（平成 21 年 5 月、(中)日本原子力技術協会）を使用した。使用したパラメータを表 46-12-6 に示す。
- ・共通要因故障(CCF)の発生確率は、MGL(Multiple Greek Letter)法を用いて計算した。パラメータは以下を用いた。
 - ・検出器及び警報設定器： β ファクタ=0.082,
 γ ファクタ=0.67(NUREG/CR-2771)
 - ・非常用 D/G： β ファクタ=0.021(NUREG-1150)
 - ・蓄電池： β ファクタ=0.008(NUREG-1150)
- ・故障確率 P は $P=1-1/\lambda T \times (1-\exp(-\lambda T))$ で評価した。（ λ ：故障率，T：健全性確認間隔）
- ・常時監視下にあるためヒューズの故障確率 P は保全時間モデル ($P=\lambda T_r$ （ λ ：故障率， T_r ：平均修復時間））で評価し、平均修復時間は WASH-1400 を参照し、6 時間とした。

これらの考え方を元に評価した代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）を表 46-12-7 に示す。また、自動減圧系との共通部を除いた場合の非信頼度（不動作確率）を表 46-12-8 に示す。

また、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度（不動作確率）と、内部事象 PRA において代替自動減圧に期待する状況の発生頻度 (1.9×10^{-7} / 炉年)¹ の積をとることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、自動減圧系による発電用原子炉の減圧機能が喪失し、かつ、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の故障により減圧機能が動作しない状態の発生頻度、つまり代

¹ 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）によって炉心損傷頻度の低下に期待する状況の発生頻度は、重大事故等対処設備に期待しない前提での PRA モデルから評価した。これに該当する事故シーケンスグループは TQUX (1.9×10^{-7} / 炉年) 及び中小破断 LOCA (2.9×10^{-12} / 炉年) であることから、これらの CDF の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等対処施設（高圧代替注水設備等）を考慮すると当該状況の発生頻度は小さな値となる。

替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不動作の発生頻度を求めた。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の不動作の発生頻度を表 46-12-7 及び表 46-12-8 に示す。

表 46-12-6 各構成部品の故障率及び健全性確認間隔

構成部品		故障率（不動作） [1/h]	健全性確認間隔 [1/h]
水位 トランスミッタ	不動作	1.4×10^{-8}	
	高出力	2.2×10^{-8}	
圧力 トランスミッタ	不動作	2.9×10^{-9}	
	低出力	3.5×10^{-8}	
リレー		1.5×10^{-9}	
遅延リレー		4.7×10^{-9}	
警報設定器		2.3×10^{-9}	
ヒューズ※1		5.5×10^{-9}	
手動スイッチ		1.9×10^{-9}	
電源装置※2		7.4×10^{-7}	

※1 常時監視下にあることから、故障確率 P は保全時間モデル ($P = \lambda T_r$ (λ : 故障率, T_r : 平均修復時間)) で評価した。

※2 母線、遮断器等をモデル化し、直流電源設備の非信頼度を評価した。

表 46-12-7 非信頼度の評価結果一覧

評価回路	非信頼度	
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [1/年] ※1
代替自動減圧 A 系		
代替自動減圧 B 系		
代替自動減圧機能		

※1 内部事象 PRA において代替自動減圧機能に期待する状況の発生頻度 (1.9×10^{-7} /炉年) を乗じることにより、不動作の発生頻度を求めた。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 46-12-8 非信頼度の評価結果一覧（共通部を含めない場合）

評価回路	非信頼度	
	不動作確率 [-]	不動作発生頻度 [/年] ※1
代替自動減圧 A 系		
代替自動減圧 B 系		
代替自動減圧機能		

※1 内部事象 PRA において代替自動減圧機能に期待する状況の発生頻度 (1.9×10^{-7} /炉年) を乗じることにより, 不動作の発生頻度を求めた。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

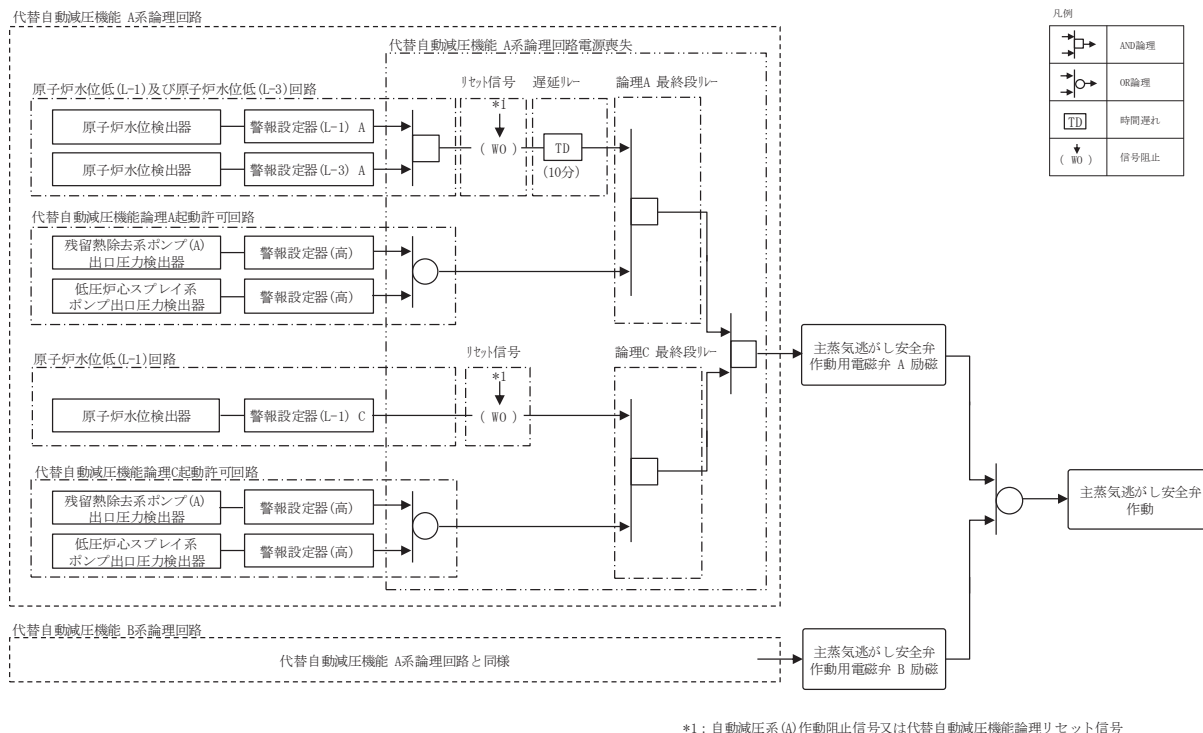


図 46-12-5 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

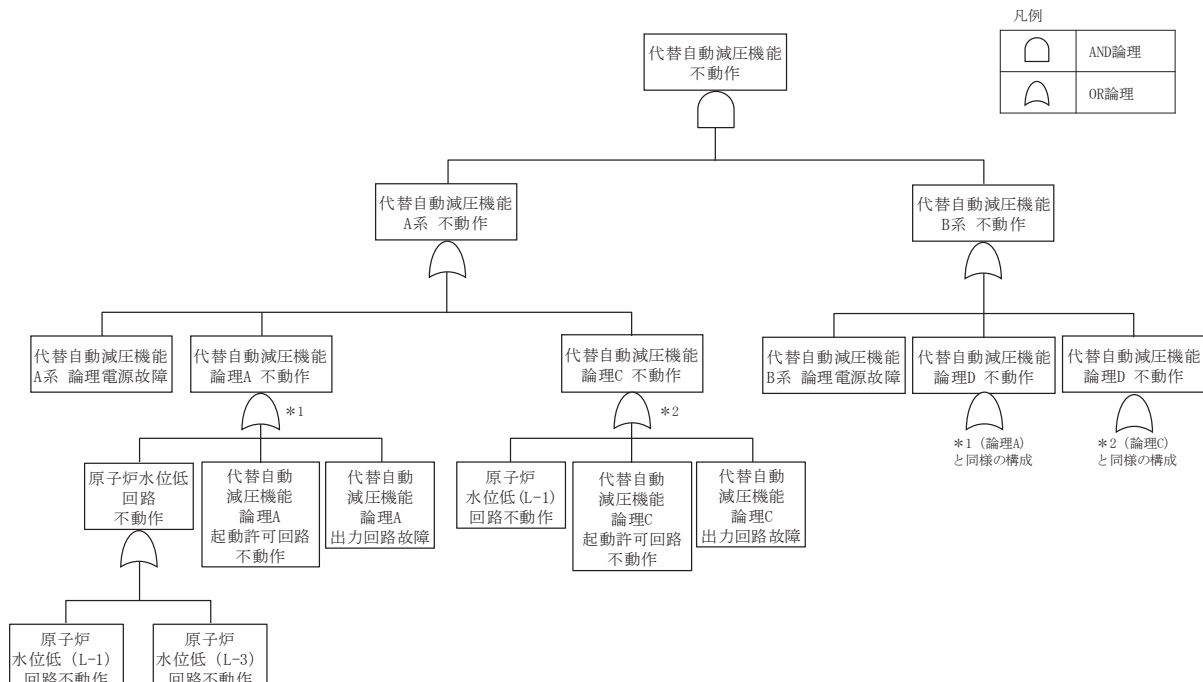


図 46-12-6 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

46-13

高温環境下での主蒸気逃がし安全弁の開保持機能維持について

高温環境下での主蒸気逃がし安全弁の開保持機能維持について

原子炉水位が有効燃料棒頂部を下回り、炉心損傷に至るような状況では、原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の気相温度は飽和蒸気温度を大きく超える。高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止するためには、そのような環境下でも主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を開保持し、RPV内の圧力を2MPa以下の低圧に維持する必要がある。

図46-13-1に示すとおり、SRVは、本体部と補助作動装置で構成されている。「4. 本体部の温度上昇による影響」に示すとおり、本体部では温度上昇は問題にならないが、補助作動装置の温度が上昇すると、電磁弁又は空気シリンダピストンのシール部が熱によって損傷し、SRVの機能維持に影響を及ぼすおそれがある。

SRVについては以下の環境条件における機能維持を確認している。

- ・171°Cにおいて3時間継続のあと160°Cにおいて3時間継続

ここでは、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している環境下で想定されるSRVの温度を評価し、上記の条件と比較することで、SRVの健全性を評価する。

1. 評価方法

MAAP解析によって得られたDCH対応シナリオでのRPV内気相温度とドライウェル内気相温度を包絡する評価温度条件において、三次元熱流動解析コード(Fluent)により、SRVの温度を評価した。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図46-13-4にRPV内気相平均温度、図46-13-5にドライウェル内気相平均温度のMAAP解析結果を示す。MAAPの解析結果を踏まえ、表46-13-1に示すとおり事象発生からRPV破損までの期間内でRPV内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度のそれぞれについて、最も厳しい温度（最大値）に対し、保守的な温度条件を評価条件として設定し、定常解析によって評価する。

(2) 評価モデル

自動減圧機能付きのSRVの中で、電磁弁や空気シリンダピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、電磁弁及び空気シリンダの設置角度が排気管に最も近い弁を評価対象弁とした。また、図46-13-6、46-13-7のように

開状態と閉状態を交互に並べた形でモデル化している。実機では離れた位置のSRV2個を操作するが、解析では評価体系の側面を周期境界としており、保守的に1個おきに開動作するモデルとしている。

3. 評価結果

評価結果を表46-13-2及び図46-13-8に示す。事象発生からRPV破損までの範囲の最も厳しい温度（最大値）に対し、保守的な温度条件を設定した評価において、補助作動装置の電磁弁及び空気シリンダピストンのシール部の最高温度は約152℃となり、SRVの機能維持が確認されている160℃を約8℃下回った。

本評価は最も厳しい温度に対し保守的な温度条件を設定して実施した定常解析であることから、実際に機能要求がある期間内においては、SRVの温度は更に低い値になるものと考えられる。

以上のとおり、炉心損傷後、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRVの機能を維持できると考える。

4. 本体部の温度上昇による影響

閉状態のSRVが強制開するためには、補助作動装置の駆動力がSRV本体の抵抗力を上回る必要がある。SRV本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表46-13-3のとおり、いずれも温度上昇によって強制開の妨げとなることはない。

表 46-13-1 三次元熱流動解析での評価温度条件（主蒸気逃がし安全弁開）

評価温度	温度条件【定常解析】	備考
RPV内気相平均温度	470℃	MAAPによるRPV内気相平均温度の最大値約446℃を包絡する温度として470℃を設定
ドライウェル内気相平均温度	100℃	MAAPによるドライウェル内気相平均温度の最大値約97℃を包絡する温度として100℃を設定

表 46-13-2 三次元熱流動解析での評価結果（主蒸気逃がし安全弁開）

評価箇所	評価結果
電磁弁最高温度	約151℃
空気シリンダピストン部最高温度	約152℃

表 46-13-3 SRV 本体の抵抗力に対する温度上昇の影響

項目	温度上昇の影響
SRV スプリング閉止力	温度上昇に伴い、低下する方向にある。また、補助作動装置の駆動力はスプリング閉止力に対して十分な力量を有している。
弁棒・アジャスタリング摺動抵抗	主蒸気流路から離れた位置にあり、温度上昇幅は小さく SRV 強制開機能に影響を及ぼさない。
弁棒・ネッキブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表 46-13-1 の RPV 内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
ピストン・ブッシュ摺動抵抗	主蒸気流路とはベローズを介しており過渡的な熱影響を受けがたく、仮に熱影響を受けたとしても、表 46-13-1 の RPV 内気相平均温度程度であれば、元々の隙間があるため、ブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
弁体ソケット・弁体ガイド摺動抵抗	主蒸気温度上昇に伴い拡大するため、温度上昇に伴うガイドによる弁体拘束は発生しない。

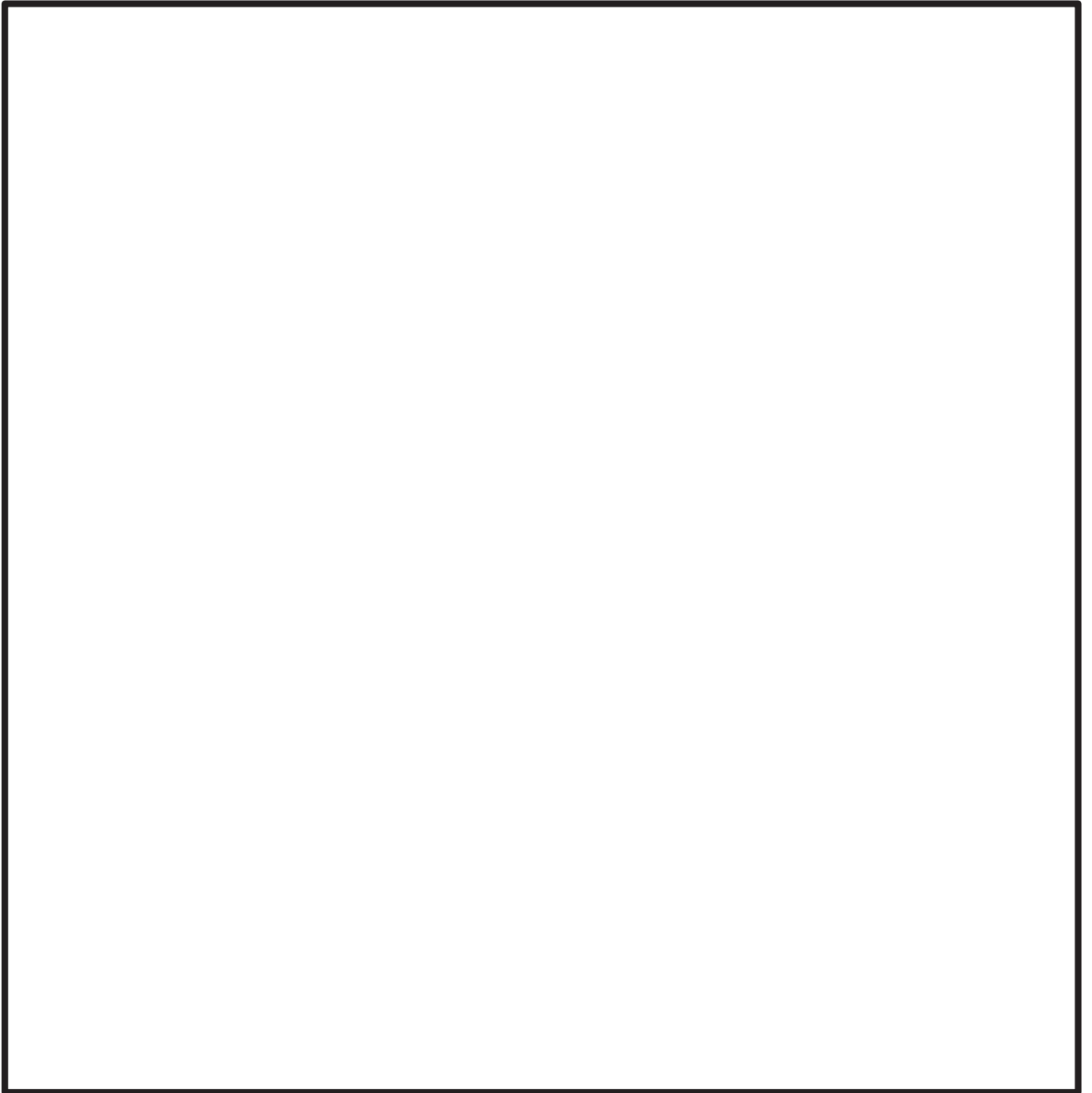


図 46-13-1 SRV 構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 46-13-2 SRV 構造図(側面図詳細)

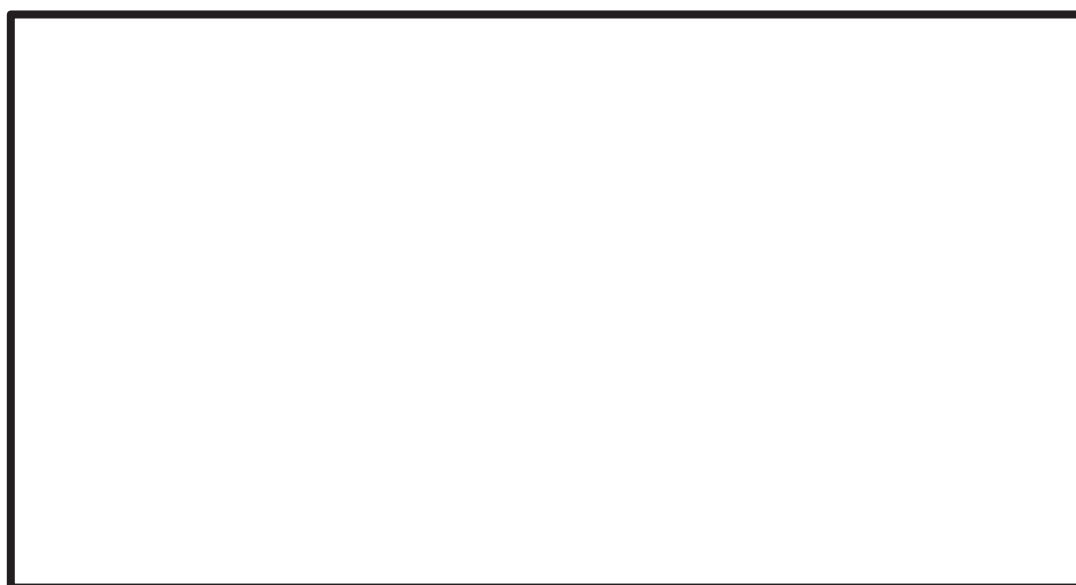


図 46-13-3 SRV 構造図(平面図詳細)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

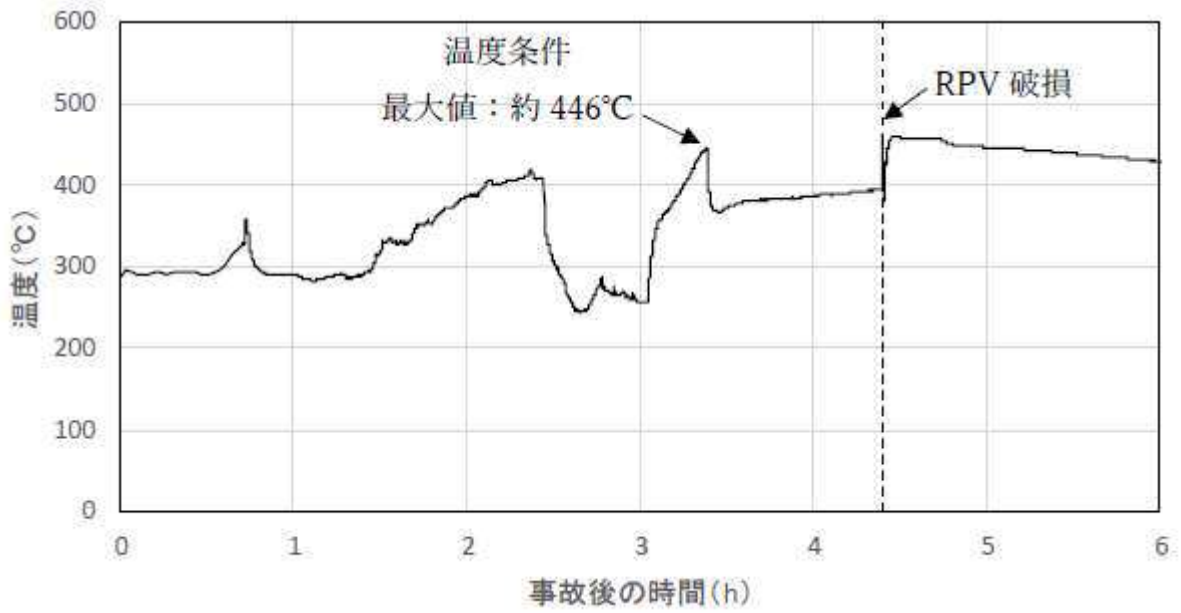


図 46-13-4 RPV 内気相平均温度推移

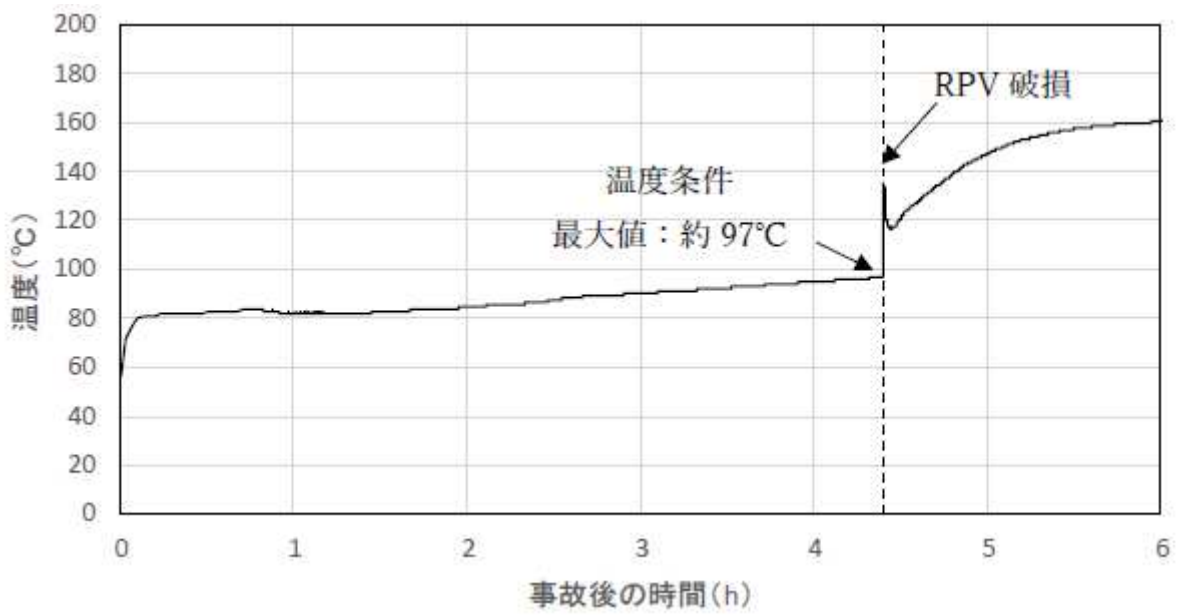


図 46-13-5 ドライウェル内気相平均温度推移



図 46-13-6 モデル化範囲と境界条件



図 46-13-7 モデル図と断面メッシュ図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

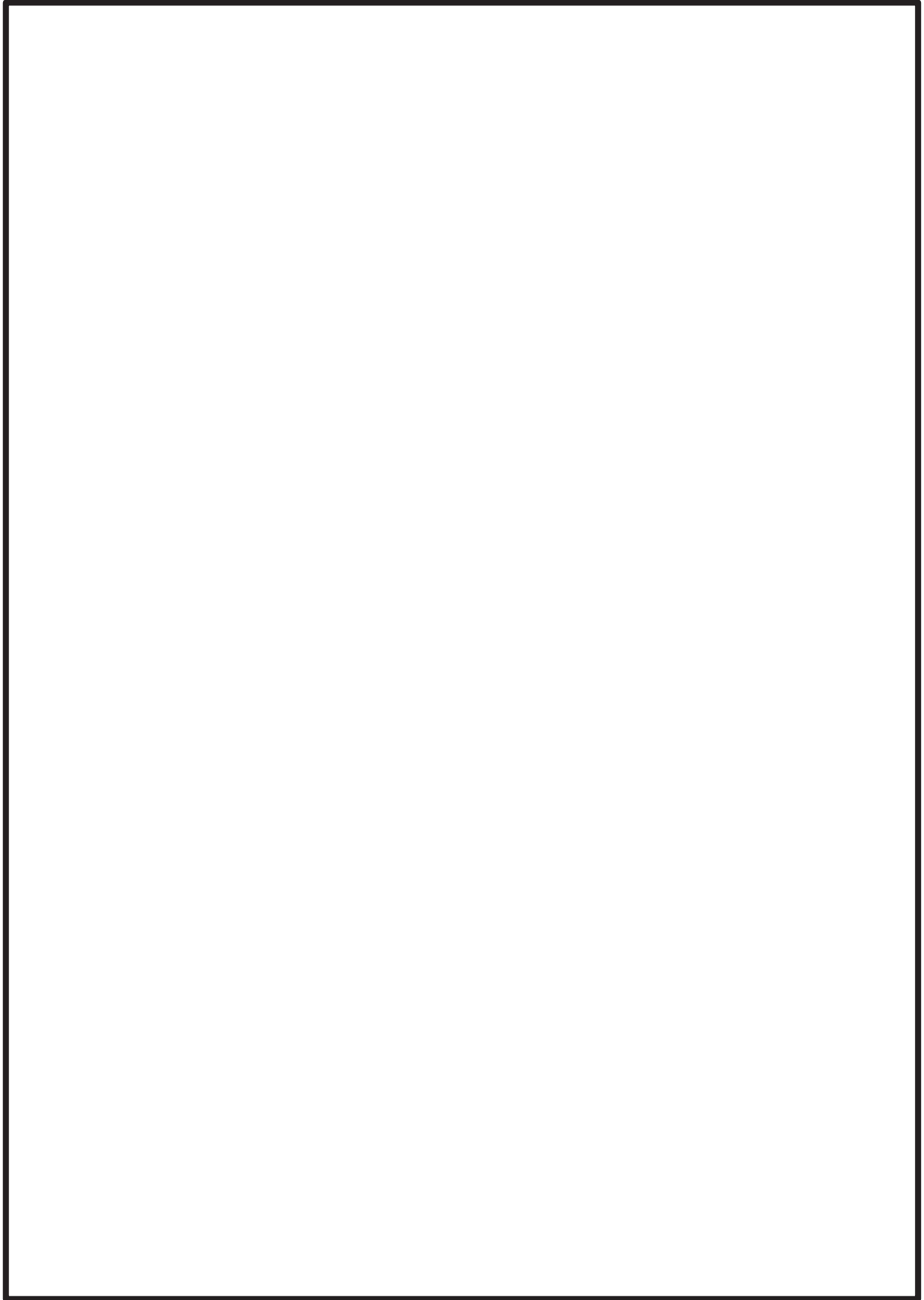


図 46-13-8 解析結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

格納容器スプレイを実施した場合の主蒸気逃がし安全弁の温度

前述の評価では、原子炉の減圧を継続している状況での格納容器スプレイを実施していないが、格納容器スプレイを実施した場合、逃がし安全弁の温度を低下させることに期待できる。このため、原子炉に注水できない状況下においても、初期水張り等の格納容器への注水が可能な場合に、格納容器内の温度・圧力を緩和する観点から、あらかじめ格納容器（ドライウエル）スプレイを実施する手順とする。ここでは、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイに期待した場合の逃がし安全弁の温度評価を示す。

1. 評価方法

格納容器スプレイを実施していない場合（前述の評価）と同じ。

2. 評価条件

(1) 温度条件

図 1, 2 に RPV 内気相平均温度とドライウエル内気相平均温度の MAAP 解析結果を示す。MAAP の解析結果を踏まえ、表 1 に示すとおり、評価条件を設定した。

(2) 評価モデル

格納容器スプレイを実施していない場合（前述の評価）と同じ。

3. 評価結果

評価結果を表 2 及び図 3 に示す。事象発生から RPV 破損までの格納容器スプレイを実施している範囲における最も厳しい温度に対し、保守的な温度条件を設定した評価において、補助作動装置の電磁弁及び空気シリンダピストンのシール部の最高温度は、格納容器スプレイを実施しない場合と比較し約 25℃低い、約 127℃となり、SRV の機能維持が確認されている 160℃を下回った。

以上のとおり、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下で格納容器スプレイを実施する場合、SRV の温度が大幅に低減されることを確認した。

表 1 三次元熱流動解析での評価温度条件（主蒸気逃がし安全弁開）

評価温度	温度条件【定常解析】	備考
RPV 内気相平均温度	420℃	MAAP による RPV 内気相平均温度の格納容器スプレイを実施している期間の最大値約 419℃を包絡する温度として 420℃を設定
ドライウェル内気相平均温度	80℃	MAAP によるドライウェル内気相平均温度の格納容器スプレイを実施している期間の最大値約 74℃を包絡する温度として 80℃を設定

表 2 三次元熱流動解析での評価結果（主蒸気逃がし安全弁開）

評価箇所	評価結果
電磁弁最高温度	約 124℃
空気シリンダピストン部最高温度	約 127℃

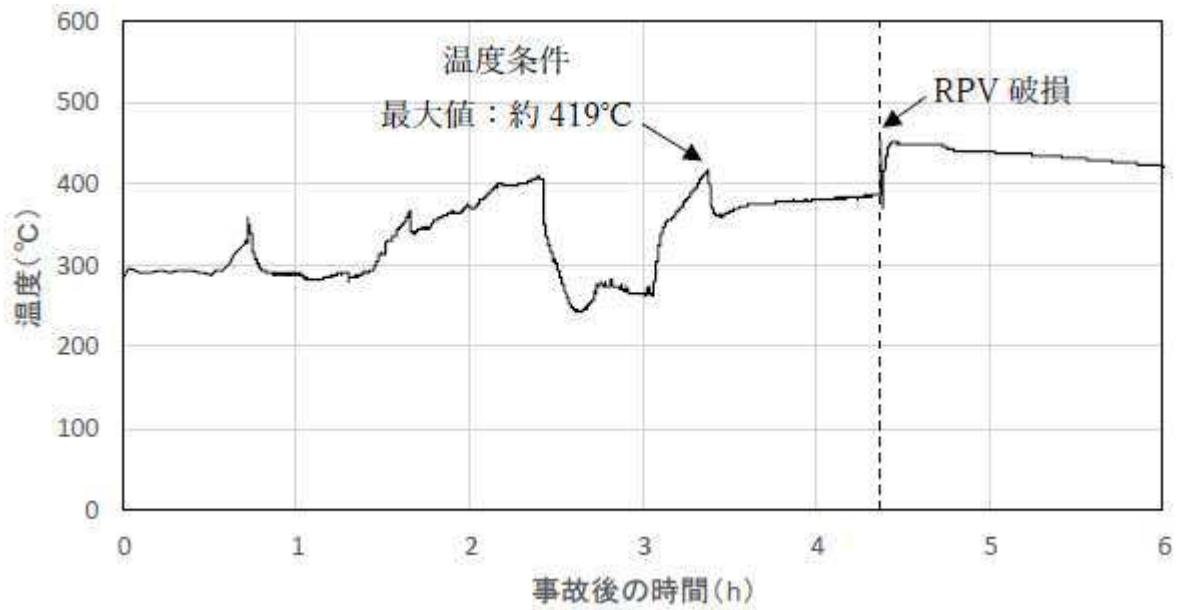


図1 RPV 内気相平均温度推移

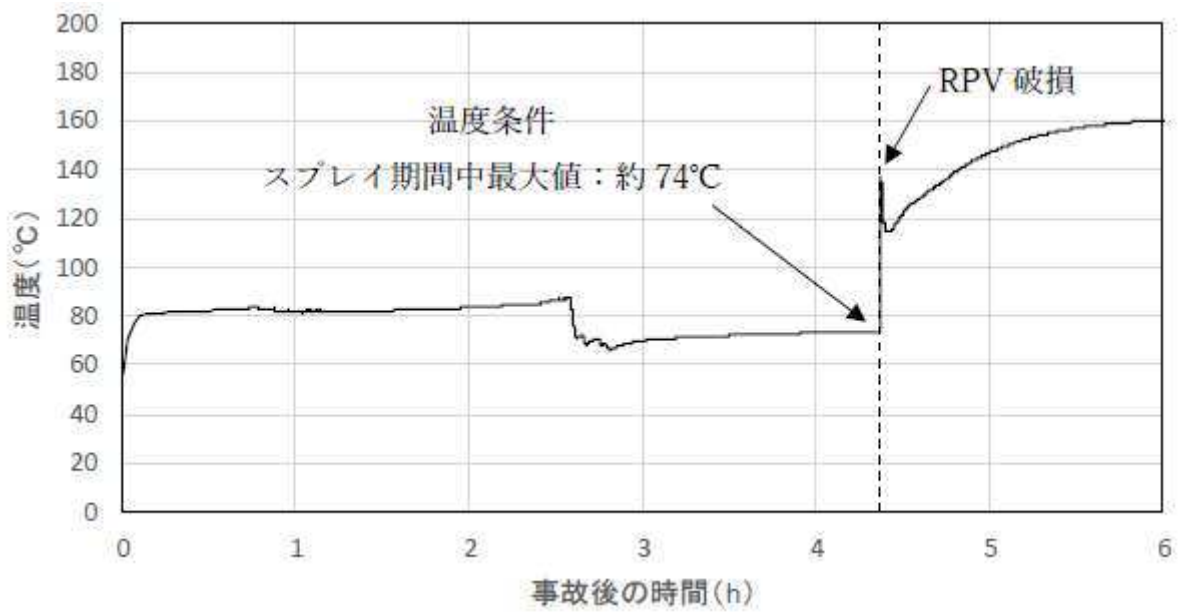


図2 ドライウェル内気相平均温度推移

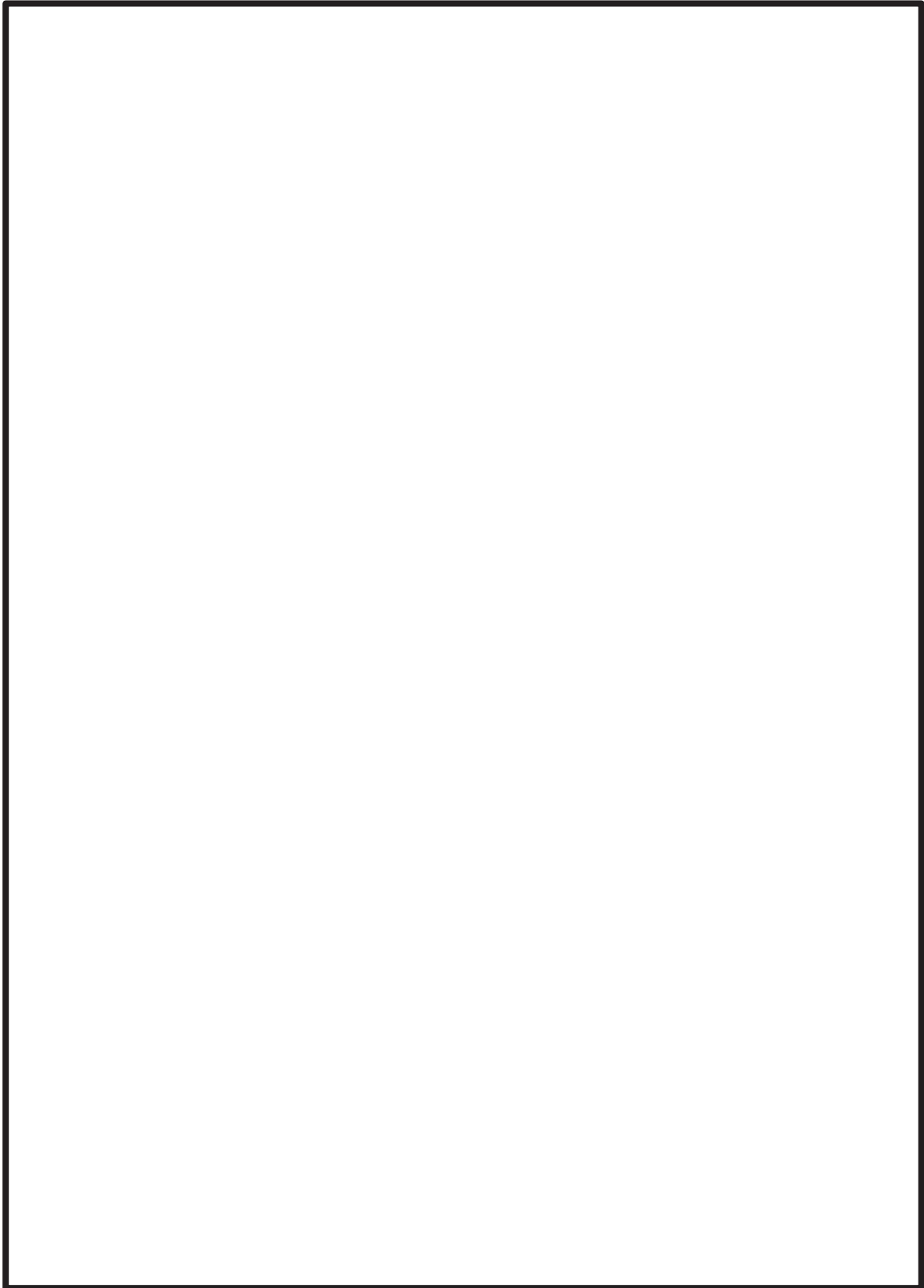


図 3 解析結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

46-14
その他設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器の真空が維持できている場合に，タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

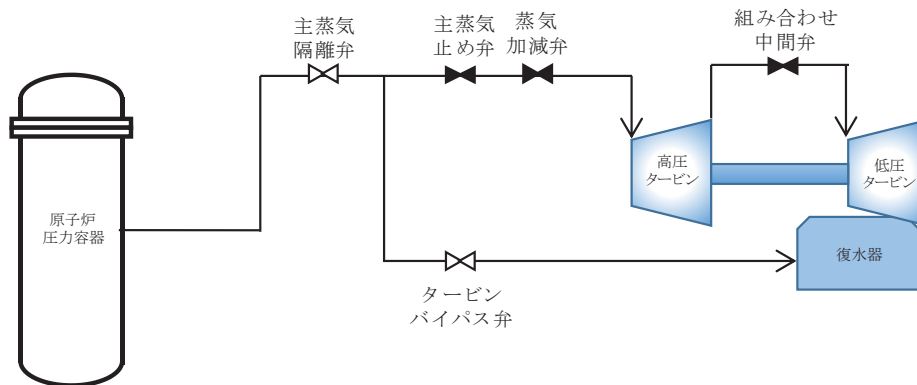


図 46-14-1 タービン制御系 概要図

2. 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

可搬型代替交流電源設備である電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備に接続することで，代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電し，主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

本システムの概要図を図 46-14-2 及び図 46-14-3 に示す。

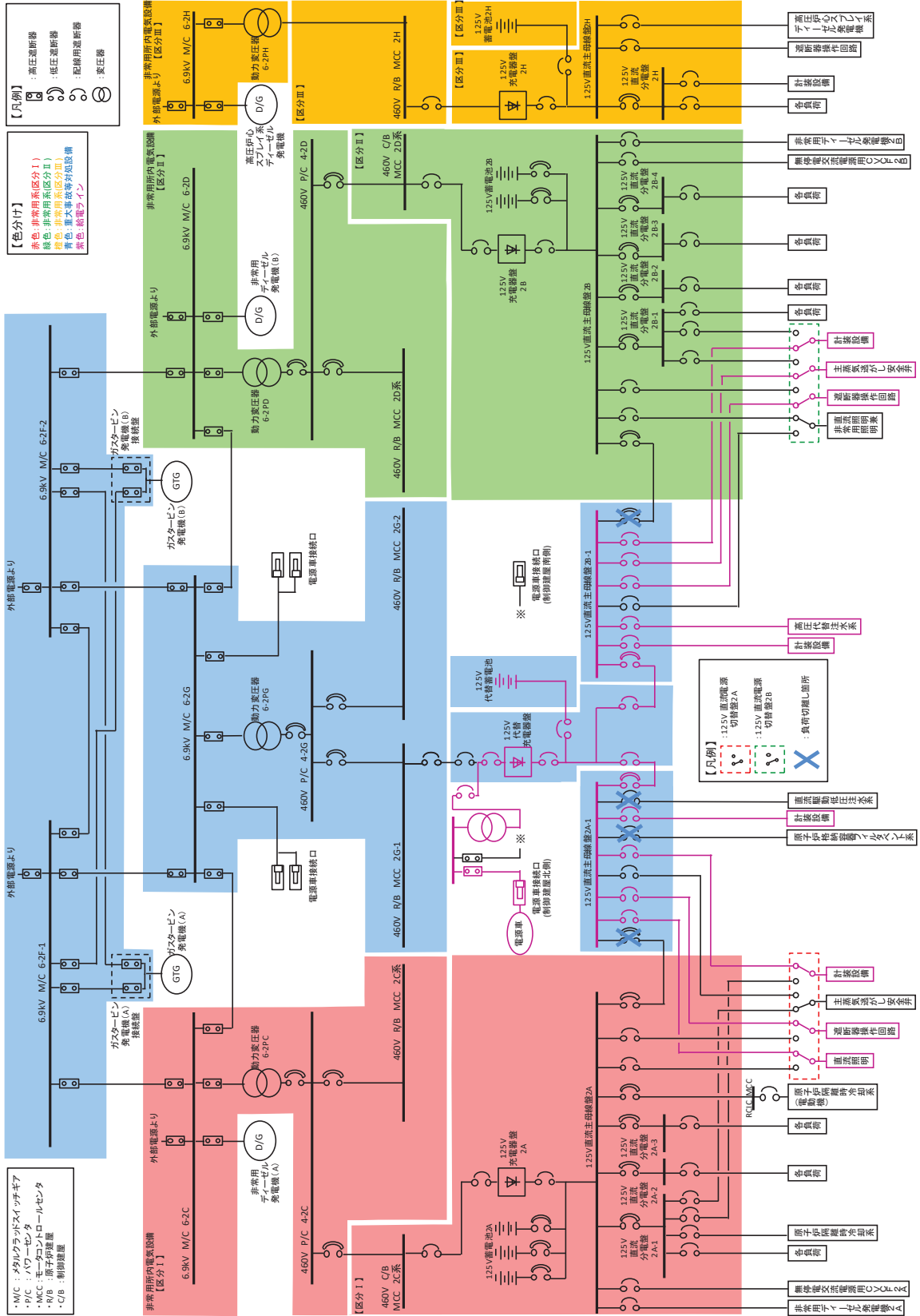


図 46-14-2 125V 代替充電器盤用電源車接続設備系統図
 (電源車～電源車接続口(制御建屋北側))

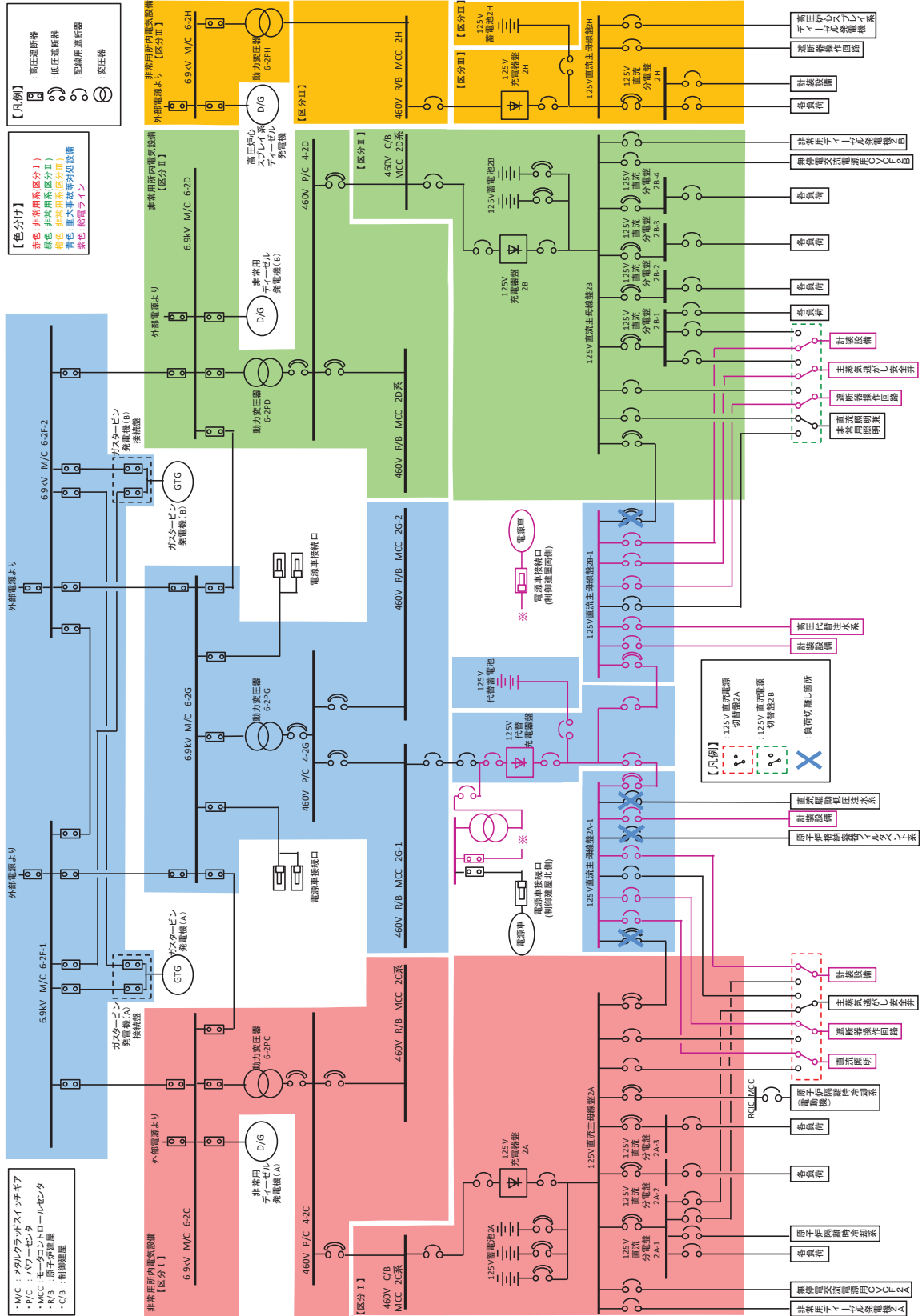


図 46-14-3 125V 代替充電器盤用電源車接続設備系統図
 (電源車～電源車接続口(制御建屋南側))

(参考)

主蒸気逃がし安全弁の機能

主蒸気逃がし安全弁は、以下 3 つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

b. 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリング力に打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放し、LOCA 時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。11 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

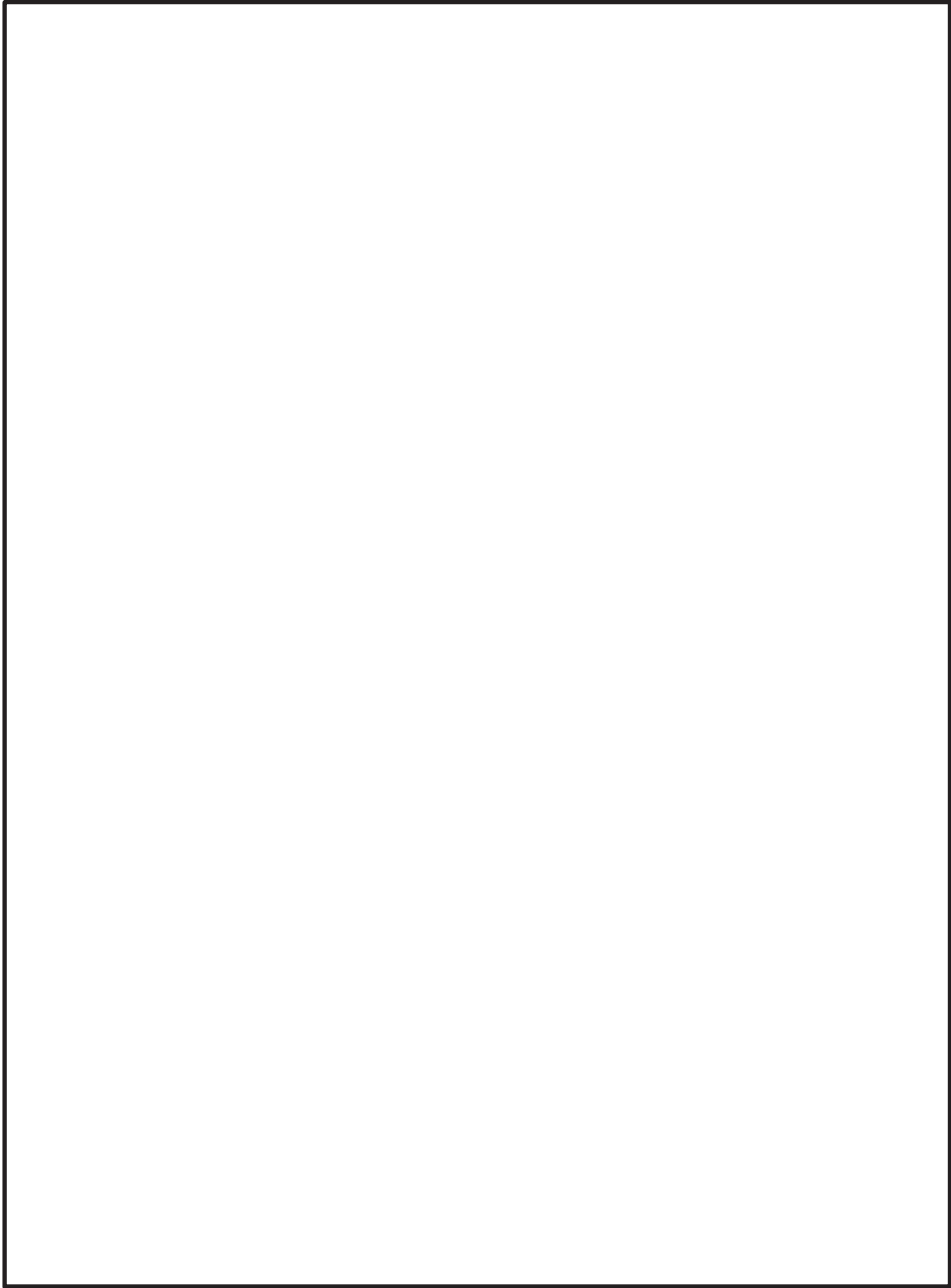
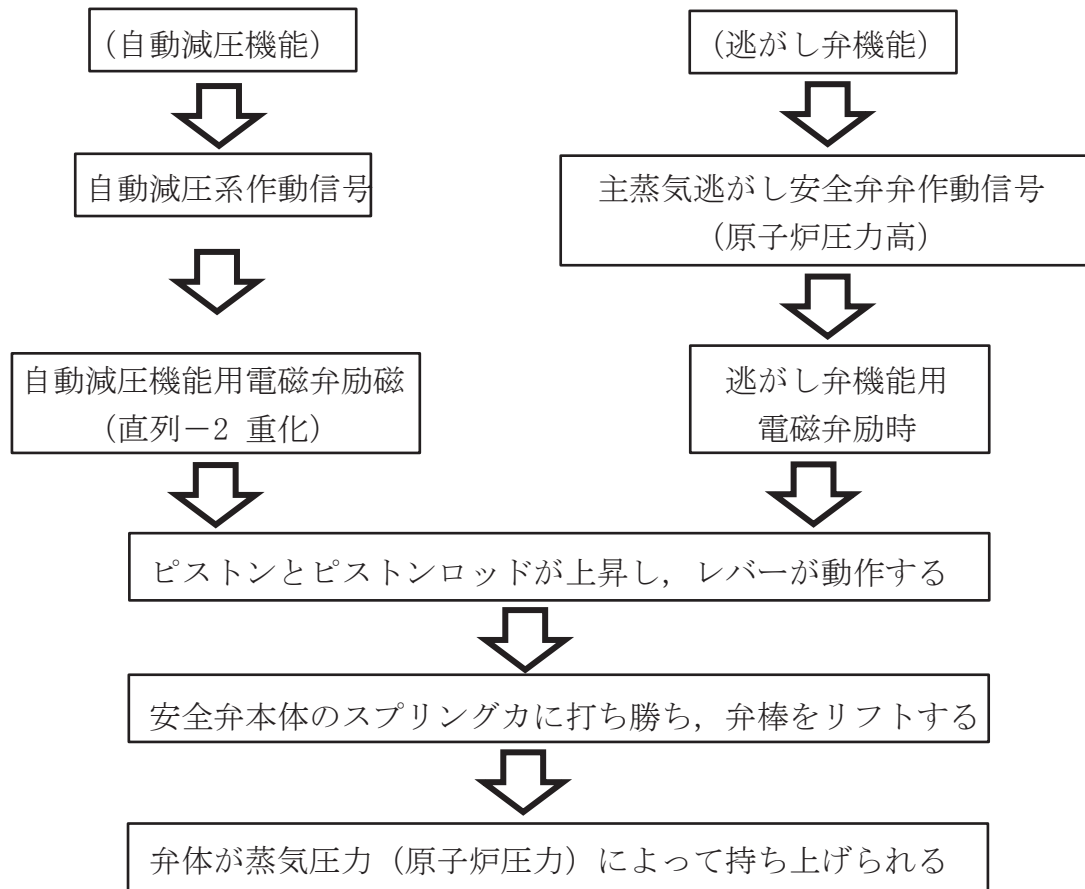


図 46-14-4 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、蒸気圧力（原子炉圧力）の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される。

46-15

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置について

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、重大事故等時に機能を期待する重大事故等対処設備として位置付ける。以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について記載する。

2. 原子炉建屋ブローアウトパネルに期待する機能

2.1 開放機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）においては、原子炉格納容器外かつ原子炉建屋原子炉棟内で低圧設計配管が破断することを想定しているため、原子炉建屋原子炉棟内で瞬時に減圧沸騰して大量の水蒸気が発生する。このため、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点で原子炉建屋原子炉棟内に設置した原子炉建屋ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内を減圧する。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時には、基本的には中央制御室で隔離弁の開操作を行うが、仮に中央制御室から操作できない場合には、現場で隔離弁を操作することとしている。この場合、開放した原子炉建屋ブローアウトパネルの開口面を經由して外気と熱交換が行われることにより、原子炉建屋原子炉棟内でも人力での操作が可能となる。

2.2 閉じ込め機能

重大事故等対策の有効性評価のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）においては、中央制御室の運転員等の被ばく低減のために非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）によって原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉建屋原子炉棟のバウンダリの一つである原子炉建屋ブローアウトパネルについても閉状態を維持し、放射性物質を閉じ込める。

3. 重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルの適合方針

3.1 設置許可基準規則第 46 条

原子炉建屋ブローアウトパネルは「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）第 46 条（インターフェイスシステム LOCA 隔離弁）に関連する『常設耐震重要重大事故防止設備』として位置付ける。

この場合、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2.1 に示した開放機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ①原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約 4.4kPa[gage] に到達した時点でパネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉建屋原子炉棟内の圧力上昇を抑制すること。

- ②圧力上昇によって開放する際には所定の時間内に原子炉建屋原子炉棟内での操作が可能となる圧力及び温度に低下させることが可能となる開口面積を満足すること。

3.2 設置許可基準規則第 59 条

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は設置許可基準規則第 59 条（運転員の被ばくを低減するための設備）に関連する『常設重大事故緩和設備』として位置付ける。

この場合、原子炉建屋ブローアウトパネルに要求される機能は 2.2 に示した閉じ込め機能であるため、以下の 2 点を満足する設計とする。

- ①原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇しない事象においては閉状態を維持すること。
- ②原子炉建屋ブローアウトパネルは、SGTS による負圧維持に期待している期間中に想定する重畳事象に対しても閉状態を維持できること、又は開放状態になったとしても、原子炉建屋ブローアウト閉止装置により、容易かつ確実に閉止操作ができること。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、現場において人力による操作が可能なものとする。

3.3 設置許可基準規則第 43 条

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、3.1 及び 3.2 のとおり常設重大事故等対処設備と位置付けることから、設置許可基準規則第 43 条第 1 項及び第 2 項に適合する設計とする。

4. 設備概要及び適合状況

4.1 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力である約 4.4kPa に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に HPCS 注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルの構造図を図 46-15-1 に示す。また、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時の原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図 56-15-2 に示す。

また、SGTSによる負圧維持に期待している期間中に原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは、閉状態の維持、又は開放時には原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の概要図を図46-15-3に示す。

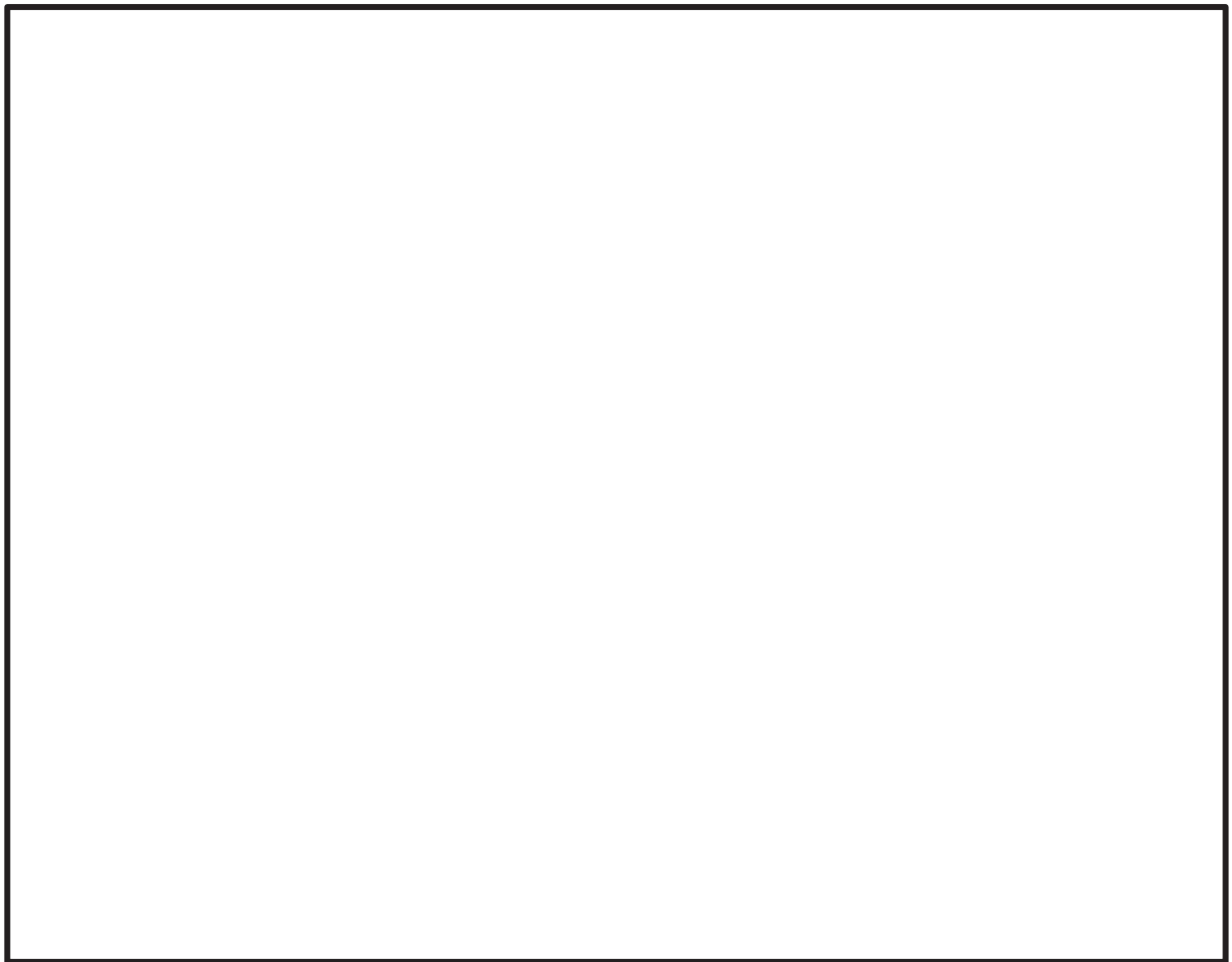


図 46-15-1 原子炉建屋ブローアウトパネル構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

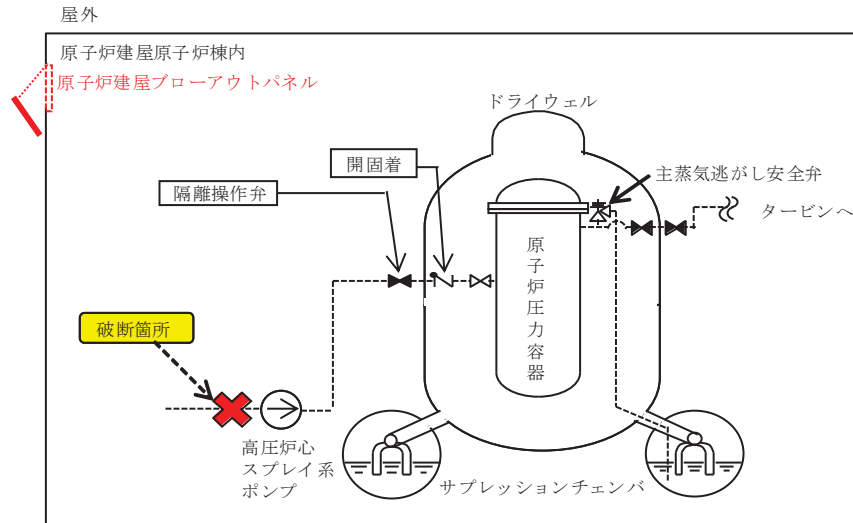


図 46-15-2 原子炉建屋ブローアウトパネル概要図
(格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 発生時)

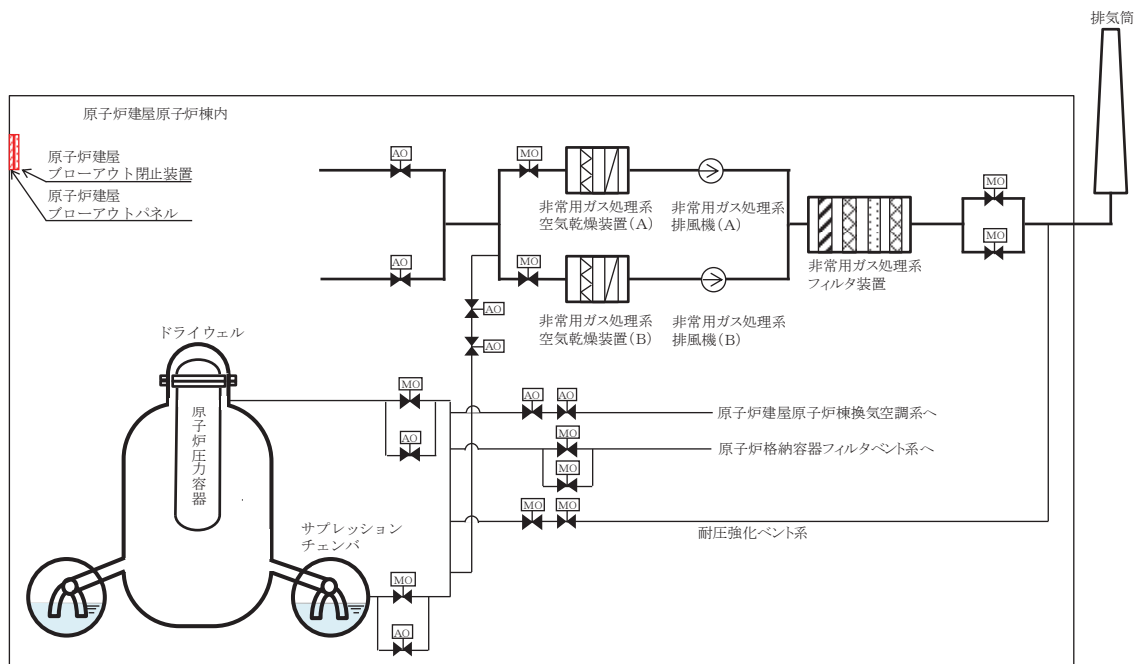


図 46-15-3 原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
概要図
(原子炉建屋原子炉棟の気密要求時)

4. 1. 1 原子炉建屋ブローアウトパネルの設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉建屋ブローアウトパネルの第 43 条第 1 項及び第 2 項への適合については、「3. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備(設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

4.2 原子炉建屋ブローアウト閉止装置設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、外部事象を考慮した場合（別紙1参照）、地震等により開放が考えられることから、SGTSの機能要求がある場合には、3.に示した設計方針に従い、原子炉建屋ブローアウト閉止装置にて閉止を行うことで対応する。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態でSGTSの機能要求がある場合に、原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の概要図を図46-15-4に示す。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放機能に悪影響を及ぼすことがないように、必要な開口面積を確保する設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また電源供給ができない場合においても、現場で人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、開閉状態を中央制御室にて確認できる設計とする。

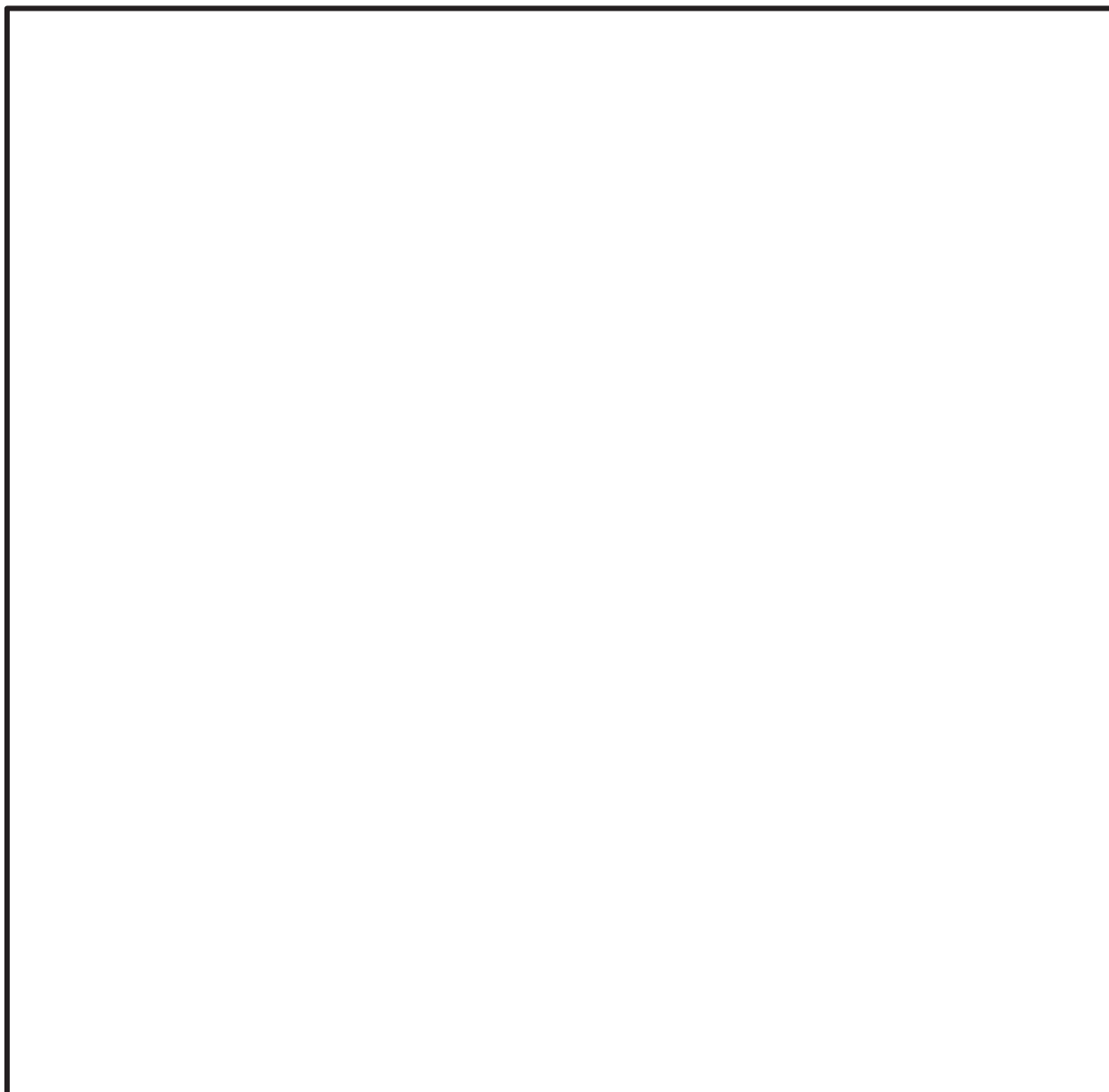


図 46-15-4 原子炉建屋ブローアウト閉止装置概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

4.2.1 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設置許可基準規則第43条への適合状況

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の第43条第1項及び第2項への適合については、「3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（設置許可基準規則第59条に対する設計方針を示す章）」で示す。

原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置に対する外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建屋ブローアウトパネルは、通常運転時においても原子炉建屋と一体となり原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能に期待をするとともに、重大事故等である格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時における原子炉建屋原子炉棟内の減圧のための開放機能に期待する。また、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）時における原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能に期待する。以上のことから、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置を重大事故等対処設備として位置付ける。当該設備に対する外部事象防護方針について以下に示す。

2. 通常運転時における考え方

設計基準規模の外部事象として、例えば、設計竜巻（最大風速 100m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が考えられるが、竜巻の影響を受ける可能性があるMS トンネル室内は、密閉され気圧差の影響を受ける設備がないため影響はない。また、竜巻による飛来物に対しても、開口部付近に防護施設（竜巻）は無いため影響はない。そのため、設計竜巻により設計基準事故には至らない。

また、第 6 条において選定した竜巻以外の外部事象（風（台風）、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害）についても、風（台風）であれば竜巻の影響に包絡される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建屋ブローアウトパネルの閉じ込め機能には影響しない等により、設計基準の外部事象によって設計基準事故には至らない。

3. 重大事故等発生時における考え方

3.1 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

重大事故等と外部事象の重畳については、以下を念頭に組み合わせを考慮する。

- ・重大事故等の発生頻度としては、炉心損傷頻度の性能目標^{*1, *2}である 10^{-4} /炉年
- ・重大事故等と外部事象の重畳の判断目安は、航空機落下の判断基準^{*3, *4} や

設計基準対象施設の耐震設計のスクリーニング基準^{※5}の 10^{-7} /炉年に保守性をもたせた 10^{-8} /炉年

また、考慮すべきシナリオは図1に示す「①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合」と「②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合」に分けて整理する。①は重大事故等対処設備の保管時、②は重大事故等対処設備の機能要求時に該当することから、その際に考慮すべき外部事象については、地震及び津波に加え第43条第1項及び第2項において選定した自然現象9事象（風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災）及び人為事象4事象（爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害）とする。

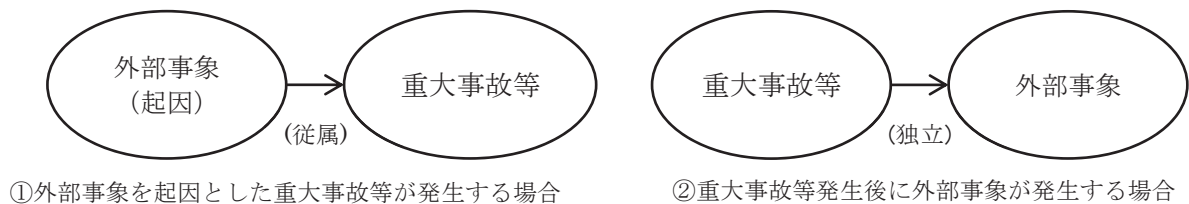


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※1 :Regulatory Guide 1.174 Rev. 1, 2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回原子力規制委員会（平成25年4月3日）資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定）
- ※5 : JEAG4601・補-1954「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編」

3.2 原子炉建屋ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針

①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

地震を起因とした重大事故等に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮が必要となる。

また、地震を除く外部事象を起因とした重大事故等の発生を考慮する場合には、地震を除く外部事象によって引き起こされる起因事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

原子炉建屋ブローアウトパネルに影響を与える外部事象である風（台風）、竜巻、凍結、降水及び積雪については、2.に示す通り、安全系等の防護対象施設が損傷することは考え難いため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失を

考慮する。

ここで、外部電源喪失の原因となる送電線等の設備の損傷は、日常的に発生する規模の上記の外部事象によって生じる可能性が低いこと、及び外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率が 10^{-8} オーダーであることを考慮すると、上記の外部事象を起因とした重大事故等が発生する可能性は十分に低く、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安を下回ると考えてよい。

従って、上記の外部事象に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮は不要である。

なお、津波、森林火災、落雷、火山の影響、生物学的事象、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス及び電磁的障害については、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に直接影響する事象ではないため、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能維持に対する考慮は不要である。

以上を踏まえ、外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネルの防護方針は表 1 に示す通りとする。

表1 外部事象を起因とした重大事故等の発生に対する
原子炉建屋ブローアウトパネル（開放機能・閉じ込め機能※）防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられるが、原子炉建屋ブローアウトパネルが閉状態を維持できる設計、又は開放状態になったとしても原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	外部電源喪失が発生した場合の条件付炉心損傷確率(10 ⁻⁸ オーダー)を踏まえると、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした場合の炉心損傷頻度は十分低く、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪を起因とした重大事故等が発生し、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低い。
	竜巻	
	凍結	
	降水	
	積雪	
	森林火災	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネルは、防火帯内側に設置をしていることから、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	落雷	落雷、火山の影響、生物学的事象、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	火山の影響	
生物学的事象		
爆発		
人為事象	近隣工場等の火災	
	有毒ガス	
	電磁的障害	

※：重大事故等発生前の想定であることから、開放機能及び閉じ込め機能の両方が対象

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

重大事故等発生後において、外部事象が重畳して発生する場合には、重大事故等の発生頻度とその後発生する外部事象の年超過発生頻度を踏まえた上で、原子炉建屋ブローアウトパネルに対する防護方針を検討する必要がある。

(1)に示すとおり、重大事故等の発生頻度が 10^{-4} /炉年であること、及び重大事故等と外部事象の重畳の判断目安が 10^{-8} /炉年であることを考慮すると、重大事故等と外部事象の重畳を想定することが妥当であると考えられる。そのため、重大事故等の発生後において外部事象が重畳することを想定しても、原子炉建屋ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

重畳する外部事象の規模としては、重大事故等対処設備の機能要求時の環境条件として想定する規模とする。

表2に重大事故等発生後における外部事象の発生に対する原子炉建屋ブローアウトパネル防護の考え方を示す。

表 2 重大事故等発生後における外部事象の発生に対する
原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
(閉じ込め機能※) 防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震による原子炉建屋ブローアウトパネルの開放等が考えられるが、原子炉建屋ブローアウトパネルが閉状態を維持できる設計、又は開放状態になったとしても原子炉建屋ブローアウト閉止装置により容易かつ確実に閉止操作ができる設計とする。
	津波	津波は原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能に影響する事象ではない。
	風(台風)	環境条件として想定した年超過発生頻度 10^{-1} /年規模の最大風速(約 23.1m/s)及び安全施設の設計上考慮する風(台風)の基準になる風速(30m/s)を考慮した風荷重に対し、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能が喪失しない設計とする。飛来物については、風速約 30m/sにより資機材等が飛散しないように、必要に応じ固縛・撤去等の飛散防止対策を実施することで、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置が飛来物影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-1} /年規模の最大瞬間風速は 30m/s 未満であり、風(台風)の影響に包絡される。
	凍結	凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象は原子炉建屋ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	降水	
	積雪	
	落雷	
	火山の影響	
生物学的事象		
森林火災	森林火災に対しては、原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、防火帯内側に設置をしていることから、機能に影響はない。	
人為事象	爆発	爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、電磁的障害は原子炉建屋ブローアウトパネル及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置の機能に影響する事象ではない。
	近隣工場等の火災	
	有毒ガス	
	電磁的障害	

※：格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)時の開放機能は事象発生後すぐに期待するものであり、以降も開放維持のため対象外。従って、重大事故等発生後においては、原子炉建屋原子炉棟内の負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法について

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、地震等により原子炉建屋ブローアウトパネルが開放した状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋の気密性を確保するために設置する。

この機能要求を踏まえ、原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法を表 1 に記載する。

表 1 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の設計要求事項及び成立性確認方法

機能	機能詳細	設計要求事項	成立性確認方法
閉止機能	原子炉建屋ブローアウトパネルが開放状態で SGTS の機能要求がある場合に、原子炉建屋ブローアウトパネルの開放による原子炉建屋開口部を速やかに閉止できること	原子炉建屋の気密性能が確保できること (SGTS 運転時に必要な建屋の負圧を確保できること)	机上評価又は気密性能試験
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置が遠隔により閉止できること (電動にて閉止できる設計)	動作試験
		原子炉建屋ブローアウト閉止装置が現場において手動により閉止できること (人力による遠隔手動操作にて閉止できる設計)	動作試験
閉止の検知機能	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の閉止状態が検知できること	中央制御室にて、原子炉建屋ブローアウト閉止装置の開閉状態が確認できること	動作試験
耐震健全性	地震後においても閉止機能及び気密性能を維持すること	基準地震動に対して原子炉建屋ブローアウト閉止装置の作動機能が維持されること	机上評価又は加振試験
		地震後に原子炉建屋ブローアウト閉止装置の気密性能が維持されること	机上評価又は気密性能試験
流路機能	原子炉建屋ブローアウトパネルの開放が期待される状態において、原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路として機能すること	原子炉建屋ブローアウトパネルへの流路として必要な開口面積を確保できること	机上評価

なお、上記成立性確認方法の詳細及び確認結果については、今後の工事計画認可申請の審査時に説明する。

46-16

主蒸気逃がし安全弁の耐環境性向上に向けた取組みについて

1. 概要

主蒸気逃がし安全弁の耐環境性向上対策として、主蒸気逃がし安全弁の駆動に必要な高圧窒素ガスの流路となる「主蒸気逃がし安全弁用電磁弁」及び「空気シリンダ」のシール材を改良する。

2. 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の改良について

(1) 設計方針

主蒸気逃がし安全弁の耐環境性を向上させるための更なる安全対策として、高圧窒素ガスの流路となる、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のシール材（フッ素ゴム）より高温耐性に優れた改良 EPDM 材に変更する。

主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の改良 EPDM 材の採用箇所を図 46-16-1 に示す。



図 46-16-1 改良 EPDM 材を採用した主蒸気逃がし安全弁用電磁弁概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 健全性確認試験

a. 試験手順及び試験項目

本試験では、改良 EPDM 材を採用した主蒸気逃がし安全弁用電磁弁に対し、通常運転時に加え重大事故時の熱及び放射線劣化処理を行った上で、シール性の確認を行った。

試験手順及び試験項目を図 46-16-2 に示す。

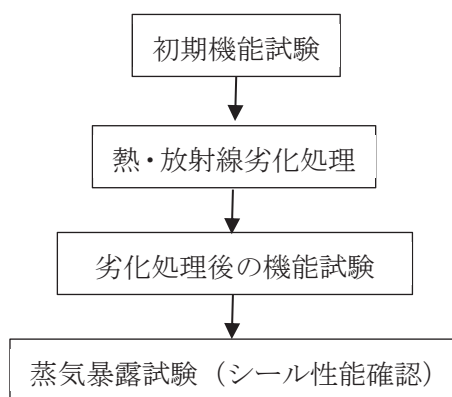


図 46-16-2 試験手順及び試験項目

b. 蒸気暴露試験の装置概要及び試験条件

本試験で使用する蒸気暴露試験装置の概要を図 46-16-3 に示す。また、蒸気暴露試験条件を表 46-16-1 及び図 46-16-4 に示す。



図 46-16-3 蒸気暴露試験装置の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 46-16-1 蒸気曝露試験条件

項目	条件	解析結果 (参考)
時間(経過)		0～約 4.3 時間 ^{※1}
圧力(kPa[gage])		100 以下 ^{※2}
温度(°C)		152 以下 ^{※3}
雰囲気		蒸気
放射線(Gy)		

※1：有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、主蒸気逃がし安全弁の機能に期待する（原子炉圧力容器破損に至る）期間（事象発生から約 4.3 時間後まで）

※2：有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における※1 の期間の値

※3：有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における主蒸気逃がし安全弁の温度評価結果

※4：重大事故時における原子炉格納容器内の積算線量

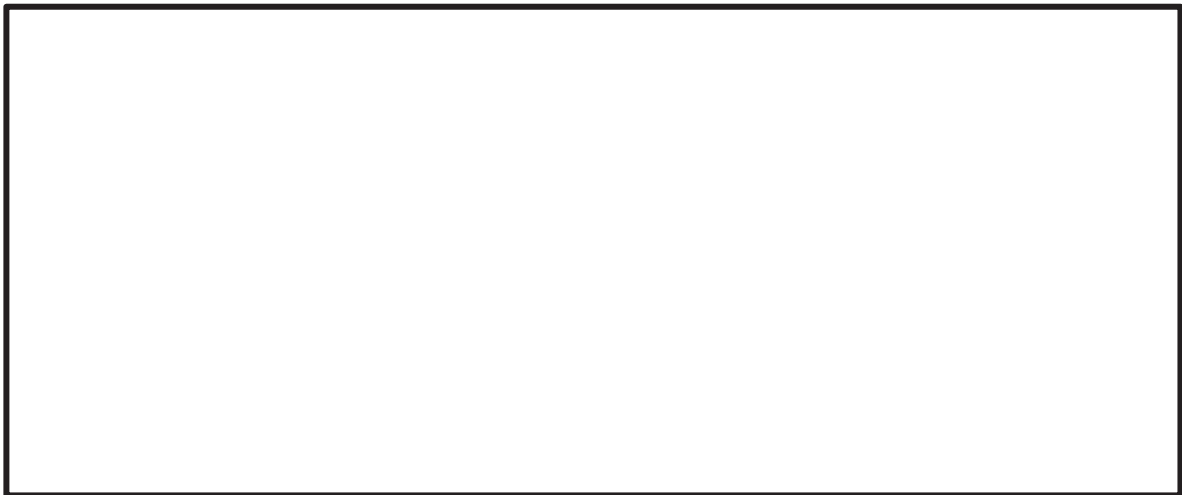


図 46-16-4 蒸気曝露試験条件

c. 蒸気曝露試験結果

蒸気曝露試験の結果、シール性は良好であり、従来の設計基準事故環境下に比べ高温となる蒸気に対して(図 46-16-4 参照)、空気シリンダへ窒素ガスを供給する流路のシール性能が維持され耐環境性に対し、信頼性が向上していることを確認した。

(3) 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の改良について

主蒸気逃がし安全弁用電磁弁について、重大事故等時環境下における主蒸気逃がし安全弁駆動部（空気シリンダ）へ窒素ガスを供給する流路のシール性能が確認されたことから、主蒸気逃がし安全弁の耐環境性を向上させるための更なる安全性向上対策として、改良 EPDM 材を使用した主蒸気逃がし安全弁用電磁弁に変更する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 空気シリンダの改良について

(1) 設計方針

空気シリンダのシール部は、熱によって損傷するおそれがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴム材より高温耐性に優れた改良 EPDM 材に変更する。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、主蒸気逃がし安全弁ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良 EPDM 材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートOリングによりシール機能を維持することが可能となるよう空気シリンダを変更する。

主蒸気逃がし安全弁の概要図を図 46-16-5 に示す。

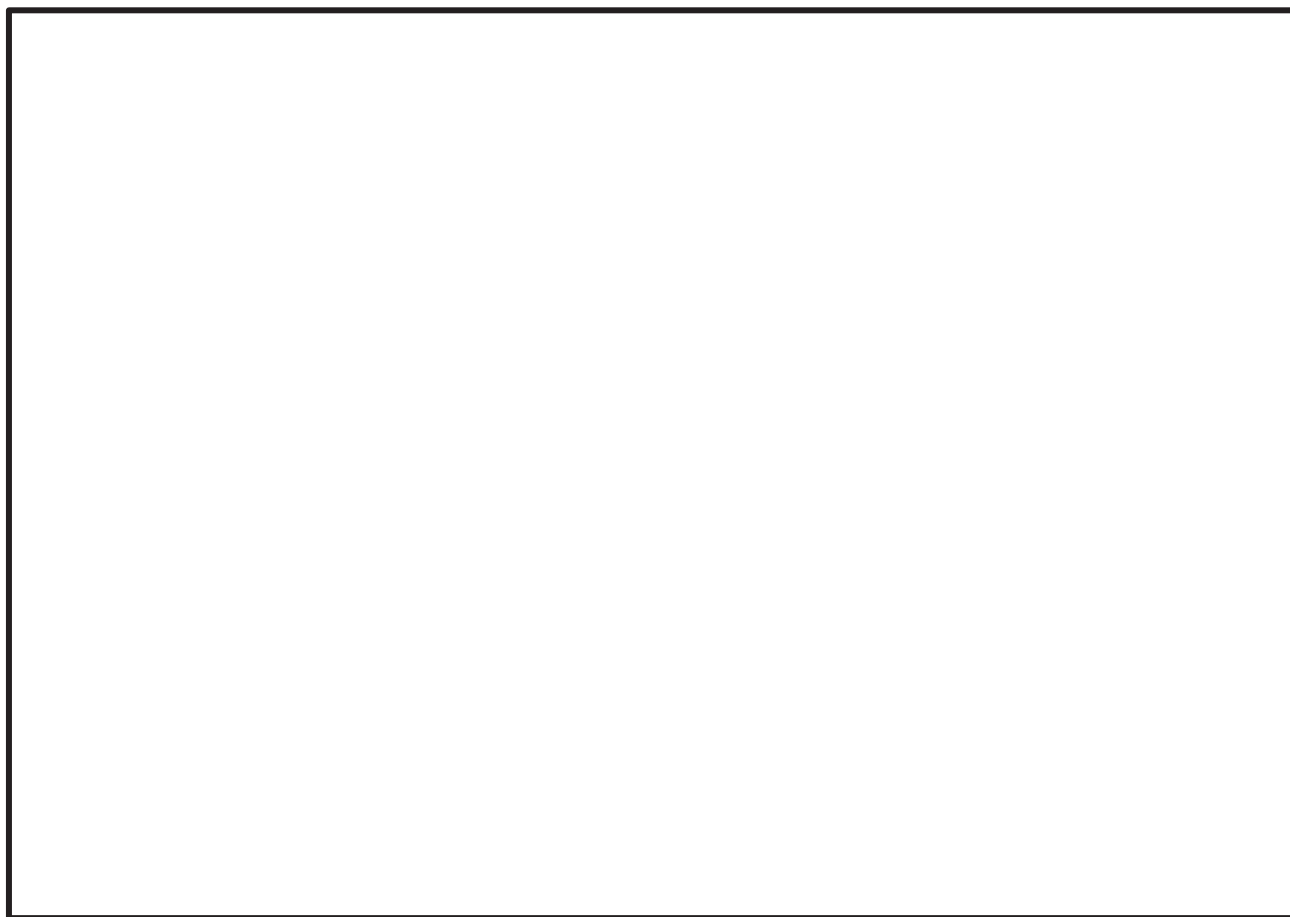


図 46-16-5 主蒸気逃がし安全弁の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 健全性確認試験

改良空気シリンダの健全性確認試験として、表 46-16-2 に示す空気シリンダ単体試験及び蒸気曝露試験（試験装置：図 46-16-6）を実施した。

表 46-16-2 改良空気シリンダの健全性確認試験内容

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



図 46-16-6 蒸気曝露試験の概要

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

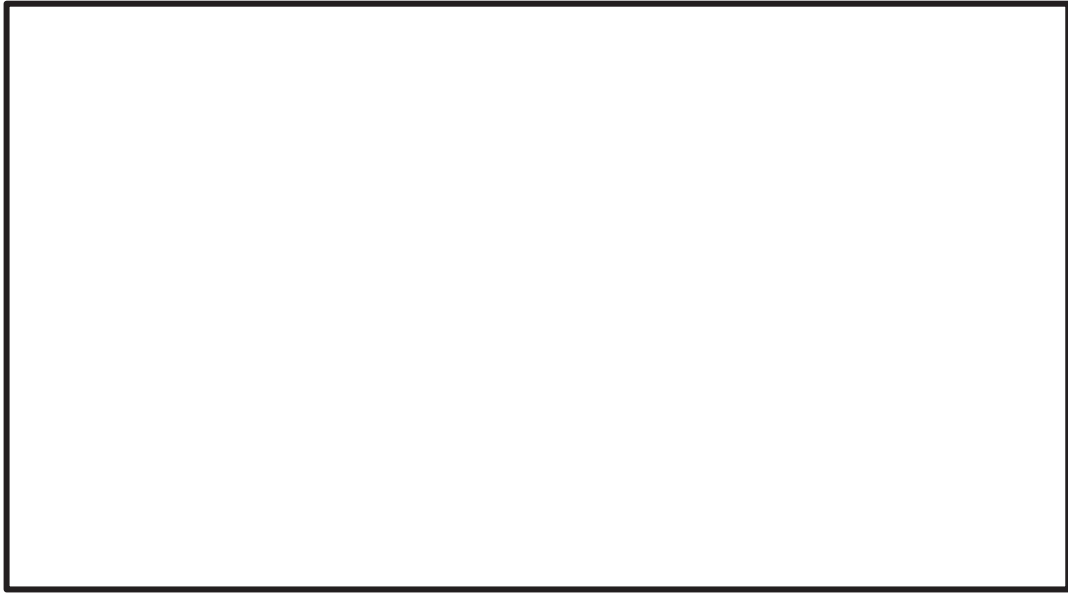


図 46-16-7 蒸気曝露試験条件

(3) 空気シリンダの改良について

改良空気シリンダについて、高温蒸気環境下におけるシール性能が確認された(表 46-16-2 参照)ことから、主蒸気逃がし安全弁の耐環境性を向上させるための更なる安全性向上対策として、改良空気シリンダに変更する。

(4) 今後の方針

①耐環境性の向上

代替高圧窒素ガス供給系においては、主蒸気逃がし安全弁用電磁弁が機能喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁用電磁弁の排気ラインから窒素ガスを供給することにより、主蒸気逃がし安全弁の全開操作が可能な設計としていることから、改良シリンダの耐環境性の目標として、原子炉格納容器の限界温度・圧力を目指す設計とする。

②DB 機能に対する影響評価

空気シリンダの改良は、設計基準事故時の主蒸気逃がし安全弁の動作に影響を与える変更^{※1}となることから、信頼性確認試験を実施^{※2}し、プラント運転に影響を与えないことを確認する。

※1：改良シリンダは主蒸気逃がし安全弁本体に接続する空気シリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する。

※2：信頼性確認試験の項目は、機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験(水力的動荷重試験)、事故時放射線試験、蒸気曝露環境試験及び作動試験等であり、現在実施中。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48 条

48-1 SA 設備基準適合性一覧表

48-2 単線結線図

48-3 配置図

48-4 系統図

48-5 試験及び検査

48-6 容量設定根拠

48-7 接続図

48-8 保管場所図

48-9 アクセスルート図

48-10 熱交換器ユニットの構造について

48-11 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

48-1

SA 設備基準適合性一覧表

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (可搬型)

第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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第2号	操作性	現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)		B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 熱交換器		A, D	
		関連資料	48-5 試験及び検査			
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	48-4 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	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)		A a	
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 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可搬型設備		A
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続		C
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 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	48-7 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			48-3 配置図, 48-7 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	48-8 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	48-9 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設備あり) -屋内		A a
			サポート系要因	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	48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大容量送水ポンプ(タイプ 1)		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	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		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
	第 2 号	操作性	現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)		B b, B c, B d, B g	
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 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	48-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a	
		関連資料	48-4 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	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能)		A a	
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 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可搬型設備		A
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	より簡便な接続		C
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 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	48-7 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	48-3 配置図, 48-7 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	48-8 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	48-9 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 設備あり) - 屋外		A a
			サポート系要因	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	48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 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 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内 屋外	B, D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図			
	第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (弁操作)		A, B f		
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図				
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 流路		B, F		
		関連資料	48-5 試験及び検査				
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替必要		B a		
		関連資料	48-4 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	48-3 配置図, 48-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所で操作可能), 現場操作 (遠隔で操作可能), 中央制御室操作		A a, A b, B		
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図				
	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	48-6 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		—	
			関連資料	—			
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋内, 防止設備-対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋外		A a, 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			48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図			

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		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	温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(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	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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		中央制御室操作	B		
	関連資料		-				
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		-		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	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		対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		-				

女川原子力発電所 2号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却海水ポンプ (設計基準拡張)		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	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		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(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	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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		中央制御室操作	B	
		関連資料		-		
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		-	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	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		対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		-			

女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)		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	温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害		(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		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)		熱交換器	D	
		関連資料		-			
		第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料		-		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	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		対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外
			関連資料		-		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		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	温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(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	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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		中央制御室操作	B	
		関連資料		-		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		-	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	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		対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		-			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ (設計基準拡張)		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	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		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(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	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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		中央制御室操作	B	
		関連資料		—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		—	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	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		対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表 (常設)

第 4 8 条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)		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	温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁的障害		(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		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)		熱交換器	D	
	関連資料		-			
	第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	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		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		-	
		第 2 号	共用の禁止		(共用しない設備)	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		対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
	関連資料			-		

48-2

単線結線図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

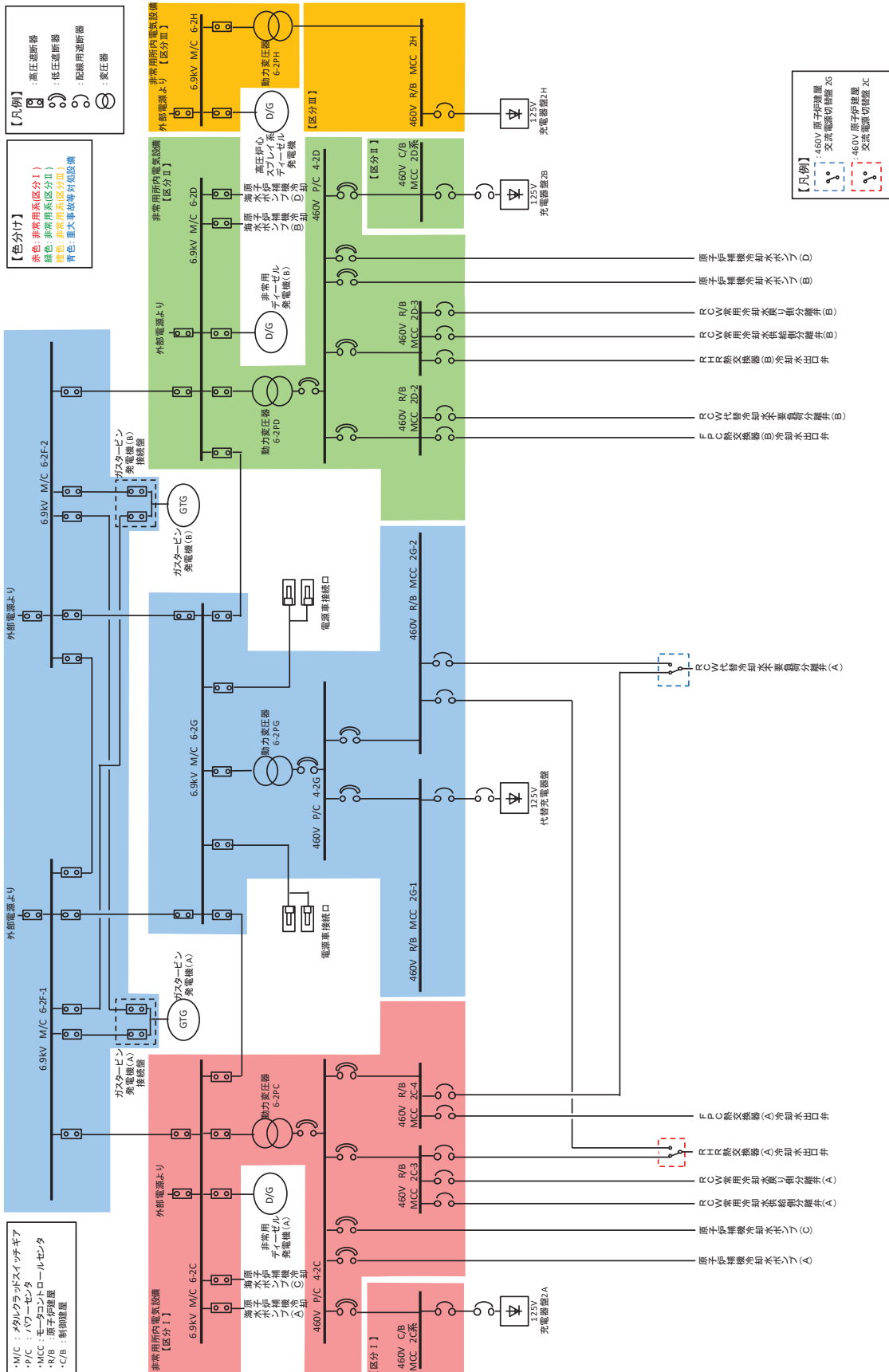


図 48-2-1 原子炉補機代替冷却水系に係る交流電源単線結線図

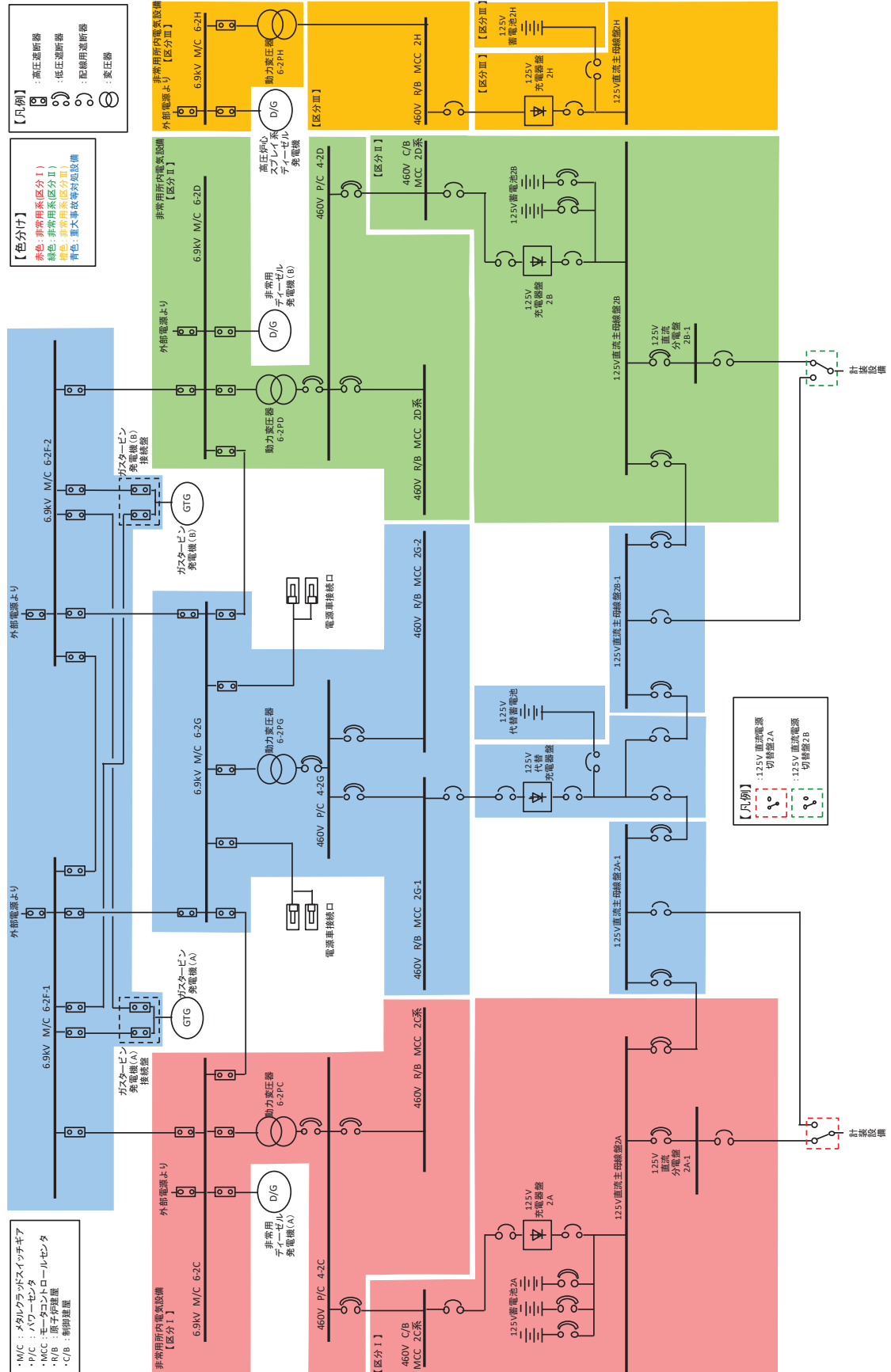


図 48-2-2 原子炉補機代替冷却水系に係る直流電源単線結線図

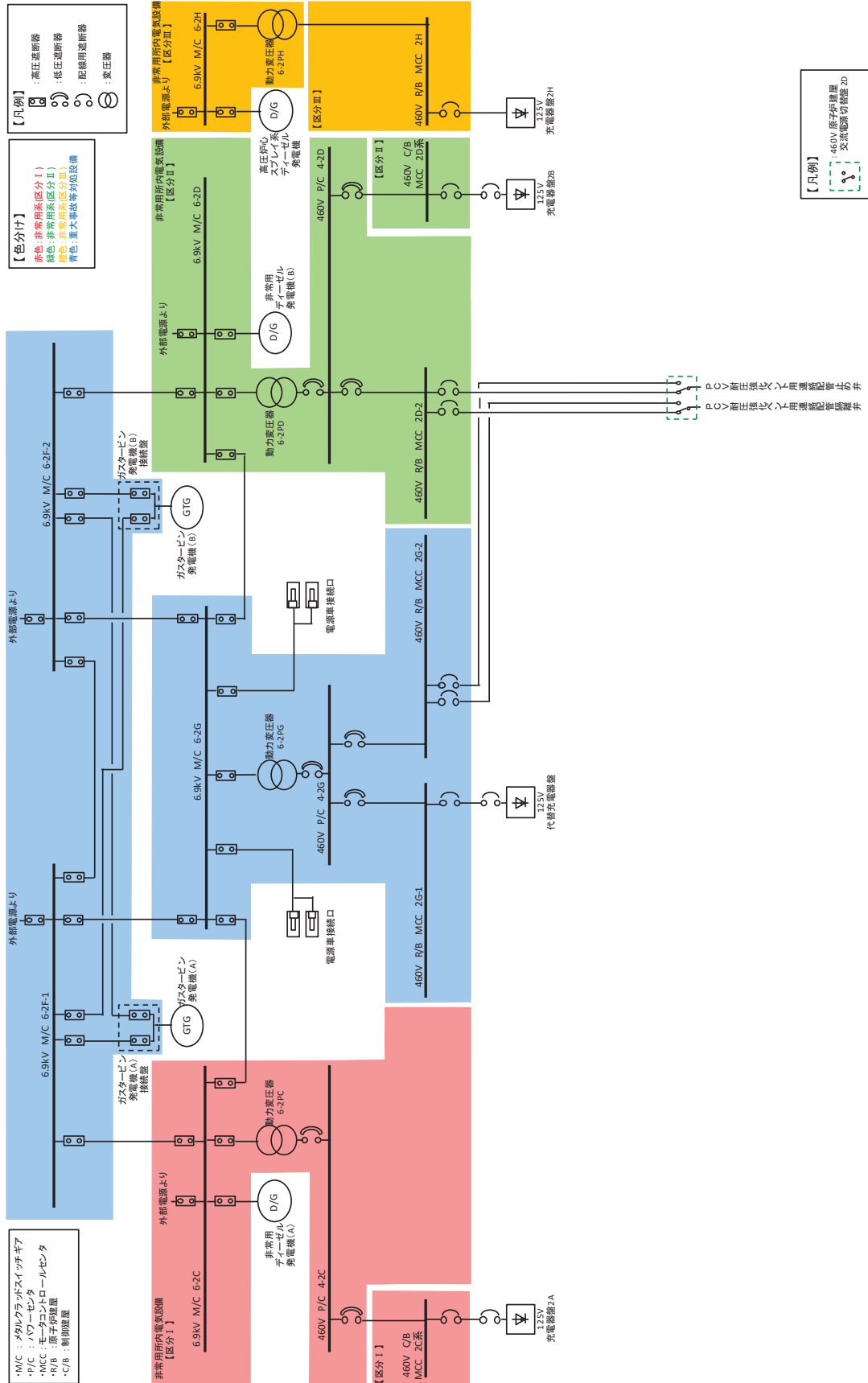


図 48-2-3 耐圧強化ベント系に係る交流電源単線結線図

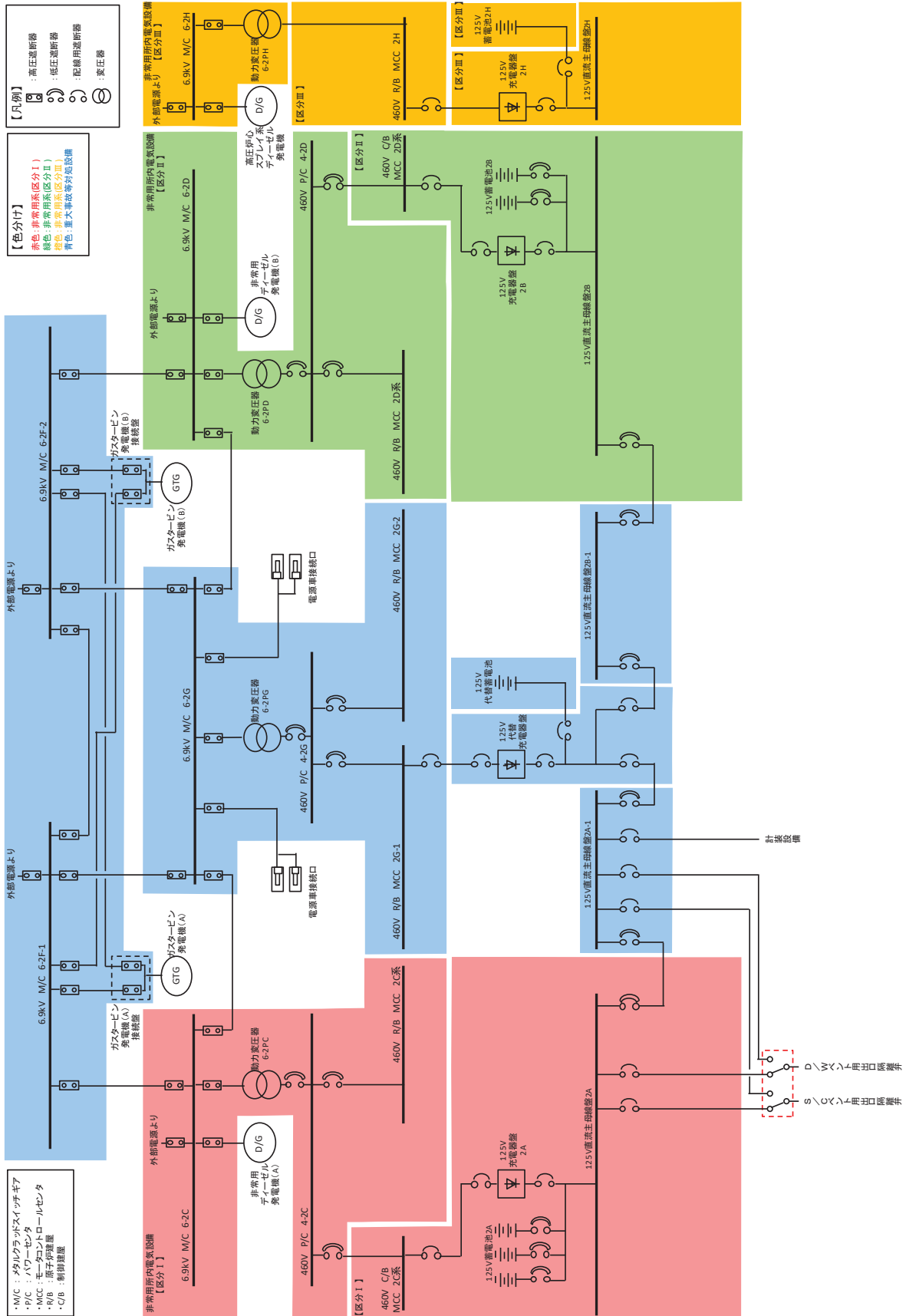




図 48-2-4 耐圧強化ベント系に係る直流電源単線結線図

48-3

配置図

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

	: 設計基準対象施設
	: 重大事故等対処設備

- ・原子炉補機代替冷却水系



図 48-3-1 配置図（海水ポンプ室）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

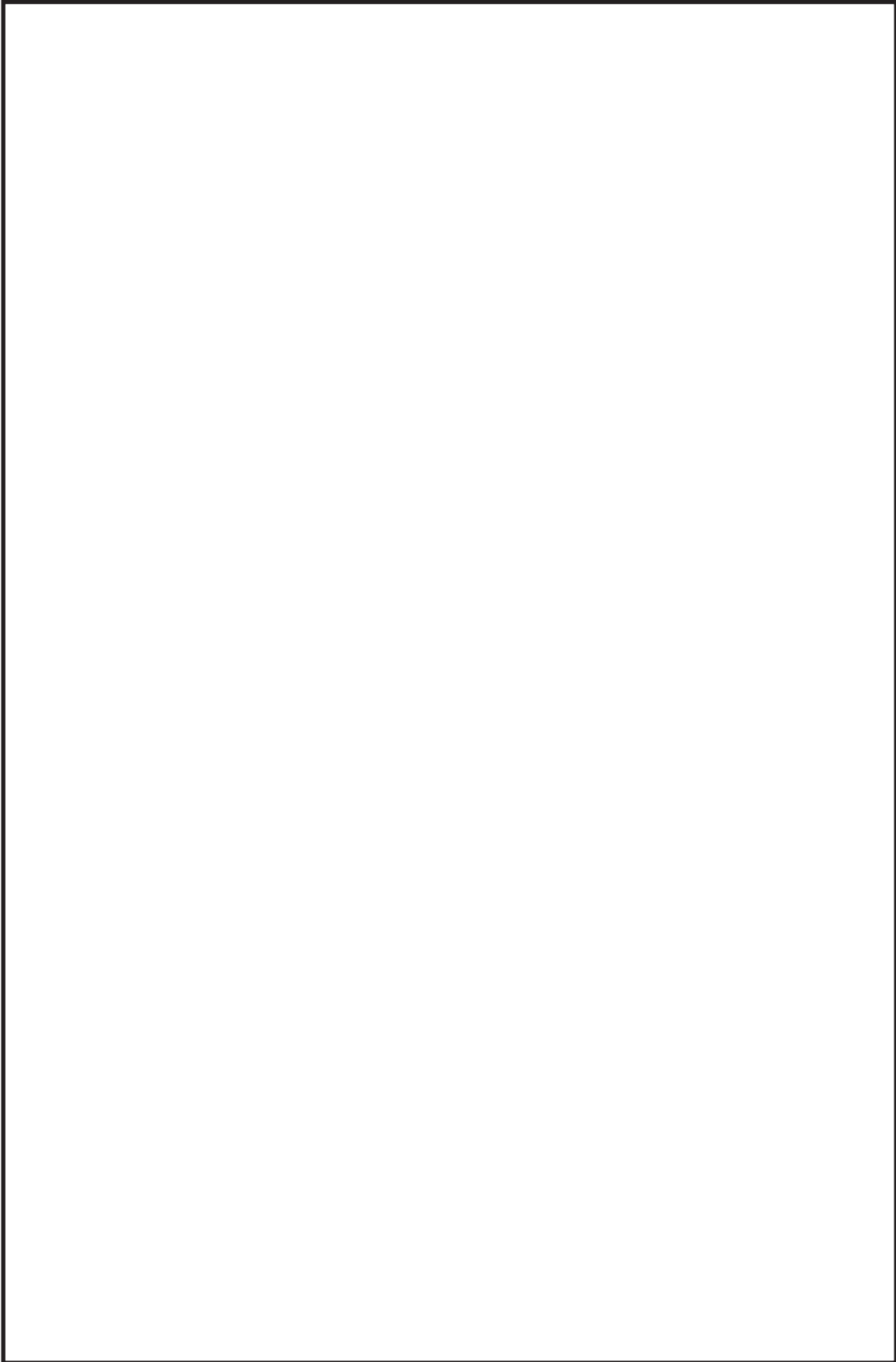


図 48-3-2 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

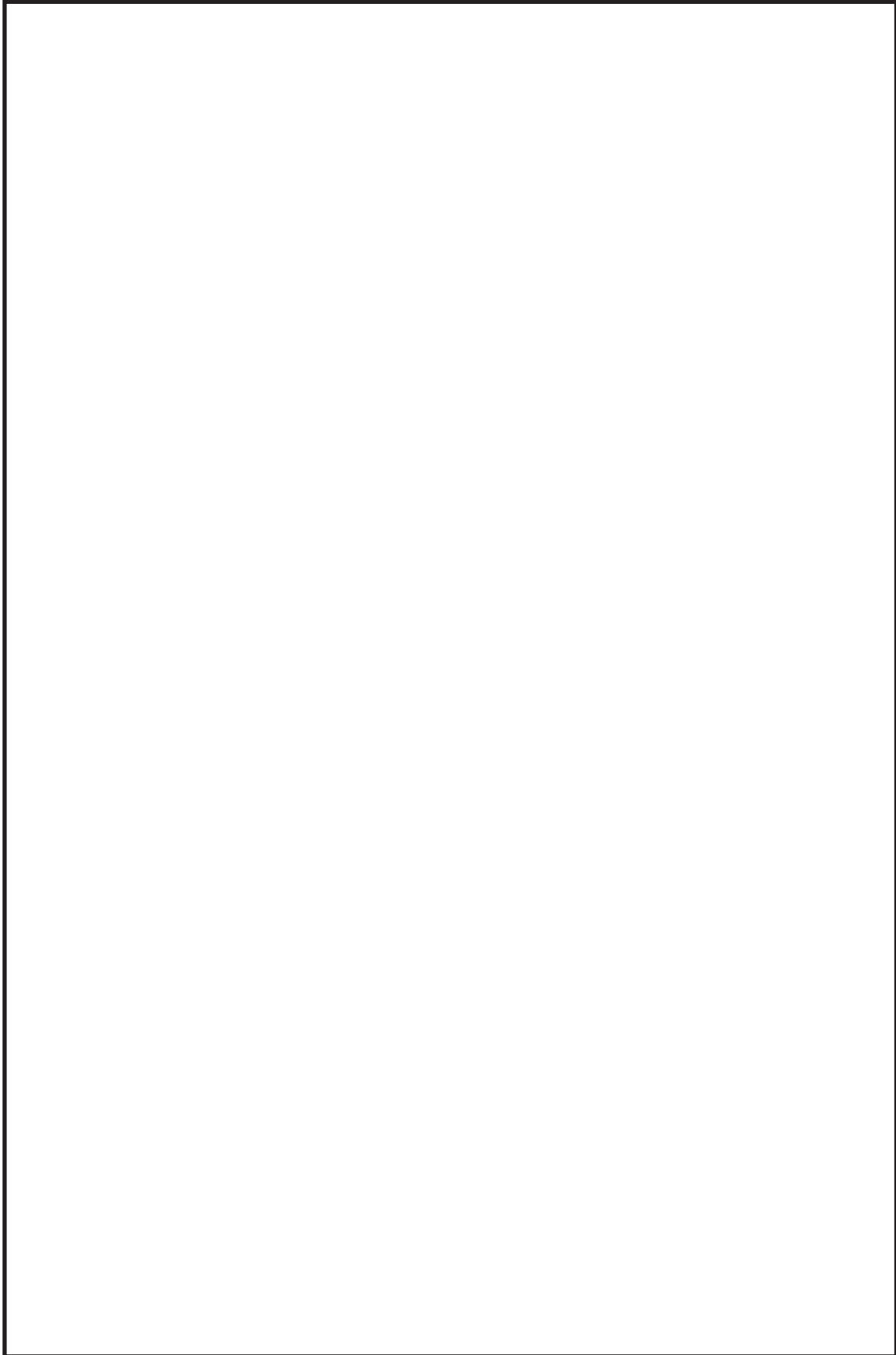


図 48-3-3 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

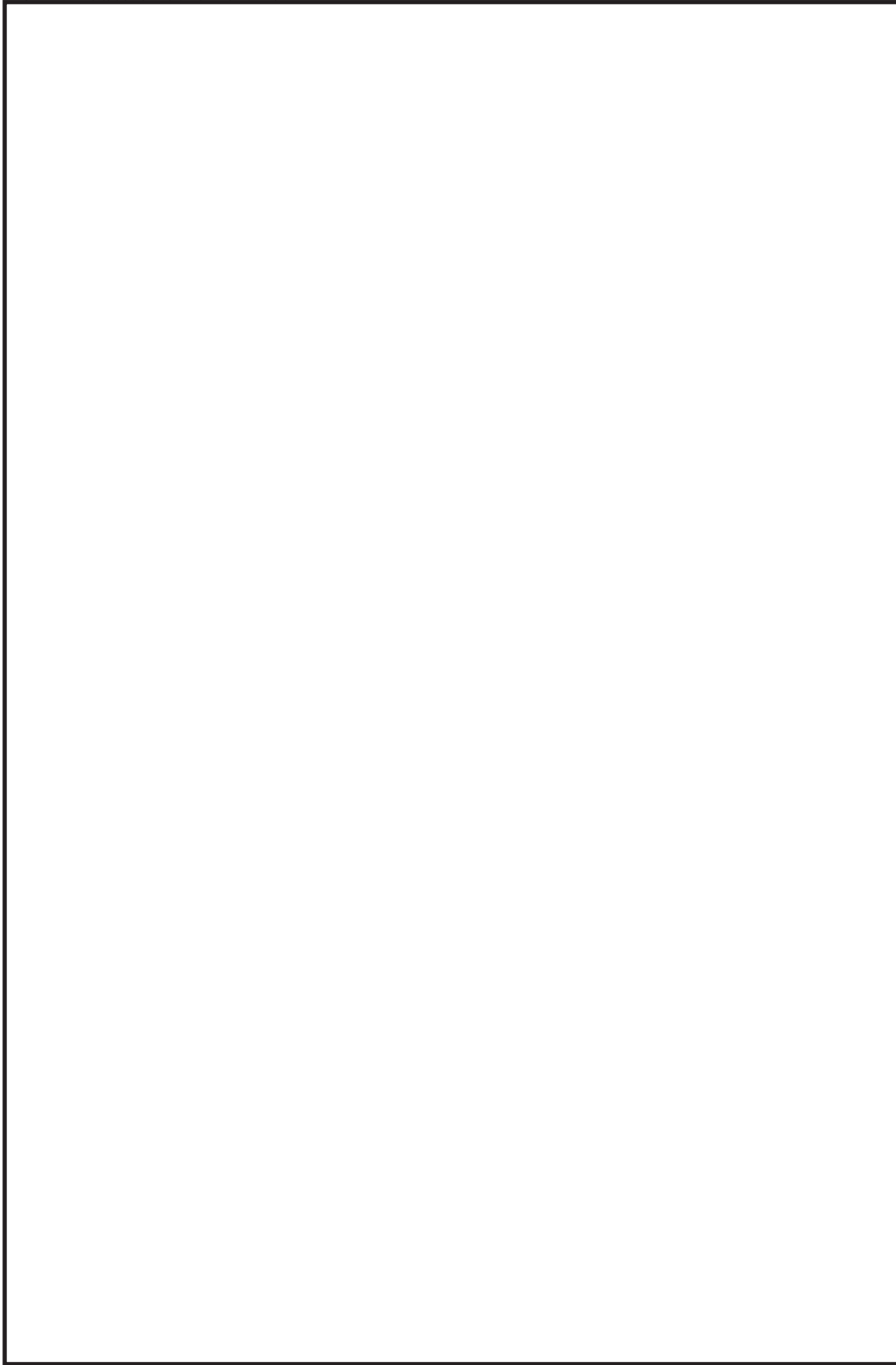


図 48-3-4 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

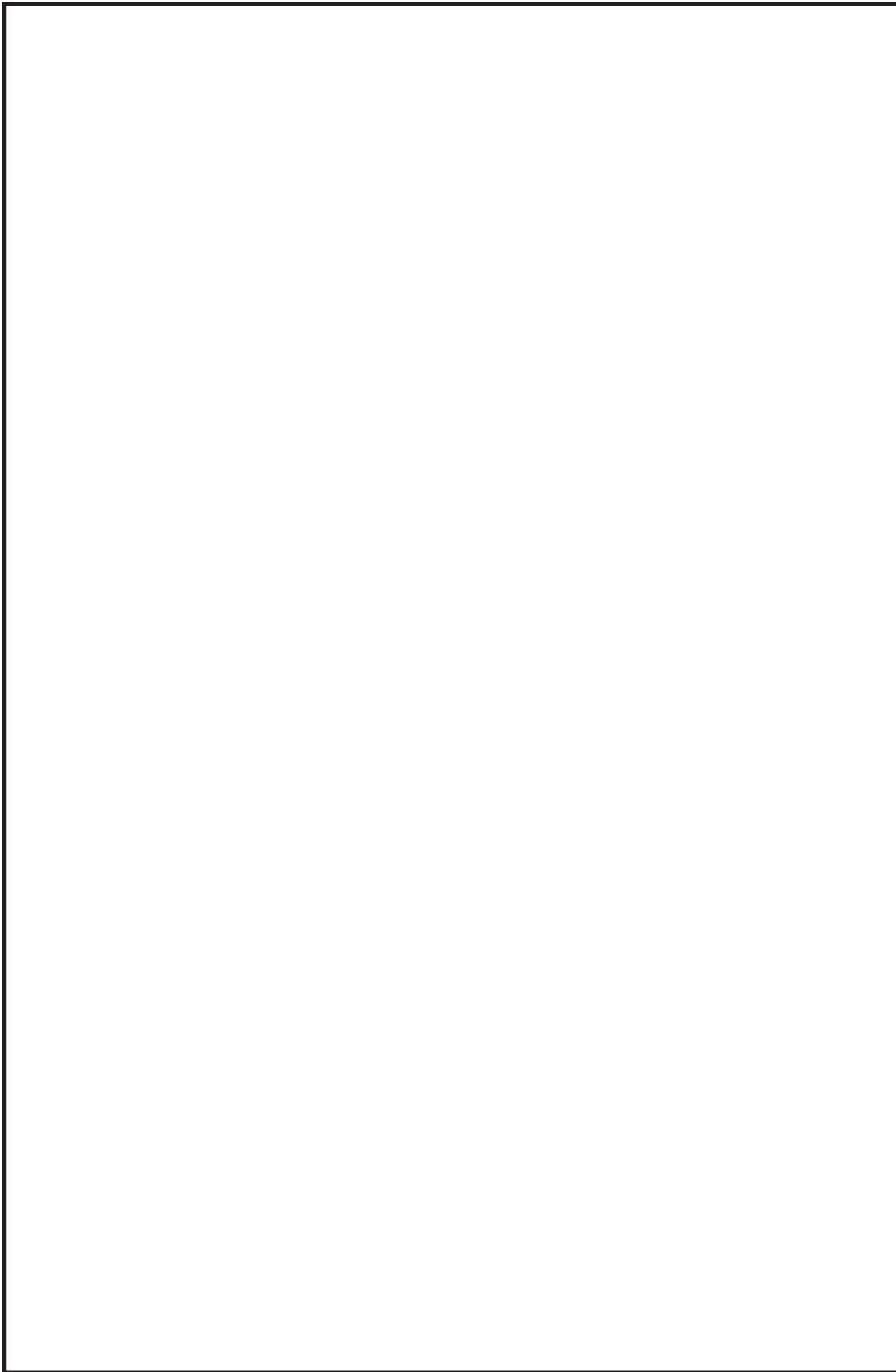


図 48-3-5 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

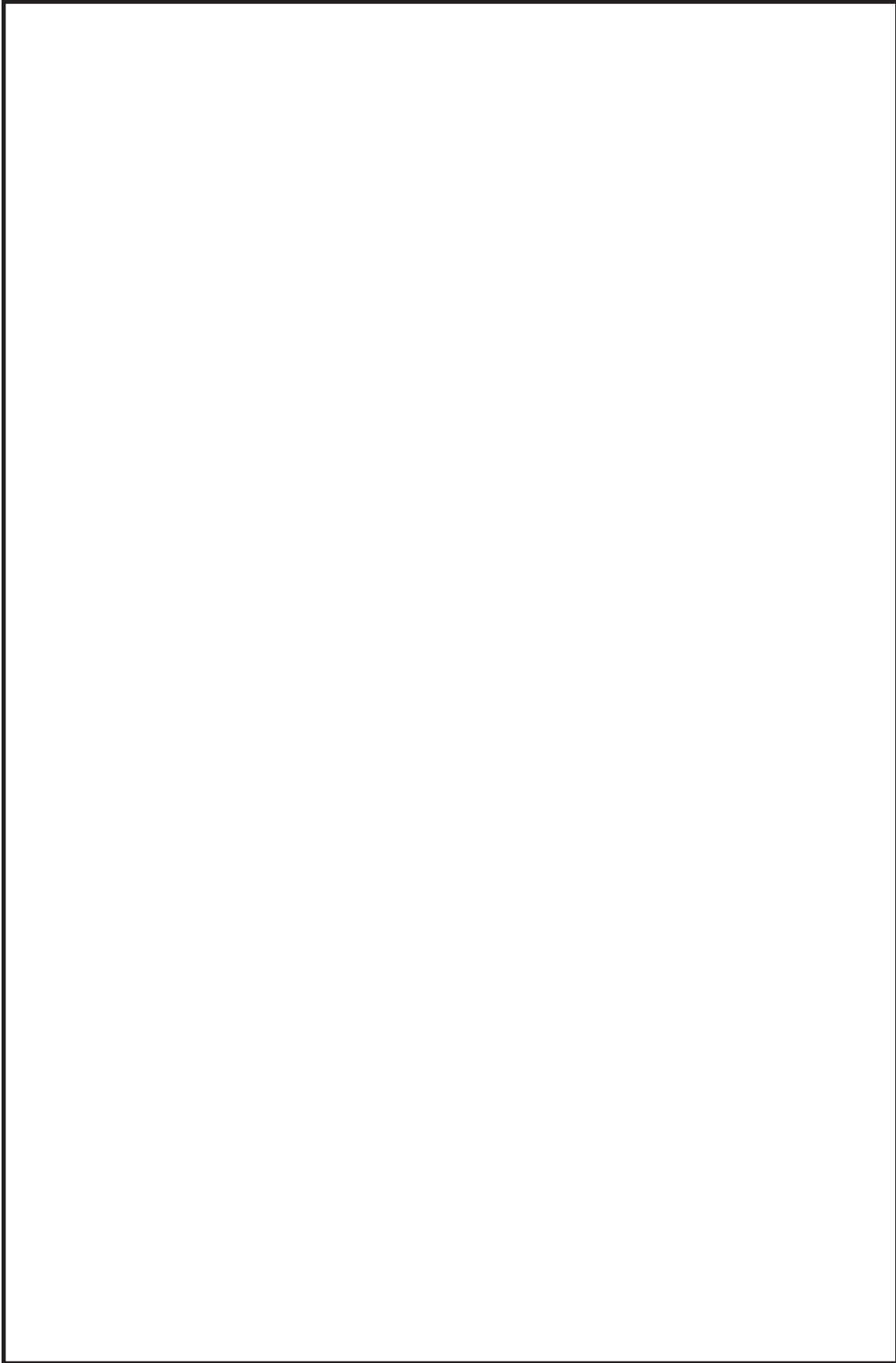


図 48-3-6 配置図（原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

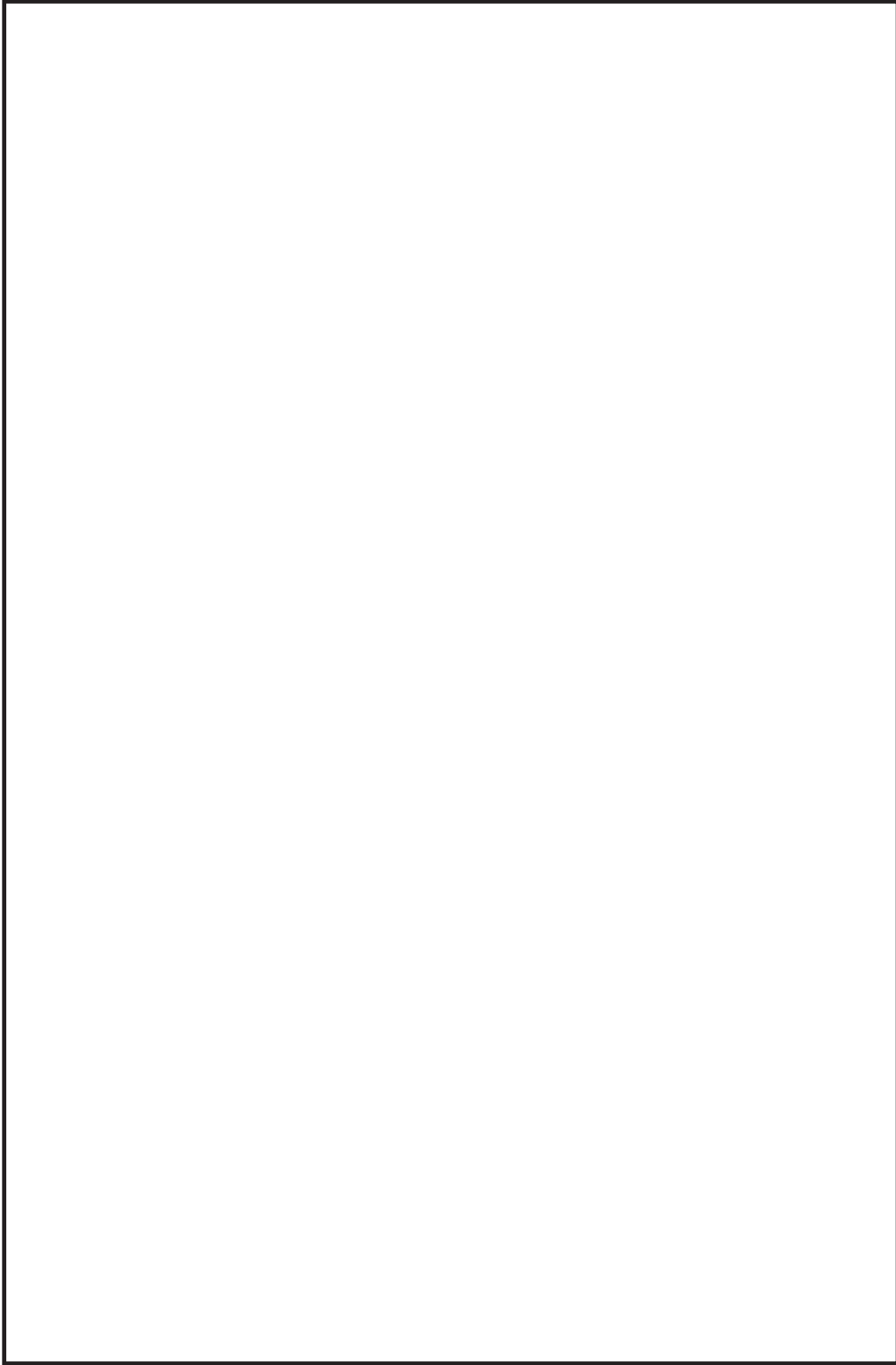


図 48-3-7 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

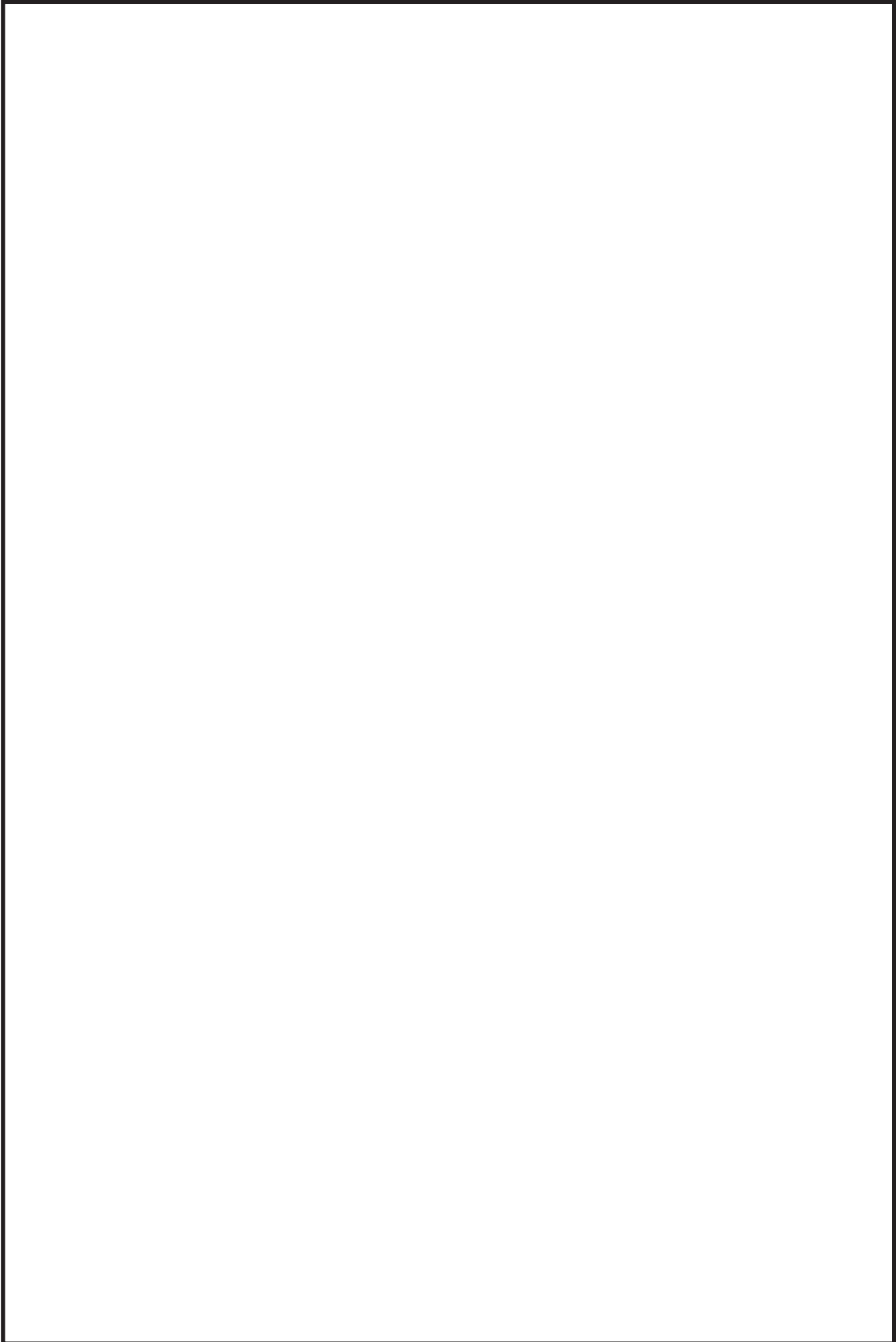


図 48-3-8 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

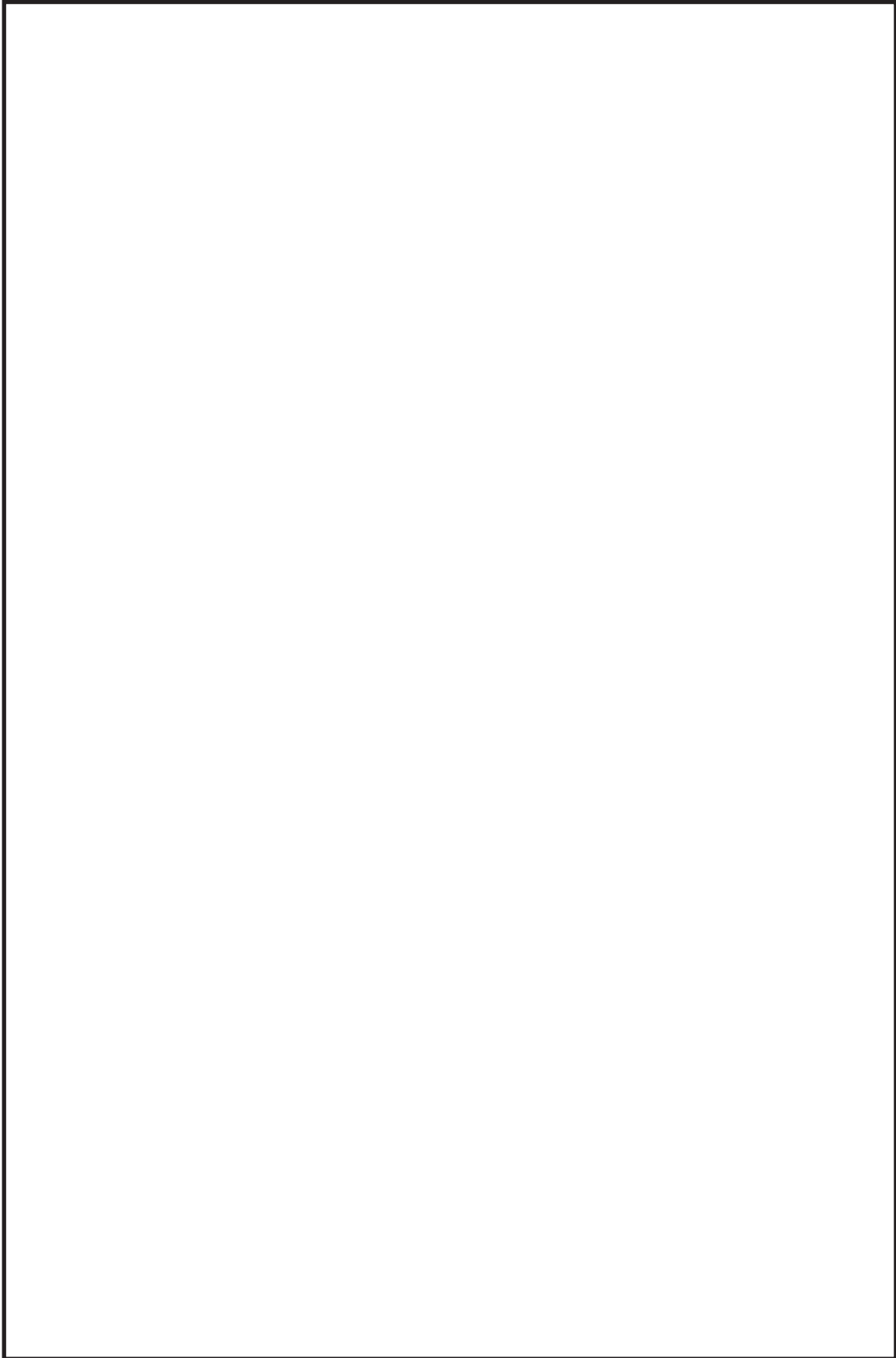


図 48-3-9 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

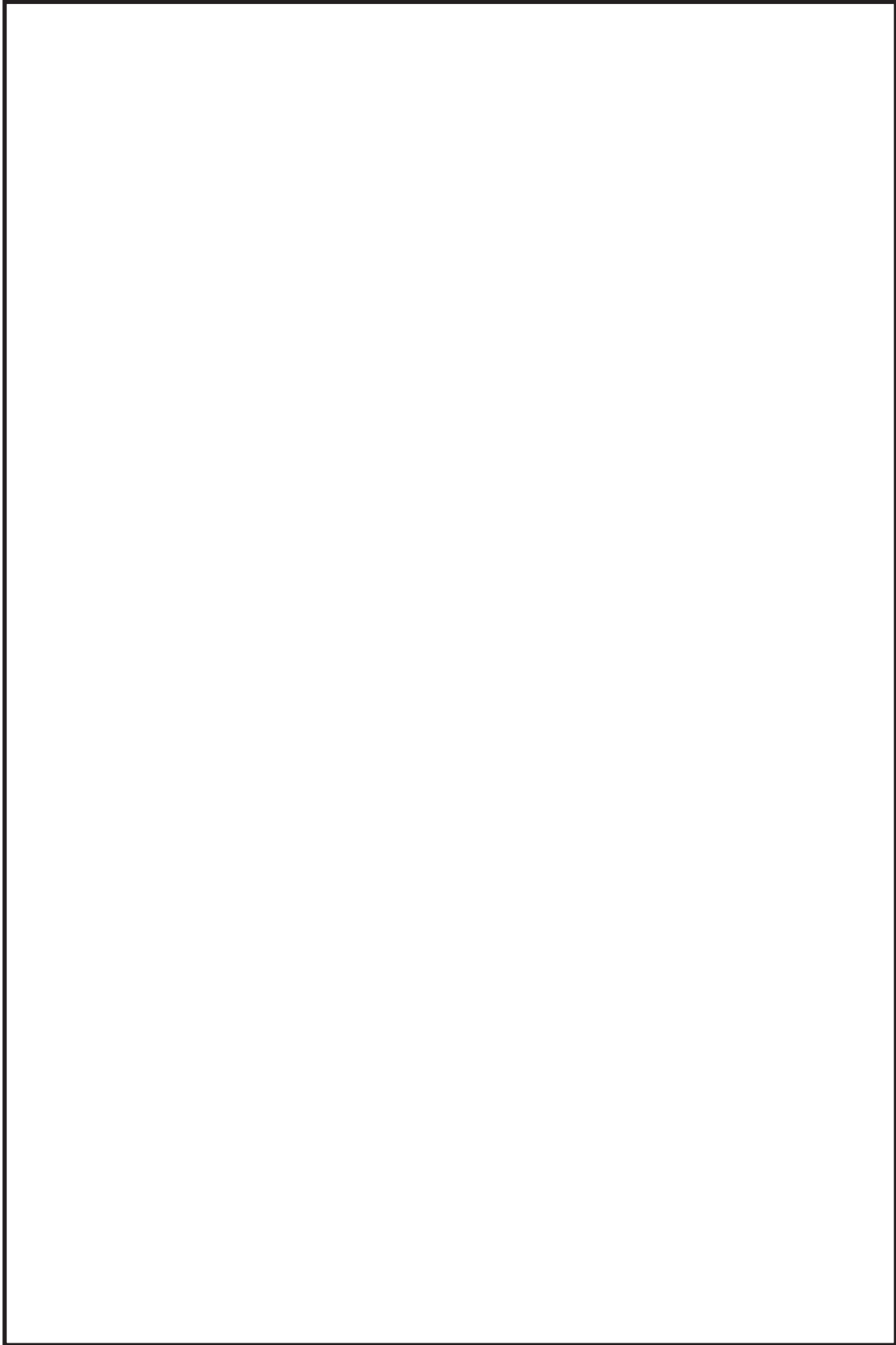


図 48-3-10 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

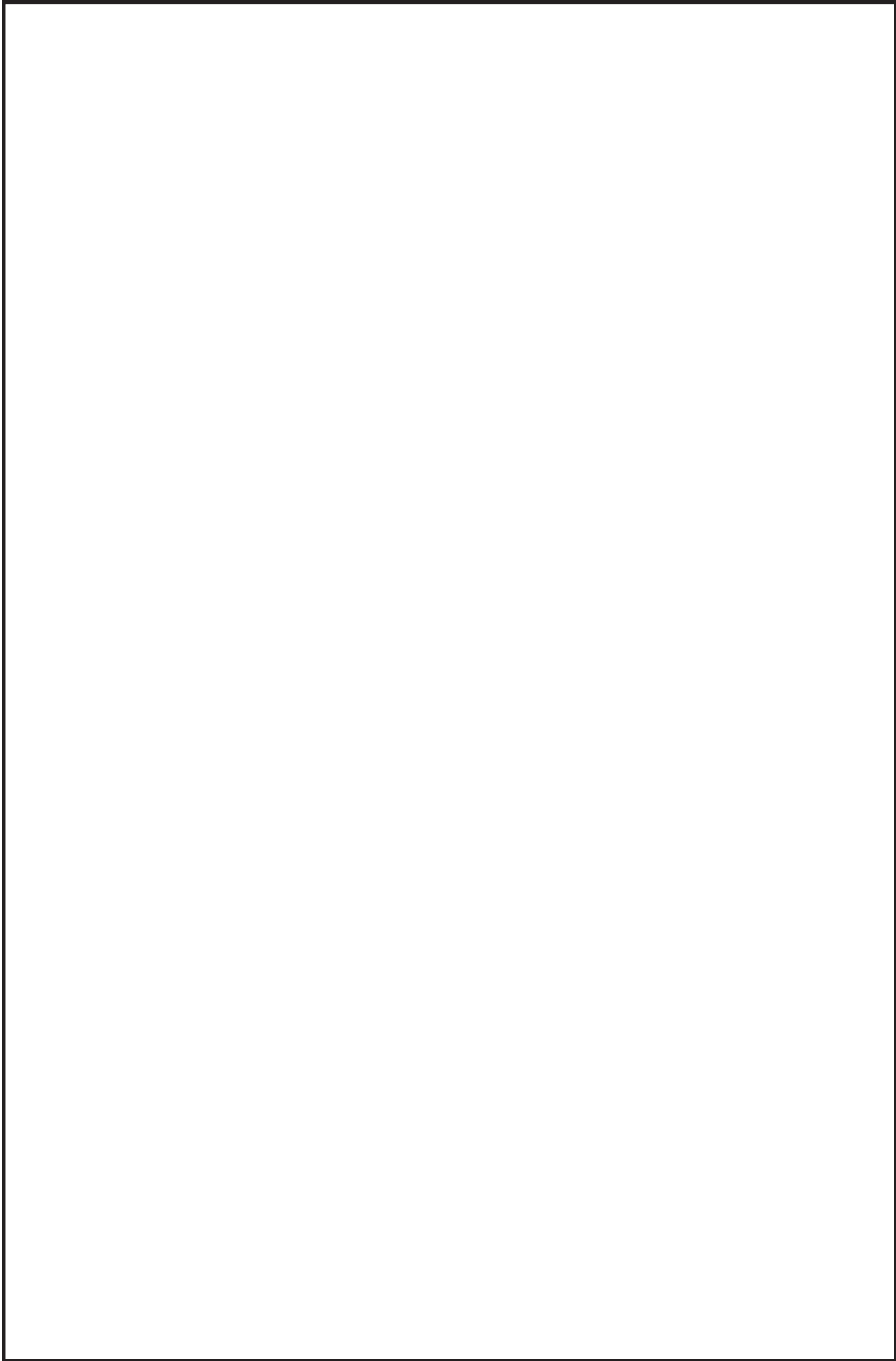


図 48-3-11 配置図（原子炉建屋地上1階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

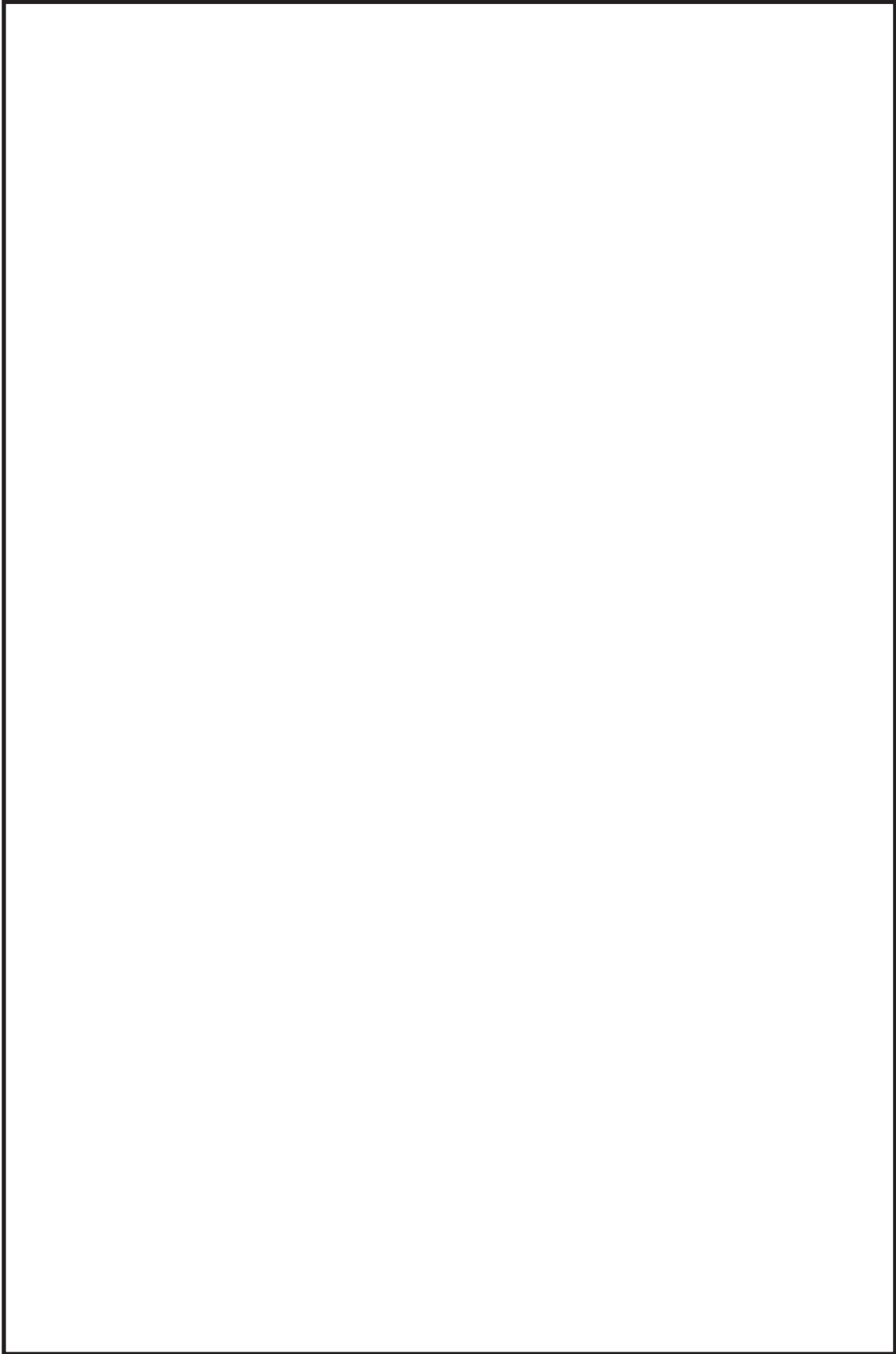


図 48-3-12 配置図（原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

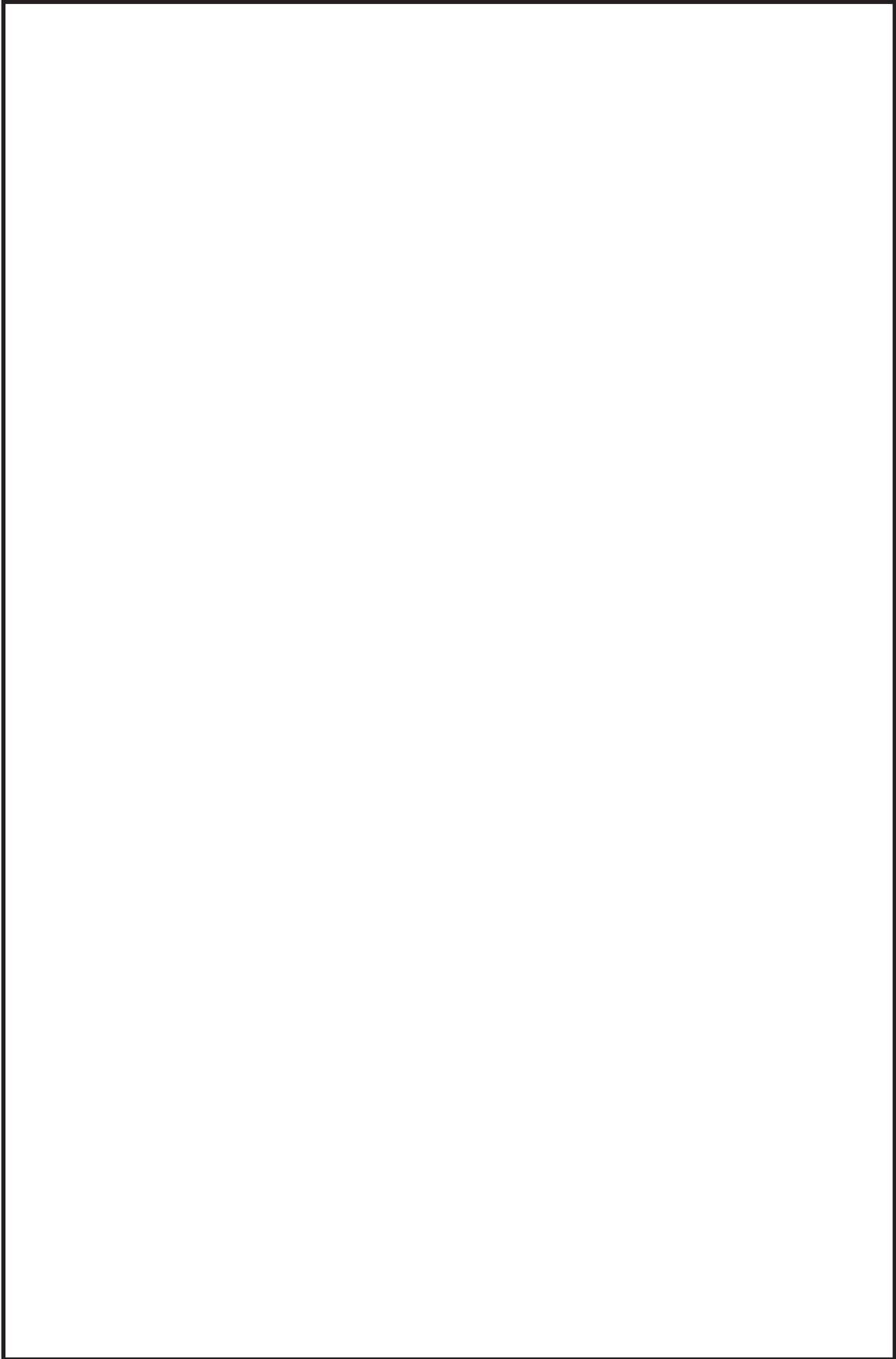


図 48-3-13 配置図 (原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

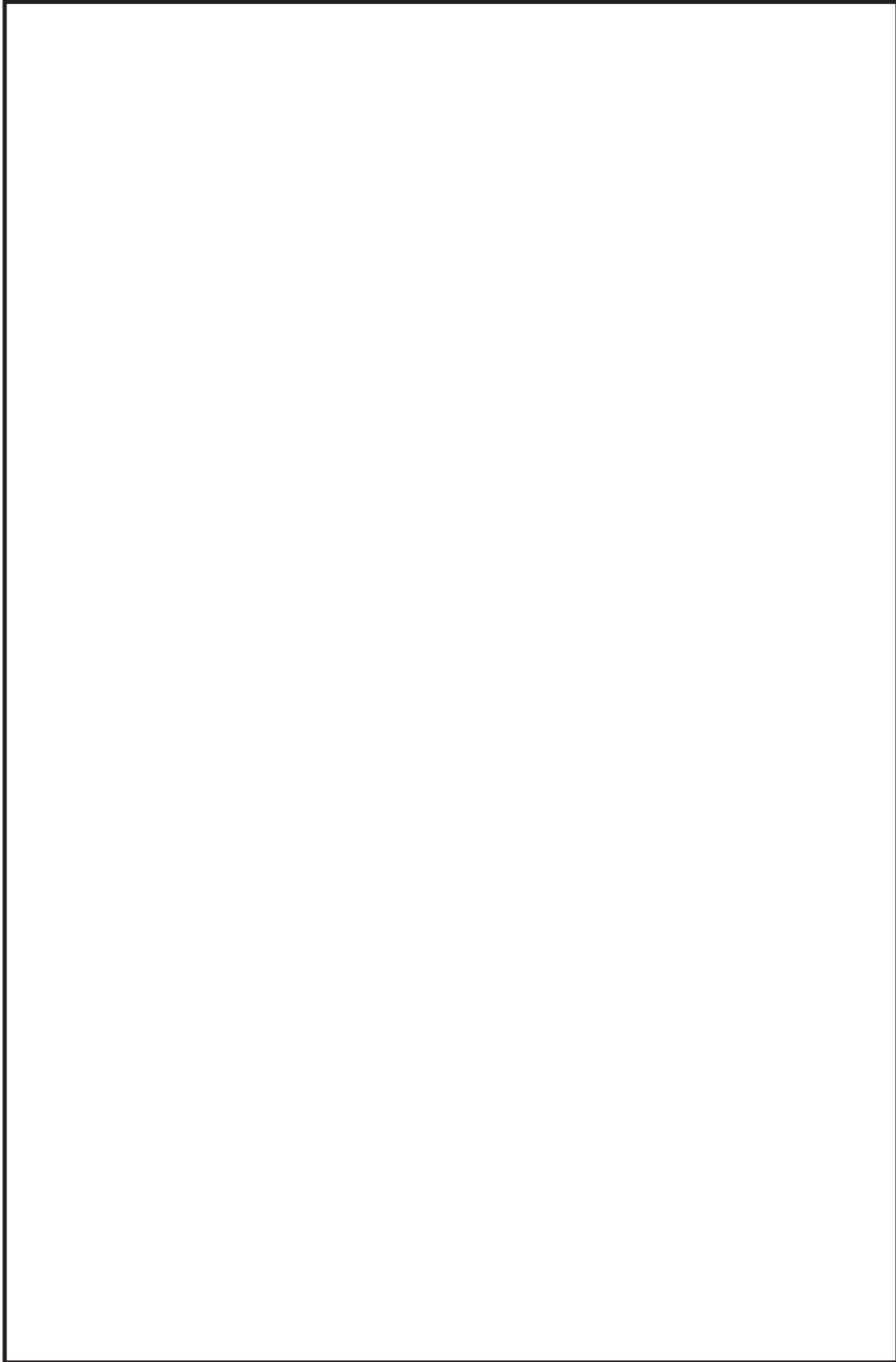


図 48-3-14 配置図 (制御建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

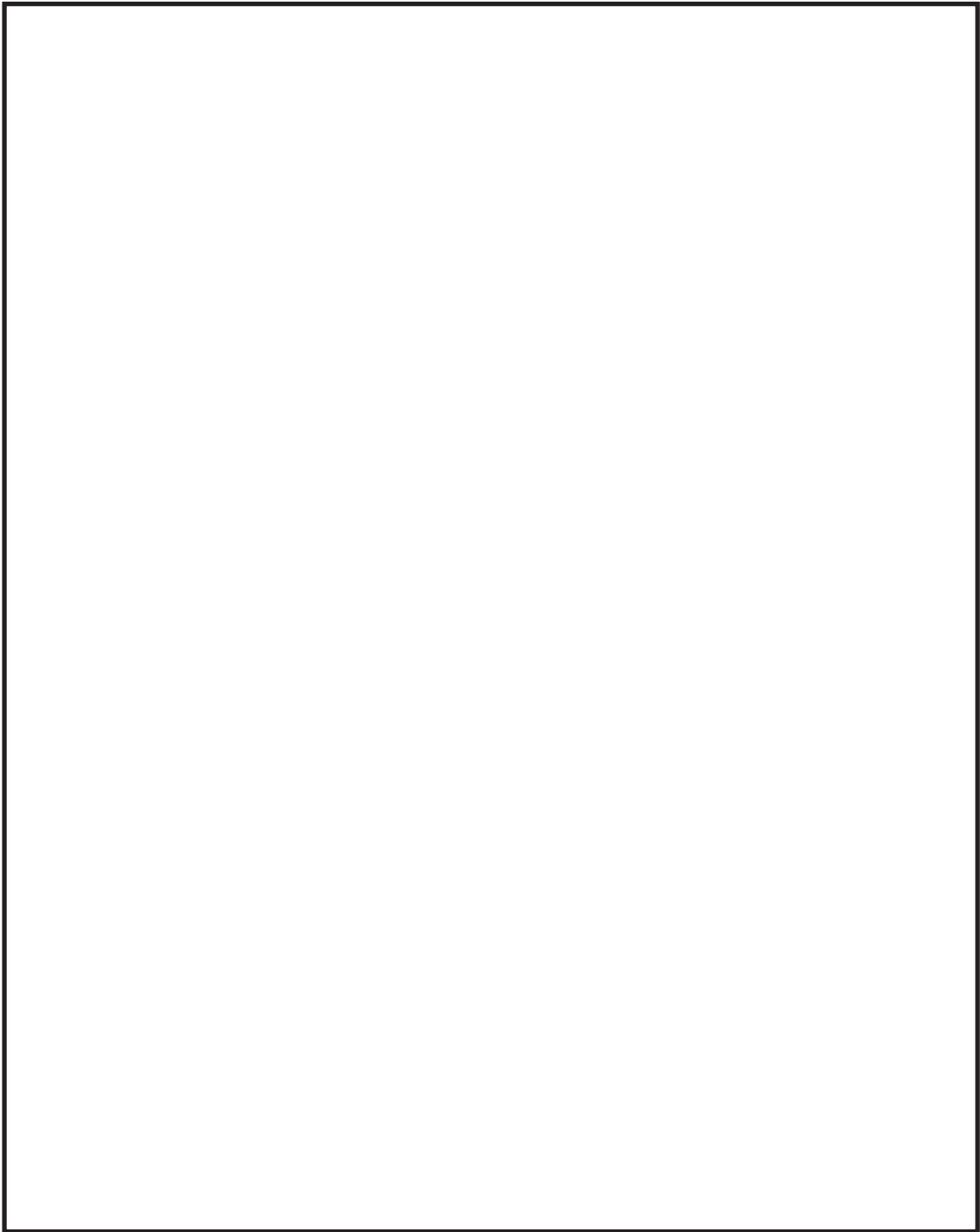


図 48-3-15 真空破壊装置設置位置図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-4

系統図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

・原子炉補機代替冷却水系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑩	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑫	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑬	FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

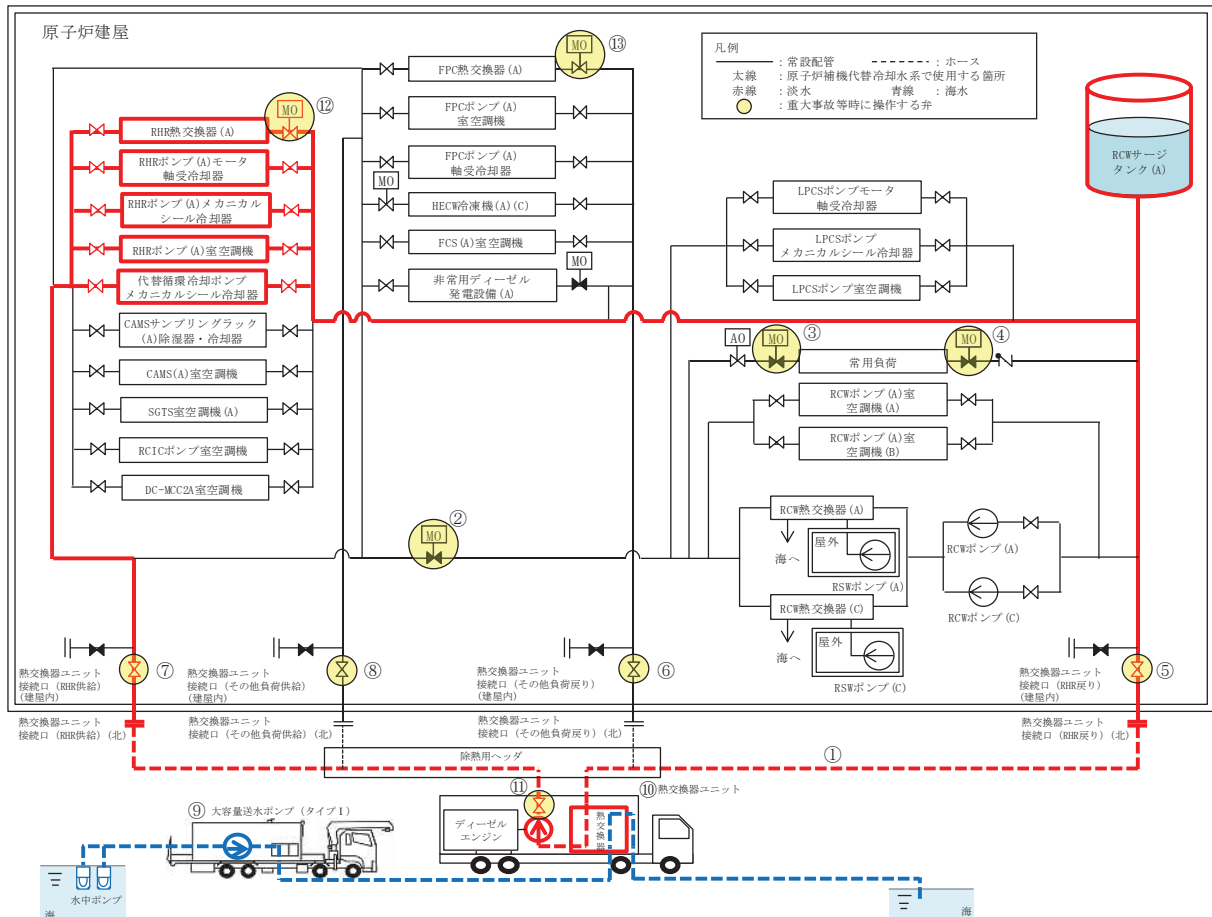


図 48-4-1 原子炉補機代替冷却水系 A 系 系統概要図
(熱交換器ユニット接続口 (北) に接続する場合)

・原子炉補機代替冷却水系

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (B)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑧	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑨	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑩	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑪	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑫	RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑬	FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	調整開→調整開	スイッチ操作	中央制御室

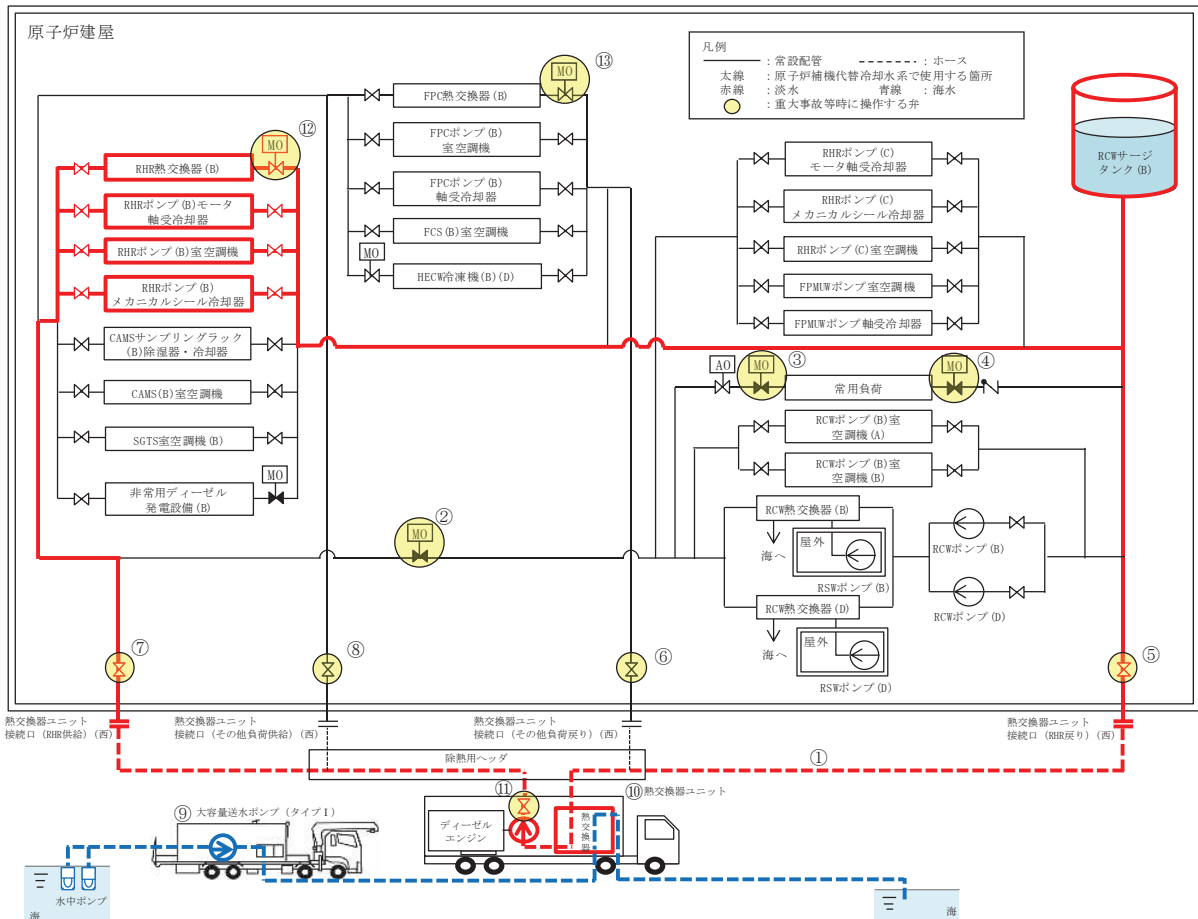


図 48-4-2 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

・ 耐圧強化ベント系

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	D/W ベント用出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウェルからのベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
②	S/C ベント用出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サブプレッションチェンバからのベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
③	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	
④	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	

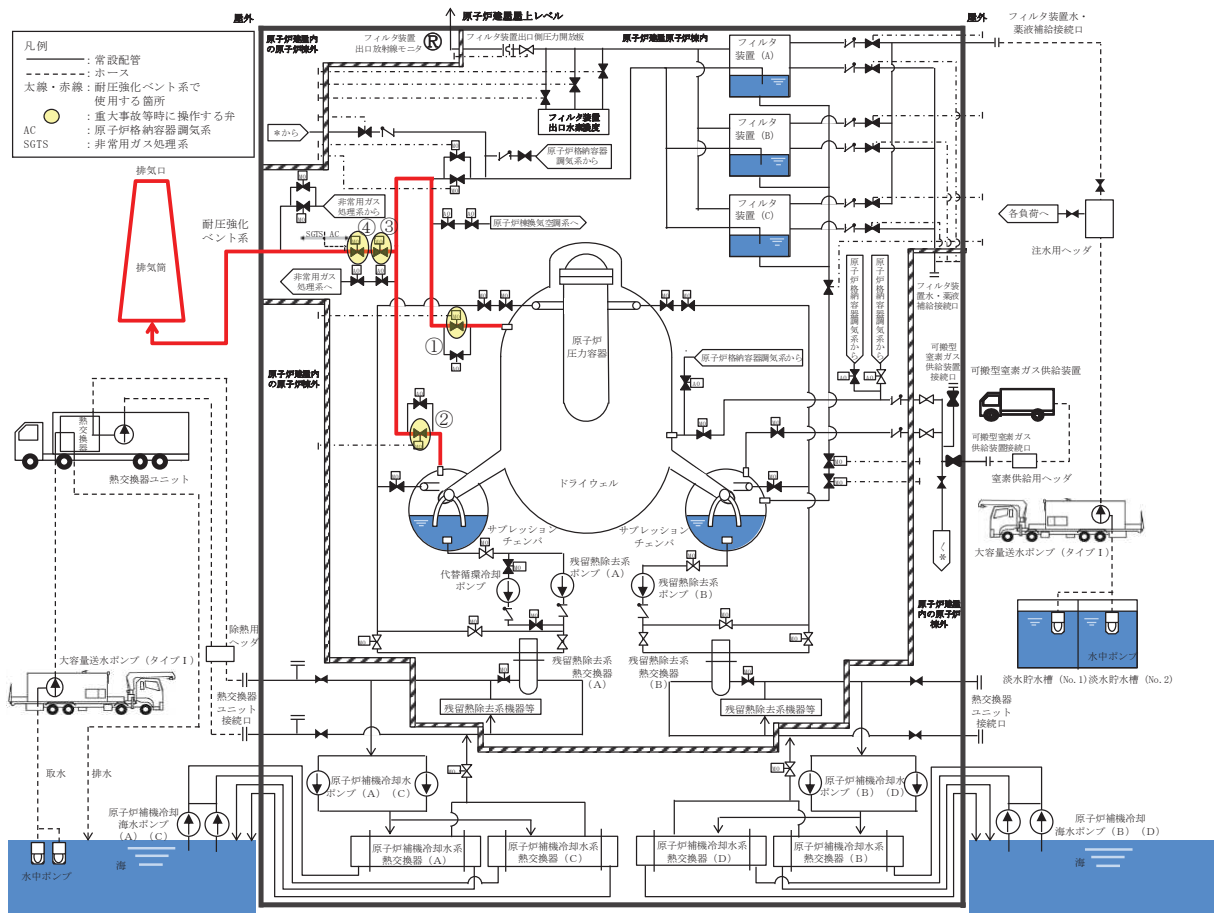


図 48-4-3 耐圧強化ベント系 系統概要図

48-5

試験及び検査

(原子炉格納容器フィルタベント系は 50 条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

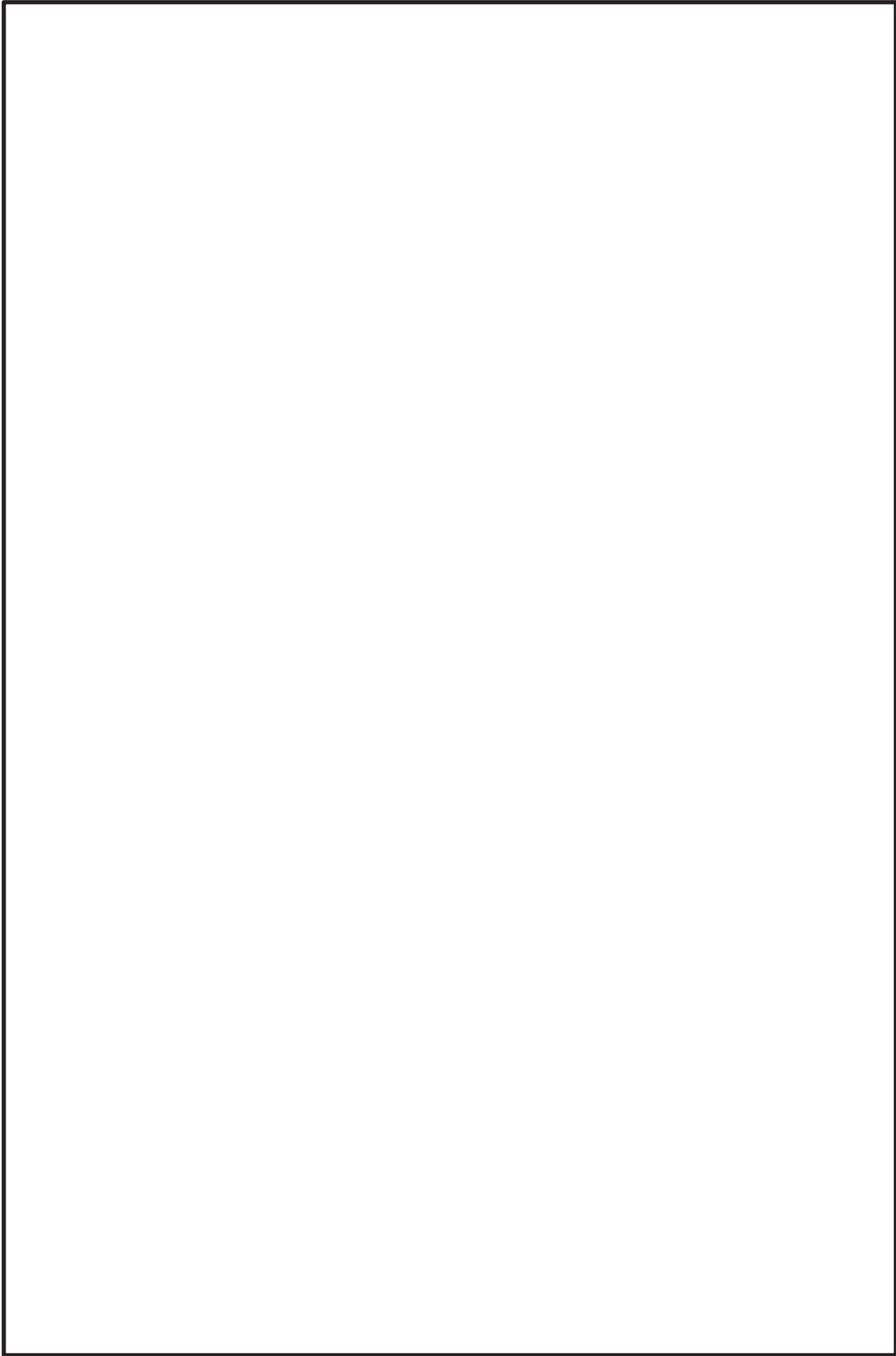


図 48-5-1 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

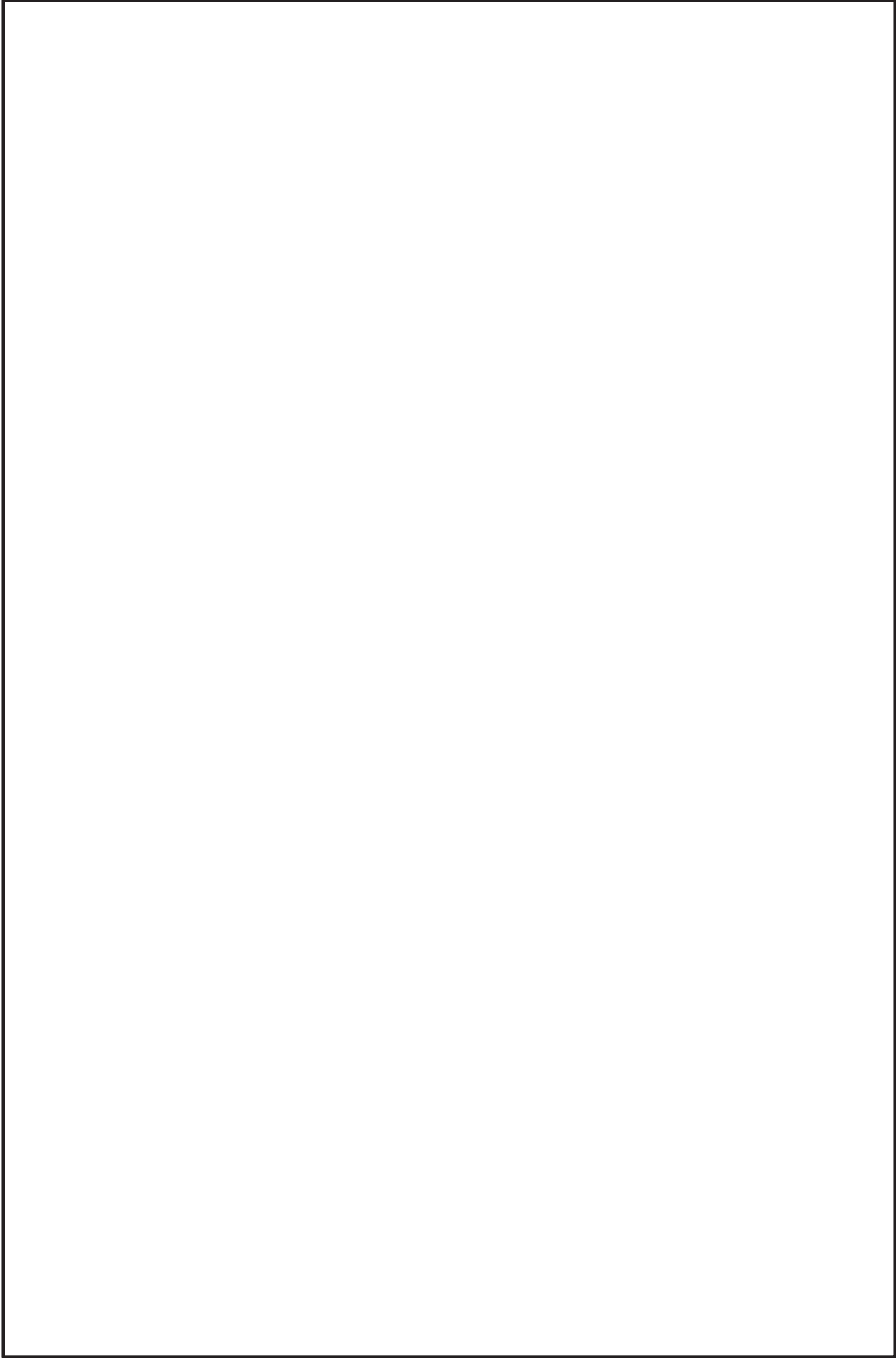


図 48-5-2 構造図（熱交換器ユニット淡水ポンプ）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

• 原子炉補機代替冷却水系

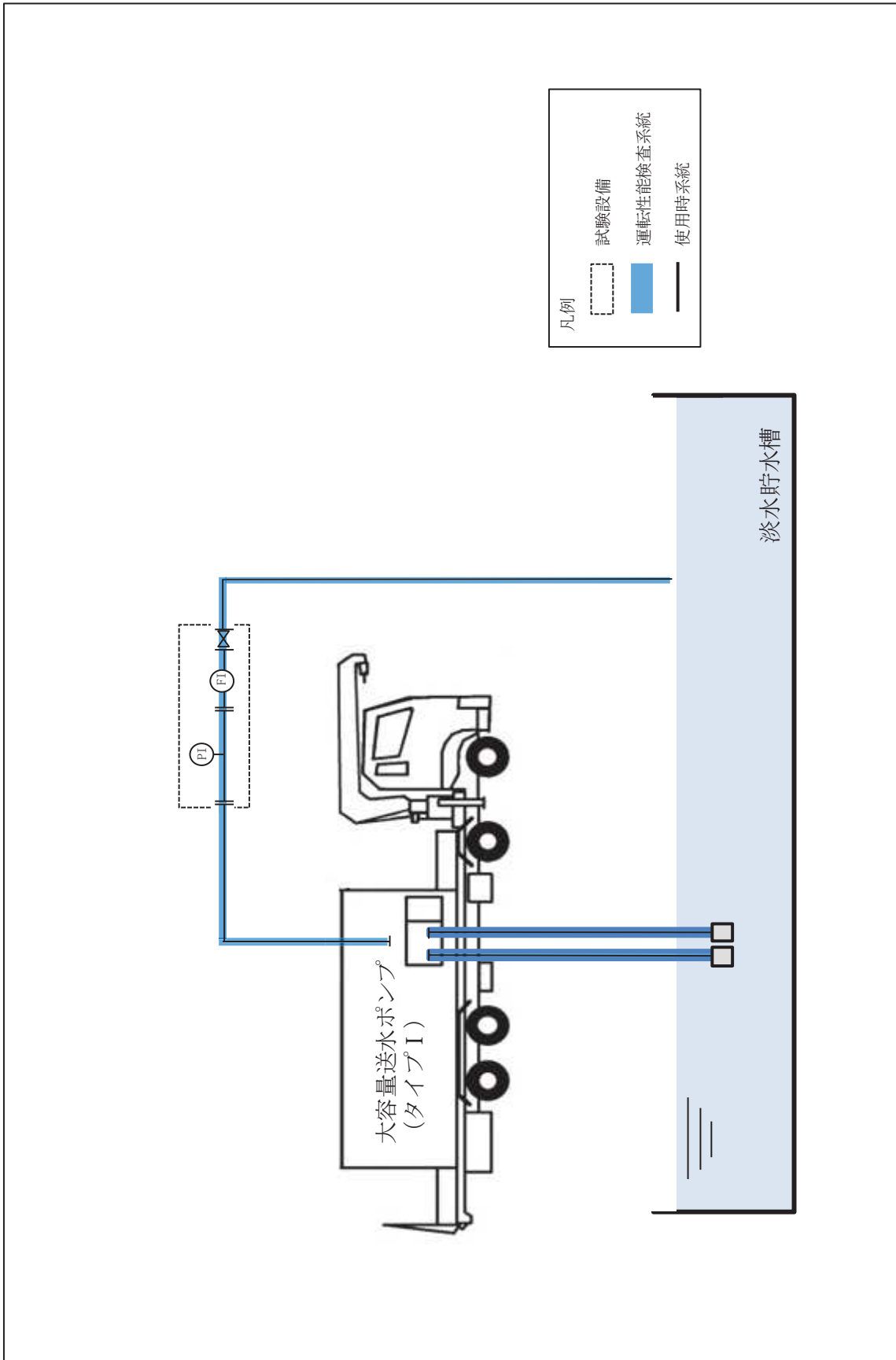


図 48-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

・原子炉補機代替冷却水系

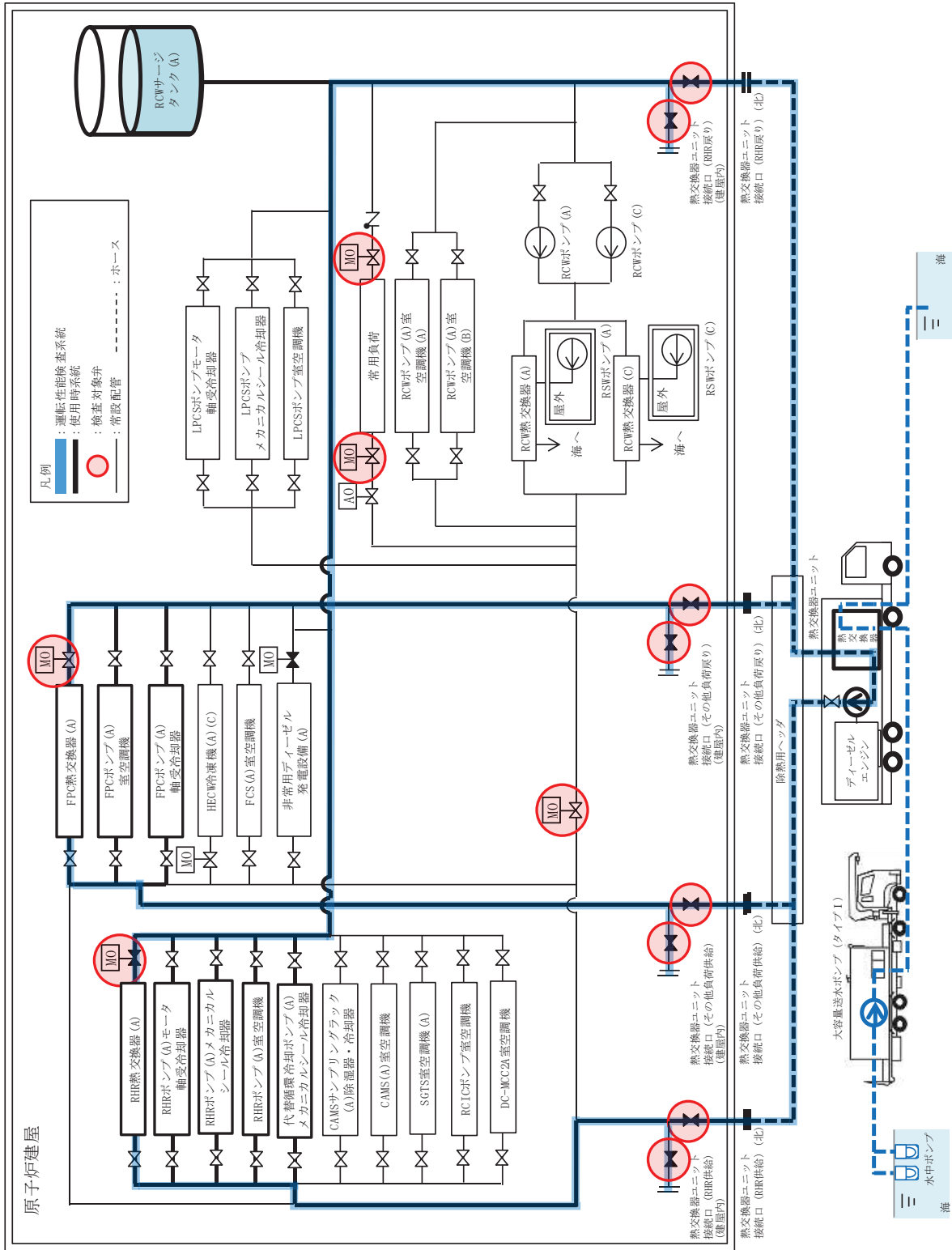


図 48-5-4 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 A 系)

・原子炉補機代替冷却水系

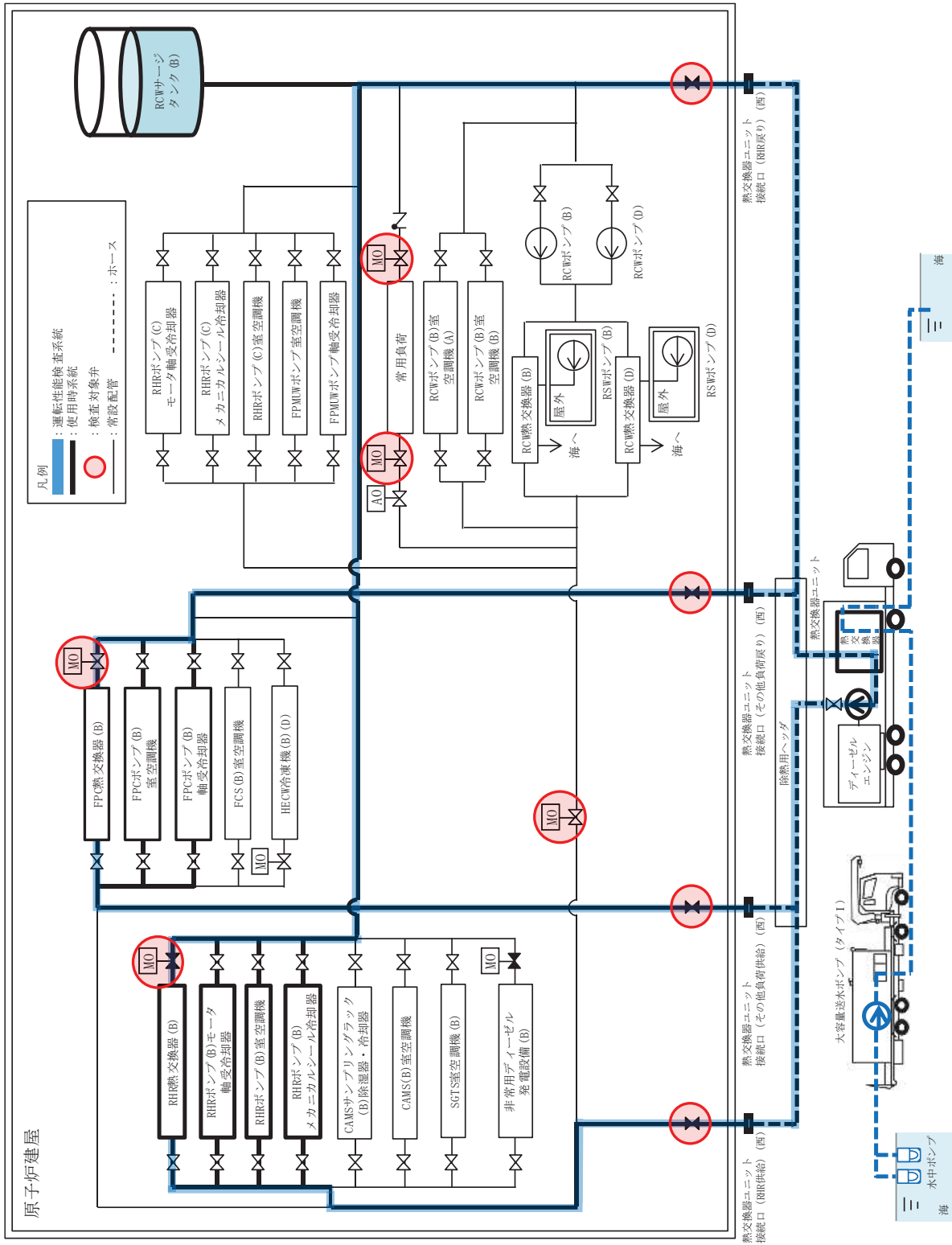


図 48-5-5 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 B 系)

- ・ 耐圧強化ベント系

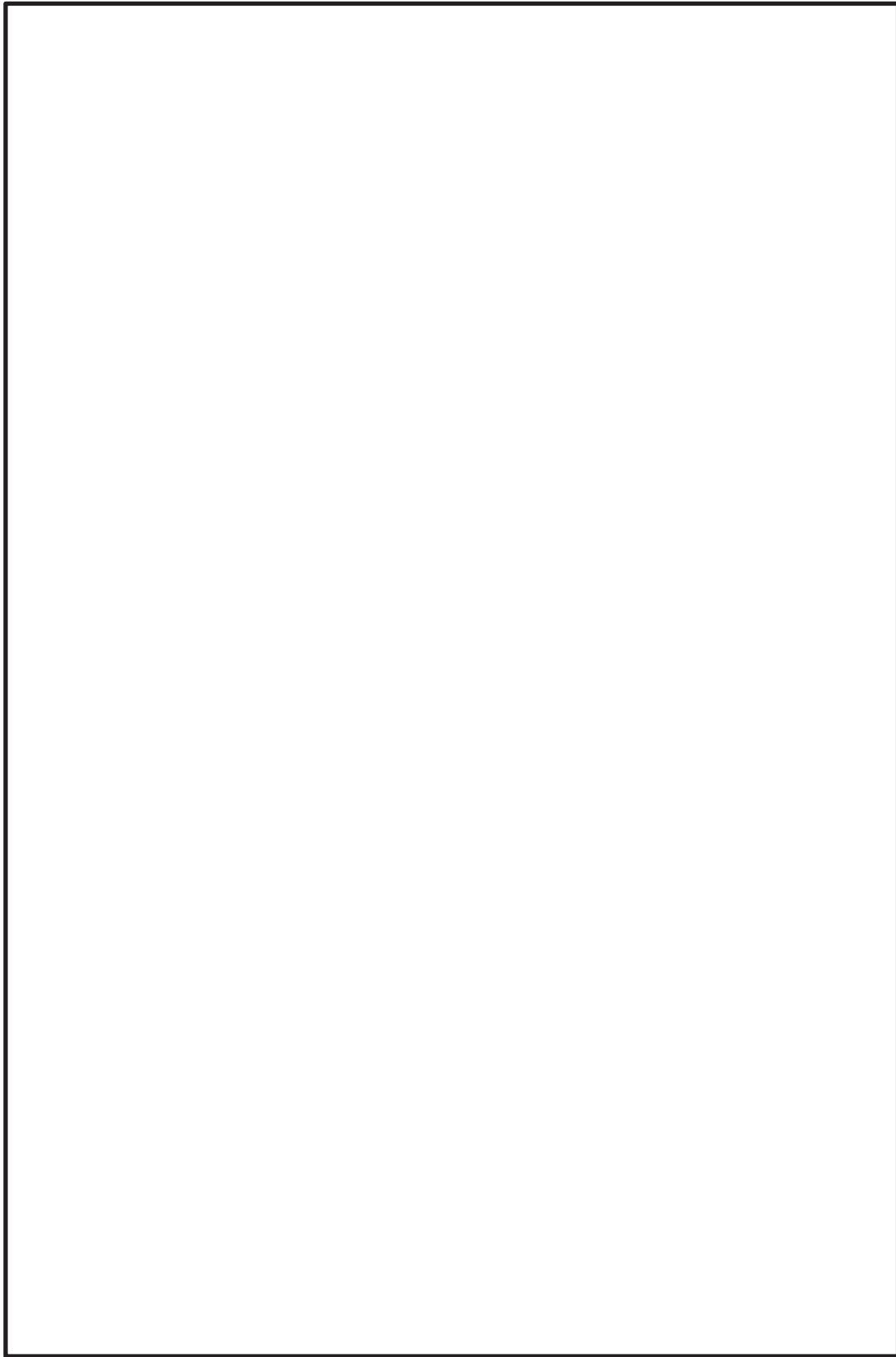


図 48-5-6 構造図
(D/W ベント用出口隔離弁, S/C ベント用出口隔離弁)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- ・ 耐圧強化ベント系

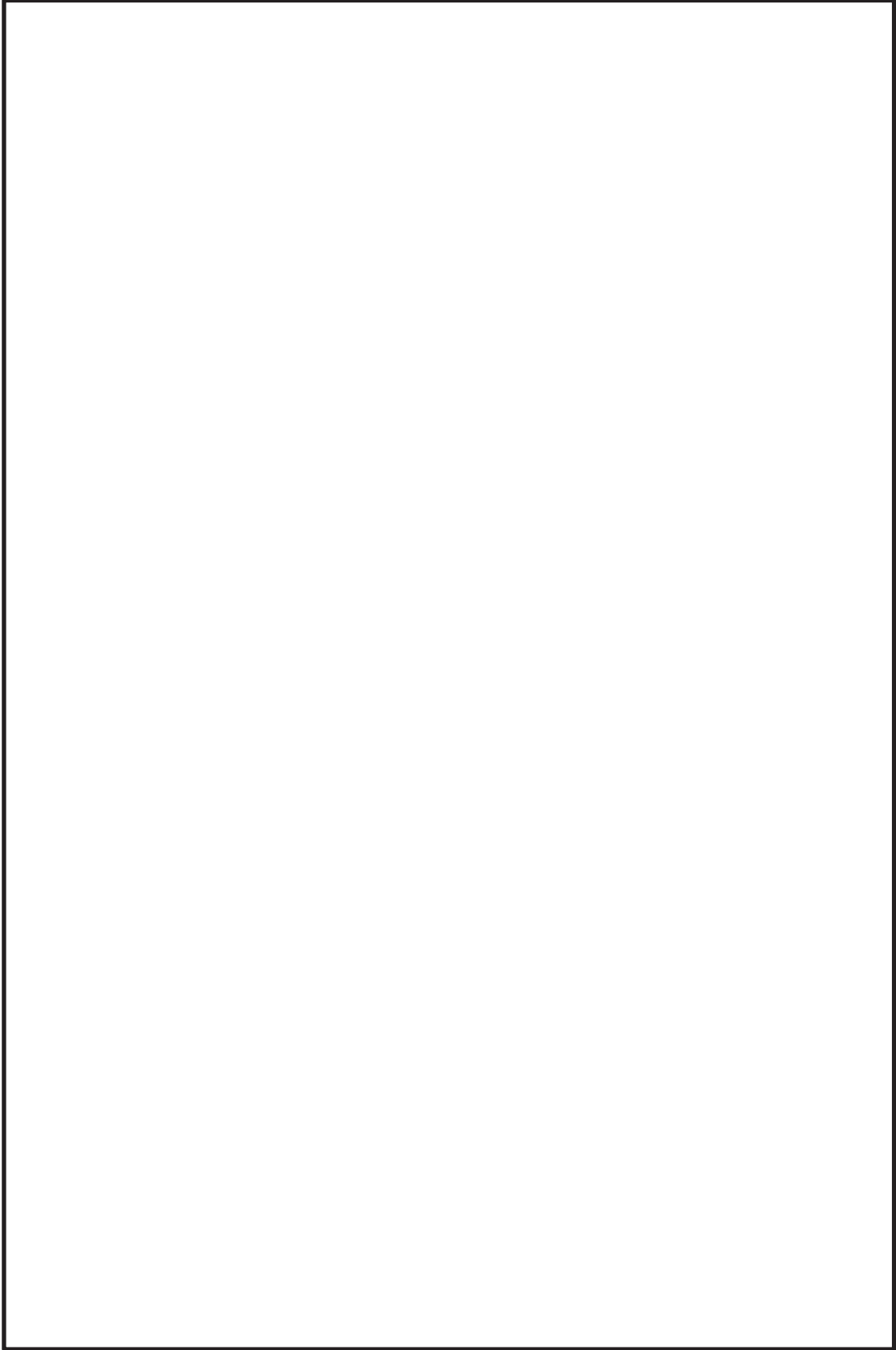


図 48-5-7 構造図
(PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁, PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

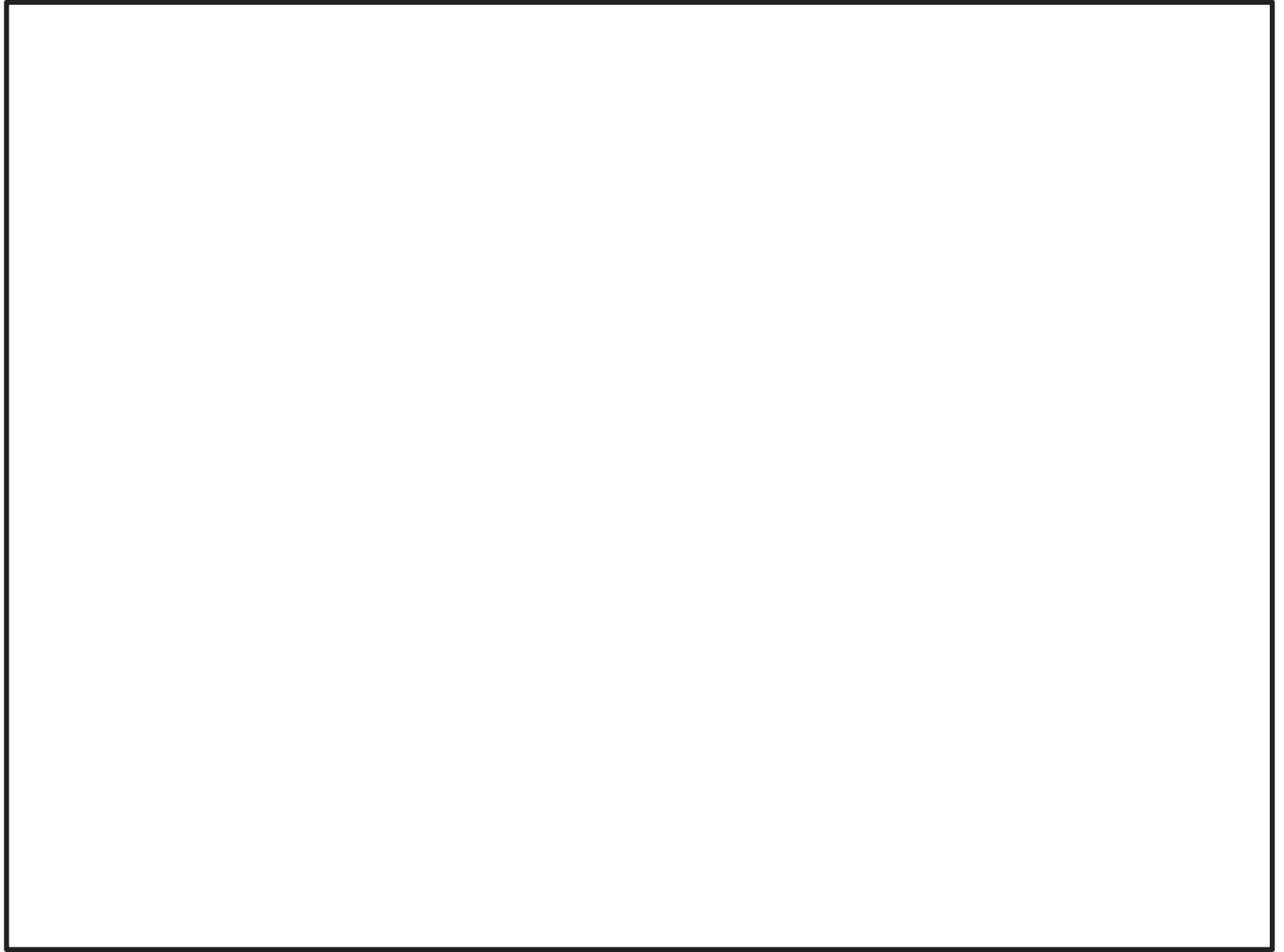


図 48-5-8 遠隔手動弁操作設備構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48-6

容量設定根拠

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

・原子炉補機代替冷却水系

名 称		熱交換器ユニット	
個 数	—	3 (うち予備 1)	
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20	
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18	海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70	海水側 50
伝熱面積	m ² /個	□	

【設 定 根 拠】

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせて使用することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備並びに使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

1. 容量 (設計熱交換量)

熱交換器の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」シナリオにおいてサプレッションプール水の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、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) (代替循環冷却系を使用する場合)」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として、20 MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 48-6-1 に示す。原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系の運転開始により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

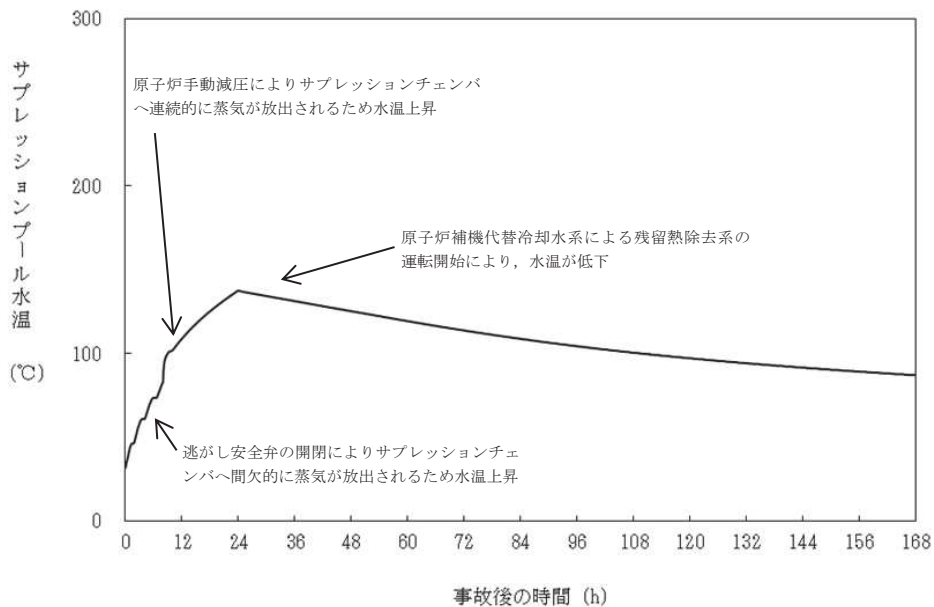


図 48-6-1 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 48-6-2 に示す。代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

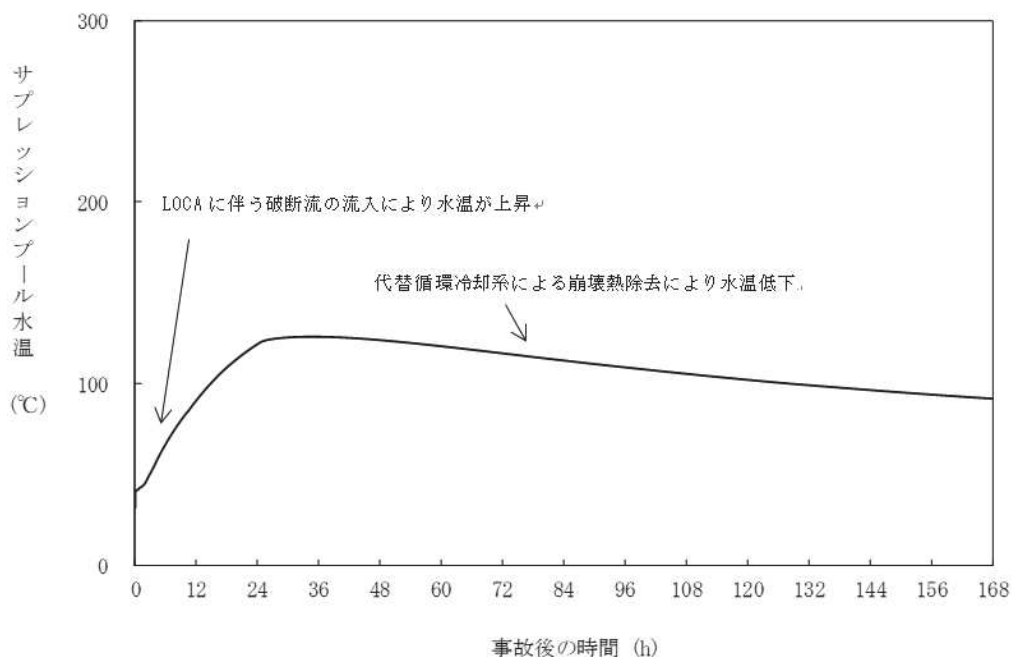


図 48-6-2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 48-6-3 に示す。代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

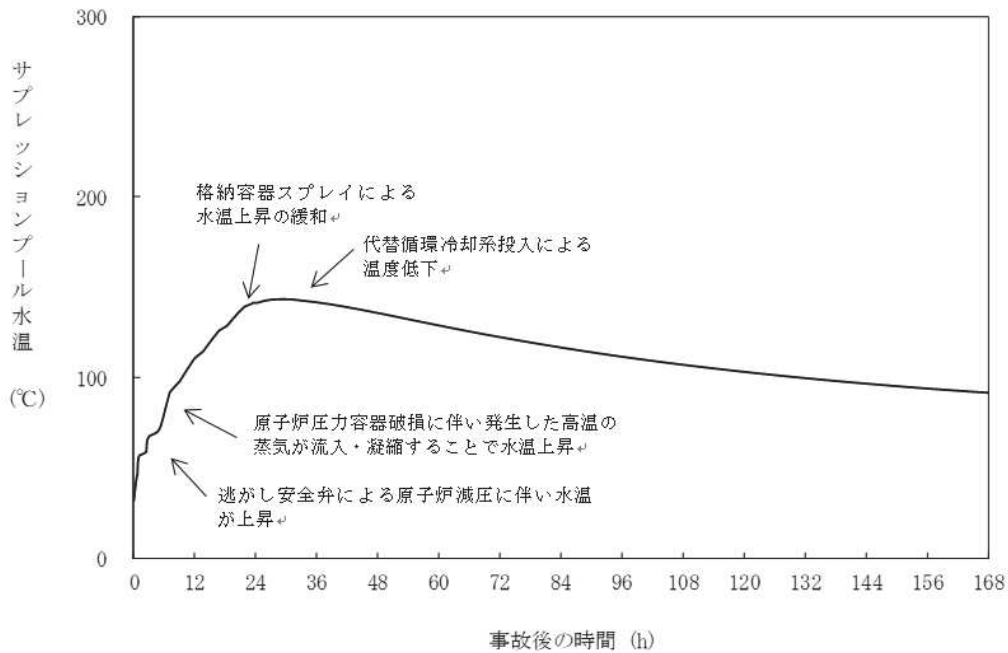


図 48-6-3 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

2. 最高使用圧力

(1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18MPa とする。

(2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

3. 最高使用温度

(1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系配管の最高使用温度を考慮し、70°C とする。

(2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50°C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット1台に設置される熱交換器3基の合計の必要伝熱面積は、設計熱交換量20 MWを満足するための性能計算で求められる□ m²とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数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。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\square \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20 MW

U_c : 総括伝熱係数 = □ kW/(m²·K)

ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和49年))

以上より、必要伝熱面積は□ m²となることから熱交換器ユニットの面積は□ m²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及び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8.8 MWである。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h (残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 : □ m³/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(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原子炉補機代替冷却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5.8 MWである。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h (残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 : □ m³/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 : □ m²

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ	
個数	—	1
容量	m ³ /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	m	46.1 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
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：規格値を示す。	

【設 定 根 拠】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

1. 容量

淡水ポンプの容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量 m³/h、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、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）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量 m³/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量 m³/h を供給可能な容量として、730 m³/h/個とする。

2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、熱交換器ユニット内圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース等の圧力損失を基に設定する。

<熱交換器ユニット接続口（北）に接続する場合*1>

熱交換器ユニット内圧力損失	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
ホース等の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合計	約 46.1 m

*1：圧力損失が最も大きくなる敷設ルートにて評価。

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は70 mとする。

3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し1.18MPa [gage]とする。

4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m³/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}}$$

$$= \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3,600} \times 70}{\frac{\square}{100}}$$

$$\doteq \square \text{ kW}$$

P	:	必要軸動力 (kW)	
ρ	:	流体密度 (kg/m ³)	= 1,000
g	:	重力加速度 (m/s ²)	= 9.80665
Q	:	ポンプ容量 (m ³ /s)	= 730/3,600
H	:	ポンプ揚程 (m)	= 70 (図 48-6-4 参照)
η	:	ポンプ効率 (%)	= \square (図 48-6-4 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))
 以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として \square kW/個とする。

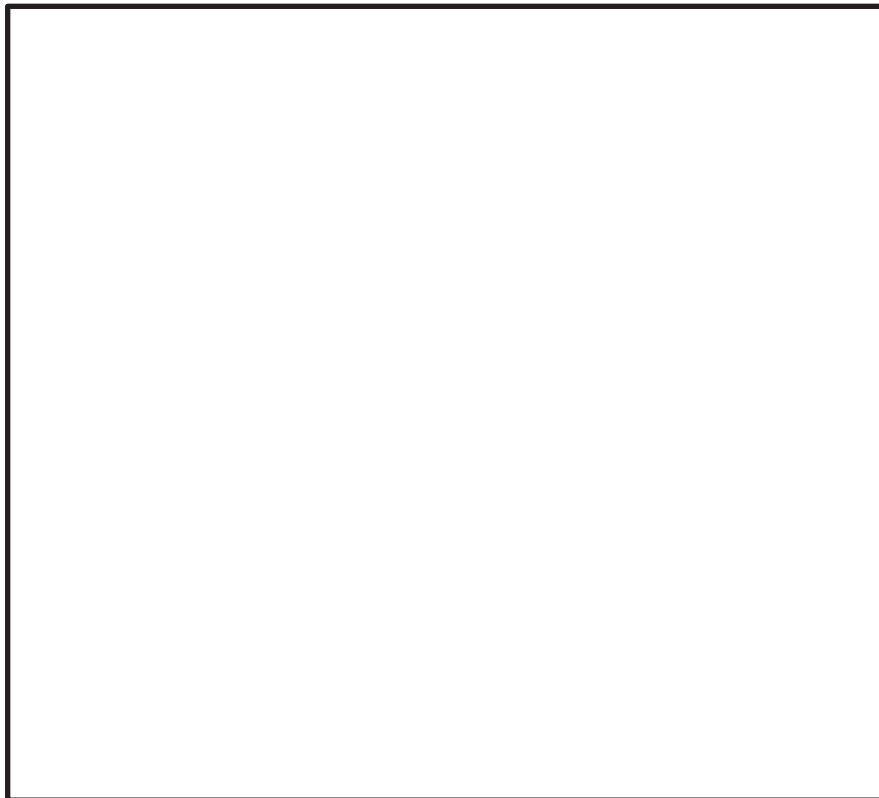


図 48-6-4 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	116.3 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.0 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	°C	50
原動機出力	kW/個	<input type="checkbox"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管), 燃料プールのスプレイ系 (可搬型), 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管), 燃料プールのスプレイ系 (可搬型) 及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水することで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイすることで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本システムは代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、スプレイノズル等を経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本システムは、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を 1 台で確保可能な設計とし、表 48-6-1 に示すとおり $623\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として $623\text{m}^3/\text{h}$ 以上としている。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、1.9 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 $1,200\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の容量は、1 台で $1,440\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有する設計とする。

表 48-6-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）
を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	199m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型） （燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	623m ³ /h

*：燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）は同時使用しないことから、燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 130m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 199m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm（約 45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 重大事故等時における同時使用の考慮

(1) 重大事故等時における同時使用を考慮する場合の流量 623m³/h 以上

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮し、各系統に必要な流量の合計である 623m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.9 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低压代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への

補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を1台で確保する設計とする。また、これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量623m³/hにおける圧力損失を考慮しても各系統に必要な揚程を確保できる設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプI）は、2.2に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して122 mとする。

2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量130m³/h時の揚程24.5m以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系B系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（130m³/h注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	24.5	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量199m³/h時の揚程91.0m以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系B系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（199m³/h注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	91.0	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 55.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約		55.6 m	

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 59.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m	(実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約		59.8 m	

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 3.7m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

＜燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合*1＞			
水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	3.7	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -2.0m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合*1＞

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約		-2.0

2.1.5 燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールのスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 98.9m 以上

燃料プールのスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜燃料プールのスプレイ接続口（東）から使用済燃料プールへスプレイする場合*1＞

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	98.9	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 燃料プールスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 39.6m 以上

燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
合 計		約	39.6 m

2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 19.5m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合*1>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	19.5 m

2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -9.2m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	-9.2	m

2.2 原子炉補機代替冷却水系

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ(タイプI)の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m
合計	約	94.7	m

2.3 海を水源として使用する場合

2.3.1 低圧代替注水系(可搬型)

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 時の揚程 63.7m 以上

低圧代替注水系(可搬型)に使用する大容量送水ポンプ(タイプI)の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口(北)から残留熱除去系B系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合*1(130m³/h注水可能な炉圧の場合)>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	63.7	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 原子炉压力容器への注水流量 199m³/h 時の揚程 116.3m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉压力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を経由して原子炉压力容器へ注水する場合*¹（199m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価* ² ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	116.3	m

2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 93.0m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合*¹>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価* ² ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	93.0	m

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 96.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約	96.8 m		

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約	40.2 m		

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	(実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
合 計	約		34.3 m	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3.5 燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 114.2m 以上

燃料プールスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールスプレイ接続口（北）から使用済燃料プールへスプレイする場合*4>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約		114.2m

(2) 燃料プールスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2）
合 計	約		

2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	28.5	m

*1：複数あるルートのうち、最も圧力損失が保守的な場合。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

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

*3：大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する全ての系統を同時使用した場合を考慮した流量 623m³/h における値。

*4：北側接続のうち、圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価

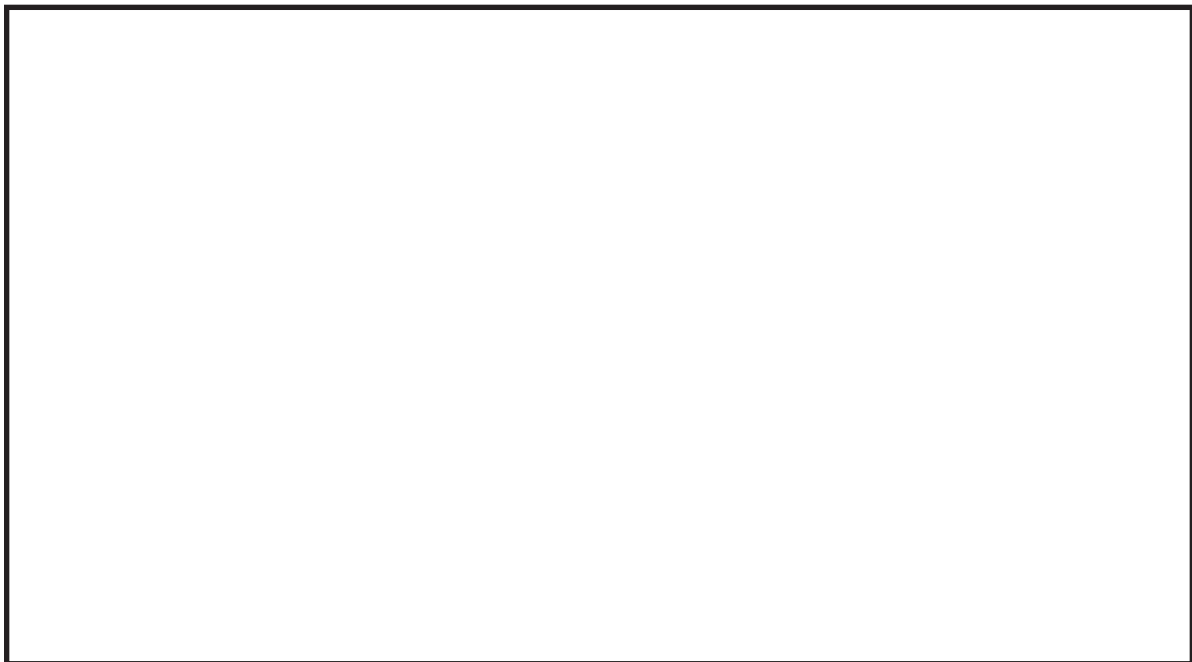


図 48-6-5 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.0MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPaとする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPaとする。

- 3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPaとする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h, 揚程 122 m での軸動力を考慮し, kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要な揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 48-6-2 に示す。

表 48-6-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要な揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 48-6-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	623	11.7				30.1
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

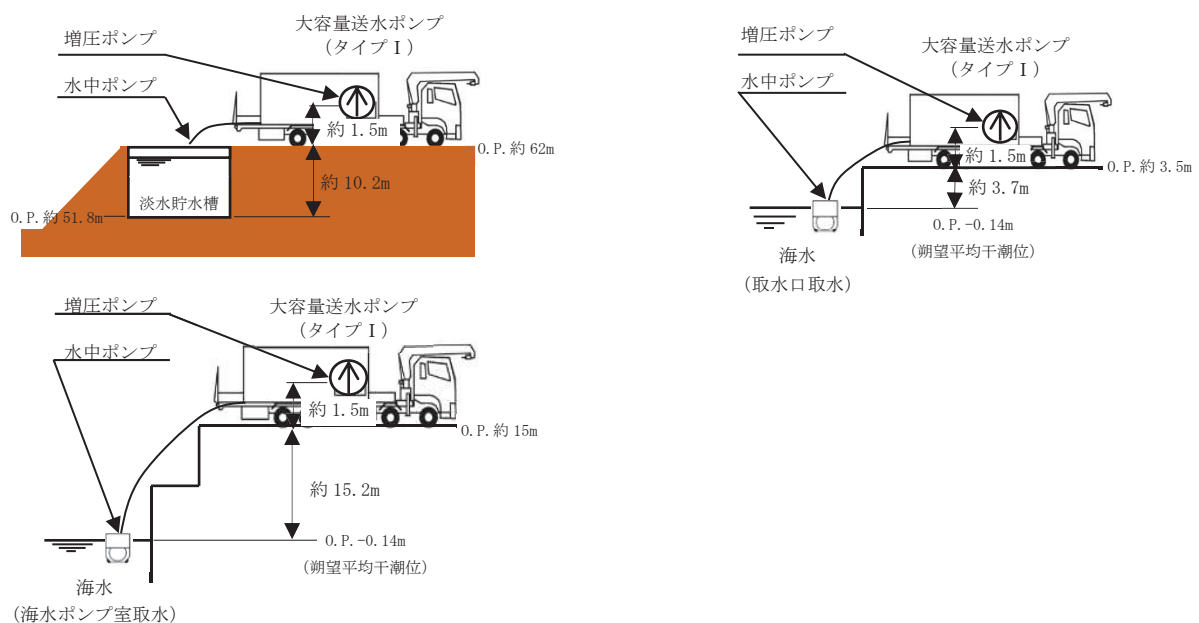


図 48-6-6 大容量送水ポンプ (タイプ I) の配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	854
最高使用温度	℃	171
設計流量	kg/s	10.0

【設定根拠】

1. 最高使用圧力

原子炉格納容器の最高使用圧力である 854kPa[gage]とする。

炉心損傷前のベントは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である 427 kPa[gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際に原子炉格納容器ベントが始まるまでの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある 854kPa[gage]を耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである LOCA 時注水機能喪失における、原子炉格納容器圧力の推移について図 48-6-7 に示す。

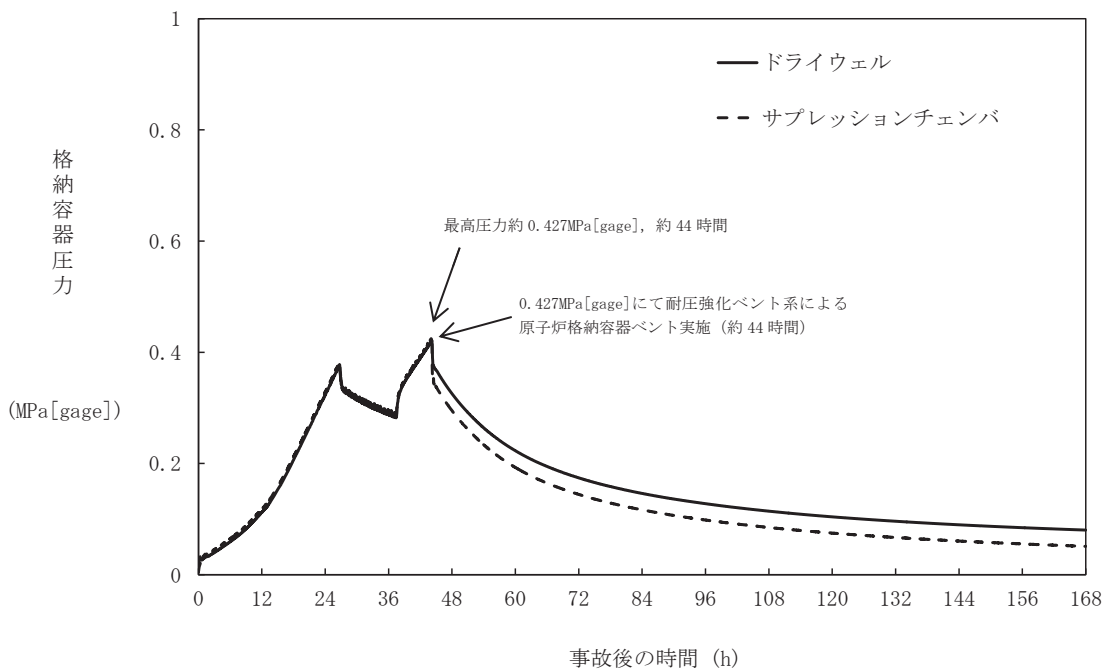


図 48-6-7 原子炉格納容器圧力の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

2. 最高使用温度

原子炉格納容器の最高使用温度である 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 LOCA 時注水機能喪失において、ベント後の格納容器温度は 171 °C 以下となることを確認している。(図 48-6-8 参照)。そのため、原子炉格納容器に接続している耐圧強化ベント系の温度も 171 °C 以下となる。

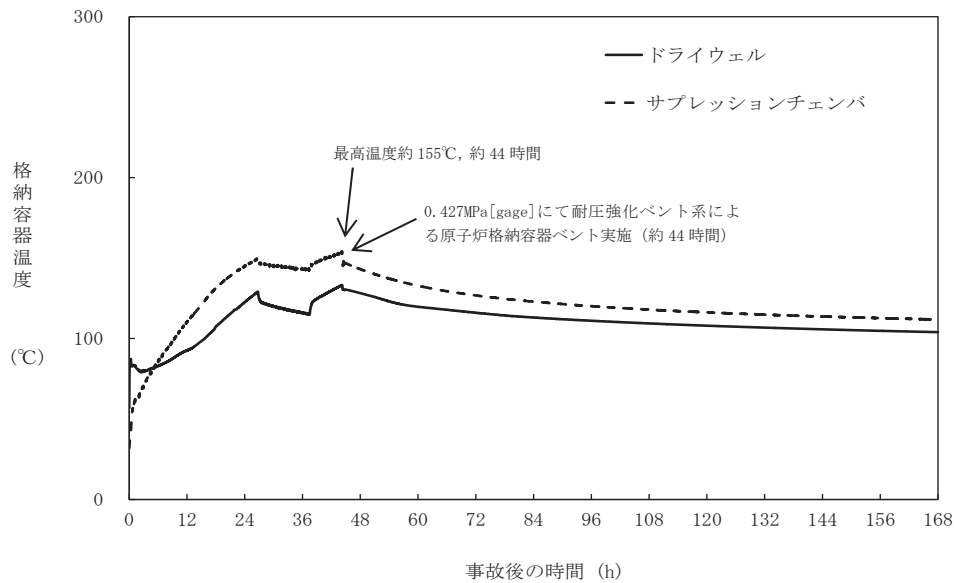


図 48-6-8 原子炉格納容器温度の推移 (LOCA 時注水機能喪失)

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 10.0 kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1% になるのは、原子炉停止から 2~3 時間後である。一方、有効性評価シナリオである LOCA 時注水機能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 44 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、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原子炉格納容器を減圧することは可能である。

48-7

接続図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・ 原子炉補機代替冷却水系

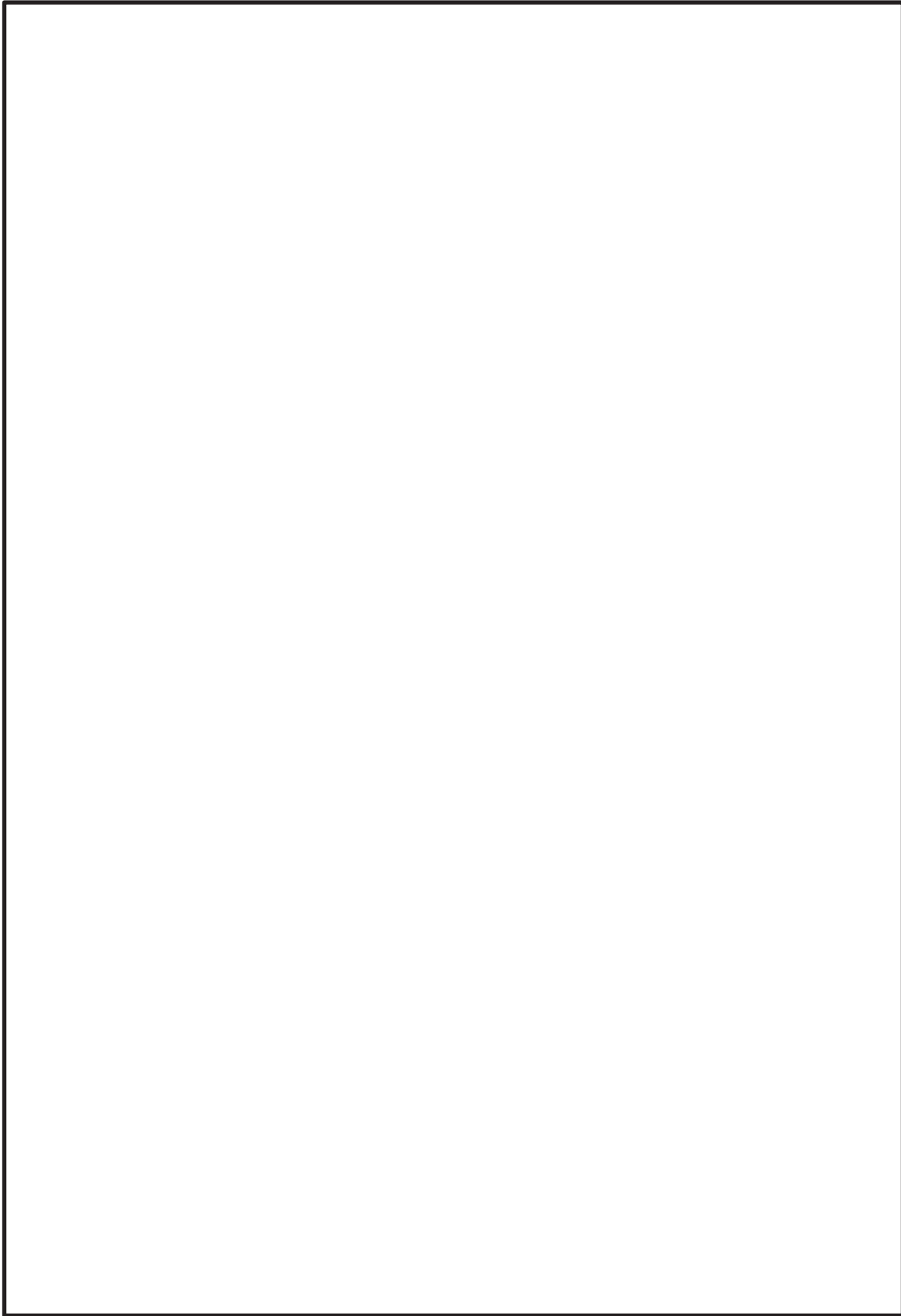


図 48-7-1 接続図
(海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・ 原子炉補機代替冷却水系

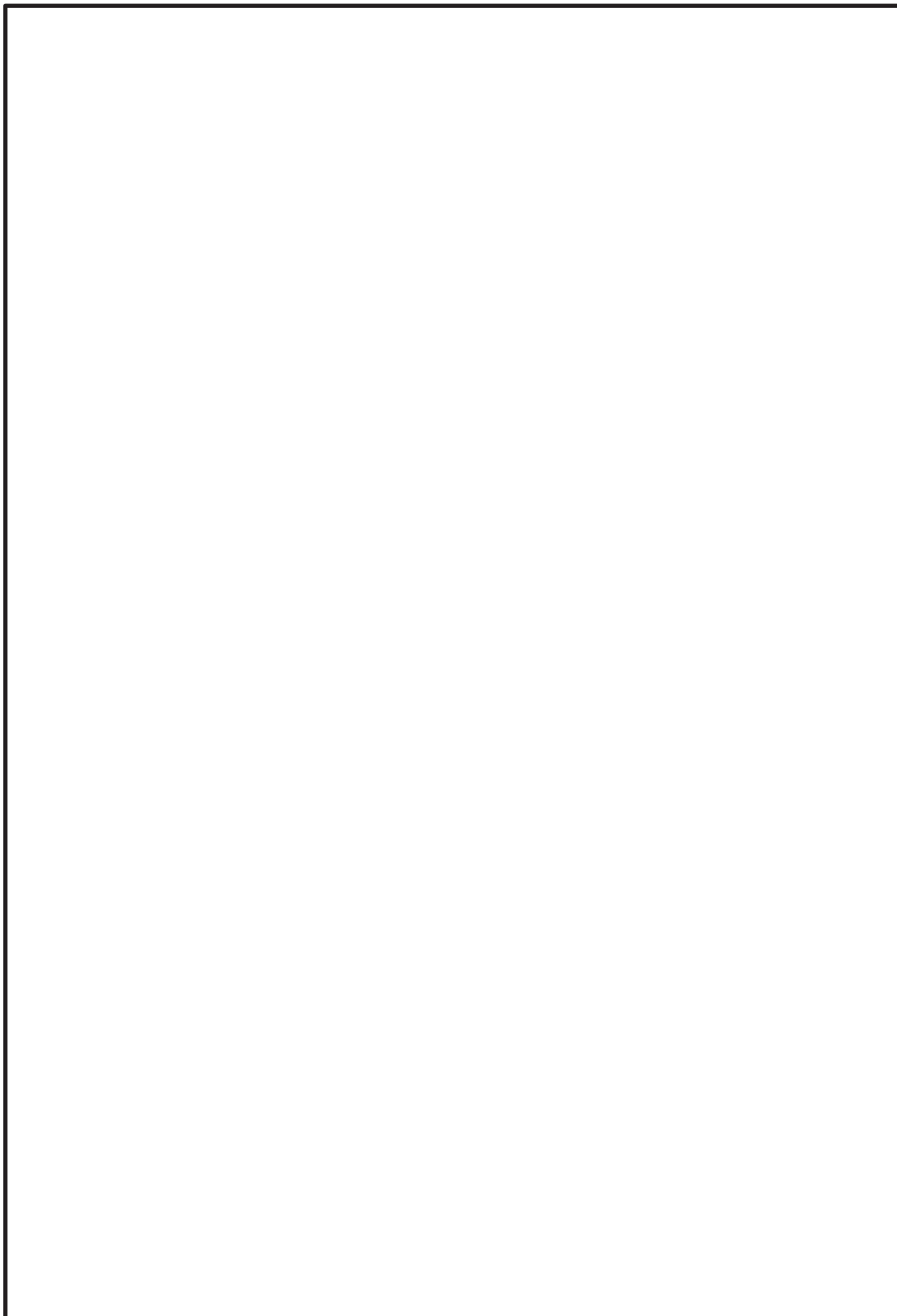


図 48-7-2 接続図
(取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側ルート))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

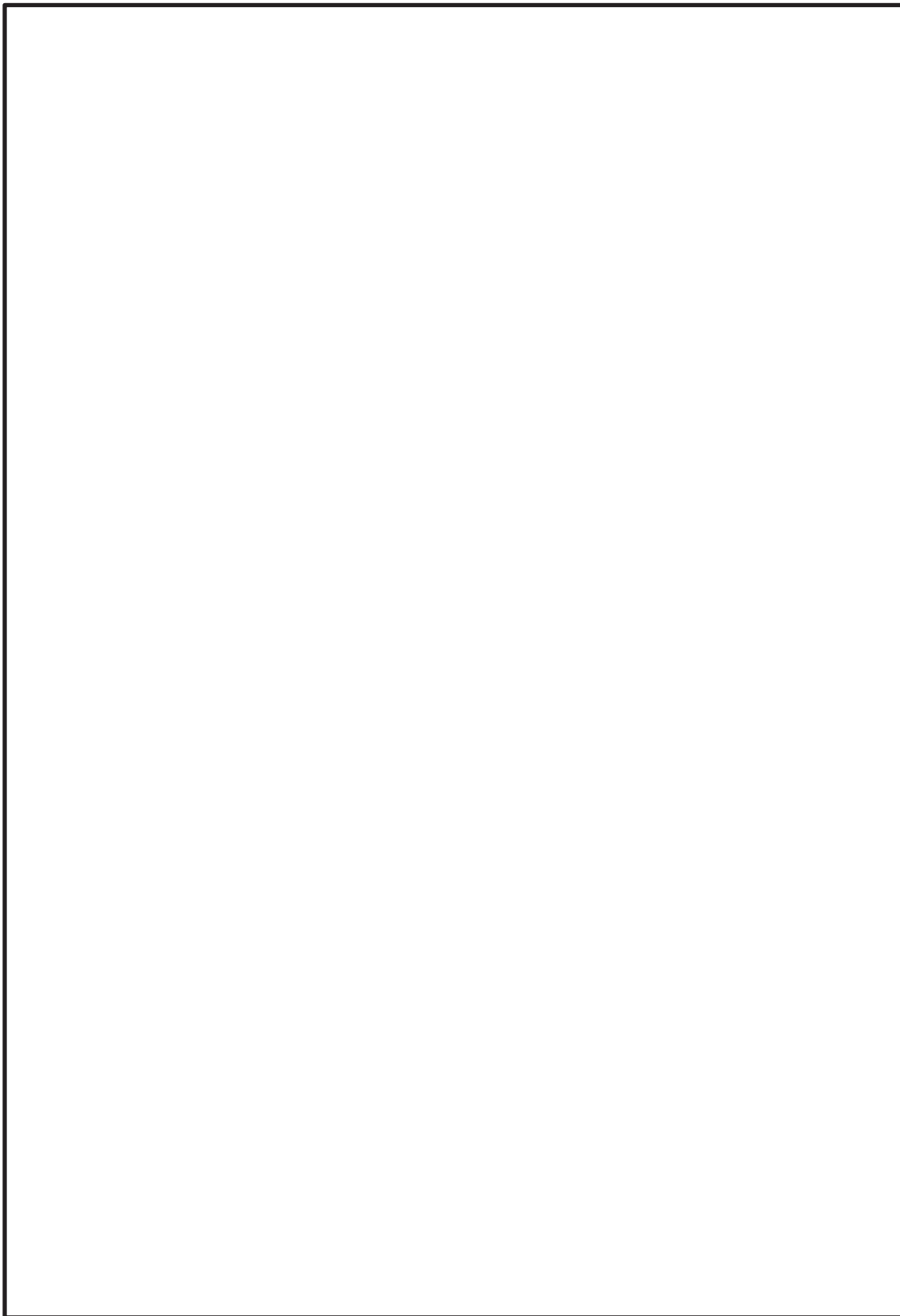


図 48-7-3 接続図
(取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側ルート))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-8

保管場所図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系

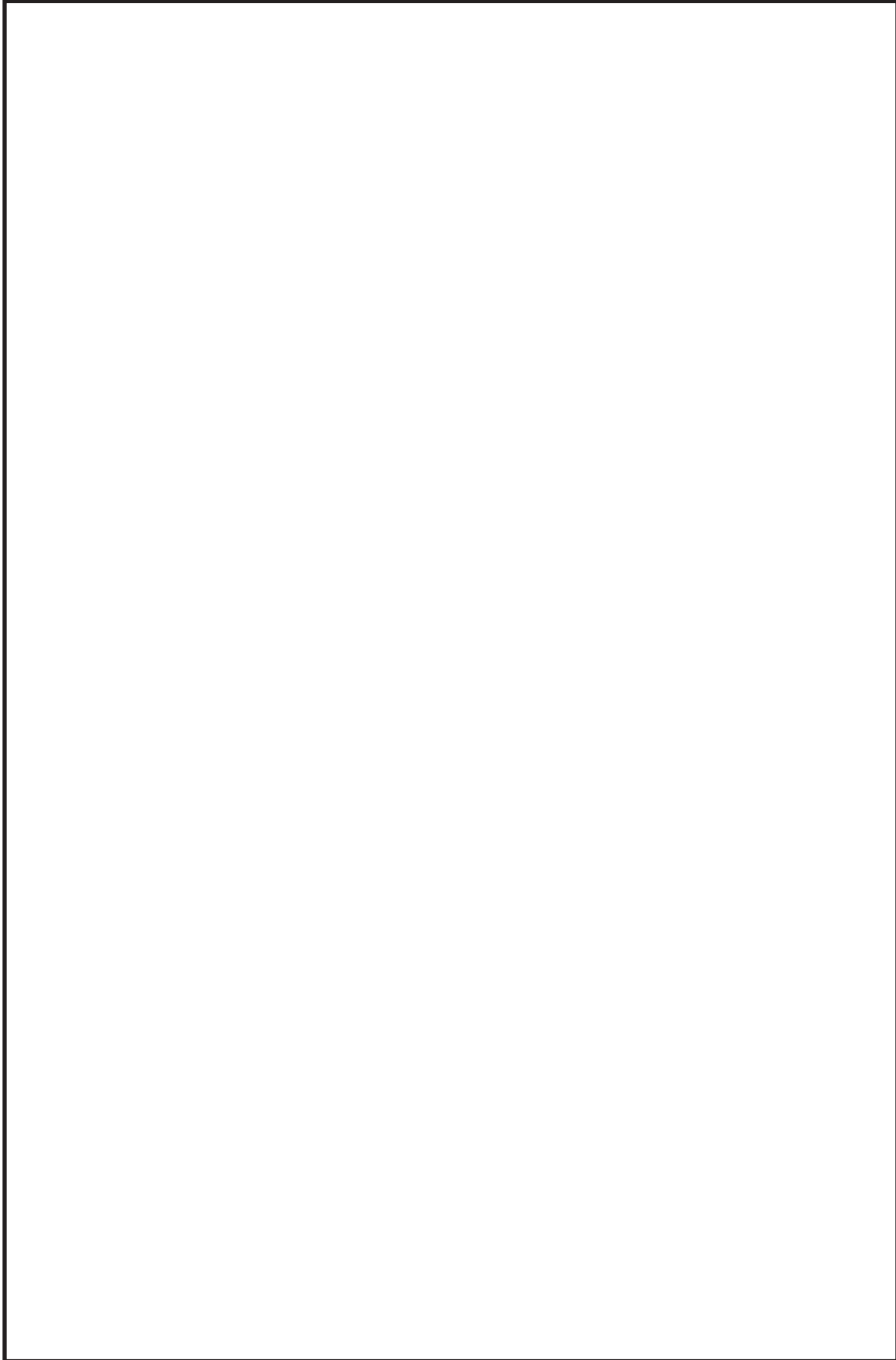


図 48-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

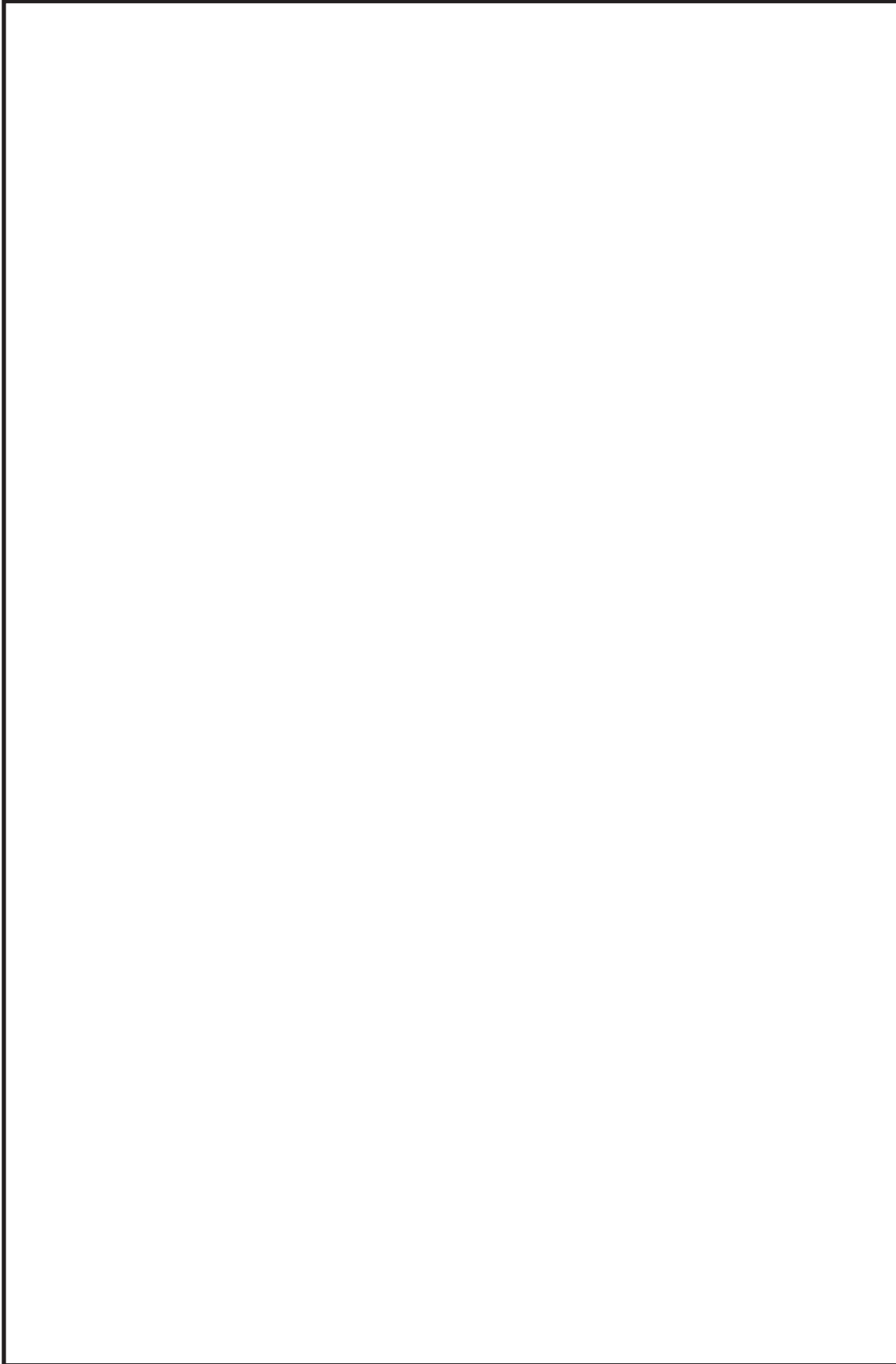


図 48-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

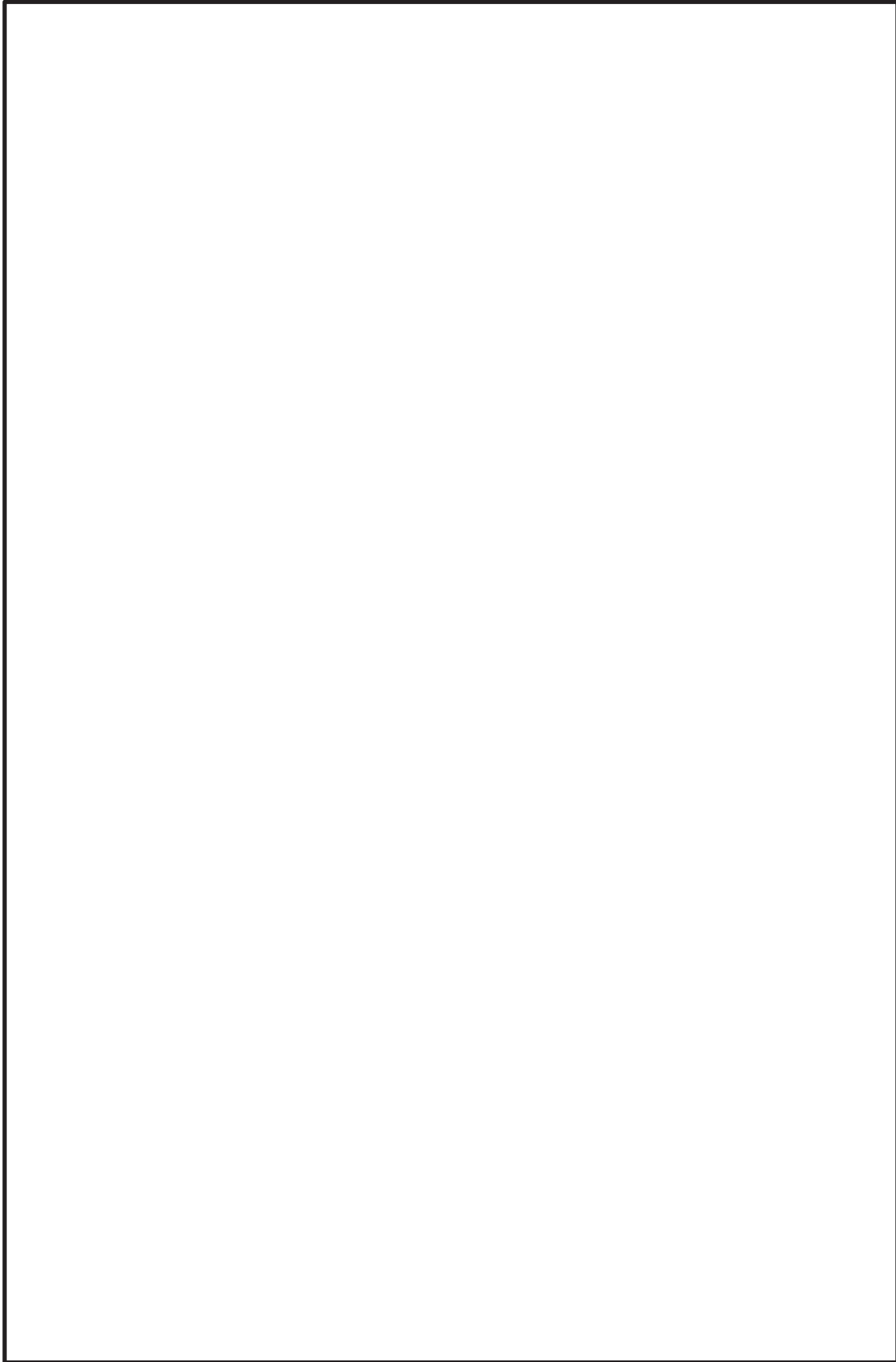


図 48-8-3 保管場所図（機器配置）

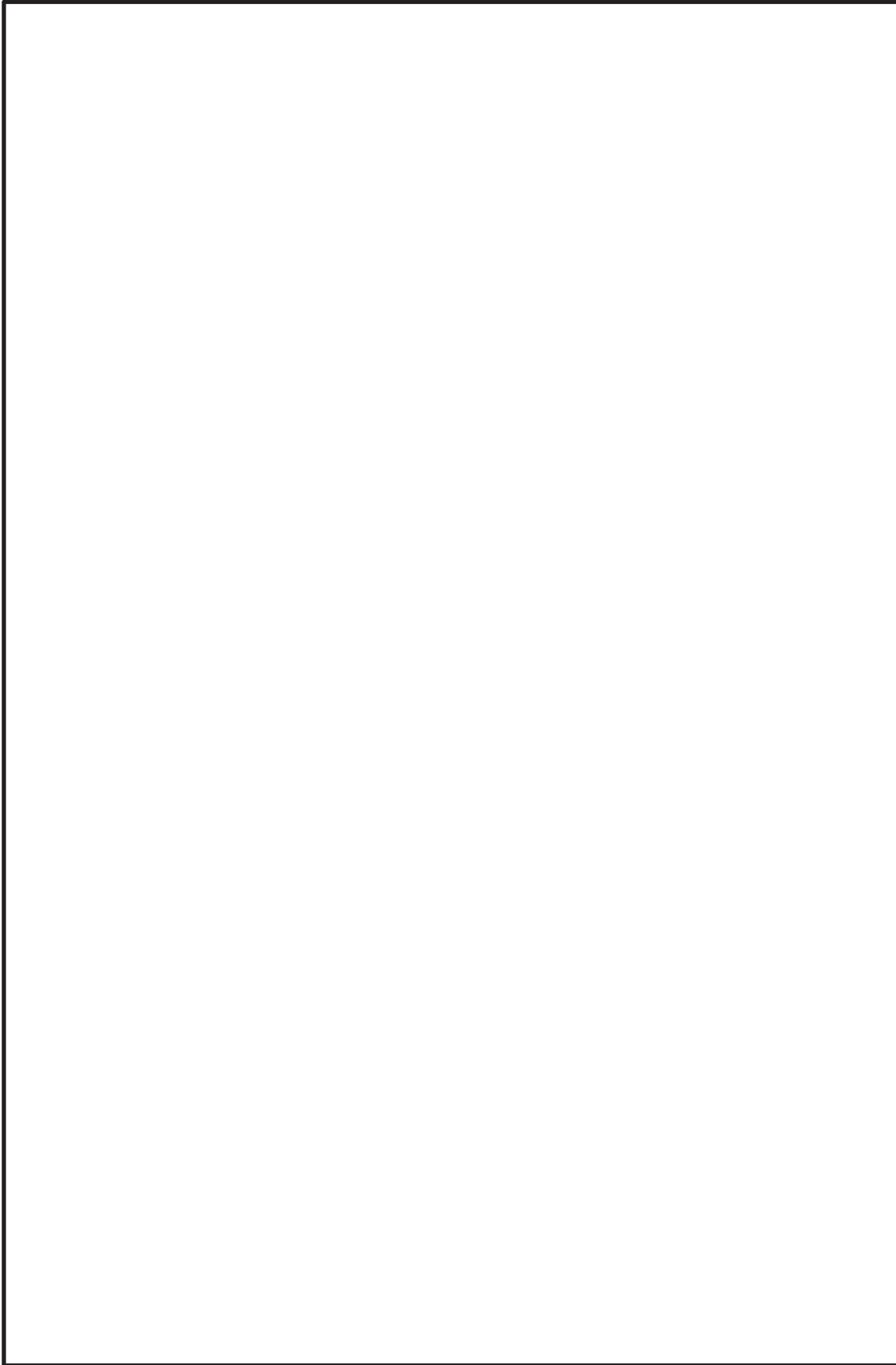
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-9

アクセスルート図

(原子炉格納容器フィルタベント系は50条にて整理)

- ・原子炉補機代替冷却水系



女川原子力発電所2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(02-NP-0026(改7))」
(平成30年4月19日提出版)より抜粋

図 48-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

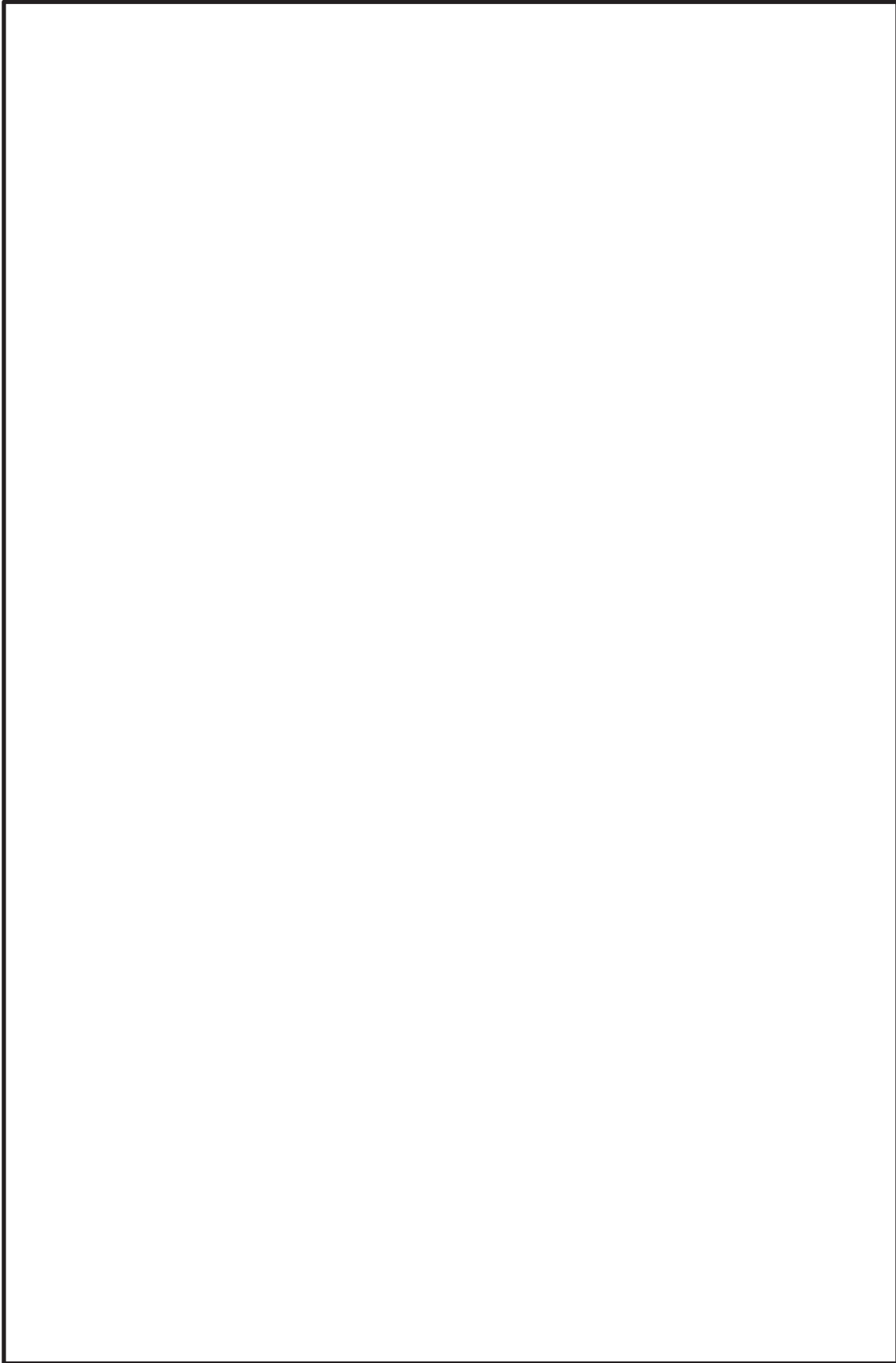


図 48-9-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

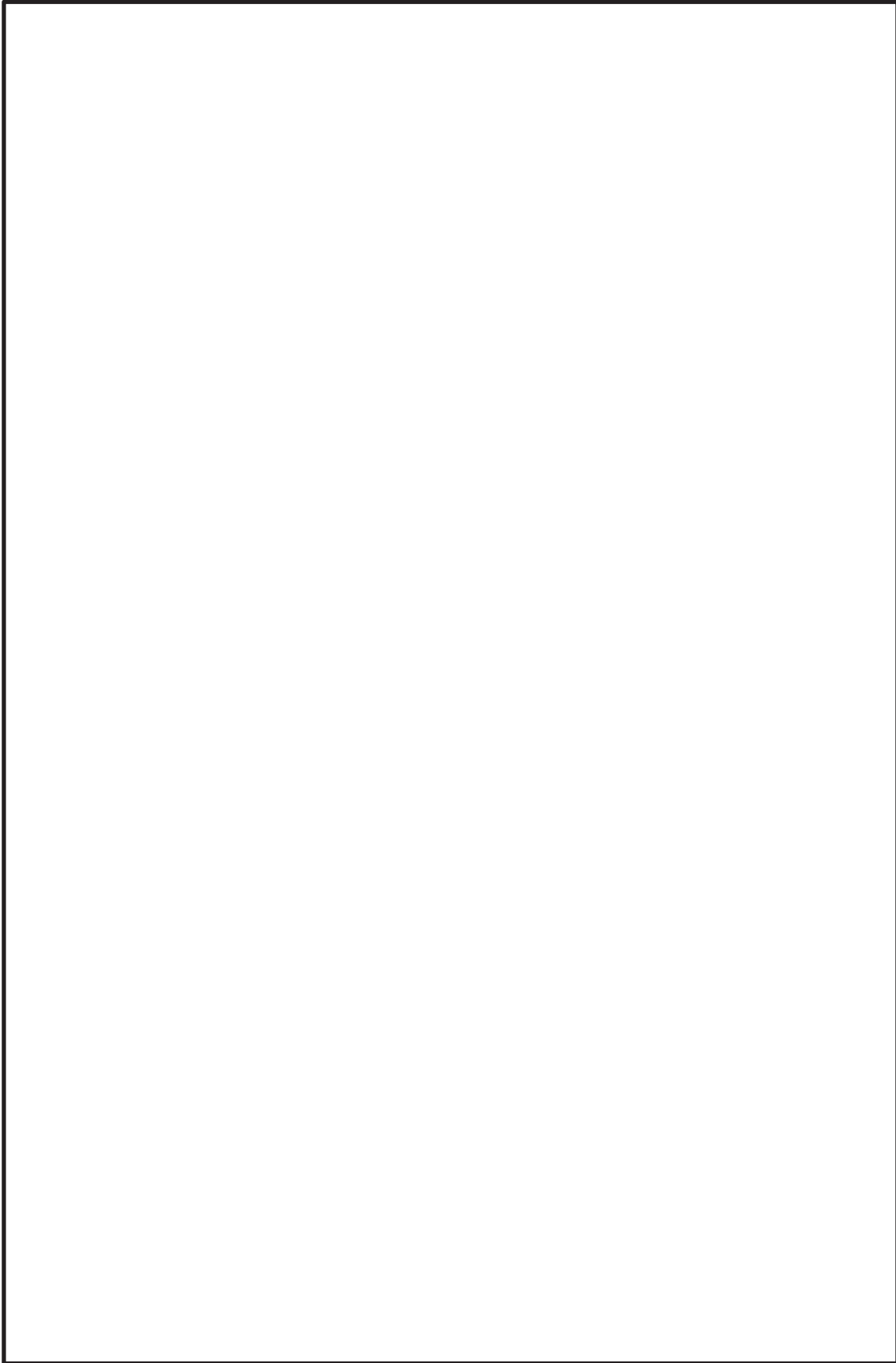


図 48-9-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

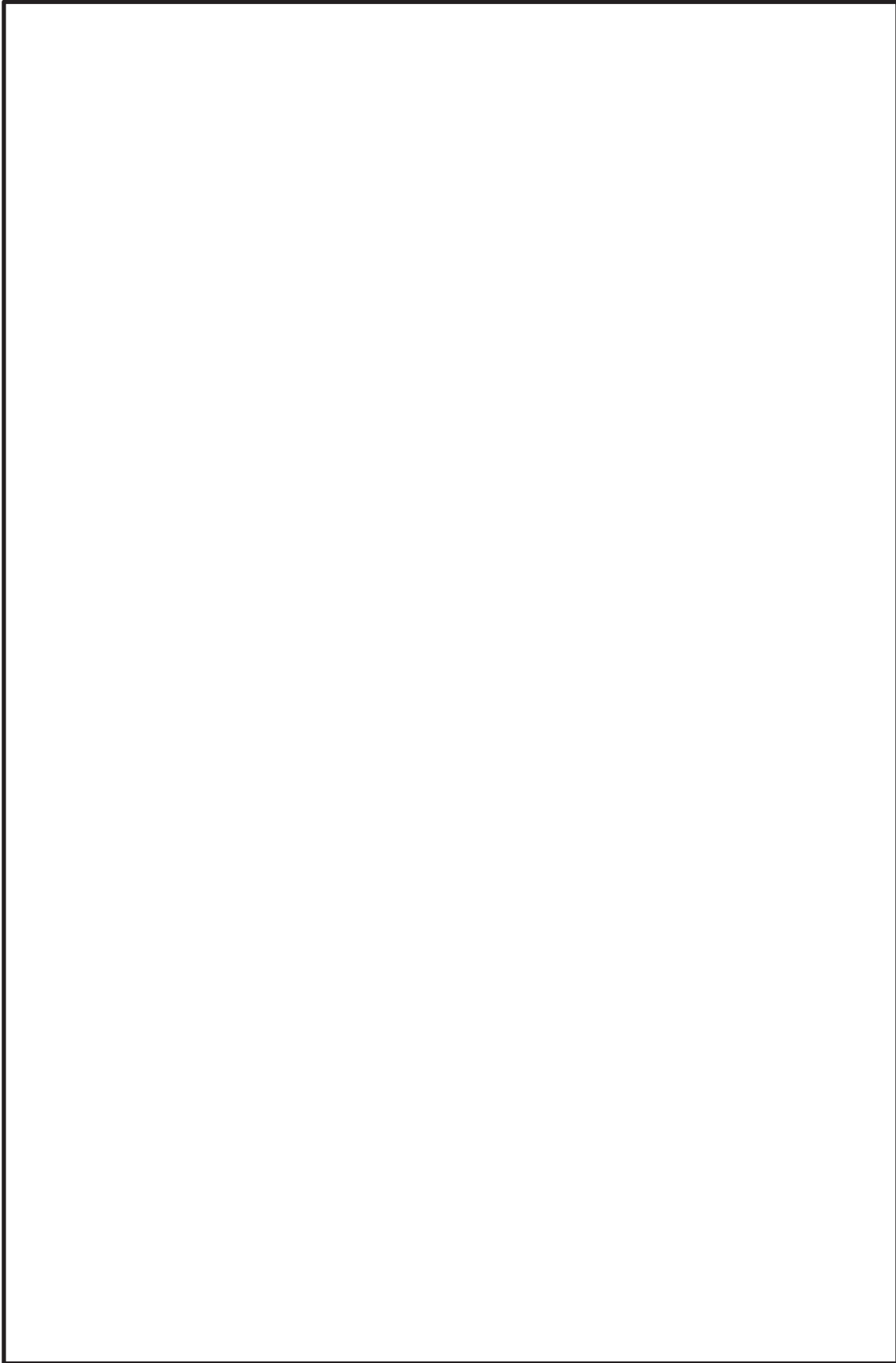


図 48-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

48-10

熱交換器ユニット構造について

熱交換器ユニットの構造について

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、図 48-10-1 で示すとおり淡水ポンプ 1 台、ディーゼルエンジン 1 台、熱交換器 3 基、海水ストレーナ 1 基等で構成される。

淡水ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動可能であり外部電源が不要な設計とする。熱交換器は、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される海水により、原子炉補機冷却水（淡水）を冷却する。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計とする。

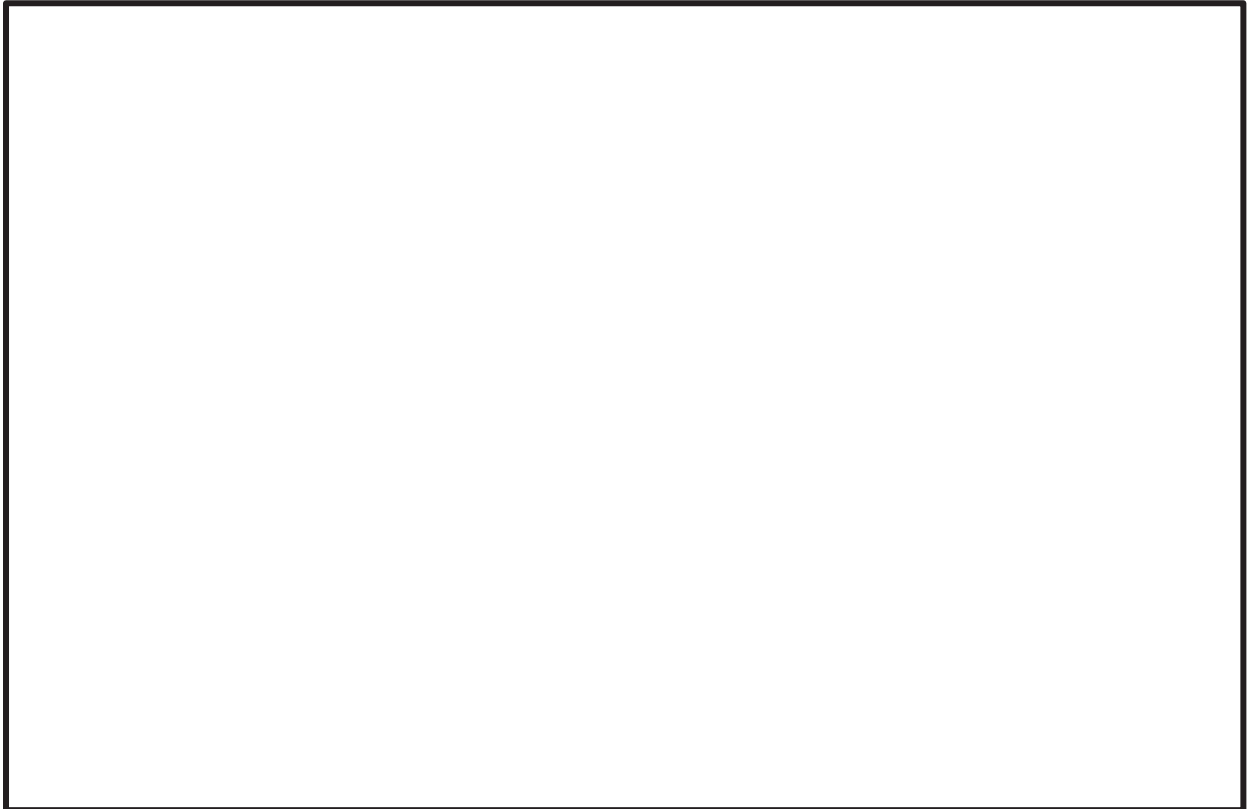


図 48-10-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

48-11

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 48-11-1 で示すとおり増圧ポンプ 1 台、付属水中ポンプ 2 台、ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり、外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後、ホースを介して増圧ポンプへと送水し、加圧した水を各注水先へ送水する。

なお、付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計としている。

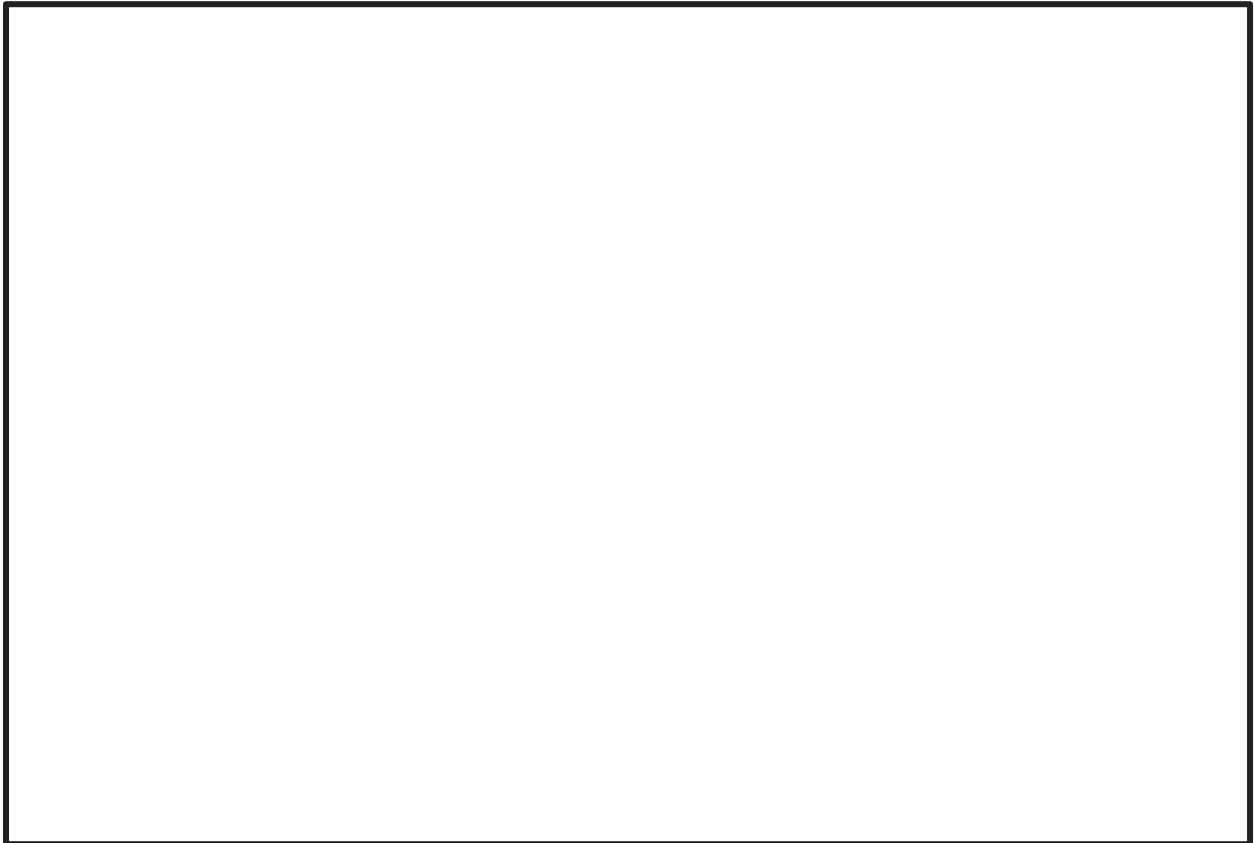


図 48-11-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 原子炉格納容器下部床への流入について
- 49-12 注水用ヘッドについて
- 49-13 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

49-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		復水移送ポンプ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	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	49-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	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	49-4 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	49-3 配置図, 49-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	49-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	49-6 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	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 系統図		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I)		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	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		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		49-7 接続図, 49-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 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		49-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b
		関連資料		49-4 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		49-4 系統図, 49-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
	関連資料		49-3 配置図, 49-7 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可搬型設備	A
			関連資料		49-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		49-7 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		49-7 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				49-7 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		49-8 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		49-9 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 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		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		49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図			

女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		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	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	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	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポート系あり）—異なる駆動源，又は冷却源	C a
	関連資料	—			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系熱交換器（格納容器スプレィ冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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	操作不要
		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	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	—	
		第 2 号	共用の禁止	（共用しない設備）	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	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
	関連資料		—		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系ポンプ（サブプレッションプール水冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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
		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	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		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	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	—	
		第 2 号	共用の禁止	（共用しない設備）	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	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源，又は冷却源	C a
	関連資料		—		

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 4 9 条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系熱交換器（サプレッションプール水冷却モード） （設計基準拡張）	類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等から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	操作不要
		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	切替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
		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	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	—	
		第 2 号	共用の禁止	（共用しない設備）	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	対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
			サポート系故障	対象外（サポート系なし）	対象外
			関連資料	—	

49-2
単線結線図

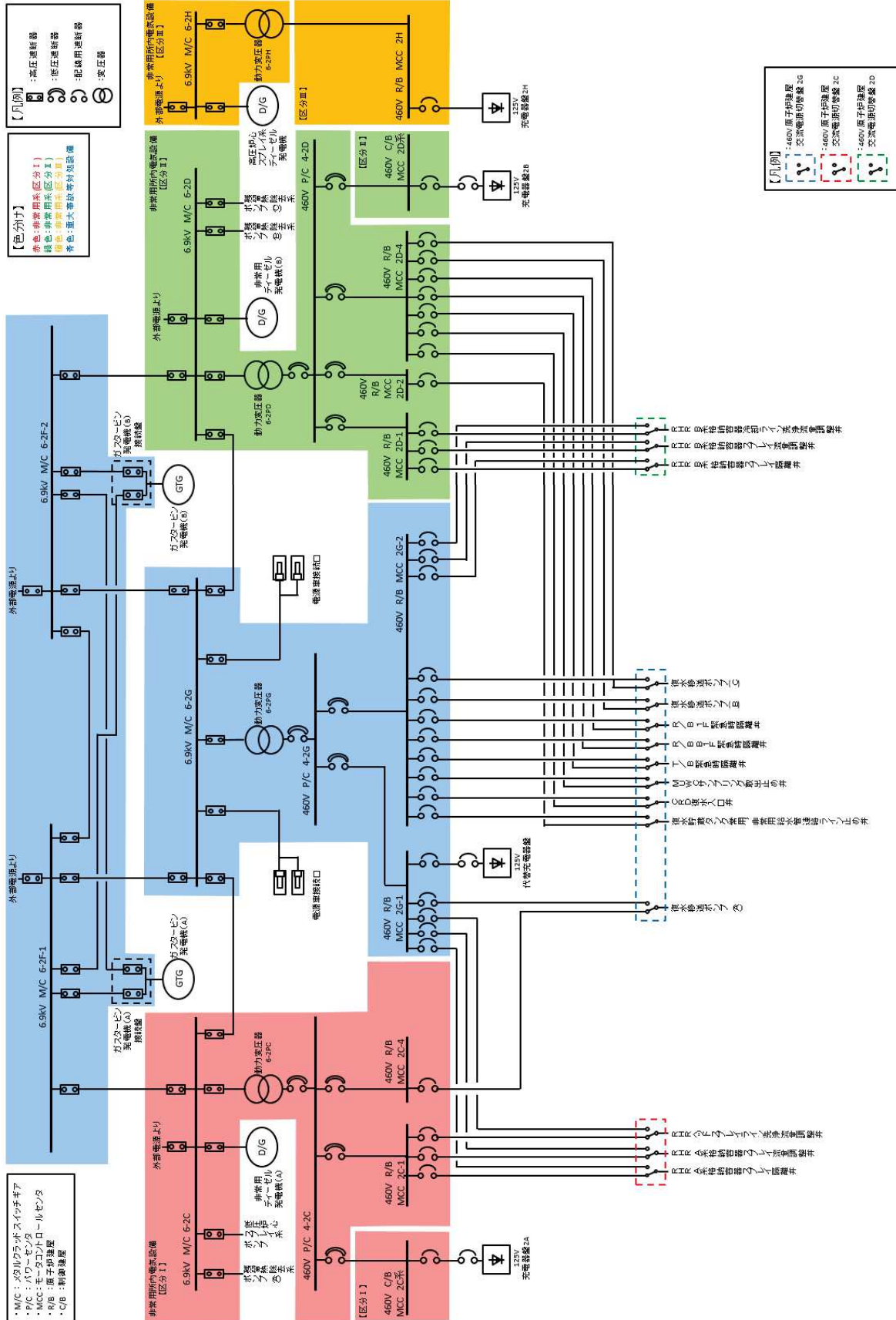


図 49-2-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に係る交流電源単線結線図

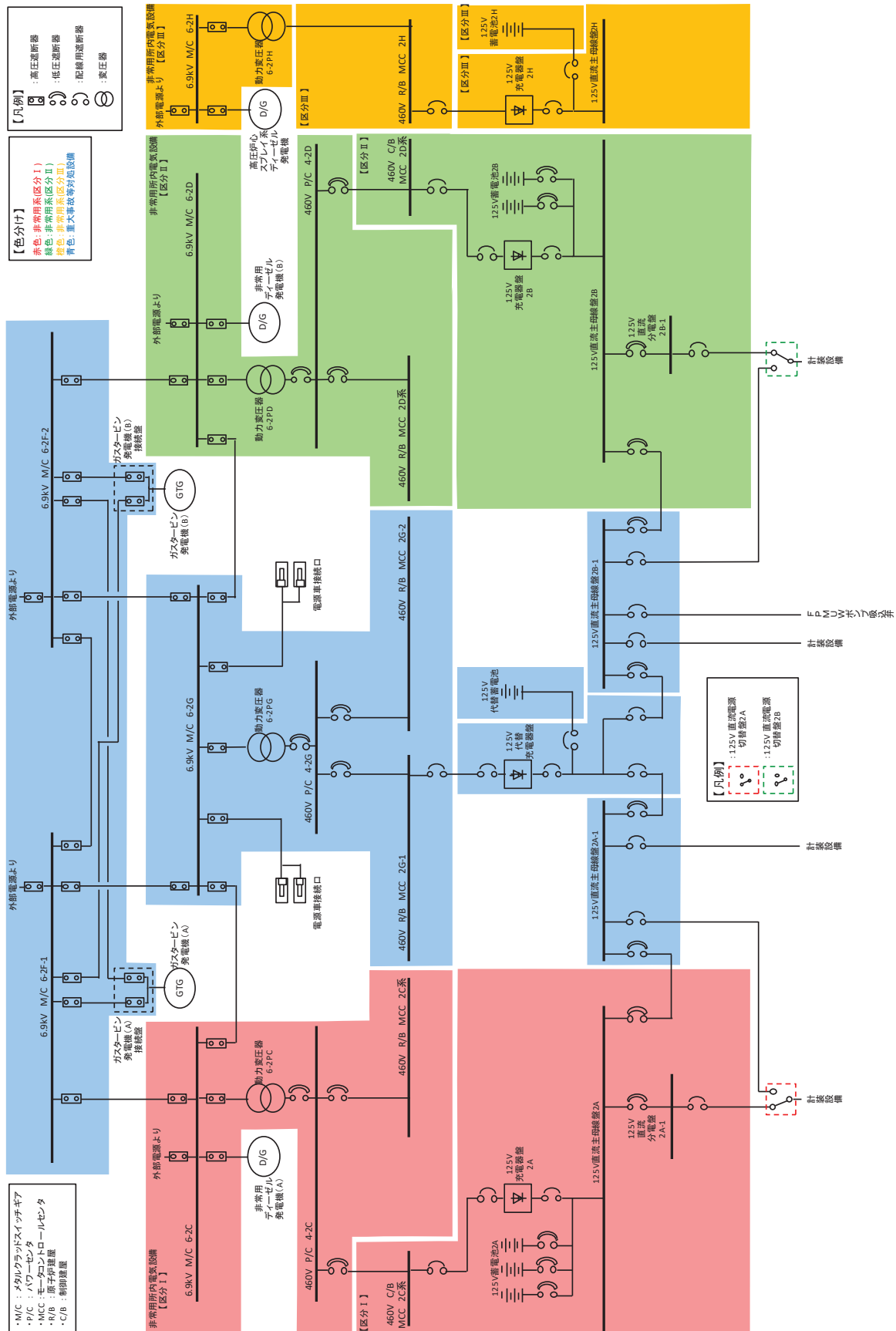
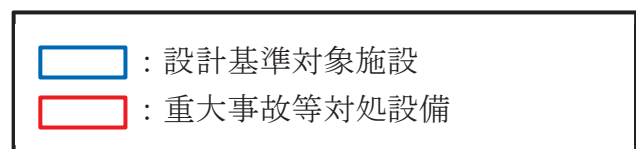


図 49-2-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系に係る直流電源単線結線図

49-3
配置図



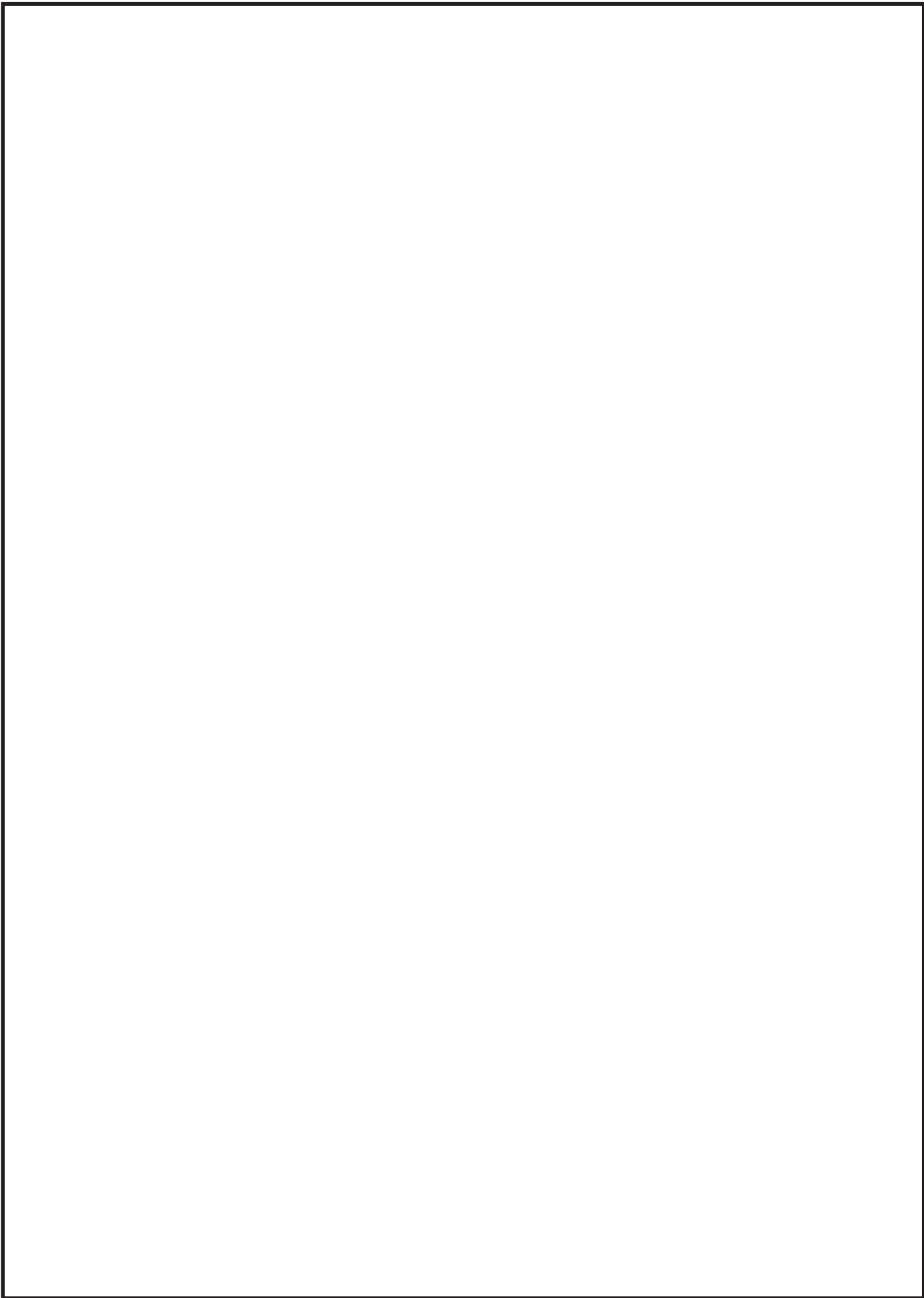


図 49-3-1 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

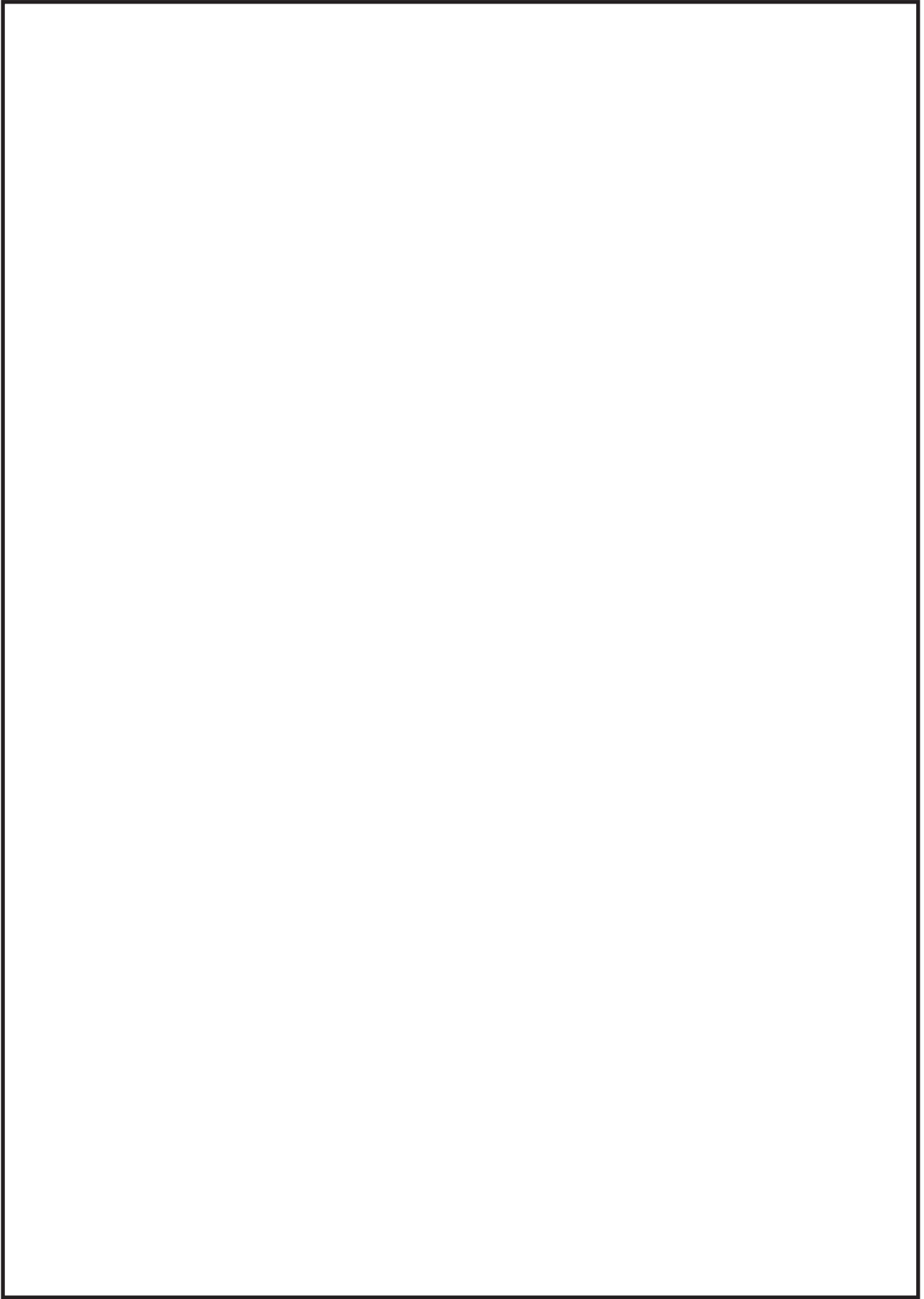


図 49-3-2 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

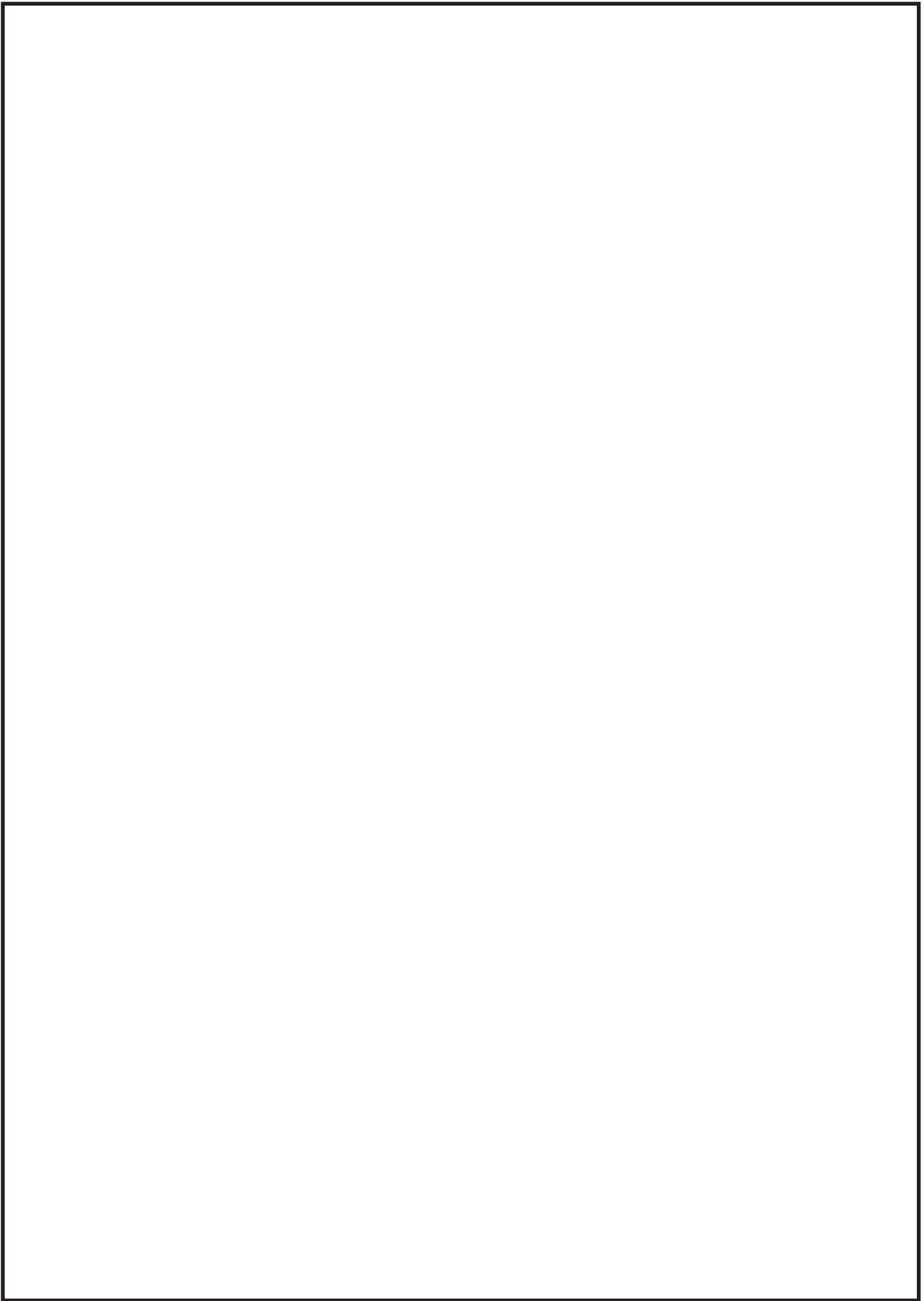


図 49-3-3 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

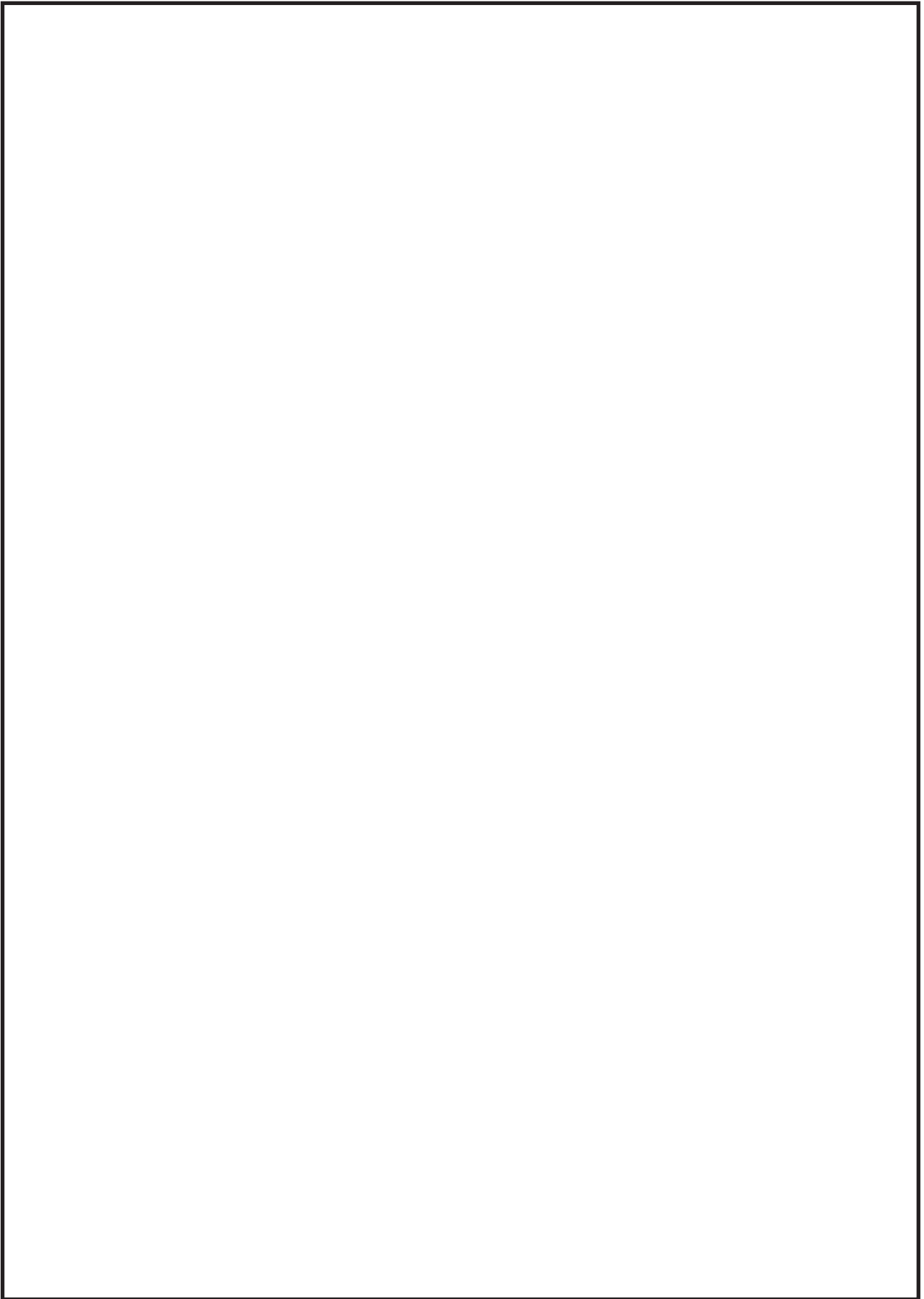


図 49-3-4 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

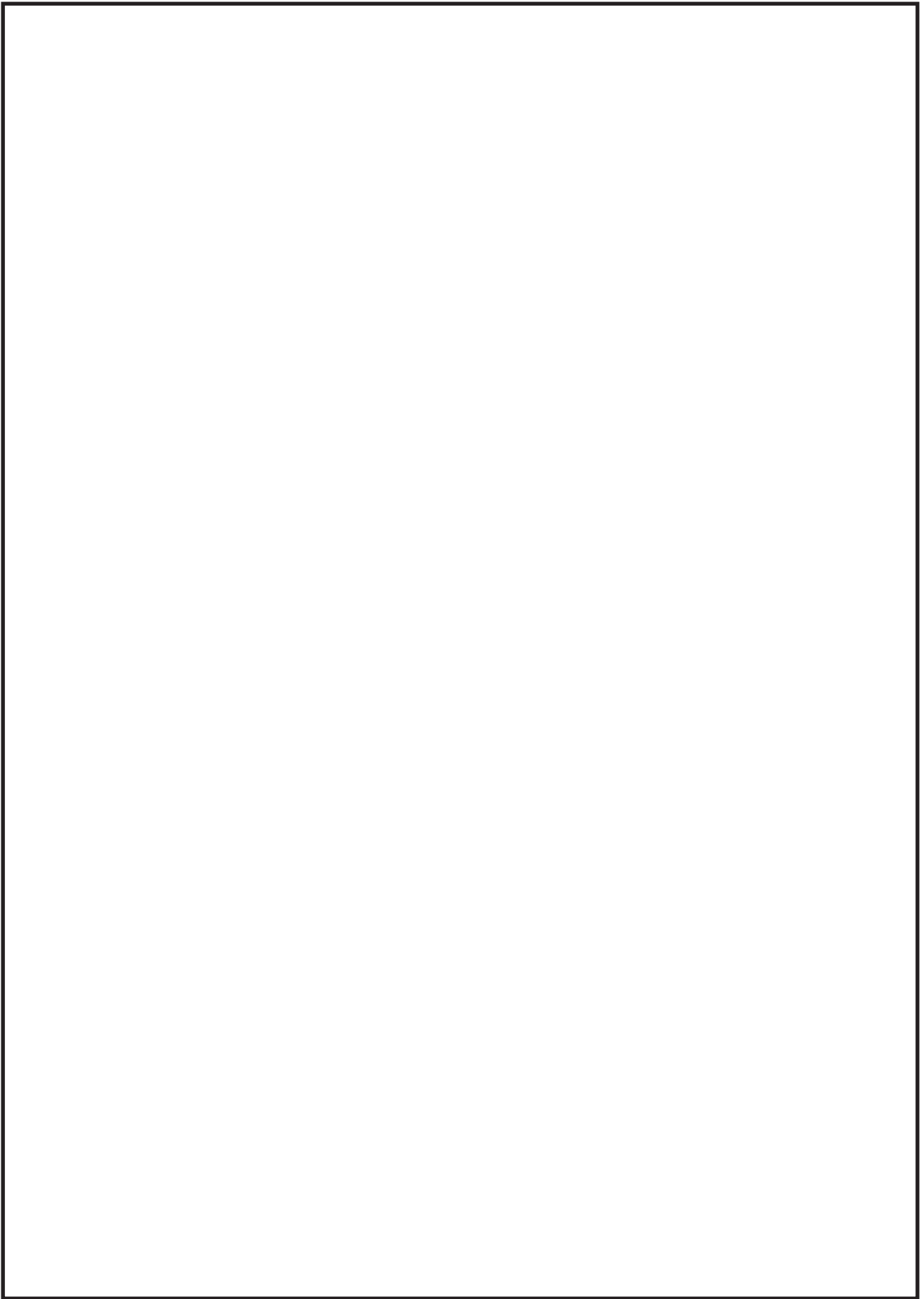


図 49-3-5 配置図（原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

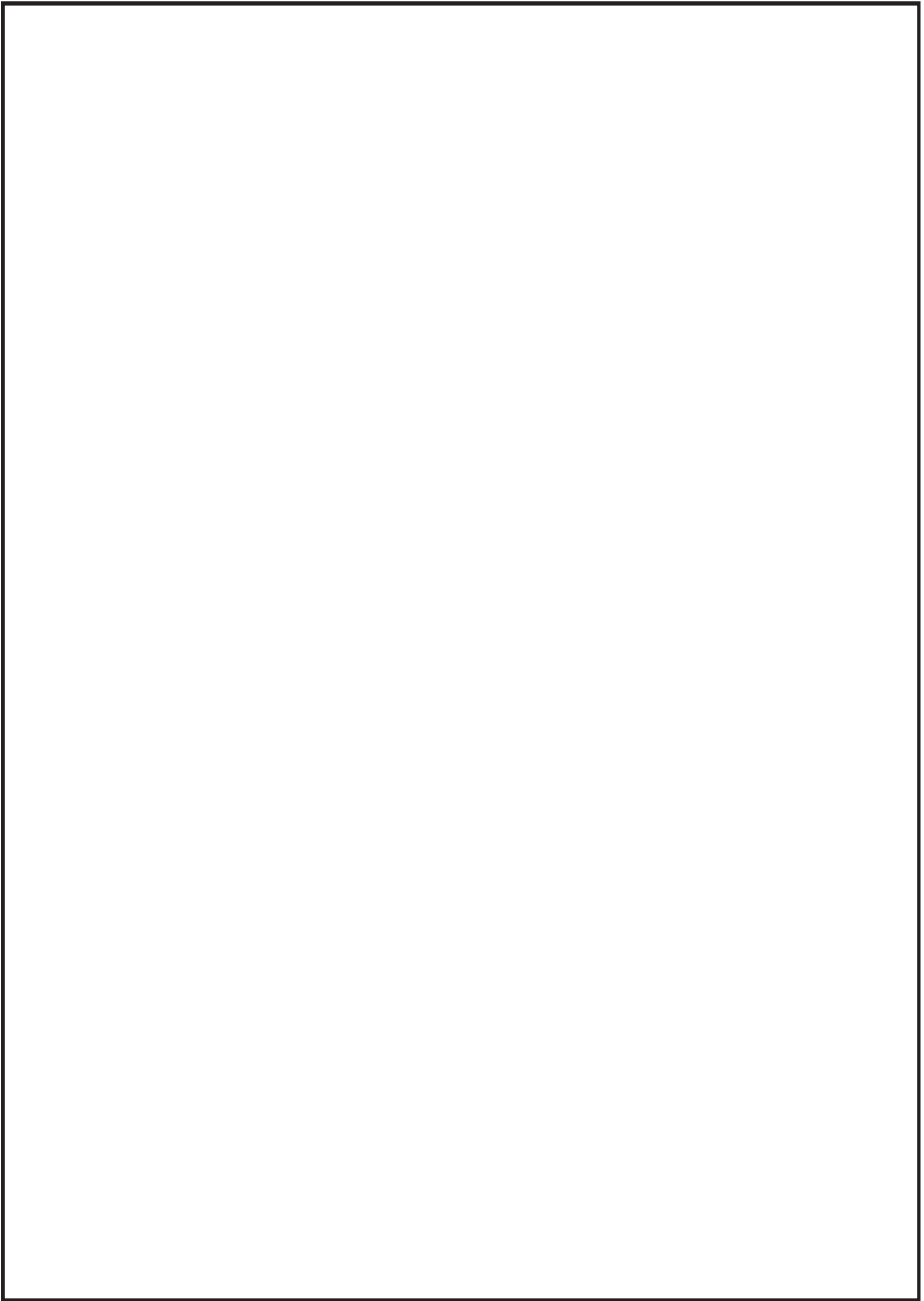


図 49-3-6 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-4
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち2台使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑬	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

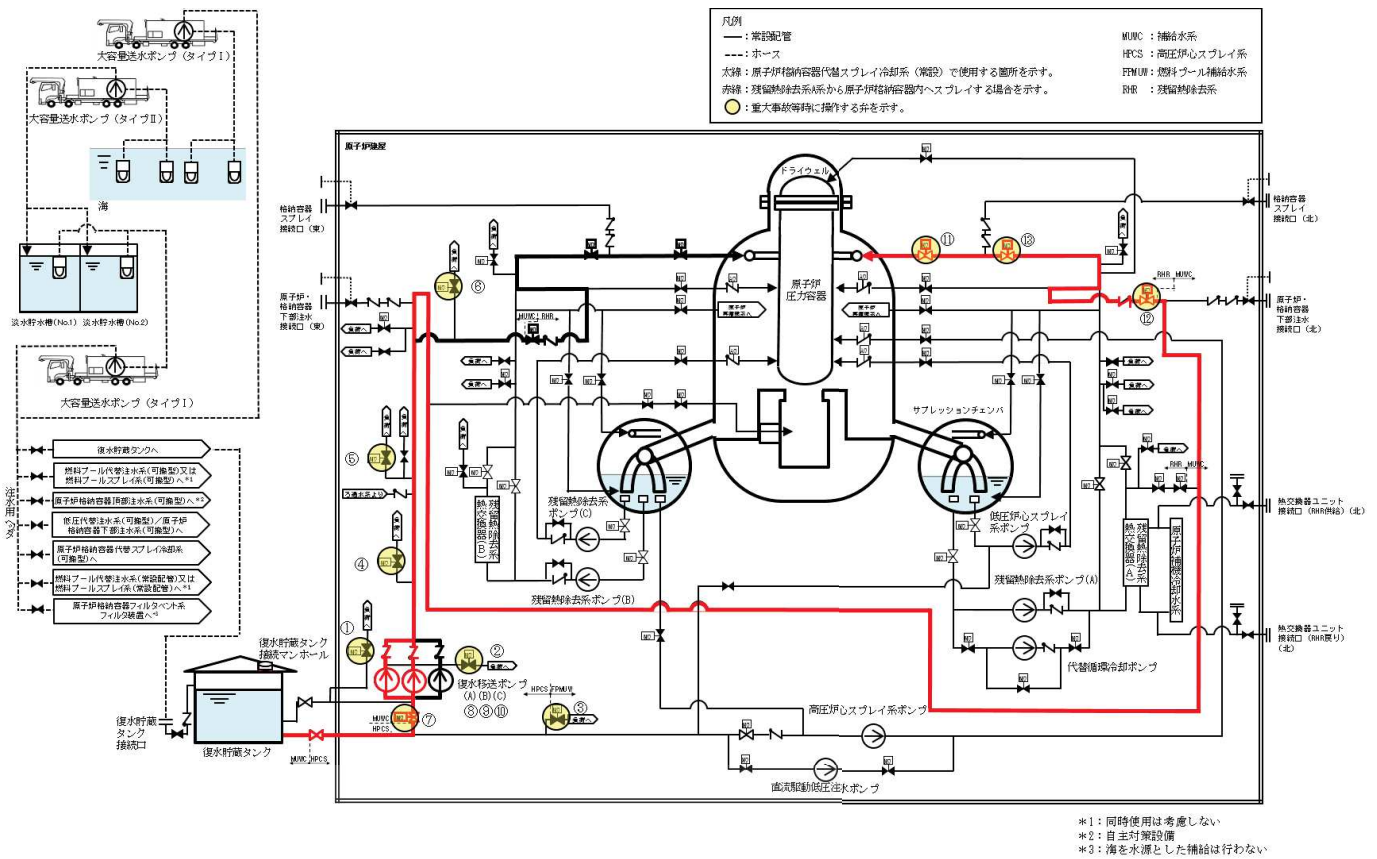


図 49-4-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 系統概要図
(残留熱除去系 A 系から原子炉格納容器内へスプレイする場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち2台使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	RHR B系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	RHR B系格納容器ライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑬	RHR B系格納容器スプレイ流量調整弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

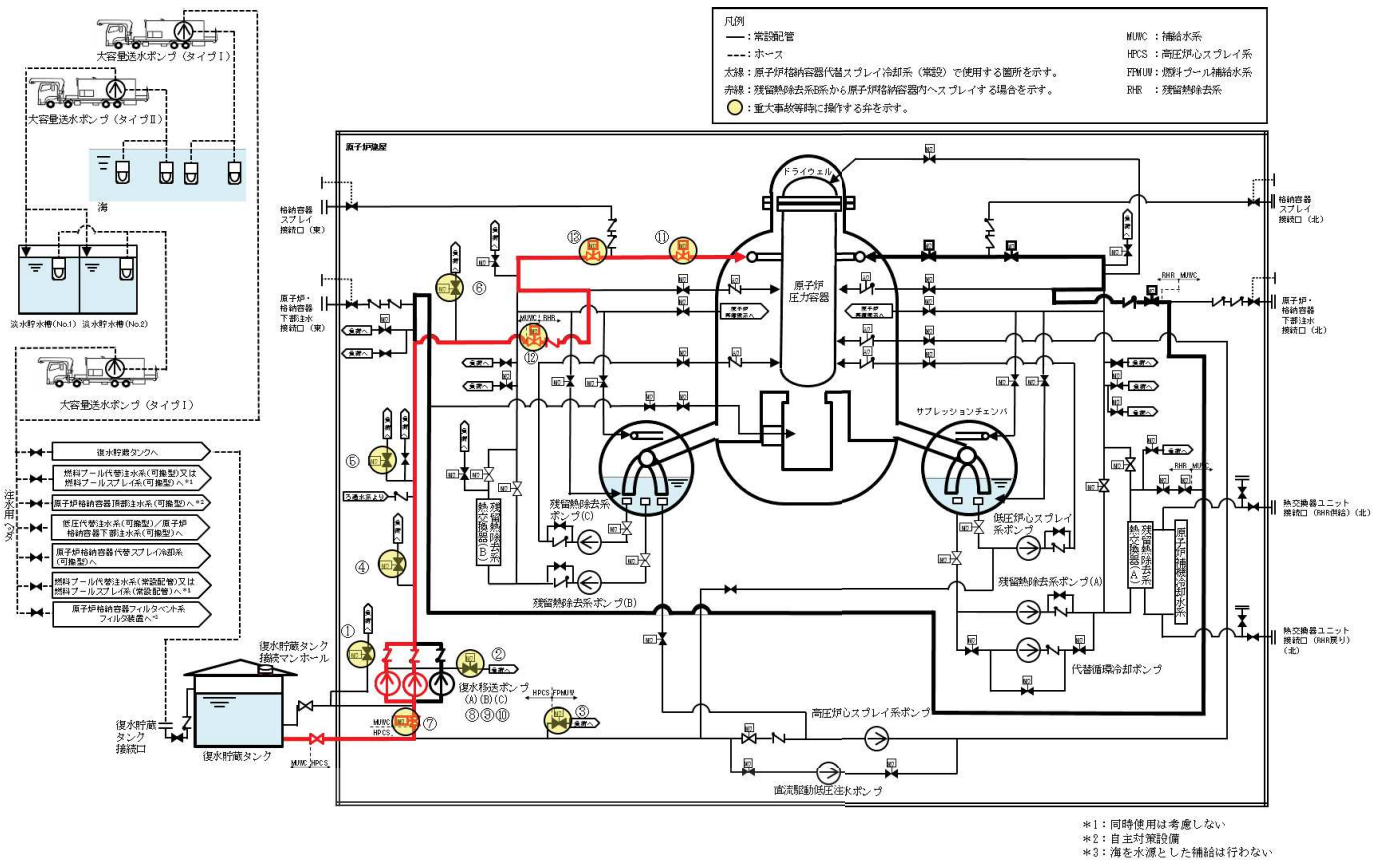


図 49-4-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設) 系統概要図
 (残留熱除去系 B 系から原子炉格納容器内へスプレイする場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
③	格納容器スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
④	RHR A 系格納容器代替スプレイ注 入元弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑤	RHR A 系格納容器スプレイ 隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

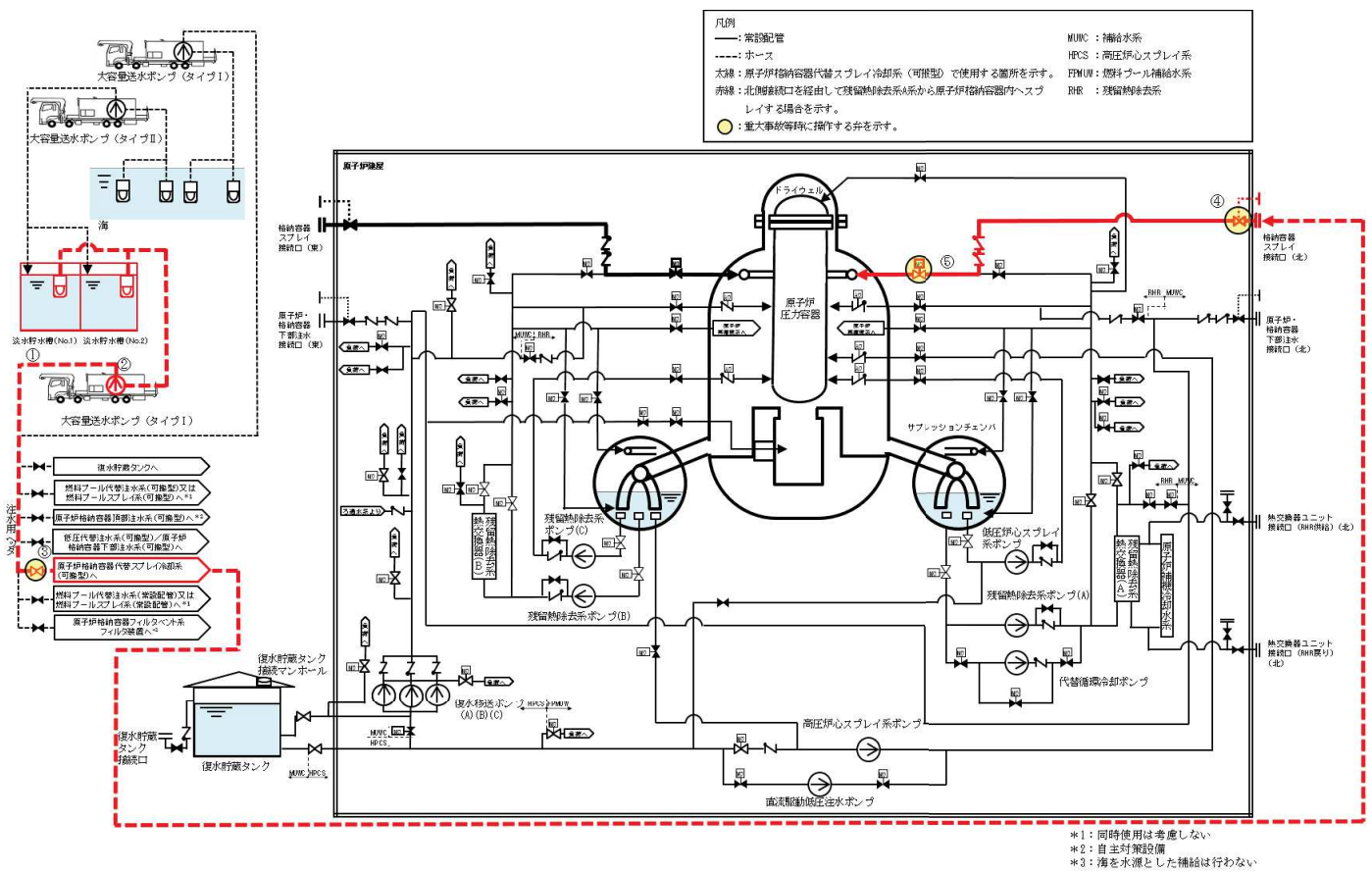


図 49-4-3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図
(格納容器スプレイ接続口 (北) から残留熱除去系 A 系を経由して原子炉格納容器内へスプレイする場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
③	格納容器スプレイ弁	全閉→調整開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
④	RHR B 系格納容器代替スプレイ注 入元弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑤	RHR B 系格納容器スプレイ 隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

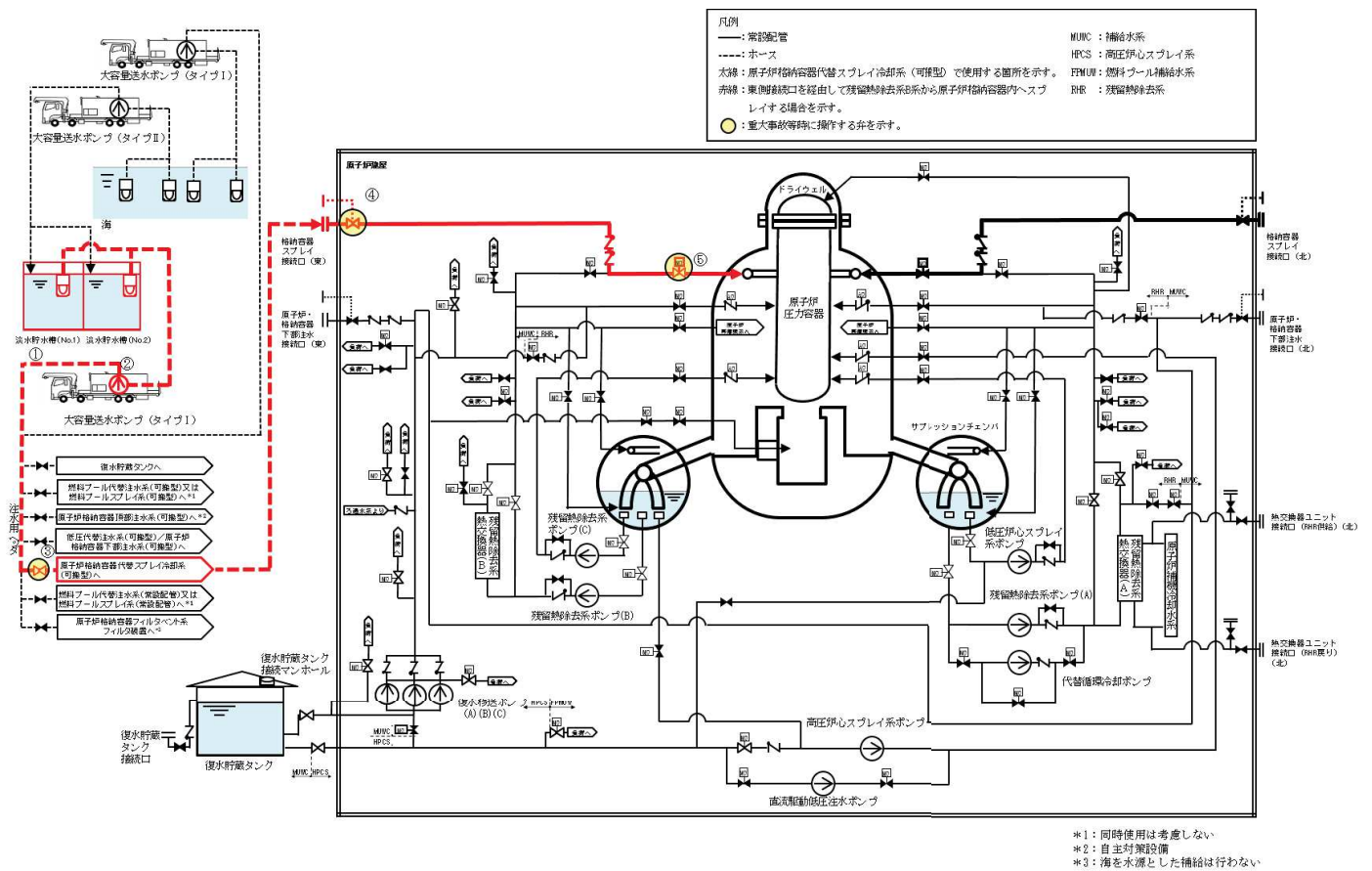


図 49-4-4 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図
 (格納容器スプレイ接続口 (東) から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉格納容器内
 へスプレイする場合)

*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

49-5
試験及び検査

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施枚 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
循環水系	主復水器 (B) 第1水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	循環水系の弁 一式	分解点検	低	26 M~ 65 M	—	定検停止時
	循環水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	78 M	—	定検停止時
	純水補給水系	純水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)
漏えい試験			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
復水補給水系	復水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
	復水貯蔵タンク	外観点検	高	195 M	—	定検停止時
	復水移送ポンプ (A)	分解点検	A	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 則書による)

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
復水補給水系	復水移送ポンプ (A)	機能・性能試験	A	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (A) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (B)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (B) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (C)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (C) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	配管	漏えい試験	高、低	10 C	—	定検停止時
	復水補給水系の弁 一式	分解点検	高	130 M～ 195 M	—	定検停止時
復水補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高	78 M	—	定検停止時	
水位計測装置 (記録計, 発信器) 2台	特性試験	高	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (そ の他)	定検停止時	
ろ過水系	配管	漏えい試験	高、低	10 C	—	定検停止時
燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	漏えい試験	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
		外観点検	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
		機能・性能試験	低	78 M	燃料プール補給水系設備検査	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ用電動機	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁 一式	分解点検	低	130 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	130 M	—	
換気空調補機常用冷却水系	換気空調補機常用冷却水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系サージタンク	開放点検	高	130 M	—	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A)	分解点検	高	39 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A) 用電動機	分解点検	高	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)

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

設 備 名 : 燃料設備
原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 燃料プール補給水系設備検査

要領書番号 : O2-205

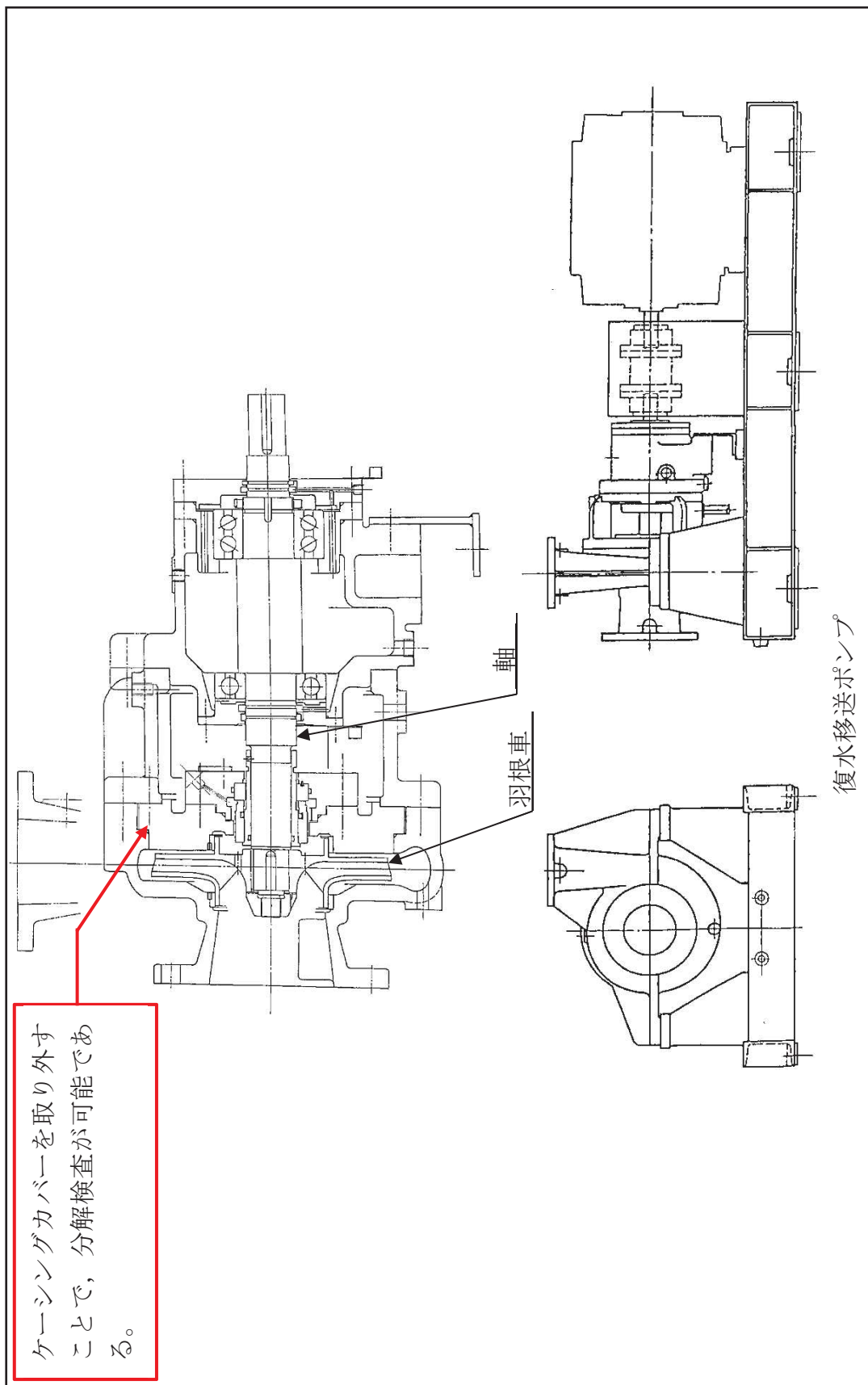


図 49-5-1 構造図 (復水移送ポンプ)

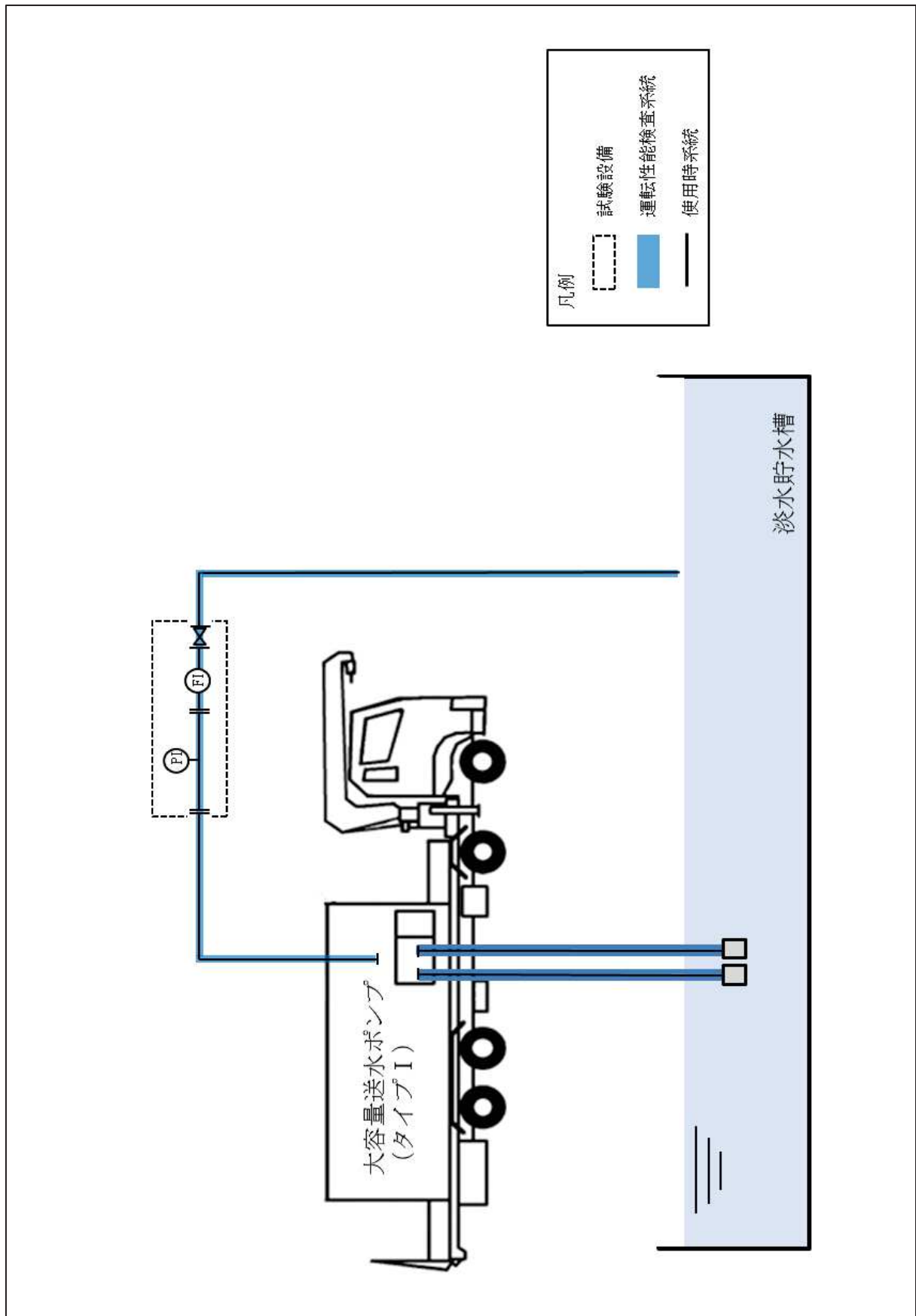


図 49-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

49-6
容量設定根拠

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /h/個	130 以上 (注 1), 99.5 以上 (注 2), 44 以上 (注 3), 70 以上 (注 4), 50 以上 (注 5), (100 (注 6))
全揚程	m	73.4 以上 (注 1), 88.1 以上 (注 2), 95.2 以上 (注 3), 51.8 以上 (注 4), 87.7 以上 (注 5), (85 (注 6))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	<input type="checkbox"/> 以上 (注 1), <input type="checkbox"/> 以上 (注 2), <input type="checkbox"/> 以上 (注 3), <input type="checkbox"/> 以上 (注 4), <input type="checkbox"/> 以上 (注 5), (45 (注 6))
機器仕様に関する注記		<p>注 1 : 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 2 : 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 3 : 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に, 復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の要求値を示す。</p> <p>注 4 : 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時) に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の要求値を示す。</p> <p>注 5 : 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の要求値を示す。</p> <p>注 6 : 公称値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>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>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) として使用する復水移送ポンプは, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 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, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。また, 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応する設備として設置する。</p> <p>本系統は, 復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより, 補給水系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して原子炉圧力容器へ注水することで, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本系統は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して、スプレイ管のスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

本系統は、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系配管を經由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、落下した炉心を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプは 3 台設置しており、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として使用する場合の必要台数は最大で 2 台、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）として使用する場合の必要台数は 2 台であり、1 台を予備として確保する。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）として使用する場合の必要台数は 1 台であり、2 台を予備として確保する。

1. 容量

1.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 130 m³/h/個以上（注 1） / 100 m³/h/個（注 6）

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で最大 130m³/h 以上を残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して注水可能な設計とする。

- 1.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 $99.5 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注 2) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注 6)

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で最大 $199 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上 (復水移送ポンプ 1 台当たり $99.5 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上) を残留熱除去系 A 系配管を經由して注水可能な設計とする。

- 1.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の容量 $44 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注 3) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注 6)

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で $88 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上 (復水移送ポンプ 1 台当たり $44 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上) をスプレイ可能な設計とする。

- 1.4 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器下鏡温度 300°C 到達時) に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の容量 $70 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注 4) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注 6)

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部水位まで注水できる流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で $70 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

- 1.5 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の容量 $50 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注 5) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注 6)

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で $50 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

2. 揚程

- 2.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ 注水する場合の揚程 73.4 m 以上 (注 1) / 85 m (注 6)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<130m³/h 注水可能な炉圧の場合>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	73.4	m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、73.4m 以上とする。

図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 130 m³/h/個時の揚程は約 79.8m であることから、原子炉圧力容器への注水が可能である。

2.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ 199m³/h 注水する場合の揚程 88.1m 以上 (注 2) / 85m (注 6)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<199m³/h 注水可能な炉圧の場合>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	88.1	m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、88.1m 以上とする。

図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 99.5 m³/h/個時の揚程は約 88.5m であることから、原子炉圧力容器への注水が可能である。

2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 95.2m 以上 (注 3) / 85m (注 6)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	95.2	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より、原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程は、95.2m 以上とする。

図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 44 m³/h/個時の揚程は約 95.8m であることから、原子炉格納容器内へのスプレイが可能である。

2.4 原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 51.8m 以上（注 4） / 85m（注 6）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計			約 51.8 m

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は、51.8m 以上とする。

図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 70 m³/h/個時の揚程は約 93.7m であることから、原子炉格納容器下部への注水が可能である。

2.5 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の揚程 87.7m 以上（注 5） / 85m（注 6）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心の冷却時の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計			約 87.7 m

以上より、原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の揚程は、87.7m 以上とする。

図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 50m³/h/個時の揚程は約 95.6m であることから、原子炉格納容器下部への注水が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

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、ポンプ締切運転時の揚程約 m (約 MPa) に、静水頭約 m (約 MPa) を加えた約 MPa を上回る値として 1.37MPa としており、重大事故等時に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として原子炉に注水する場合の圧力、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

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、水源の復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66℃としており、重大事故等時に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として原子炉に注水する場合の温度、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の温度及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力

5.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ 130m³/h 注水する場合の必要軸動力 kW 以上（注 1） / 45kW（注 6）

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (130/3,600) \times 79.8\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 130

H : 揚程 (m) = 79.8 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合に必要な原動機出力は、 kW 以上であり、設計基準対象施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ 199m³/h 注水する場合の必要軸動力 kW 以上 (注 2) / 45kW (注 6)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉压力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (99.5/3,600) \times 88.5\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 99.5

H : 揚程 (m) = 88.5 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

(引用文献: 日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より, 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉压力容器へ注水する場合の必要な原動機出力は, kW 以上であり, 設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の原動機出力 kW 以上 (注 3) / 45kW (注 6)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (44/3,600) \times 95.8\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 44

H : 揚程 (m) = 95.8 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

(引用文献: 日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より、原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合に必要な原動機出力は、kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.4 原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の原動機出力 kW 以上（注 4） / 45 kW（注 6）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (70/3,600) \times 93.7\} / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

- P : 必用軸動力 (kW)
 ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000
 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 Q : 容量 (m³/h) = 70
 H : 揚程 (m) = 93.7 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)
 η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は、kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.5 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の原動機出力 kW 以上（注 5） / 45 kW（注 6）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心冷却時の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (50/3,600) \times 95.6\} / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- P : 必用軸動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/h) = 50
- H : 揚程 (m) = 95.6 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)
- η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1, 表 49-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より，原子炉格納容器下部注水時（溶融炉心を冷却する場合）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は， kW 以上であり，設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

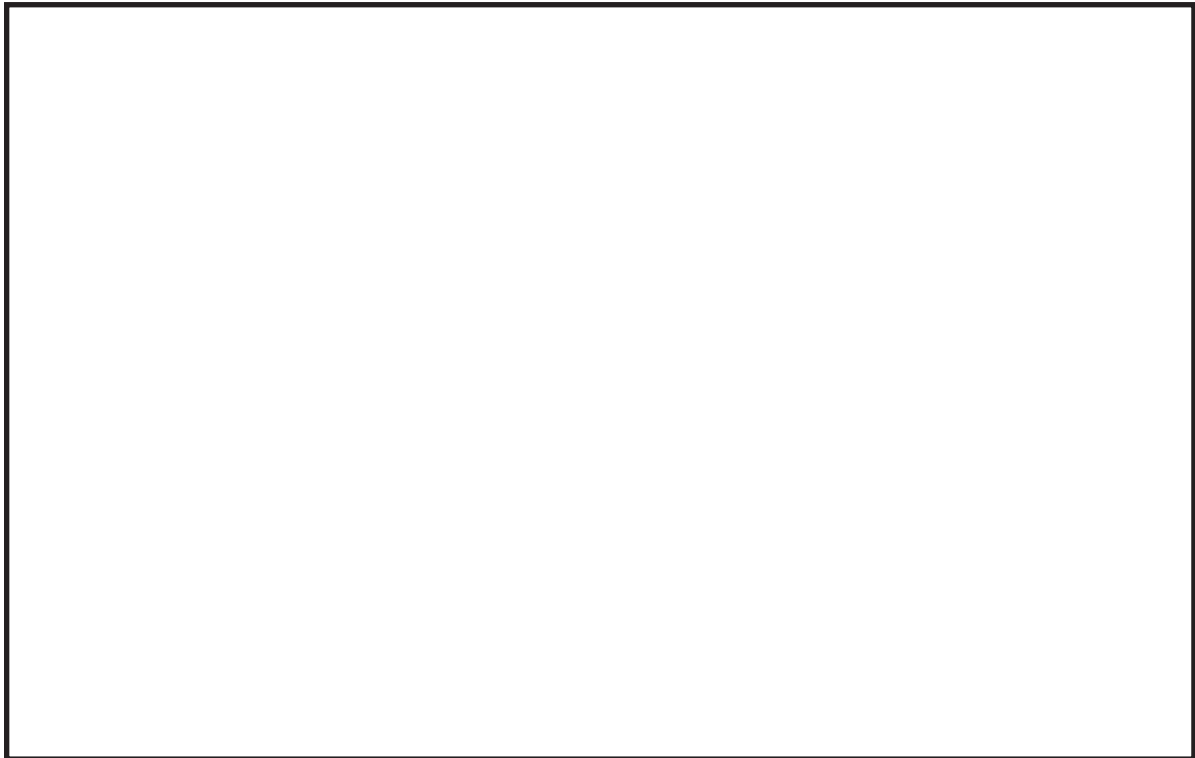


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線

表 49-6-1 復水移送ポンプの容量，揚程及びポンプ効率の関係

容量/個	0m ³ /h	44m ³ /h	50m ³ /h	70m ³ /h	99.5m ³ /h	130m ³ /h
揚程	96.8m	95.8m	95.6m	93.7m	88.5m	79.8m
ポンプ 効率	<input type="text"/>					

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	116.3 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.0 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系 (常設配管)、燃料プール代替注水系 (可搬型)、燃料プールのスプレイ系 (常設配管)、燃料プールのスプレイ系 (可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型)、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、燃料プール代替注水系 (常設配管)、燃料プール代替注水系 (可搬型)、燃料プールのスプレイ系 (常設配管)、燃料プールのスプレイ系 (可搬型) 及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して、原子炉圧力容器に注水することで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して、原子炉格納容器内へスプレイすることで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、補給水系配管を經由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を經由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズル等を経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を 1 台で確保可能な設計とし、表 49-6-2 に示すとおり $623\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として $623\text{m}^3/\text{h}$ 以上としている。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、1.9 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 $1,200\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の容量は、1 台で $1,440\text{m}^3/\text{h}$ の容量を有する設計とする。

表 49-6-2 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	199m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールスプレイ系（常設配管）又は燃料プールスプレイ系（可搬型） （燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	623m ³ /h

* : 燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）は同時使用しないことから、燃料プールスプレイ系（常設配管）又は燃料プールスプレイ系（可搬型）の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、及び「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 130m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 199m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm（約 45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている，復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 重大事故等時における同時使用の考慮

(1) 重大事故等時における同時使用を考慮する場合の流量 623m³/h 以上

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には，設置作業の効率化，被ばく低減を図るため，1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系（常設配管），燃料プールスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮し，各系統に必要な流量の合計である 623m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.9 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW，又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に，重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を，原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m³/h に，海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールスプレイ系（常設配管），燃料プールスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への

補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を1台で確保する設計とする。また、これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量623m³/hにおける圧力損失を考慮しても各系統に必要な揚程を確保できる設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプI）は、2.2に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して122mとする。

2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量130m³/h時の揚程24.5m以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系B系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（130m³/h注水可能な炉圧の場合）＞

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	24.5	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量199m³/h時の揚程91.0m以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系B系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（199m³/h注水可能な炉圧の場合）＞

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	91.0	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 55.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源地と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	55.6	m

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 59.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源地と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	59.8	m

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 3.7m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源地と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	3.7	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -2.0m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	-2.0	m

2.1.5 燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールのスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 98.9m 以上

燃料プールのスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールのスプレイ接続口（東）から使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	98.9	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- (2) 燃料プールスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 39.6m 以上

燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源地と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力），静水頭，ホース等の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}＞

水源と注水先の圧力差	約	[Redacted]	m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
合 計		約	39.6 m

2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 19.5m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源地と注入先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合^{*1}＞

水源と注入先の圧力差	約	[Redacted]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	19.5 m

2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

- (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -9.2m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源地と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	-9.2	m

2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m
合計	約	94.7	m

2.3 海を水源として使用する場合

2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 時の揚程 63.7m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（130m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	63.7	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 時の揚程 116.3m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（199m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	116.3	m

2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 93.0m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	93.0	m

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 96.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	96.8 m	

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	40.2 m	

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約	[]	m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約	[]	m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約		34.3 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3.5 燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールのスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 114.2m 以上

燃料プールのスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源地と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールのスプレイ接続口（北）から使用済燃料プールへスプレイする場合*4>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	114.2m

(2) 燃料プールのスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールのスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源地と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
合 計			約

2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源地と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	28.5	m

*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性及び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。

*3：大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を使用する全ての系統を同時使用した場合を考慮した流量 623m³/h における値。

*4：北側接続のうち、圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。



図 49-6-2 大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.0MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、これら系統の同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

- 3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h, 揚程 122 m での軸動力を考慮し, kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 附属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、附属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 附属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 49-6-3 に示す。

表 49-6-3 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 49-6-3 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量[m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差	水中ポンプの吐出圧力	増圧ポンプへの必要給水圧力	ホースの圧力損失	水中ポンプ揚程
			①[m]	②[m]	③[m]	④[m]	(②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	623	11.7				30.1
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

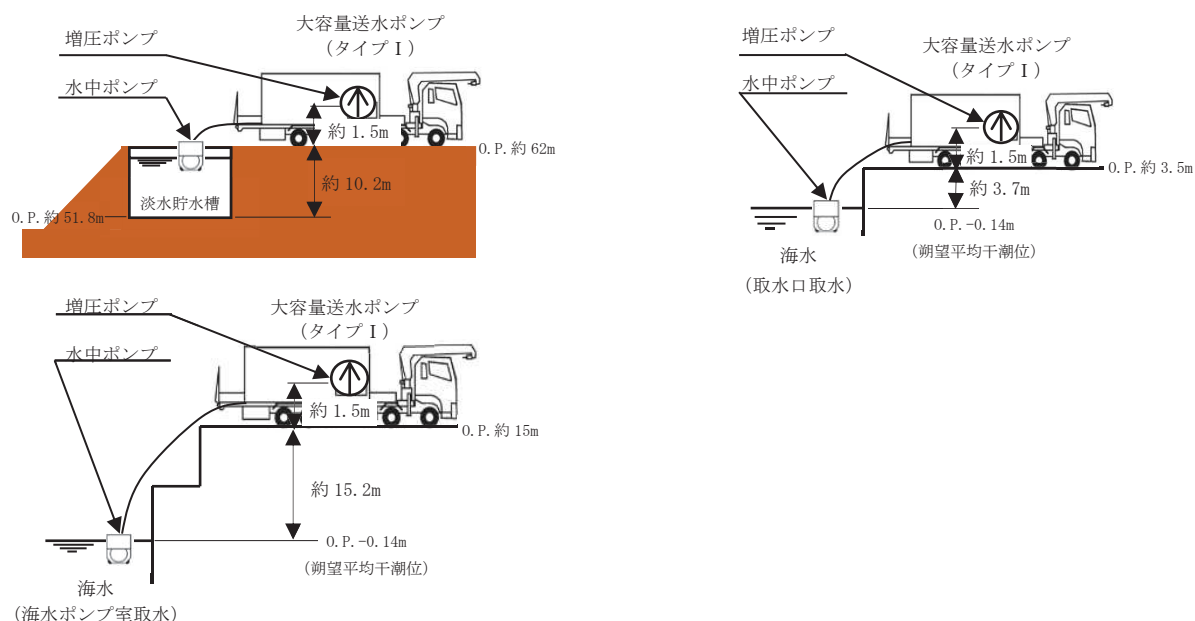


図 49-6-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

49-7
接続図

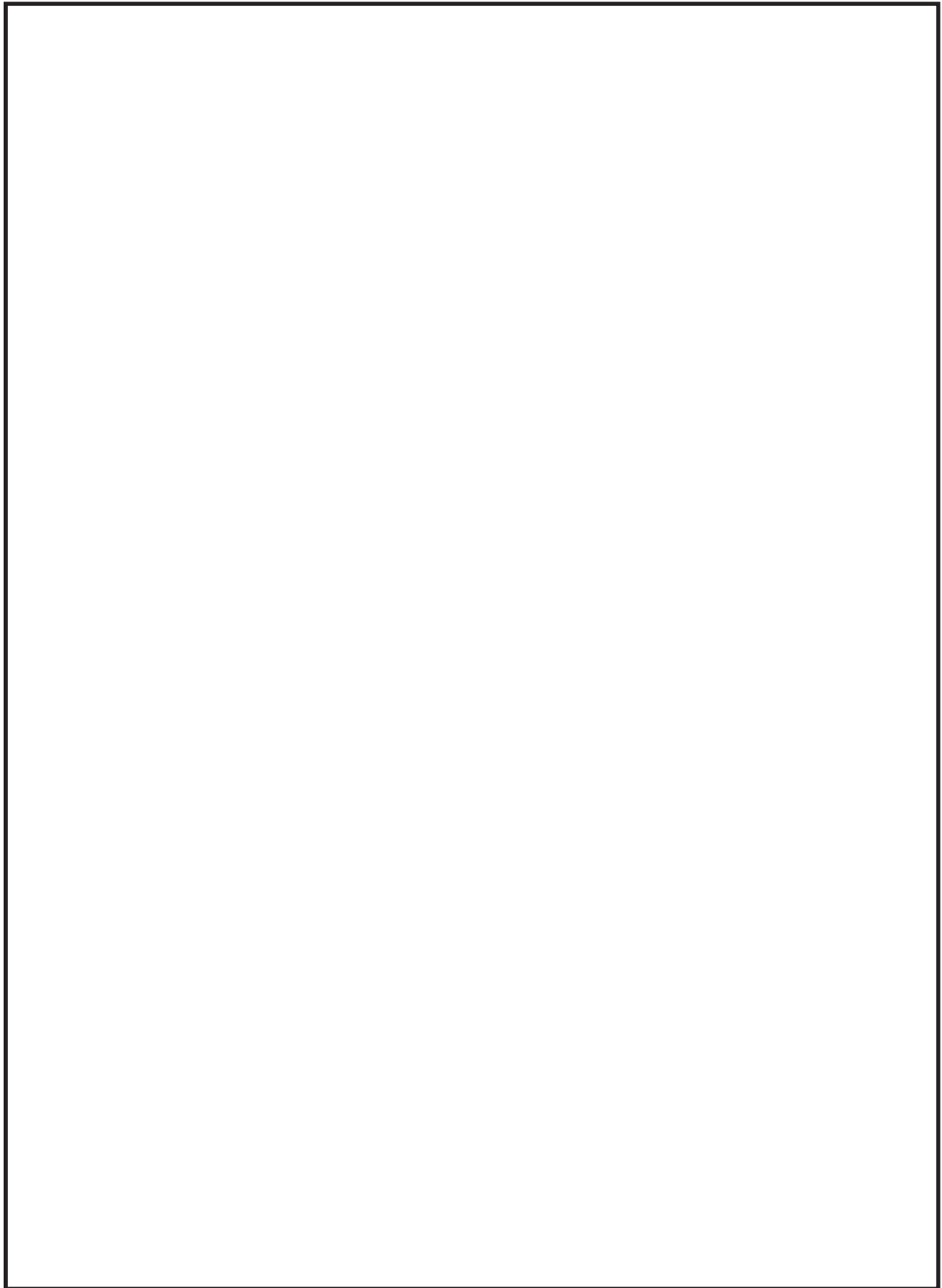


図 49-7-1 接続図

(淡水貯水槽からルート 1 を経由して格納容器スプレイ接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

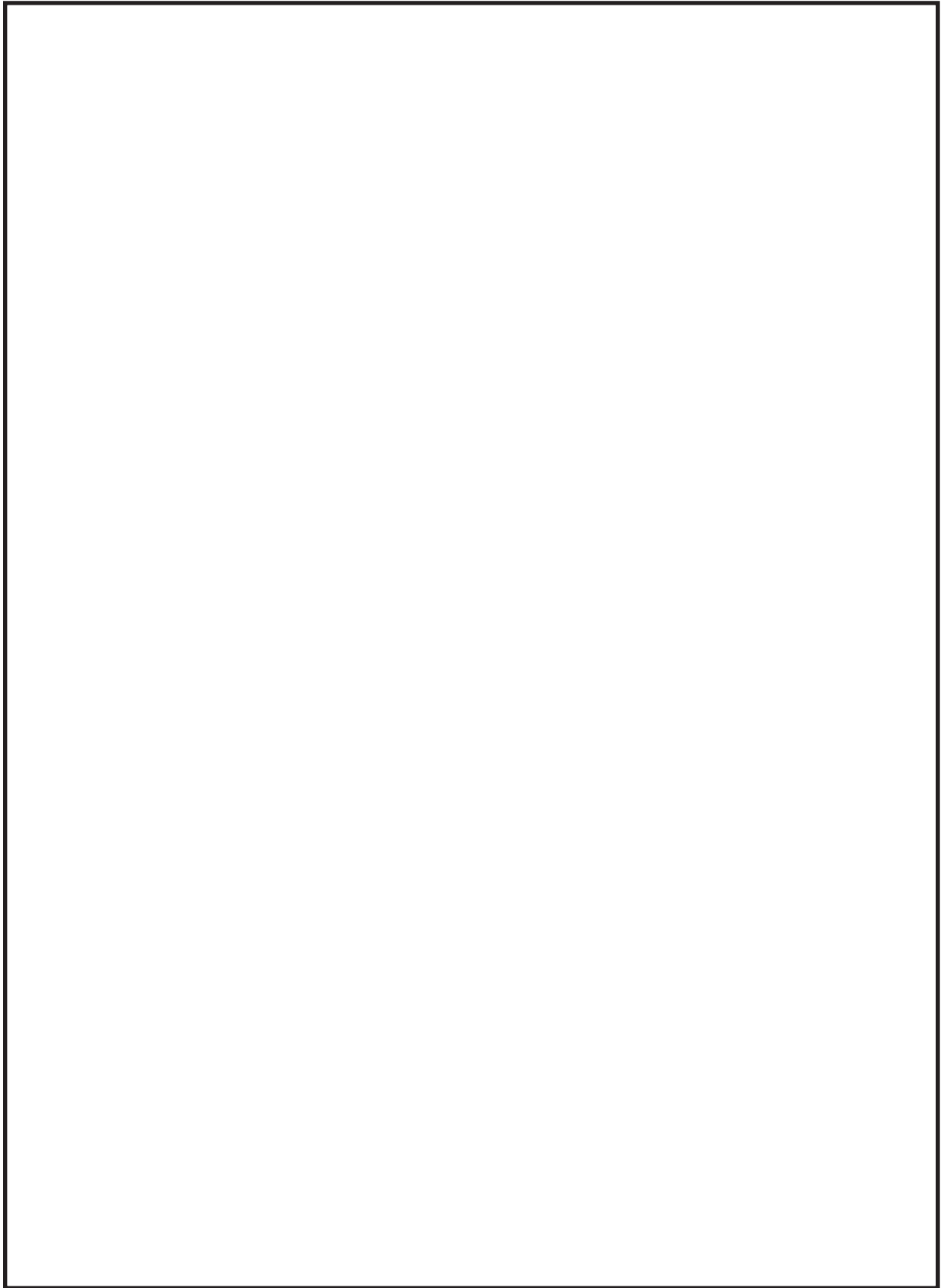


図 49-7-2 接続図

(淡水貯水槽からルート 2 を経由して格納容器スプレイ接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-8
保管場所図

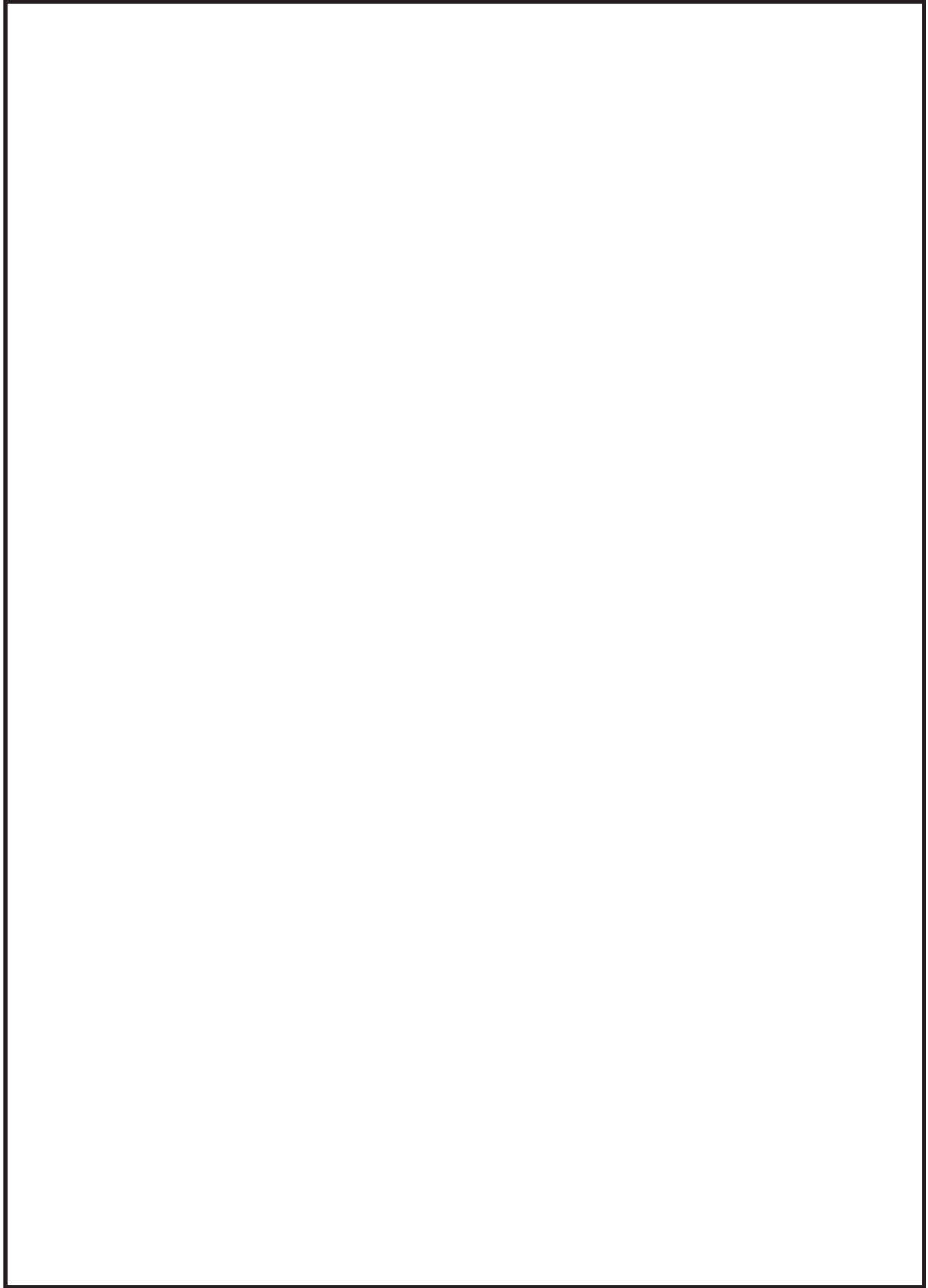


図 49-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

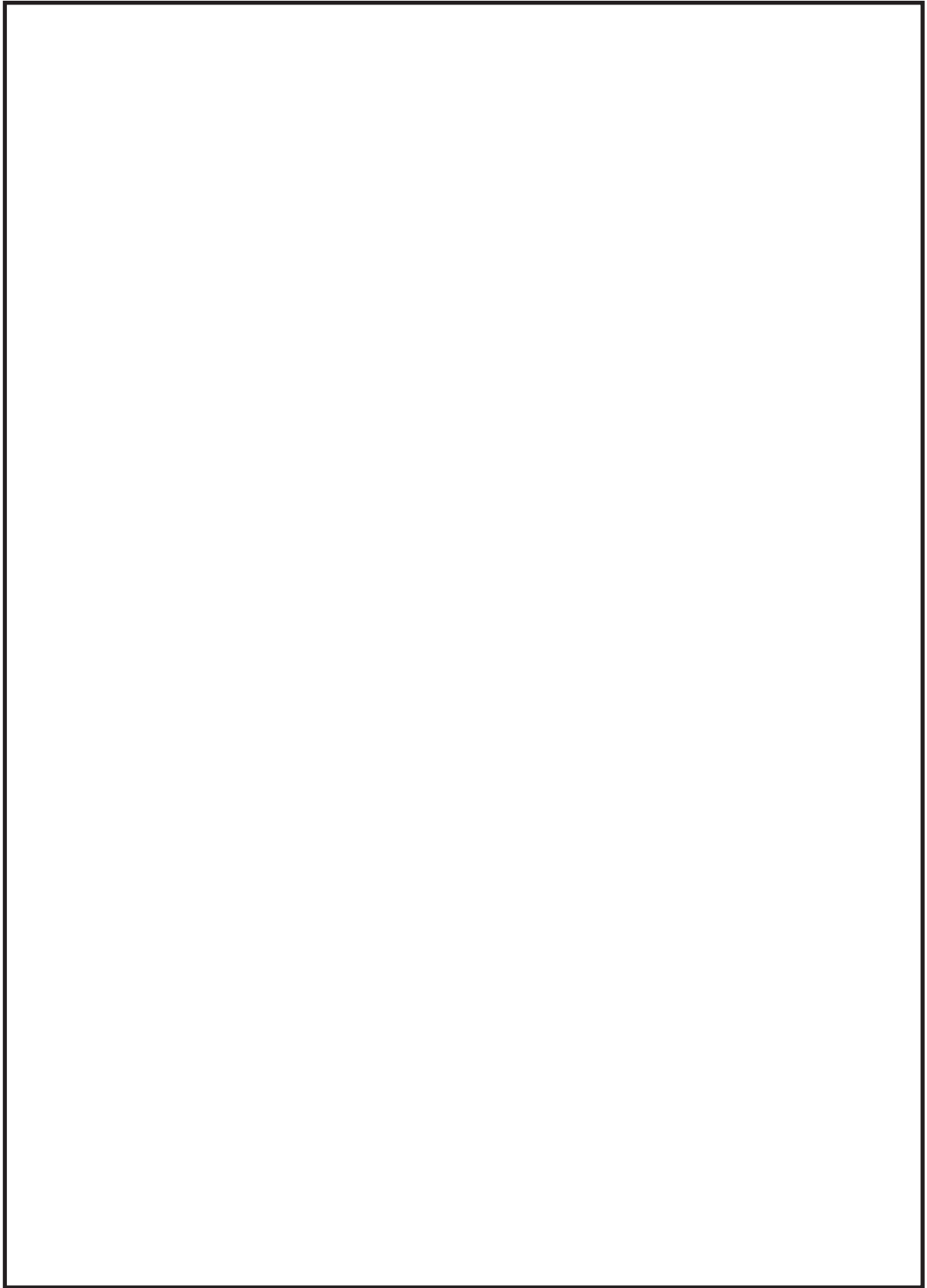


図 49-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

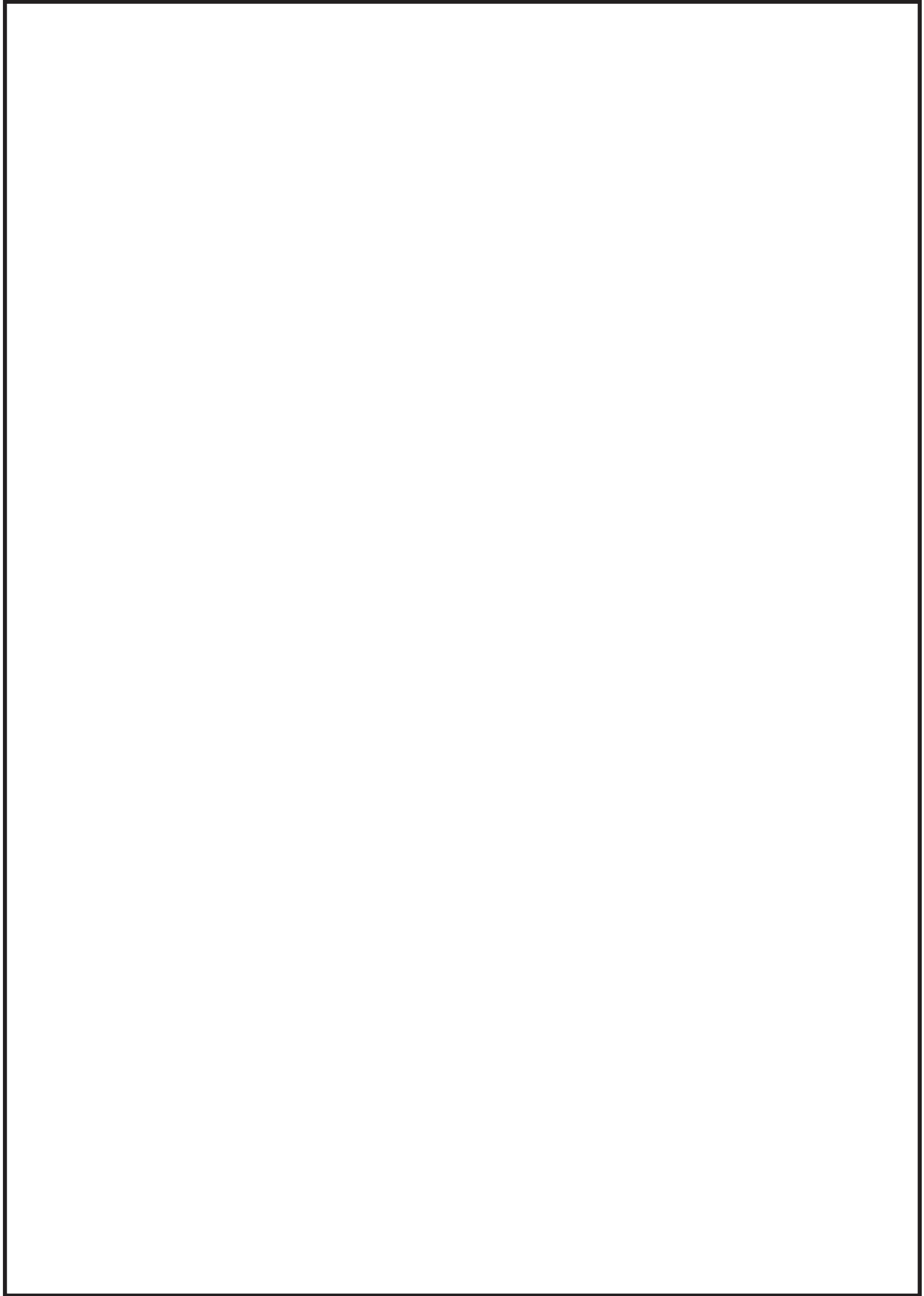
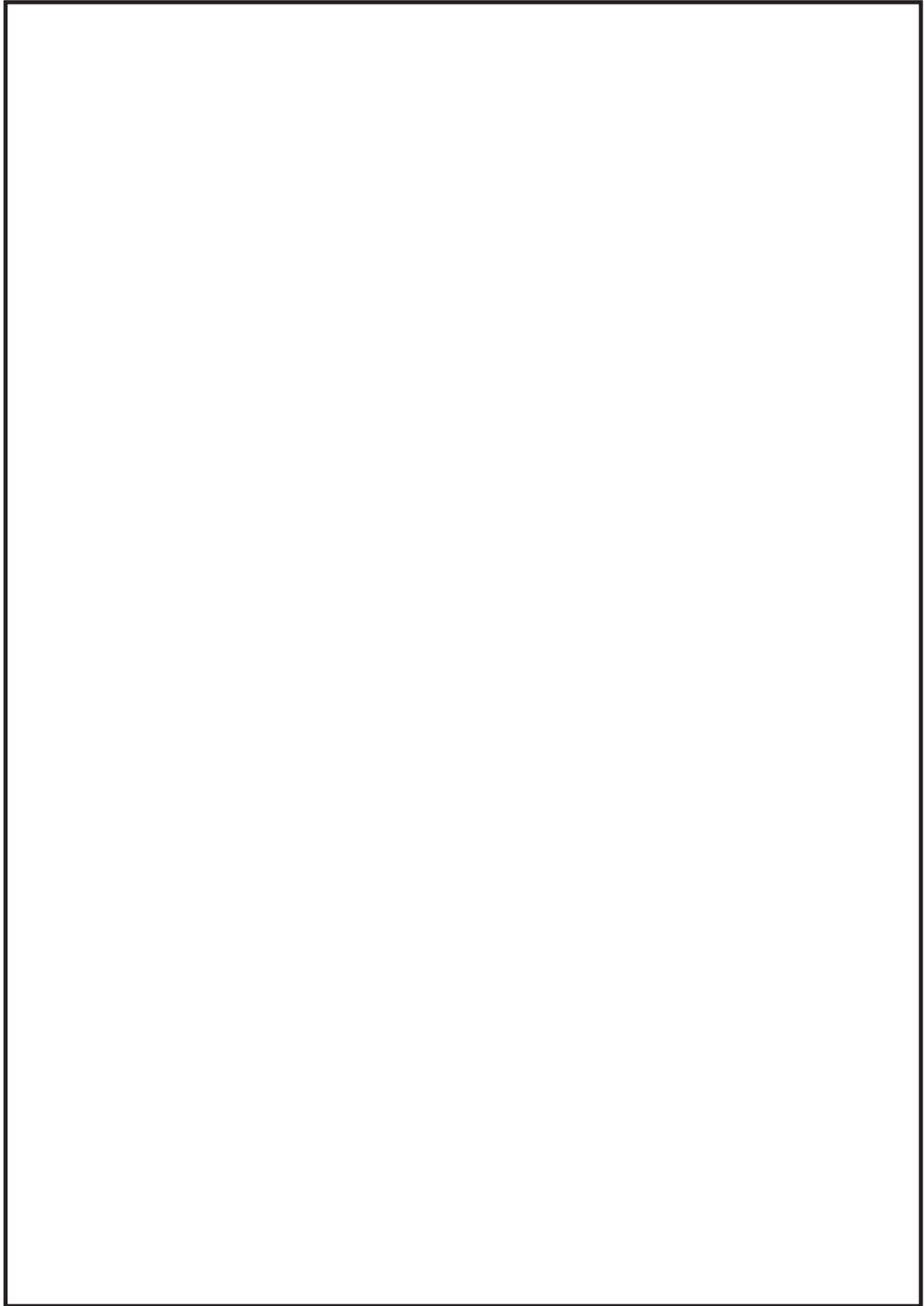


図 49-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-9
アクセスルート図



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」
（平成30年4月19日 提出版）より抜粋

図 49-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

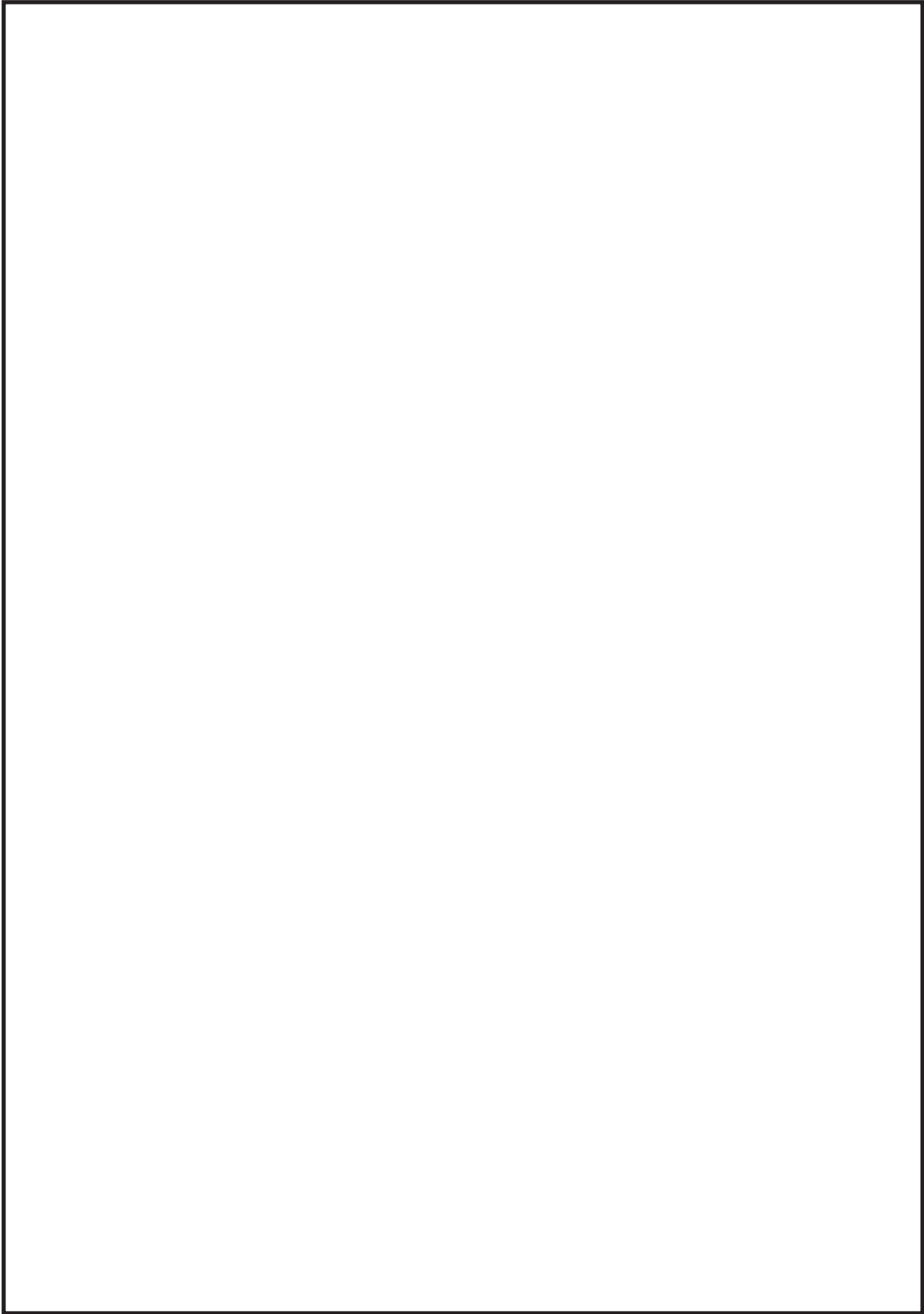


図 49-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

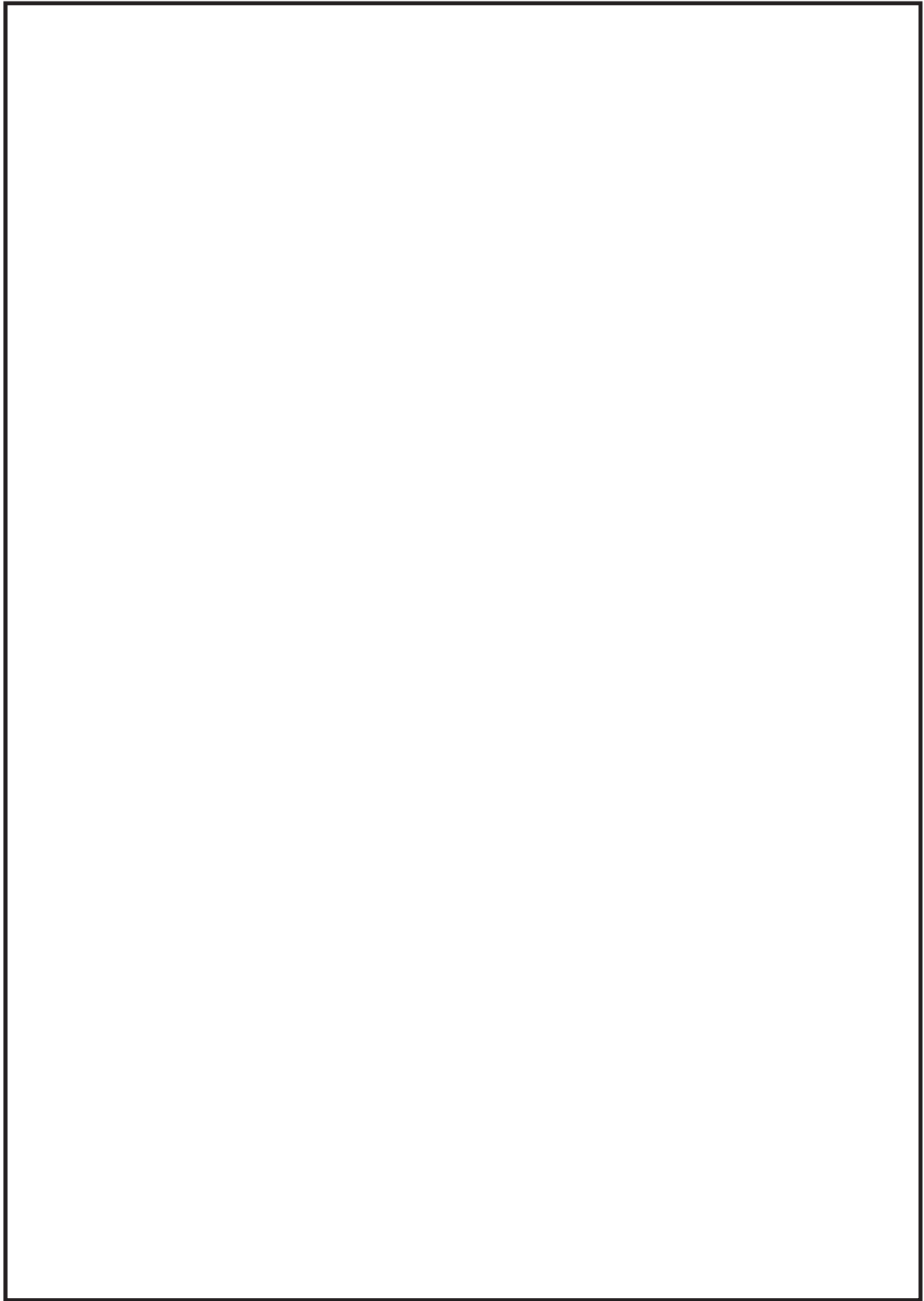


図 49-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

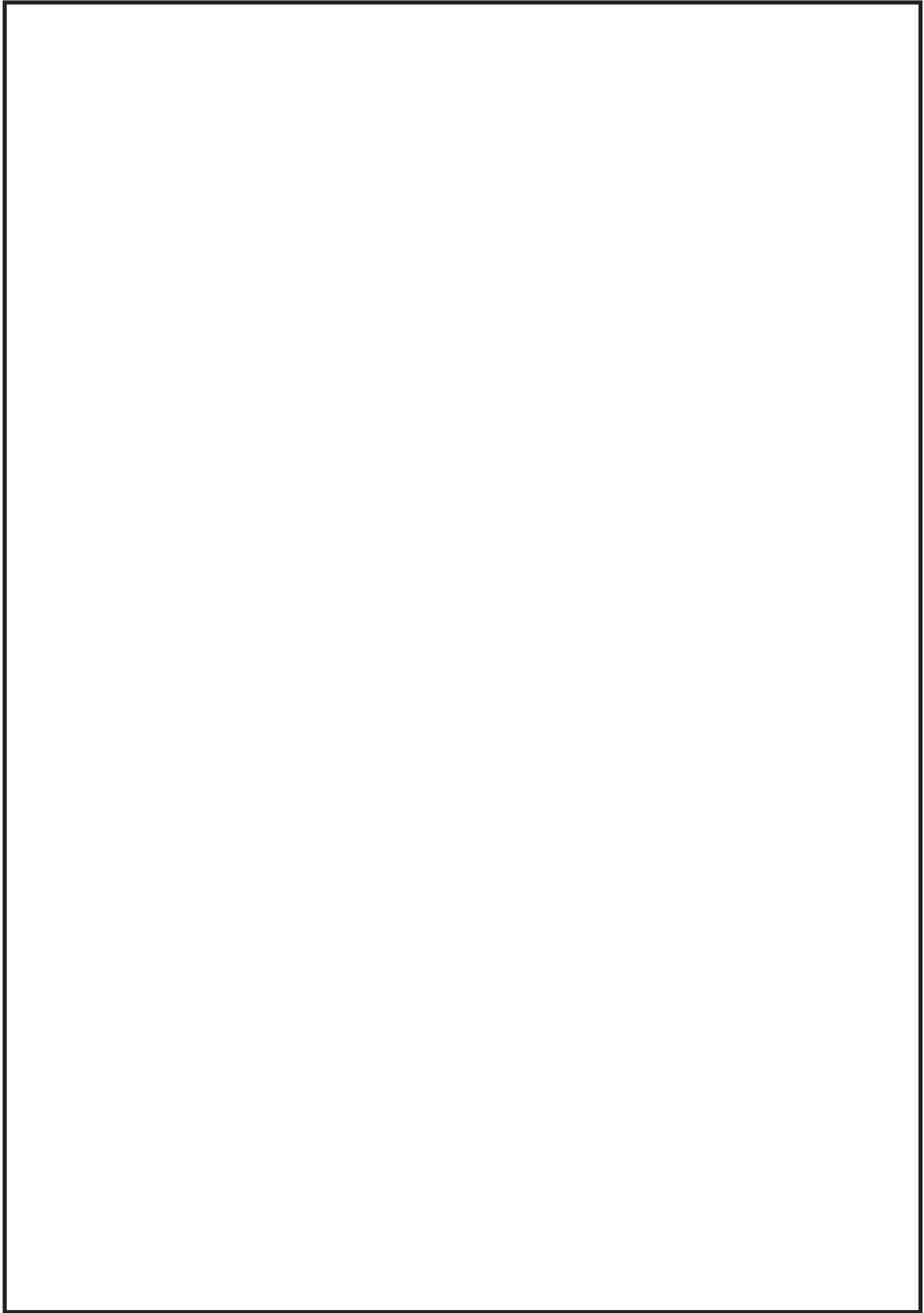


図 49-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

49-10
その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱として、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却系下部送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する手段を整備している。

ドライウェル冷却系下部送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル冷却系下部冷却器の冷却コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ドライウェル冷却系下部送風機(A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	ドライウェル冷却系下部送風機(B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
③	ドライウェル冷却系下部送風機(C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
④	RCW 供給側第二隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RCW 供給側第二隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RCW 戻り側第一隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RCW 戻り側第一隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RCW 戻り側第二隔離弁 (A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑨	RCW 戻り側第二隔離弁 (B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

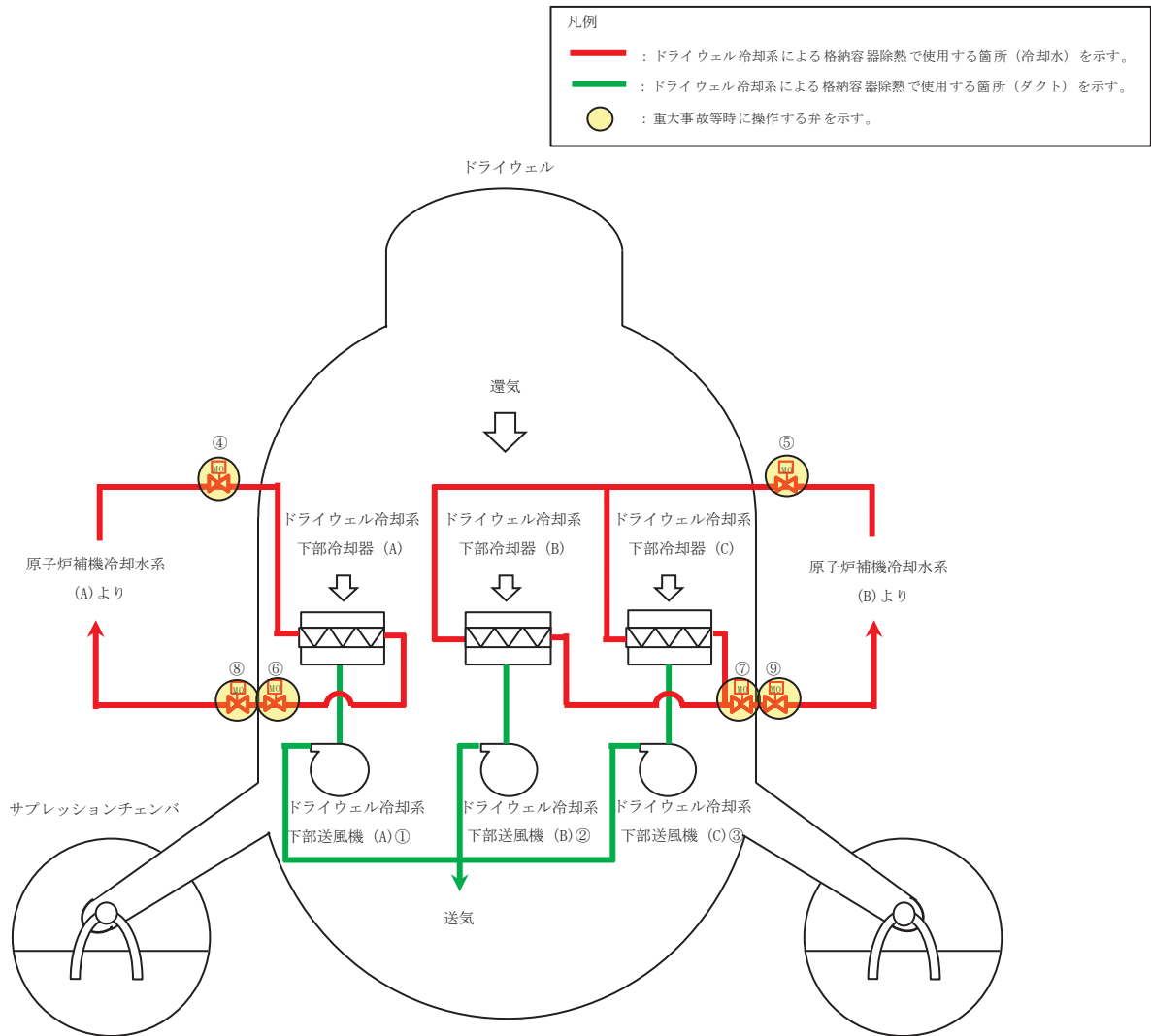


図 49-10-1 ドライウエル冷却系による原子炉格納容器内の除熱概要図

49-11

原子炉格納容器下部床への流入について

原子炉格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部床への流入経路について

1. スプレイ水の流入経路の概要

スプレイ水が原子炉格納容器内に注水されると、図 49-11-1 に示すとおり、スプレイ水は各フロアの床の開口部（グレーチング）より原子炉格納容器最下階のドライウェル床に流下する。ドライウェル床に流下したスプレイ水は、原子炉格納容器下部開口部及びドライウェル床ファンネルから床ドレンラインを通じて、原子炉格納容器下部床へと流入する。

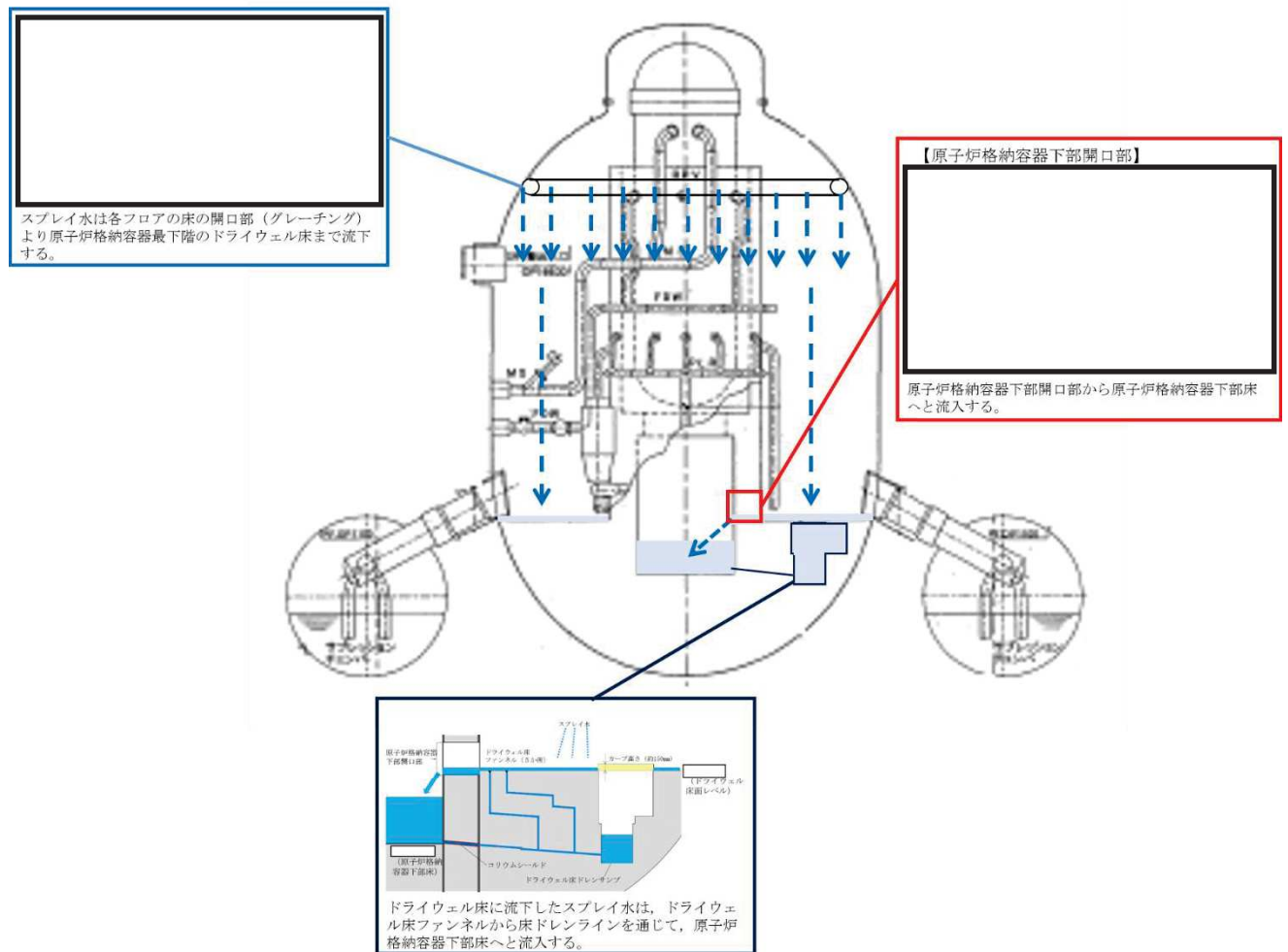


図 49-11-1 スプレイ水の原子炉格納容器下部床への流入経路

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 原子炉格納容器下部開口部の閉塞の可能性について

(1) 原子炉格納容器下部開口部の流路

原子炉格納容器下部開口部は、の大きさがある。このうち、ドライウェル床に水位が形成される最大高さ(ドライウェル床面から 450mm)までを流路として期待している。

なお、当該開口部には、CRD 自動交換機のレール及びレールサポートが設置されているが、開口部側面付近に設置しており、開口中央部は流路が確保されている。図 49-11-2 に原子炉格納容器下部開口部の断面図を示す。

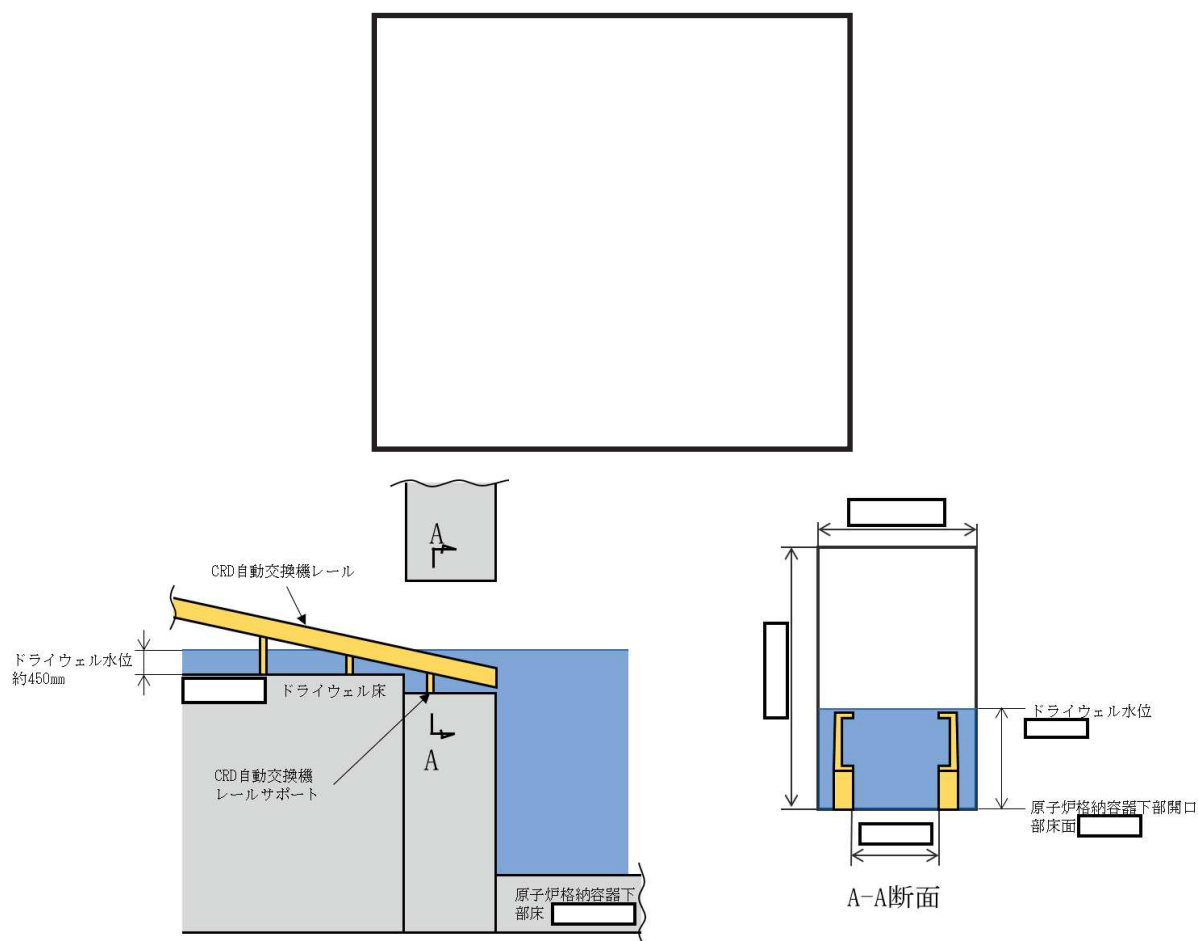


図 49-11-2 原子炉格納容器下部開口部断面図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 原子炉格納容器下部開口部の閉塞の可能性について

原子炉格納容器下部床への流路は、配管等ではなく比較的大きな開口部である。

原子炉格納容器下部開口部にはCRD自動交換機レール及びレールサポートが設置されているが、鋼材を溶接した長尺の一体構造物であるため、その形状から、波及的影響により当該開口部を閉塞させる可能性はない。

また、原子炉格納容器内には、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備の配管・弁等が多数存在しており、それらに対する波及的影響を考慮した設計としていること、及び原子炉格納容器下部開口部付近の現場確認を行い付近の物品は全て溶接又はボルトにて固定されており容易に落下しないことを確認していることから、当該開口部を閉塞させる可能性のある異物は発生しないと考えられる。

ドライウエル床面から原子炉格納容器下部床への流入経路について

ドライウエル床面から原子炉格納容器下部床への流入経路について、図面による確認及び現場確認を行い、図 49-11-3 に示すとおり、格納容器スプレイによる格納容器下部の初期水張りがされる範囲に、原子炉格納容器下部開口部及びドライウエル床ファンネルがあることを確認している。なお、ドライウエル床ファンネルは、図 49-11-4 に示すとおり全て床ドレンサンプへつながっている。

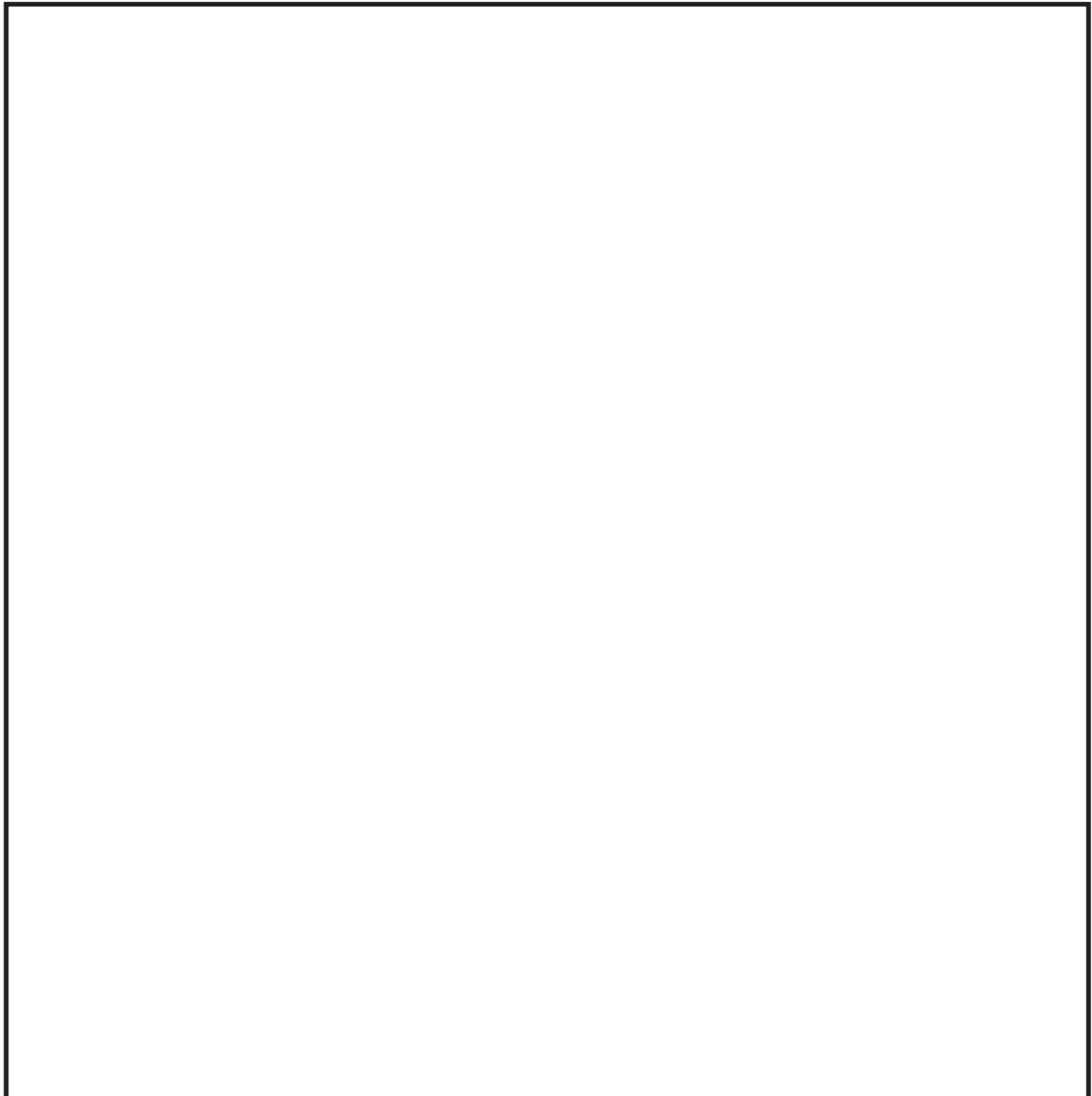


図 49-11-3 ドライウエル床面から原子炉格納容器下部床への流入経路

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

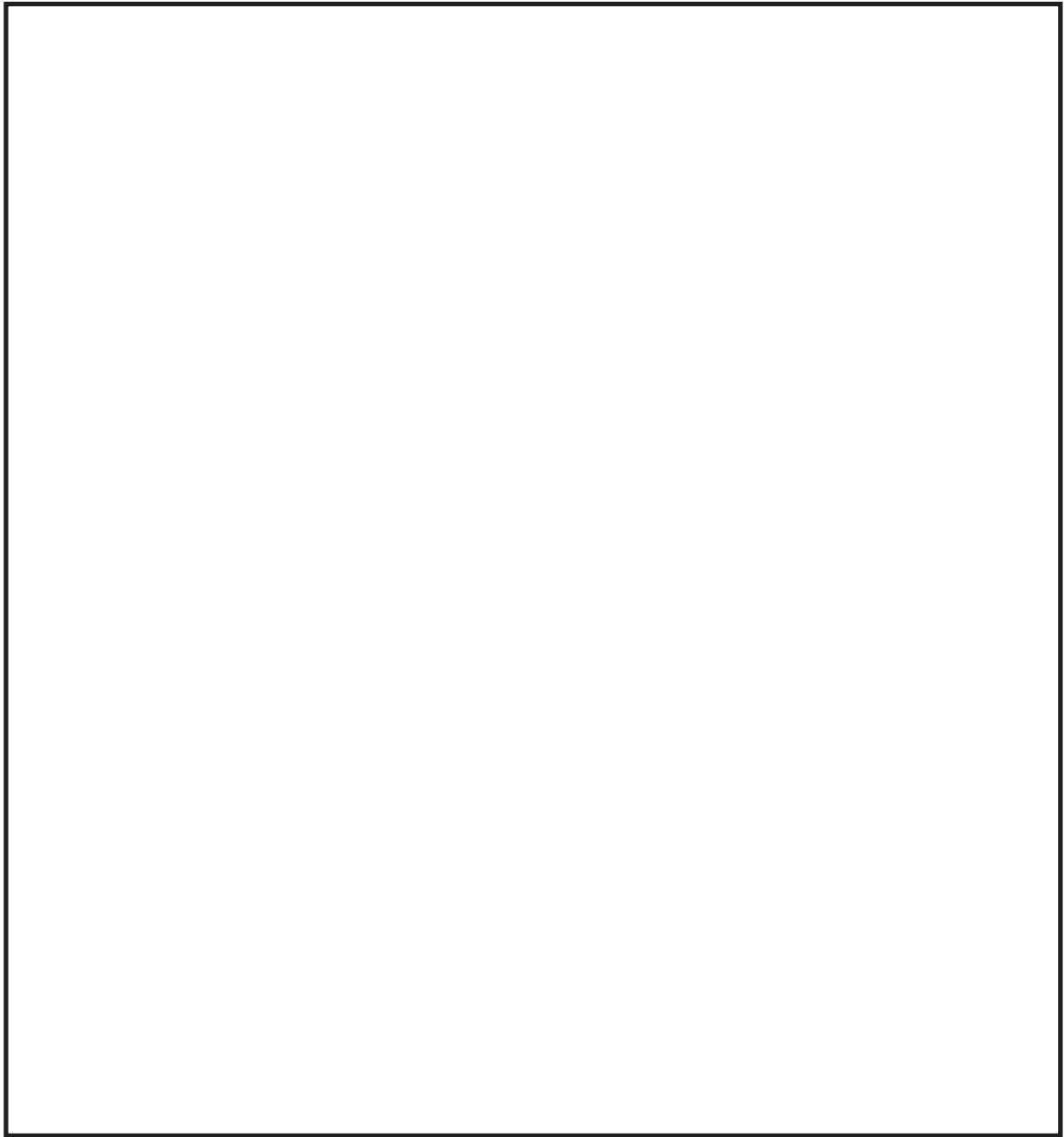


図 49-11-4 ドライウェル床ファンネルから原子炉格納容器下部床への流路断面図

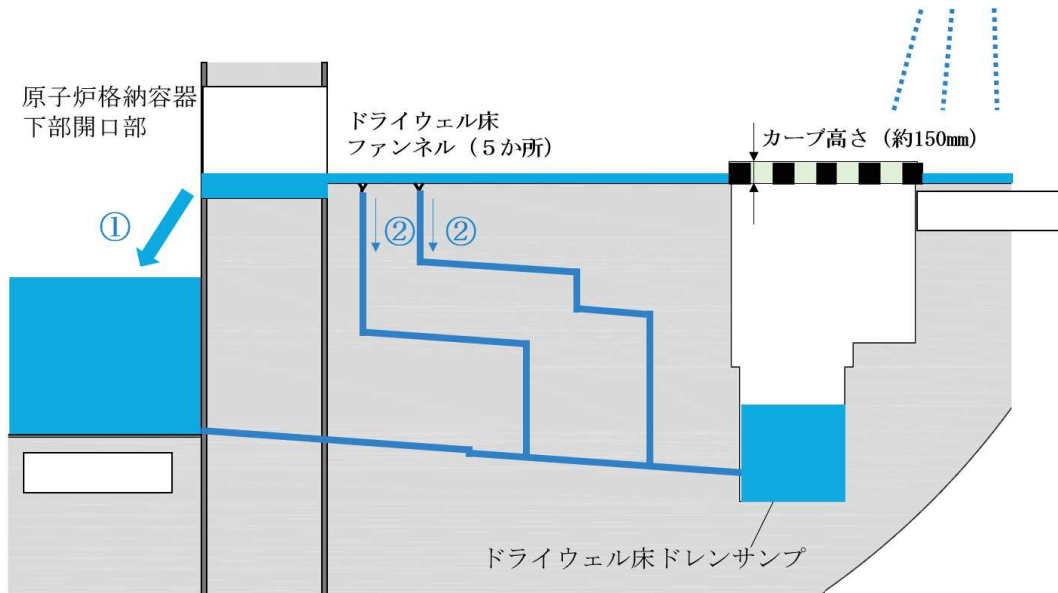
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

49-11-5

格納容器スプレイによる格納容器下部の初期水張りについて

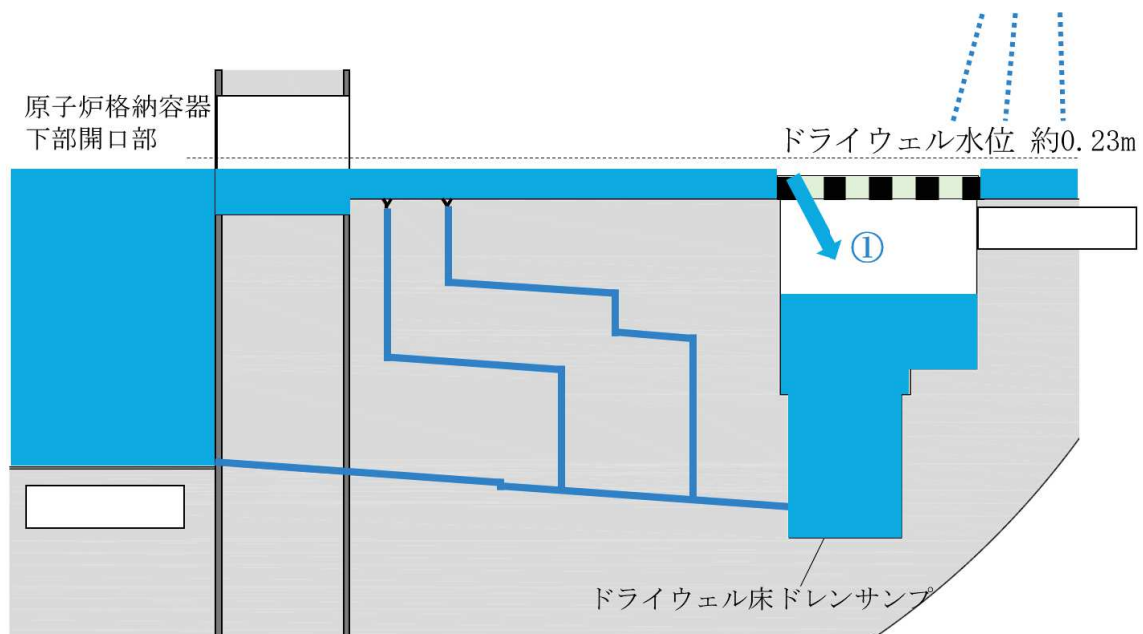
格納容器スプレイによる格納容器下部の水位形成の概要を以下に示す。

1. ドライウェル水位 ≤ カーブ高さ



ドライウェル水位がカーブ高さ (約150mm) より低い場合は、開口部経由で格納容器下部へ流入する経路 (①) 並びに床ファンネルから格納容器下部及びドレンサンプに流入する経路 (②) で水位が形成されていく

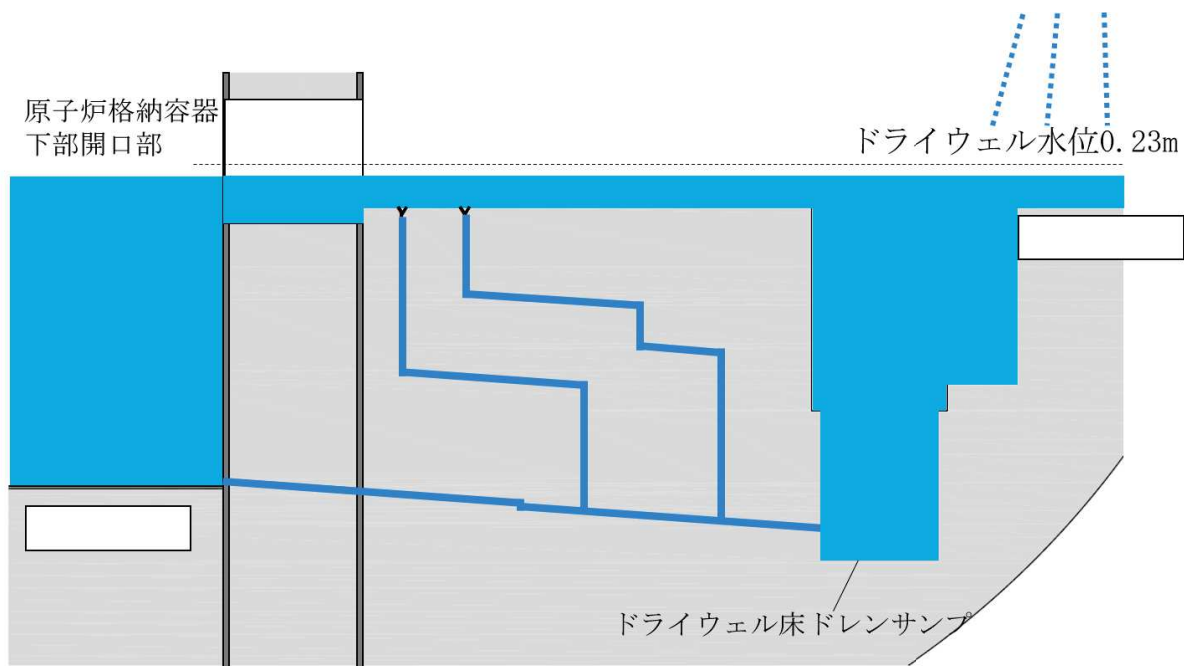
2. ドライウェル水位 ≥ カーブ高さ



ドライウェル水位がカーブ高さ (約150mm) より高くなると、ドレンサンプの上部より流入する経路 (①) にて水位が形成され、格納容器下部水位とドレンサンプ内の水位が同じ高さになる

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. ドレンサンプル満水以降



ドレンサンプル満水以降は、ドライウェル床面全体を満たしながら水位が上昇する

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

49-12

注水用ヘッダについて

注水用ヘッドについて

1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置作業の効率化，被ばく低減を図ることを目的に，注水用ヘッドを経由して，重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管），⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型），⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑨復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は，全てを同時に使用することはないものの，保守的に同時使用を考慮し，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は各系統に必要な流量全てを1台で確保可能な容量を有する設計とする。（49-6 参照）

また，上記の重大事故等対処設備と同時に，自主対策設備である「⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）」における注水設備として使用することも考慮し，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え，自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう，注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 49-12-1 に示す。

なお，注水用ヘッドは，原子炉建屋外から水を供給する設備として1セット1台で使用することから，故障時のバックアップ等を考慮し，合計3台を確保し，複数箇所に分散して保管する設計とする。

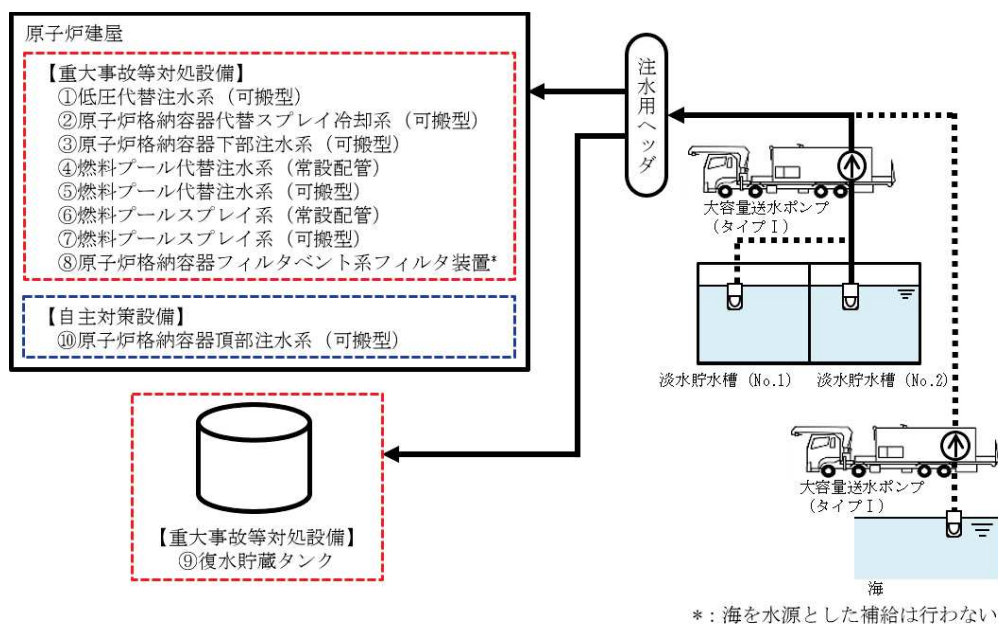


図 49-12-1 全体系統概要図

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑨復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 49-12-1 に示す。

表 49-12-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{1,2,3}									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	—	10h	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
LOCA時注水機能喪失	—	26h	—	—	—	—	—	—	10h	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	29h ^{*5}	—	—	—	—	—	—	(10h) ^{*4} 10h ^{*5}	—
・ 水素燃焼	—	—	—	—	—	—	—	—	10h	—
・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用	—	23h	—	—	—	—	—	—	10h	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故										
想定事故 1	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故 2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

*1：①低圧代替注水系（可搬型），②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），③原子炉格納容器下部注水系（可搬型），④燃料プール代替注水系（常設配管），⑤燃料プール代替注水系（可搬型），⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管），⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型），⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑨復水貯蔵タンクへの補給，⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）

*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は，記載時間以降は適宜実施。

*3：（ ）は有効性評価の解析上考慮しない作業。

*4：代替循環冷却系を使用する場合。

*5：代替循環冷却系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 注水用ヘッダの接続

注水用ヘッダの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表 49-12-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)及び⑨復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 49-12-2 示す。

表 49-12-2 注水用ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッダ		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑨
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	—*2	⑤又は⑦
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑩
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑥
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑧

*1：①低圧代替注水系(可搬型)，②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)，③原子炉格納容器下部注水系(可搬型)，④燃料プール代替注水系(常設配管)，⑤燃料プール代替注水系(可搬型)，⑥燃料プールのスプレイ系(常設配管)，⑦燃料プールのスプレイ系(可搬型)，⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給，⑨復水貯蔵タンクへの補給，⑩原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)(自主対策設備)

*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口は使用しない。

3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 49-12-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 49-12-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

49-13

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 49-13-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台、付属水中ポンプ 2 台、ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり、外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後、ホースを介して増圧ポンプへと送水し、加圧した水を各注水先へ送水する。

なお、付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計としている。

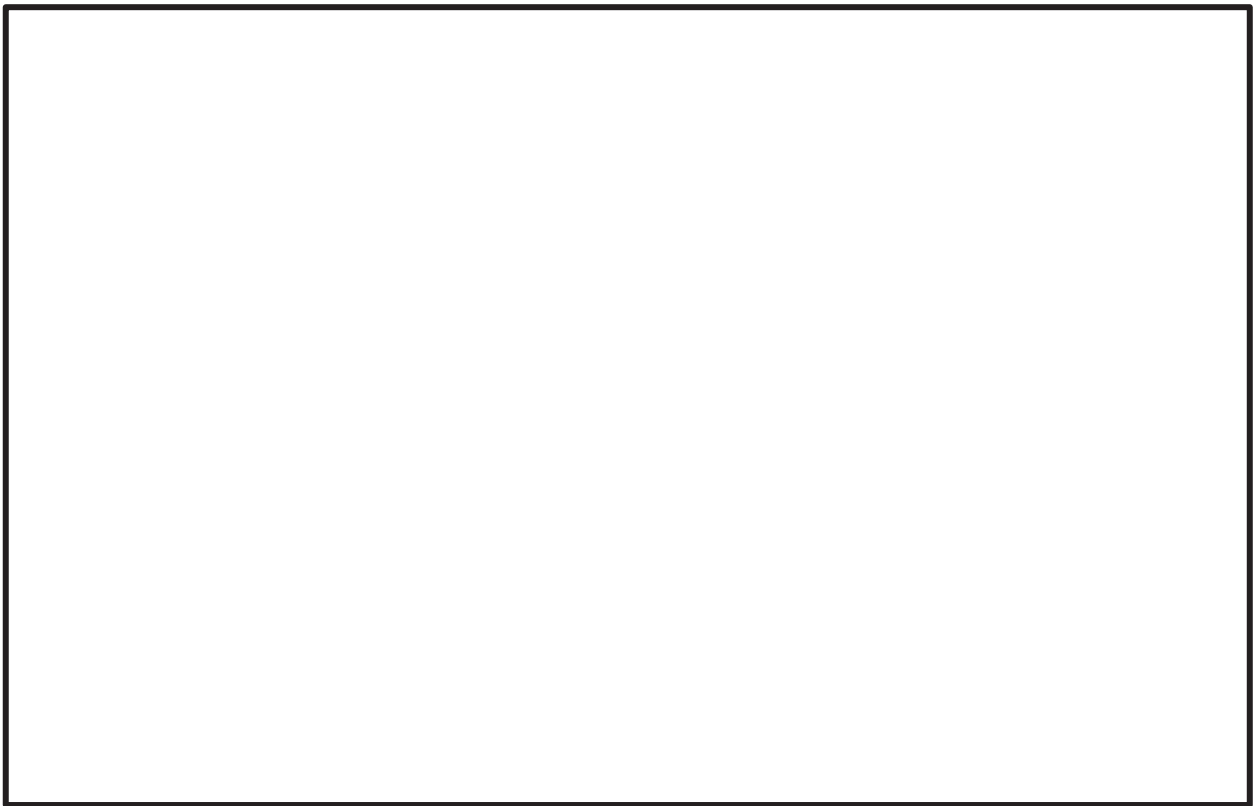


図 49-13-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 注水用ヘッダについて

50-13 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

50-14 熱交換器ユニットの構造について

50-1

SA 設備基準適合性一覧表

(原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) は 48 条にて整理)

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		代替循環冷却ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	50-4配置図, 50-5系統図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			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	A	
			関連資料	50-6試験及び検査		
		第4号	切替え性	本来の用途として使用—切替必要	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	B		
		関連資料	50-4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	50-7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	異なる駆動源, 冷却源	C a
			関連資料	50-2単線結線図, 50-4配置図, 50-5系統図		

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		50-4配置図, 50-5系統図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		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	切替え性		本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料		50-5系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		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		50-5系統図		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量		設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料		50-7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) ー対象 (同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障		異なる駆動源, 冷却源	C a
	関連資料		50-2単線結線図, 50-4配置図, 50-5系統図			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (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		大容量送水ポンプ (タイプI)		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	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		常時海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図			
		第2号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B g	
		関連資料	50-5 系統図, 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	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a		
	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		その他設備	C	
			関連資料	50-7 容量設定根拠			
		第2号	可搬SAの接続性		より簡便な接続	C	
			関連資料	50-4 配置図, 50-8 接続図			
		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	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	50-4 配置図, 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		防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b		
		サポート系要因		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	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図					

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第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43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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		常時海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図	
		第2号	操作性		現場操作 (設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業)	B c, B d, B f, B g
		関連資料		50-5 系統図, 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, 熱交換器	A, D
		関連資料		50-6 試験及び検査		
		第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	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		50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査		
	第6号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
	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可搬型設備	A
			関連資料		50-7 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		50-4 配置図, 50-8 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		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		50-4 配置図, 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		防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋内	A a	
		サポート系要因		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		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図			

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第2号	操作性		操作不要	対象外		
		関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器	C		
		関連資料		50-6 試験及び検査			
	第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料		50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		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		50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第6号	設置場所		操作不要	対象外		
		関連資料		50-4 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		50-7 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		対象外 (緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) - 対象 (同一目的のSA設備あり))	B
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	対象外
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		

女川原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		フィルタ装置出口側圧力開放板		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	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第2号	操作性		操作不要	対象外		
		関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他	N		
		関連資料		50-6 試験及び検査			
	第4号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a		
		関連資料		50-5 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		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		50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所		操作不要	対象外		
		関連資料		50-4 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		50-7 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		対象外(緩和設備(又は防止でも緩和でもない設備)ー対象(同一目的のSA設備あり))	B
				サポート系故障		対象外(サポート系なし)	対象外
	関連資料				50-4 配置図, 50-5 系統図		

50-2
単線結線図

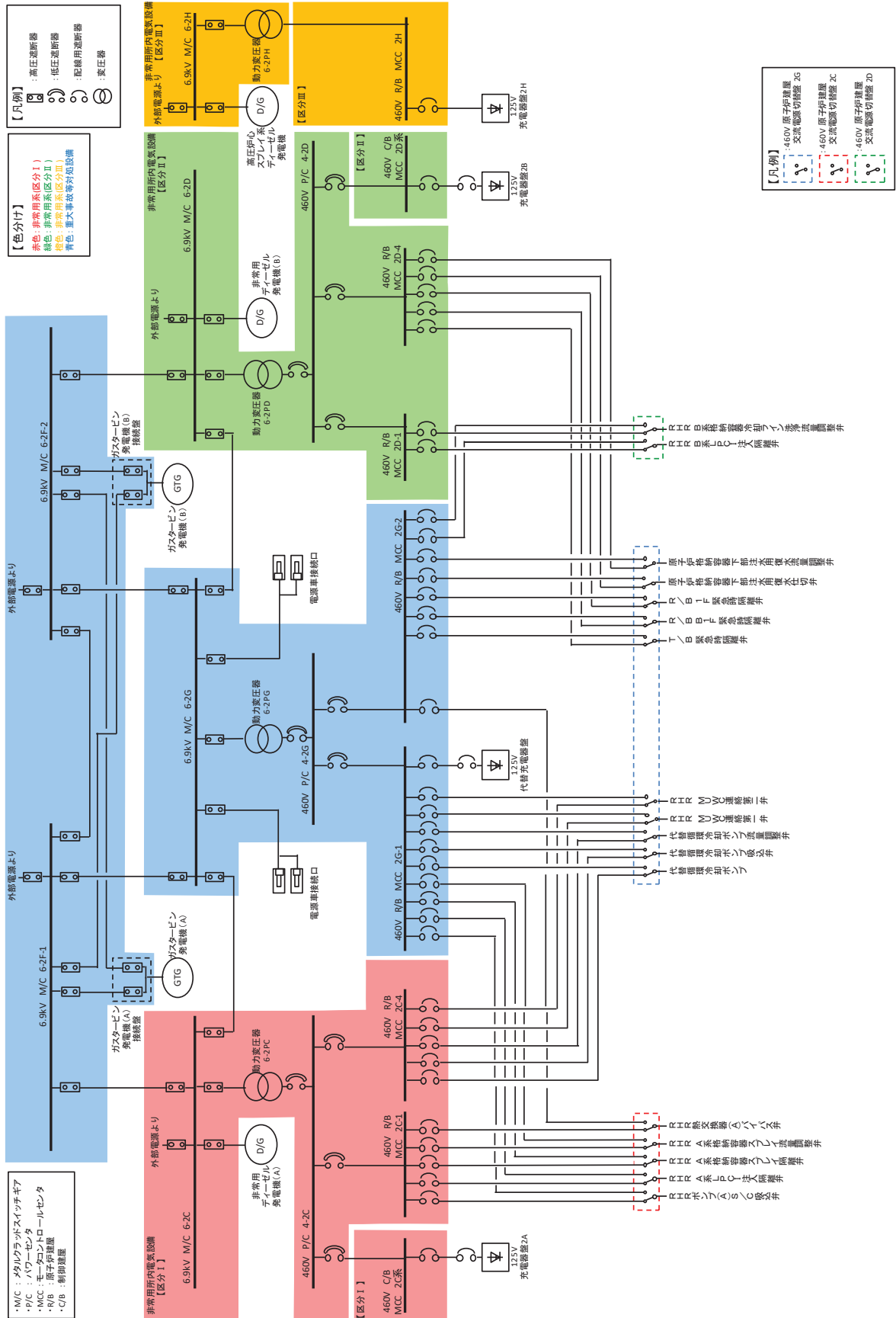


図 50-2-1 代替循環冷却系に係る交流電源単線結線図

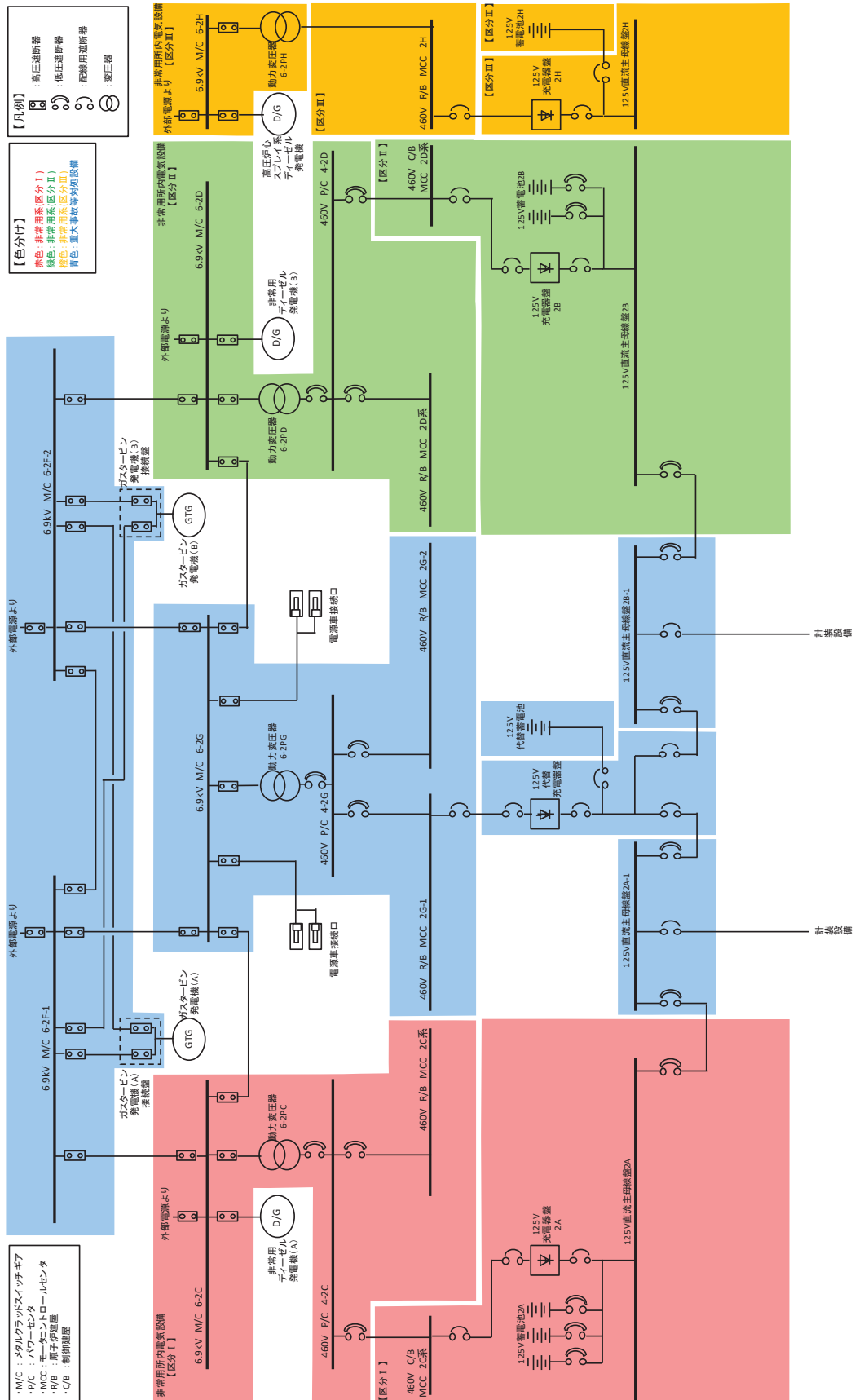


図 50-2-2 代替循環冷却系に係る直流電源単線結線図

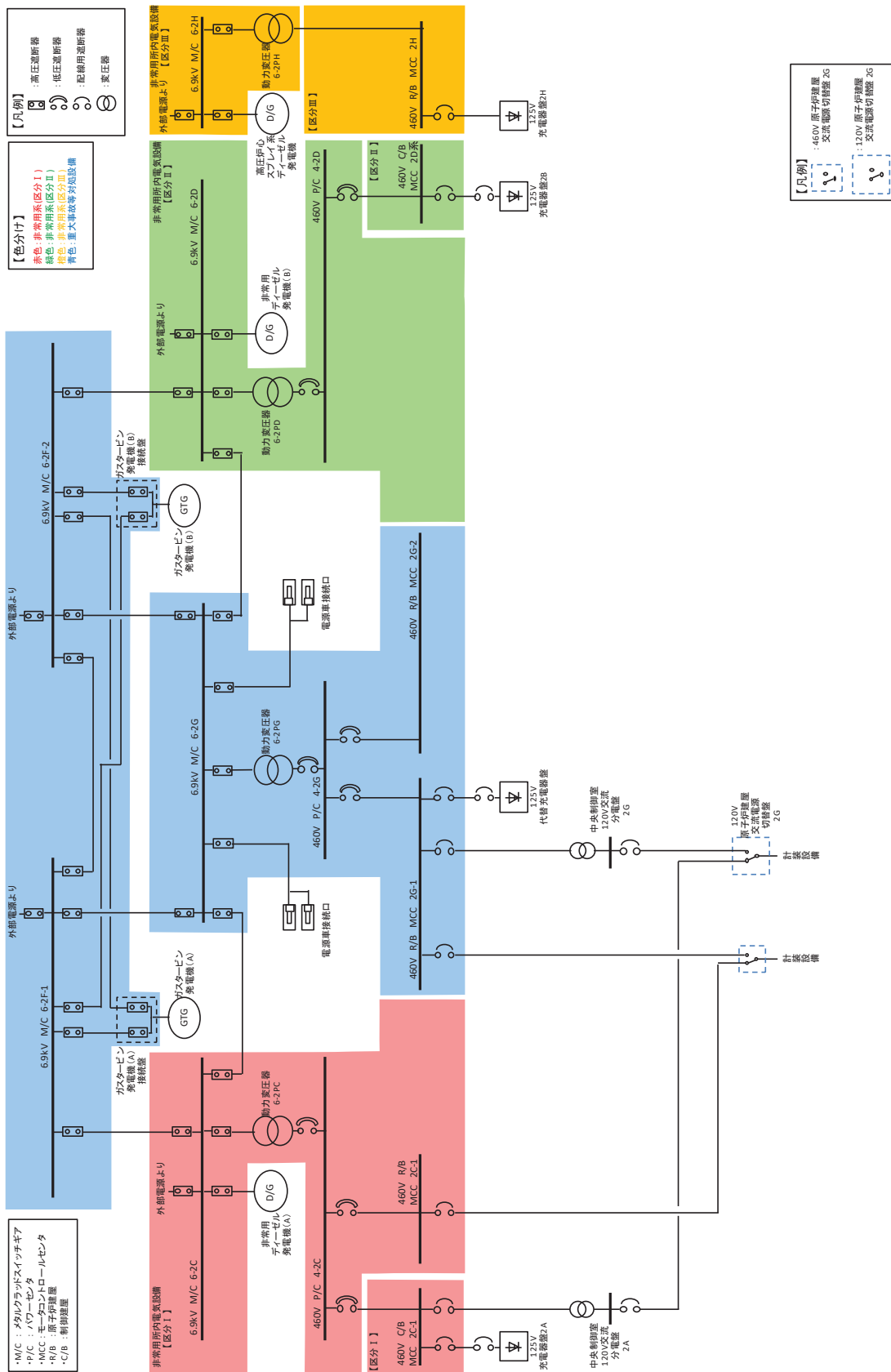


図 50-2-3 原子炉格納容器フィルタベント系に係る交流電源単線結線図

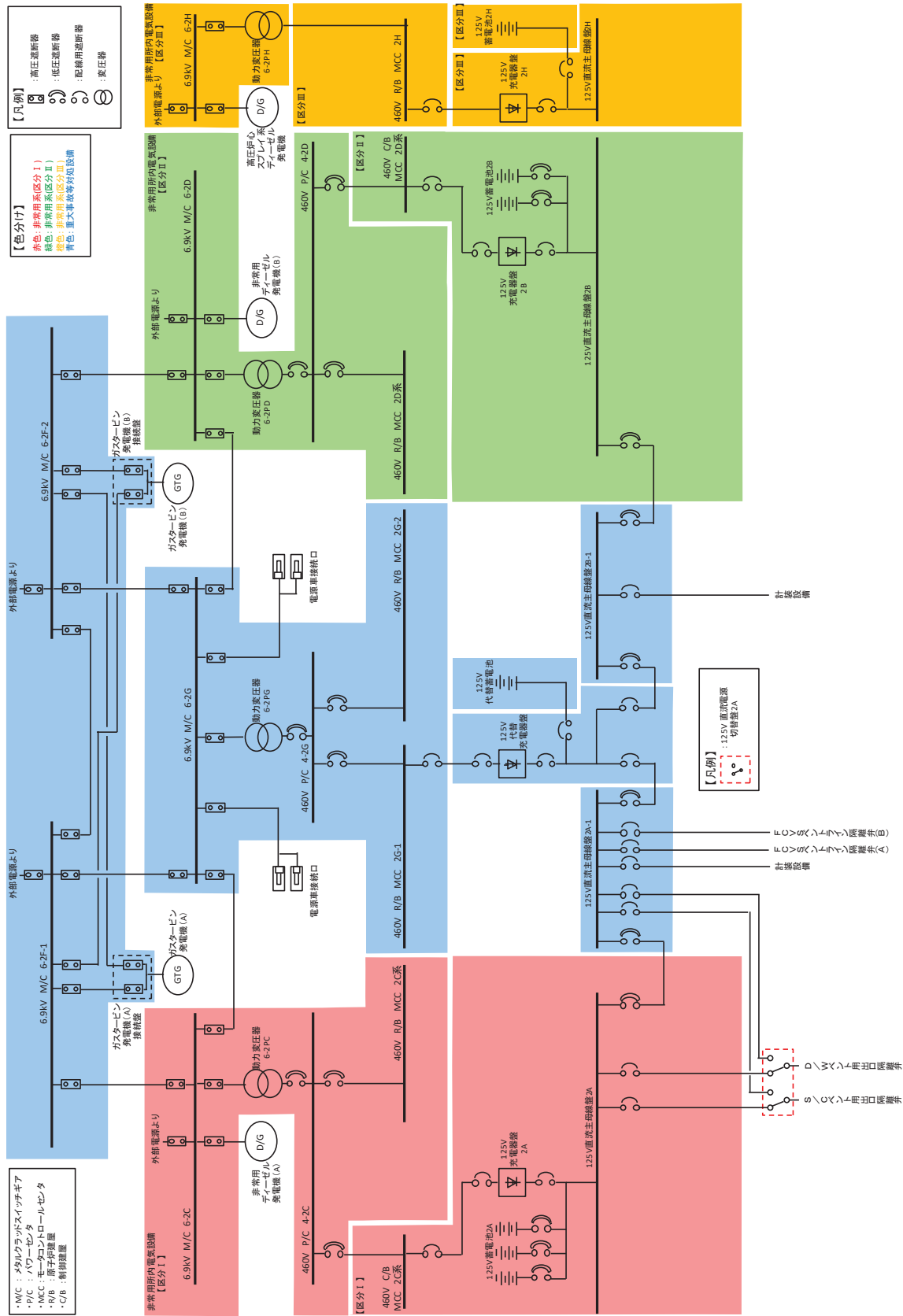
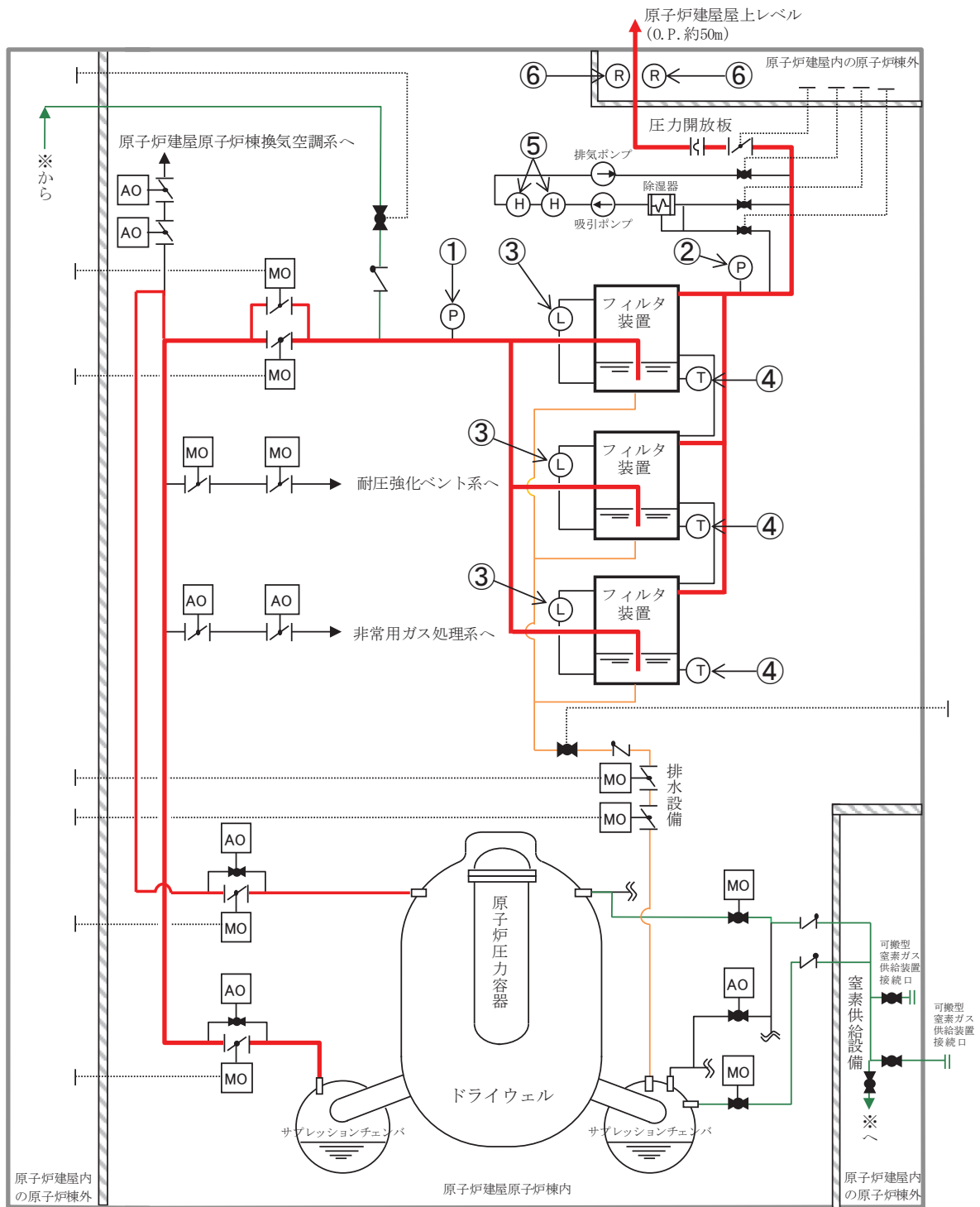


図 50-2-4 原子炉格納容器フィルタベント系に係る直流電源単線結線図

50-3
計測制御系統図

表 50-3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 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 フィルタ装置出口側圧力開放板	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に原子炉格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認
		フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	ベント開始時及び継続時に原子炉格納容器内のガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認
		フィルタ装置水位 (広帯域)	フィルタ装置性能維持のための水位監視
		フィルタ装置水温度	フィルタ装置内の水温度監視
		フィルタ装置出口水素濃度	ベント停止後の系統内の水素濃度の確認
		フィルタ装置出口放射線モニタ	ベント開始時及び継続時に放出されるベントガスの放射性物質濃度の確認



原子炉建屋

注：図内の丸数字は表50-3-2の監視項目の丸数字に対応する。

図 50-3-1 原子炉格納容器フィルタベント系 計測制御系統図

表 50-3-2 原子炉格納容器フィルタベント系の計測設備主要仕様
(重要監視パラメータ)

監視項目 ^{*1}	計測範囲	個数	監視場所
①フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1~1.0MPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
②フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1~1.0MPa[gage]	1	中央制御室/ 緊急時対策所
③フィルタ装置水位 (広帯域)		3	中央制御室/ 緊急時対策所
④フィルタ装置水温度	0~200℃	3	中央制御室/ 緊急時対策所
⑤フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	1	中央制御室/ 緊急時対策所
	0~100vol%	1	
⑥フィルタ装置出口放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	2	中央制御室/ 緊急時対策所

*1 監視項目の数字は図 50-3-1 の丸数字に対応する。

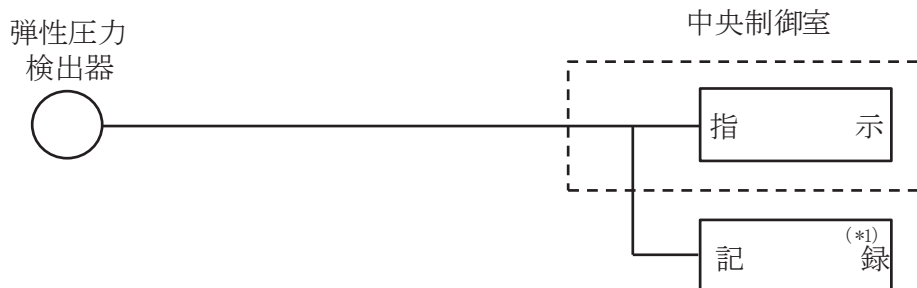
*2 基準点はフィルタ装置 (本体) 下鏡底部。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) フィルタ装置入口圧力（広帯域）

フィルタ装置入口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置入口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-2に示す。

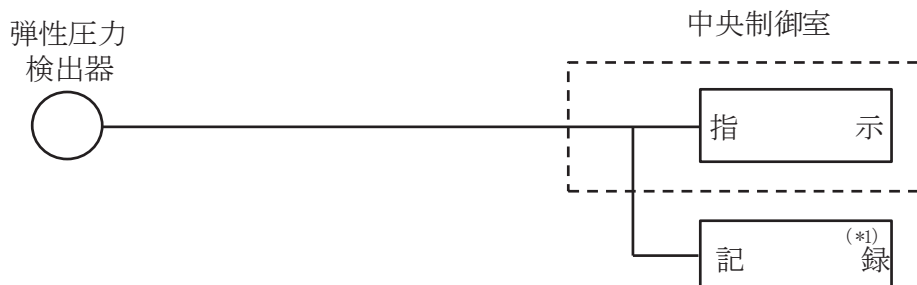


(*) SPDS伝送装置

図50-3-2 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

(2) フィルタ装置出口圧力（広帯域）

フィルタ装置出口圧力（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置出口圧力（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-3に示す。

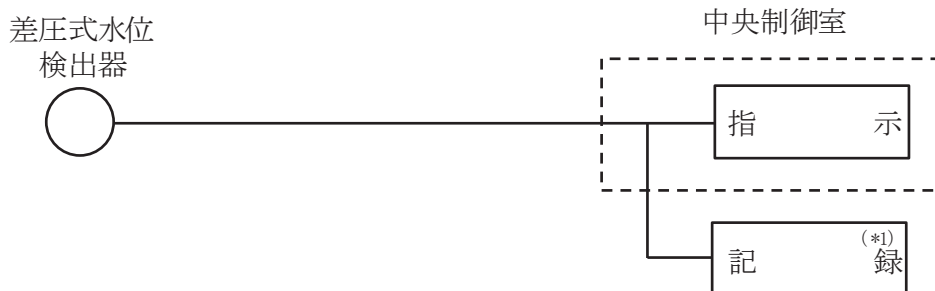


(*) SPDS伝送装置

図50-3-3 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

(3) フィルタ装置水位（広帯域）

フィルタ装置水位（広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置水位（広帯域）として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-4に示す。

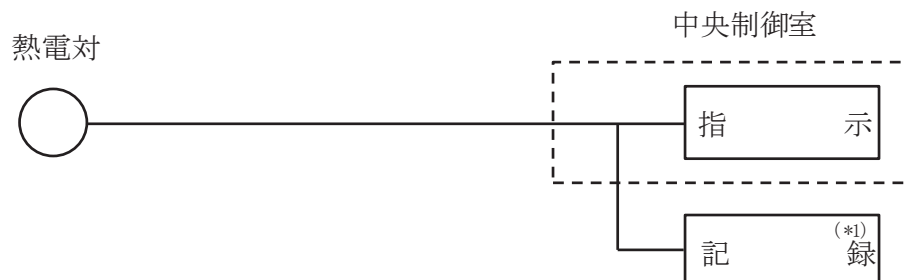


(*1) SPDS伝送装置

図50-3-4 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

(4) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、フィルタ装置水温度として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-5に示す。



(*1) SPDS伝送装置

図50-3-5 フィルタ装置水温度の概略構成図

(5) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-6に示す。

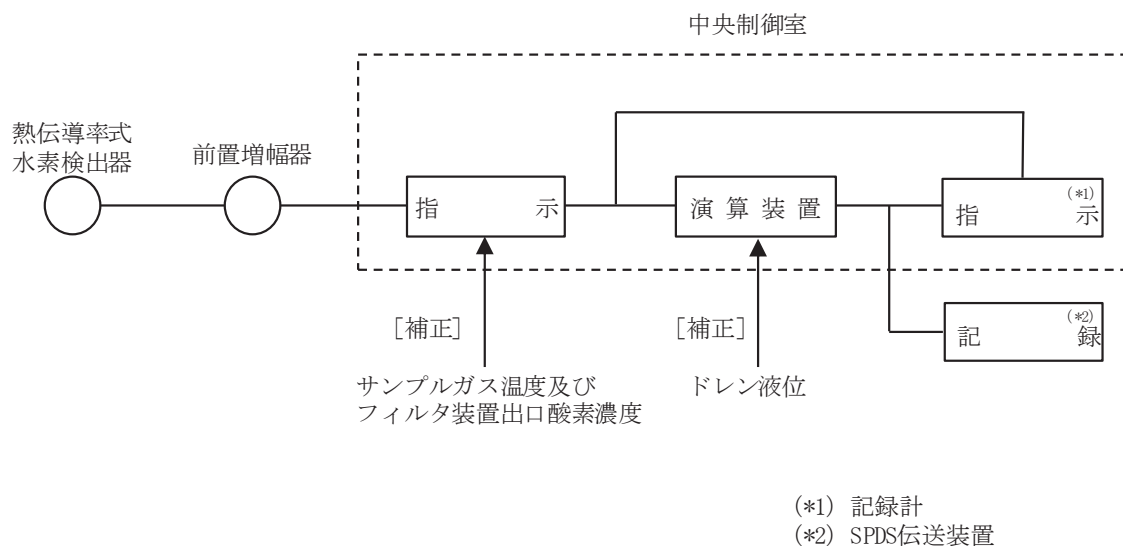


図50-3-6 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

(6) 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、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。概略構成図を図50-3-7に示す。

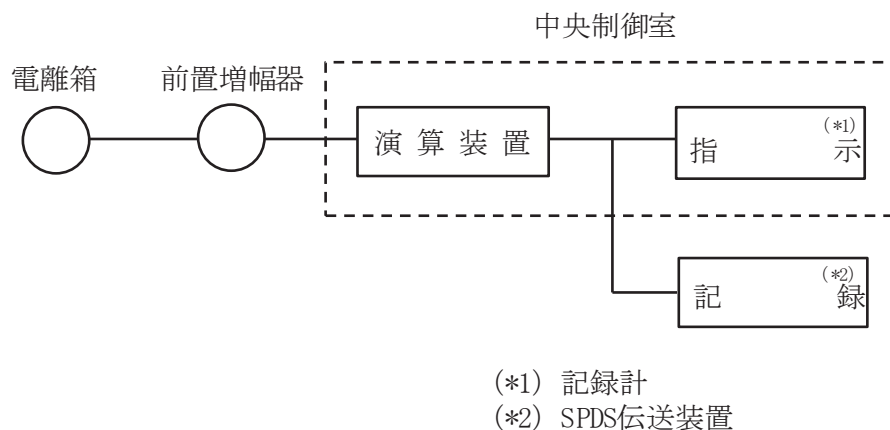
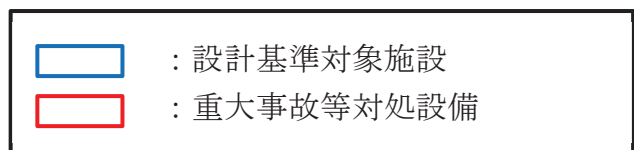


図 50-3-7 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図

50-4
配置図



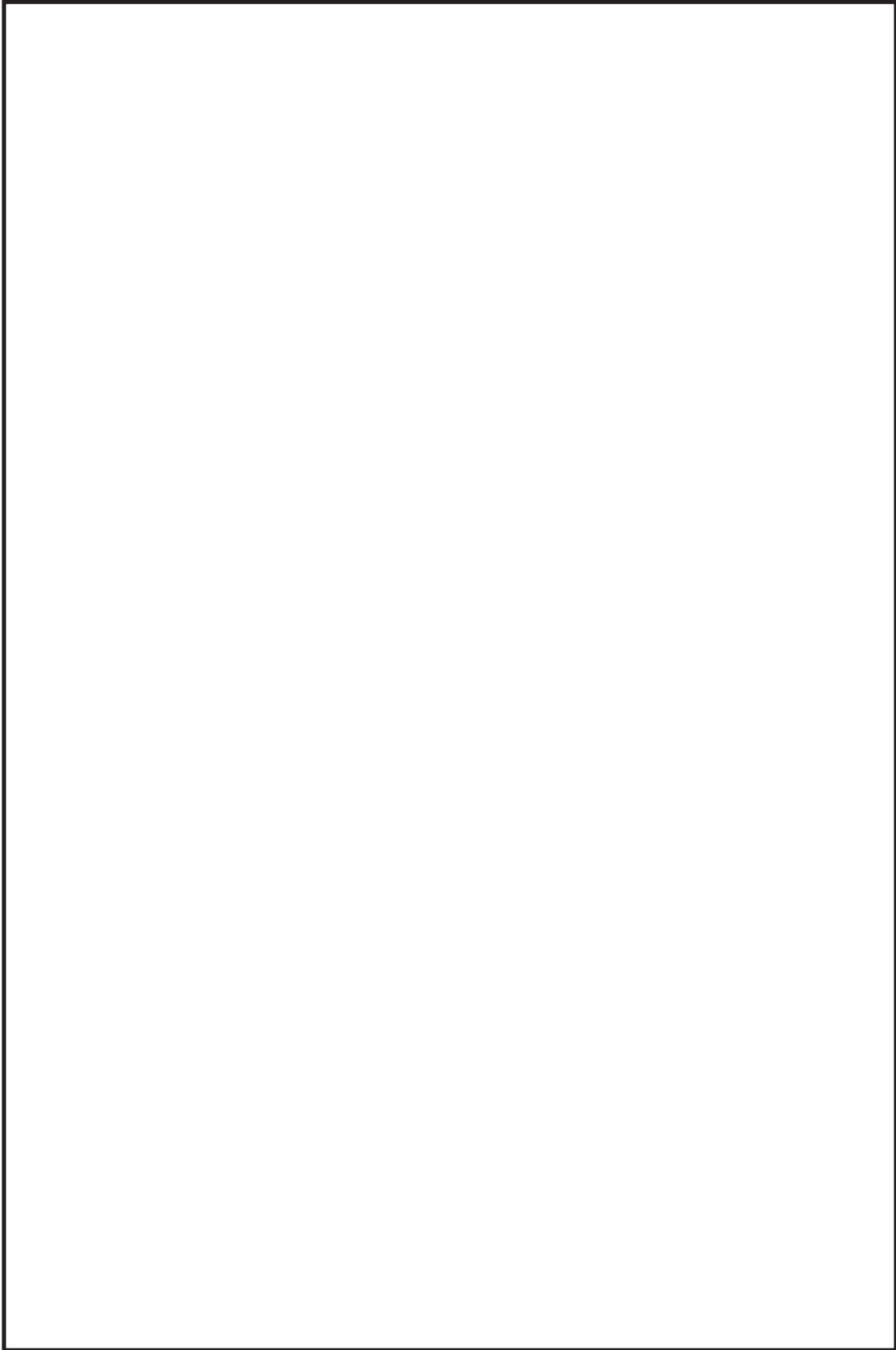


図 50-4-1 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

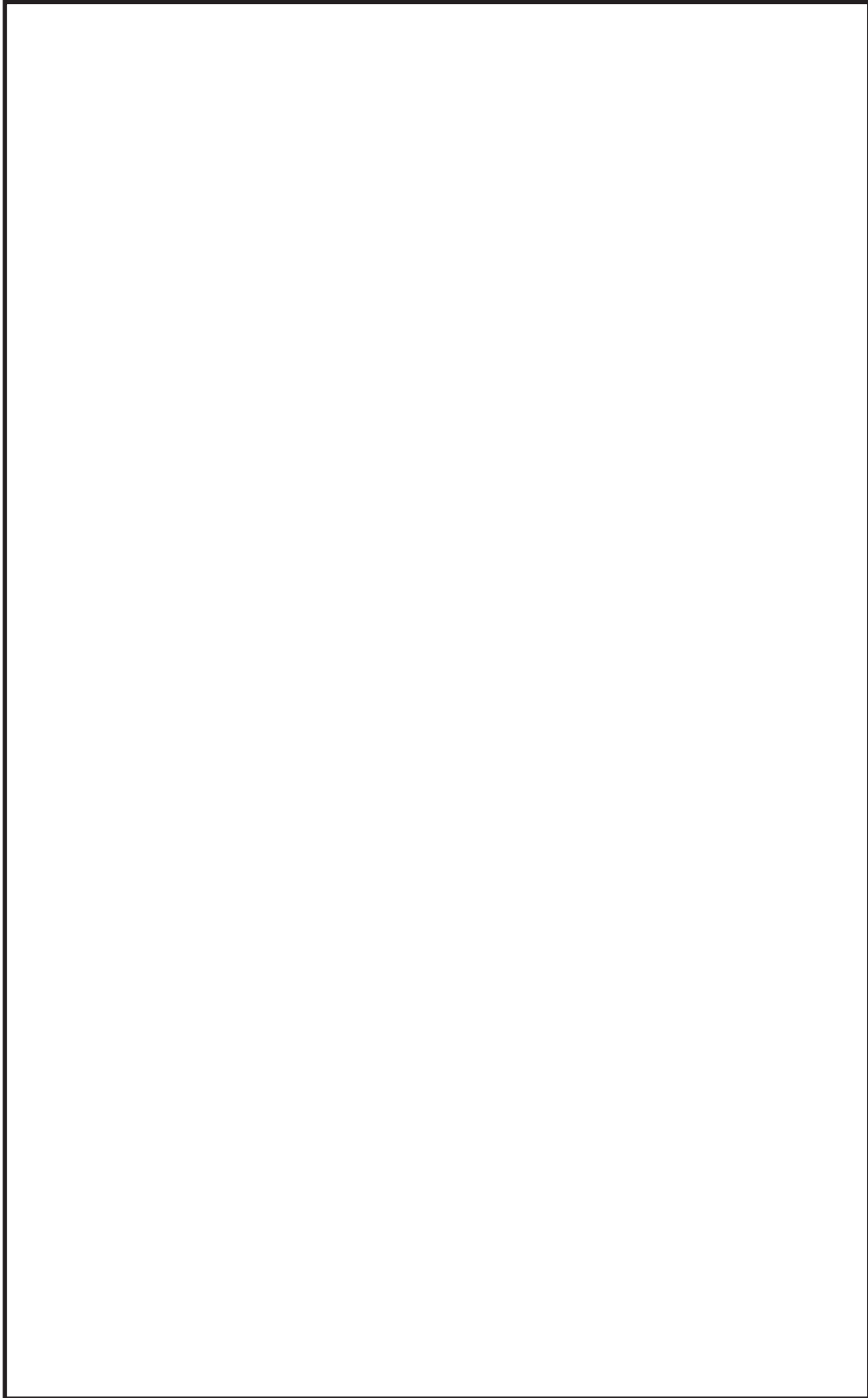


図 50-4-2 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

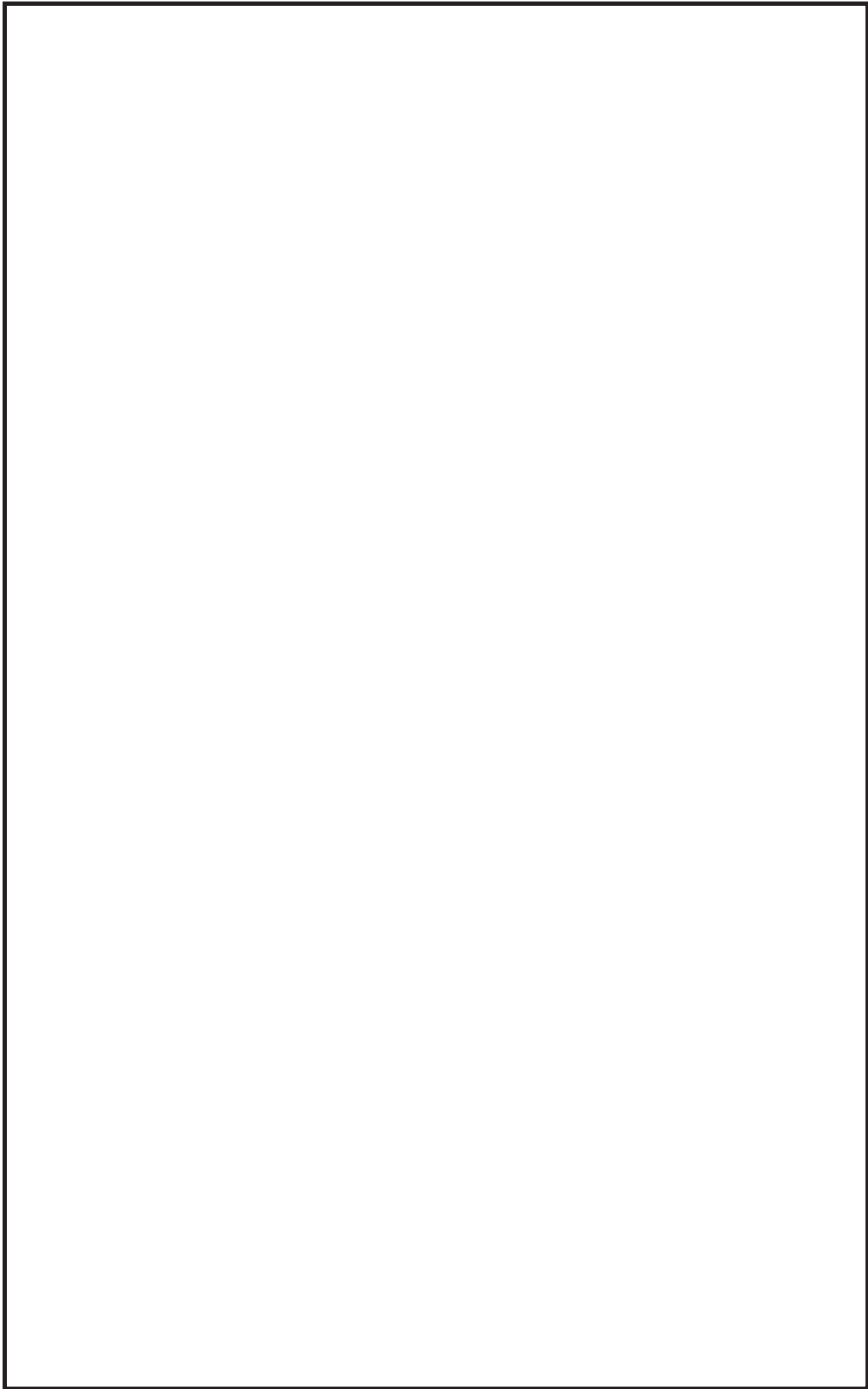


図 50-4-3 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

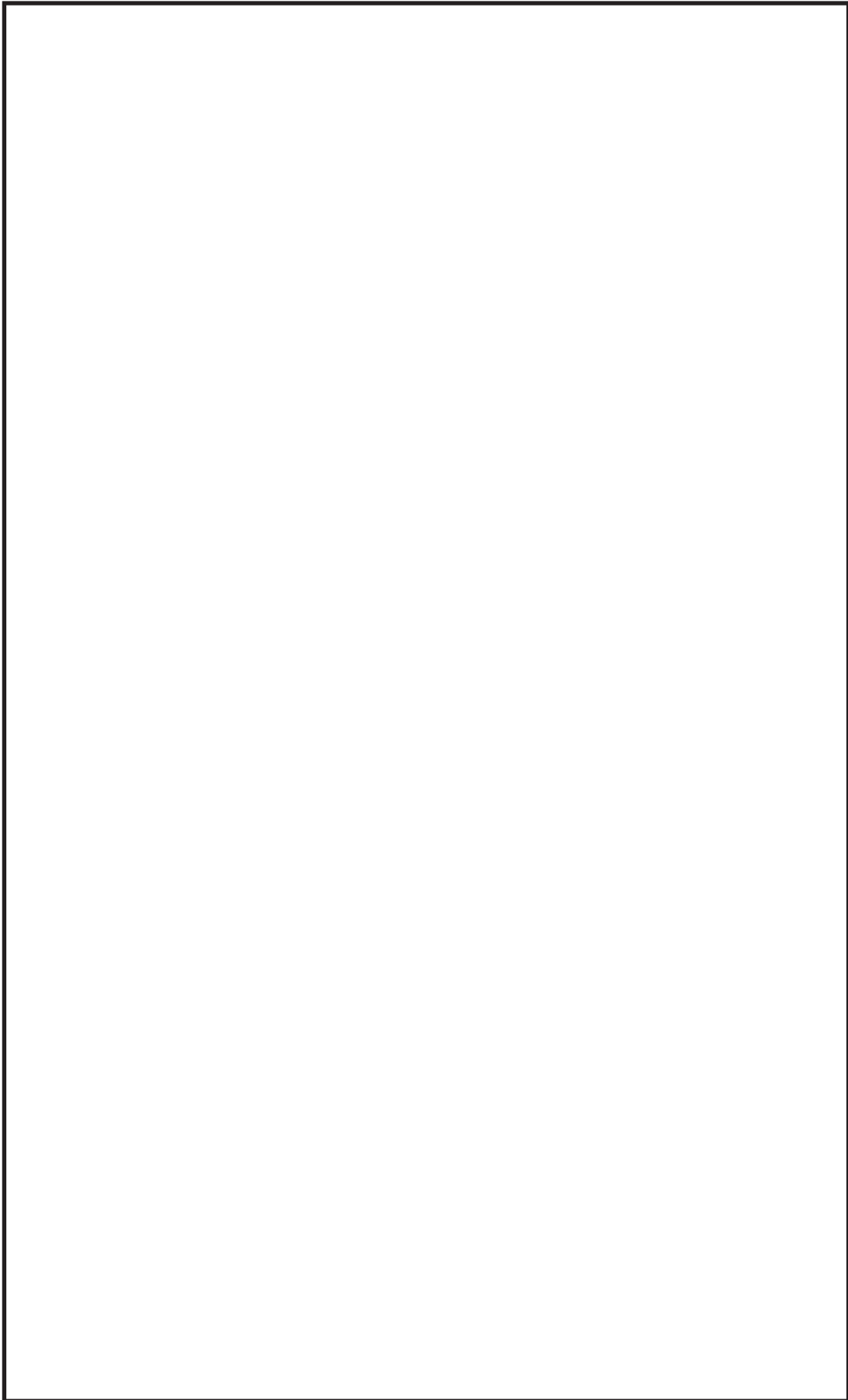


図 50-4-4 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

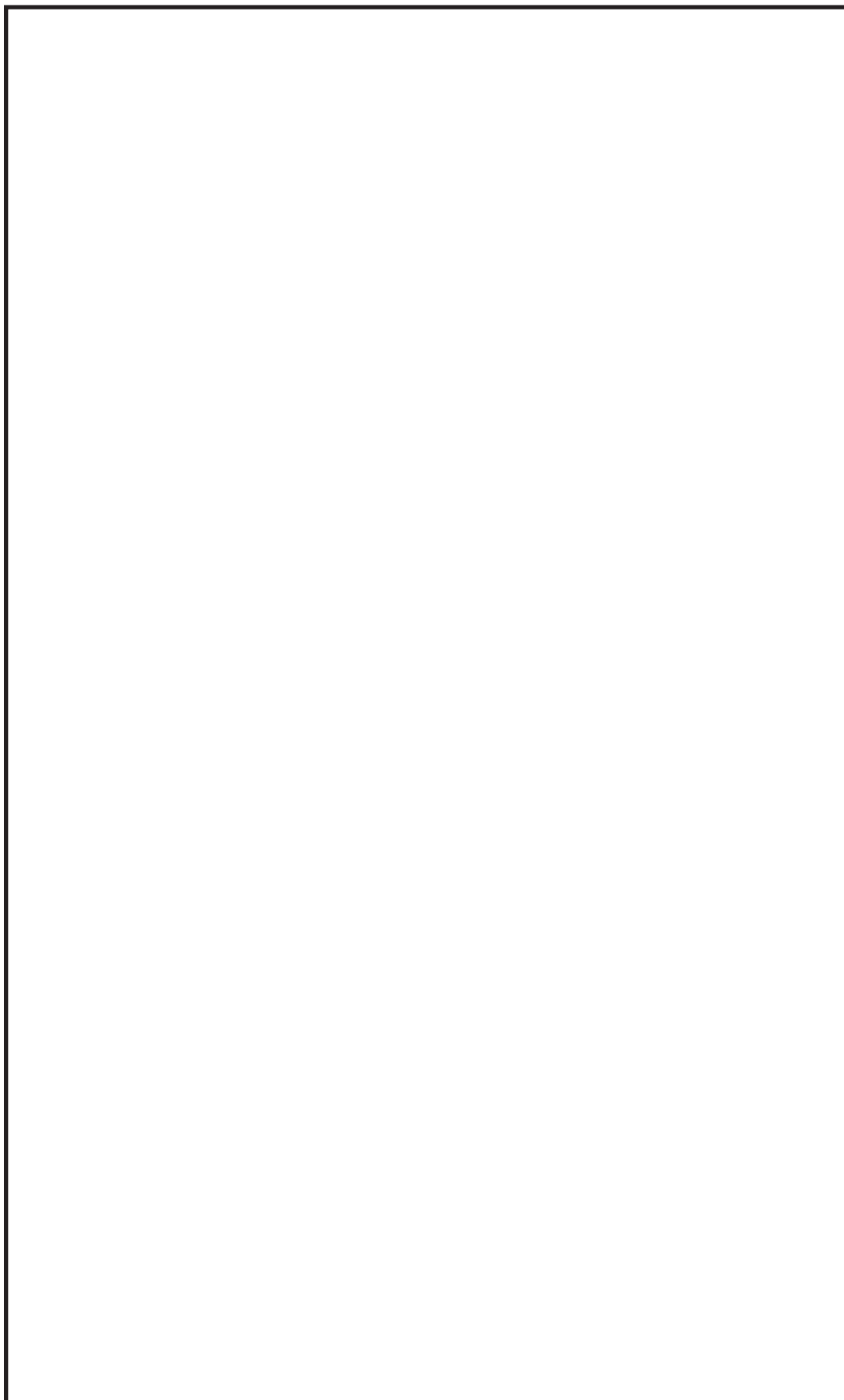


図 50-4-5 代替循環冷却系 配置図（原子炉建屋地上 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

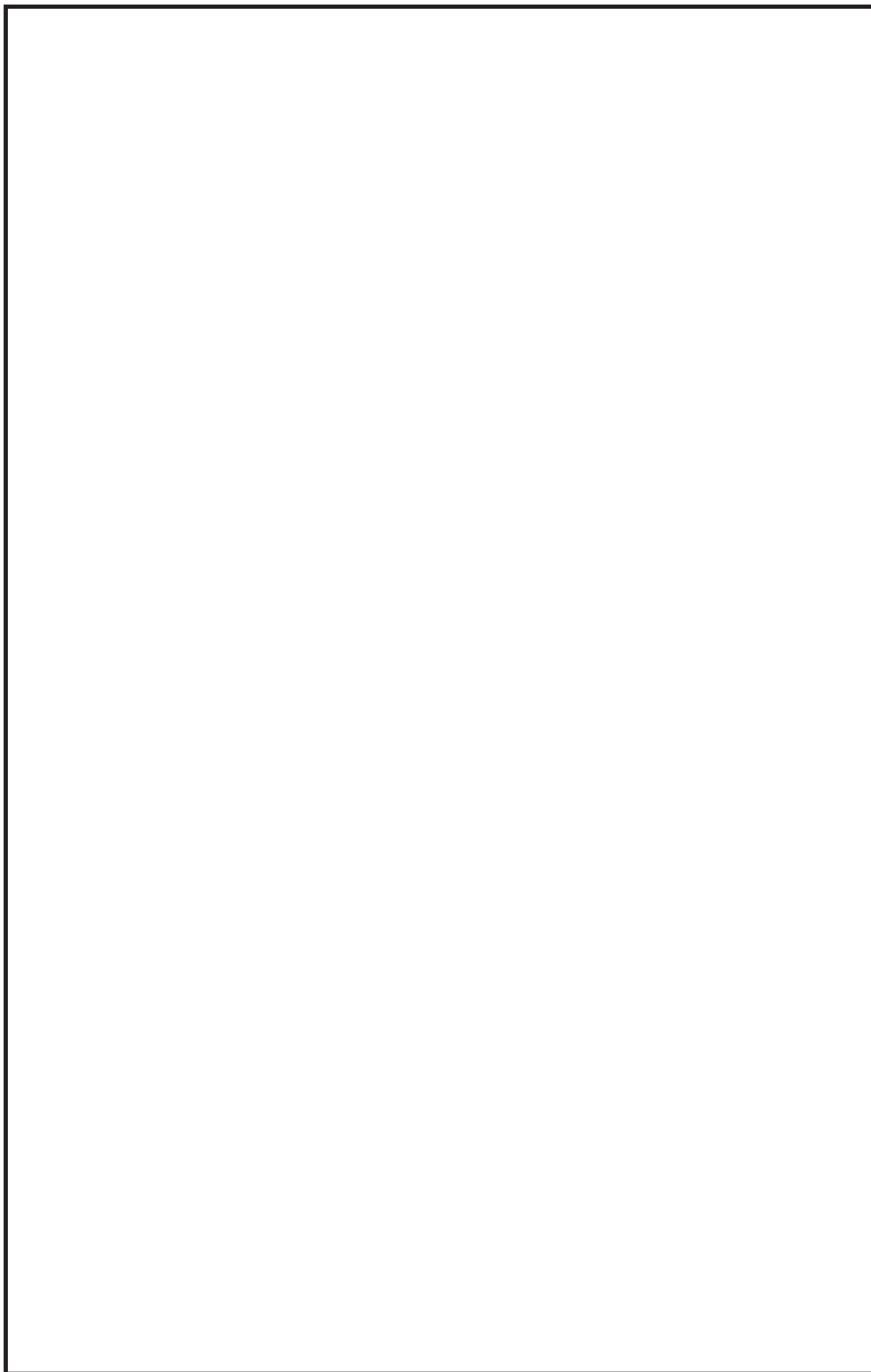


図 50-4-6 代替循環冷却系 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

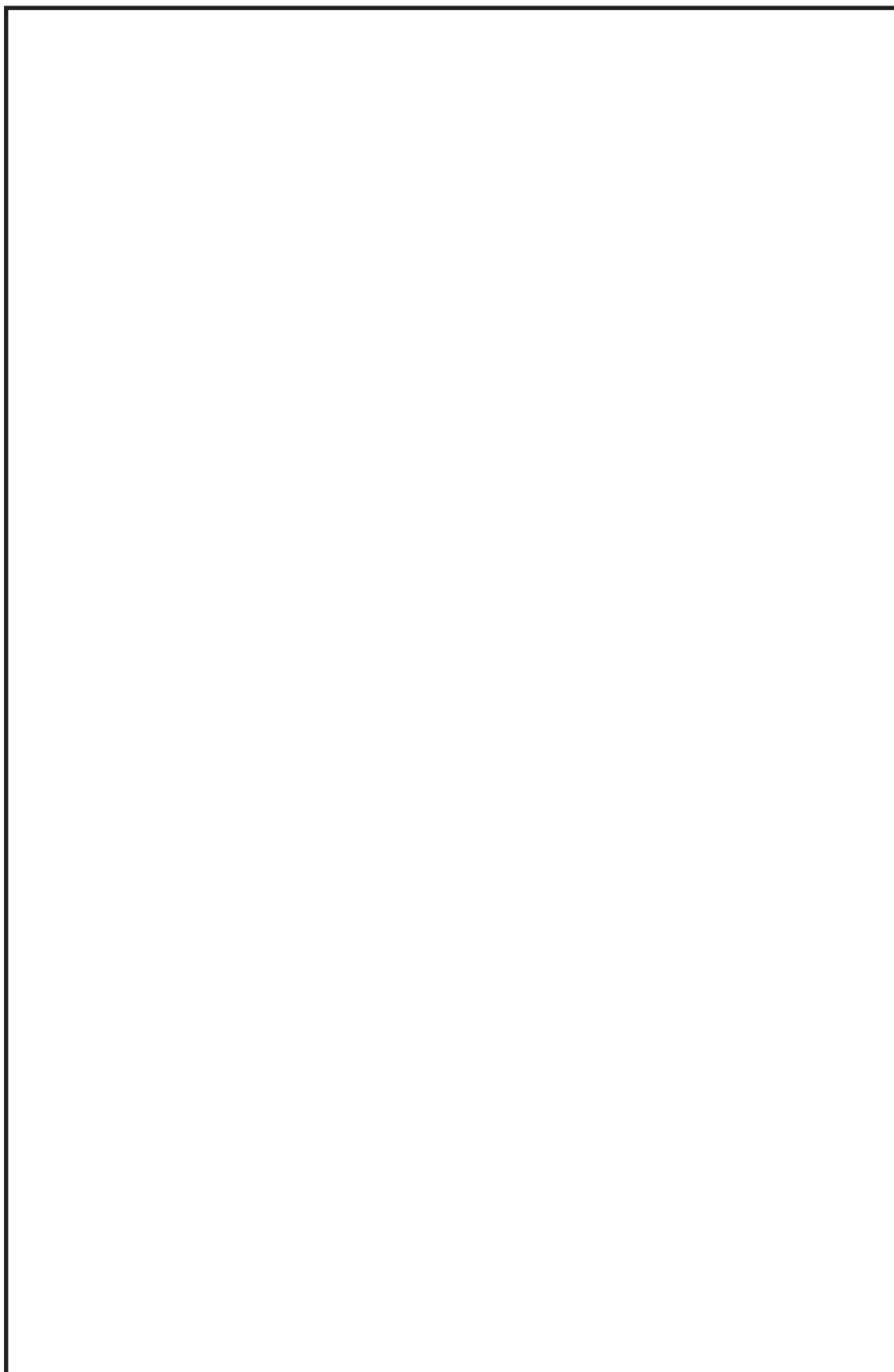


図 50-4-7 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

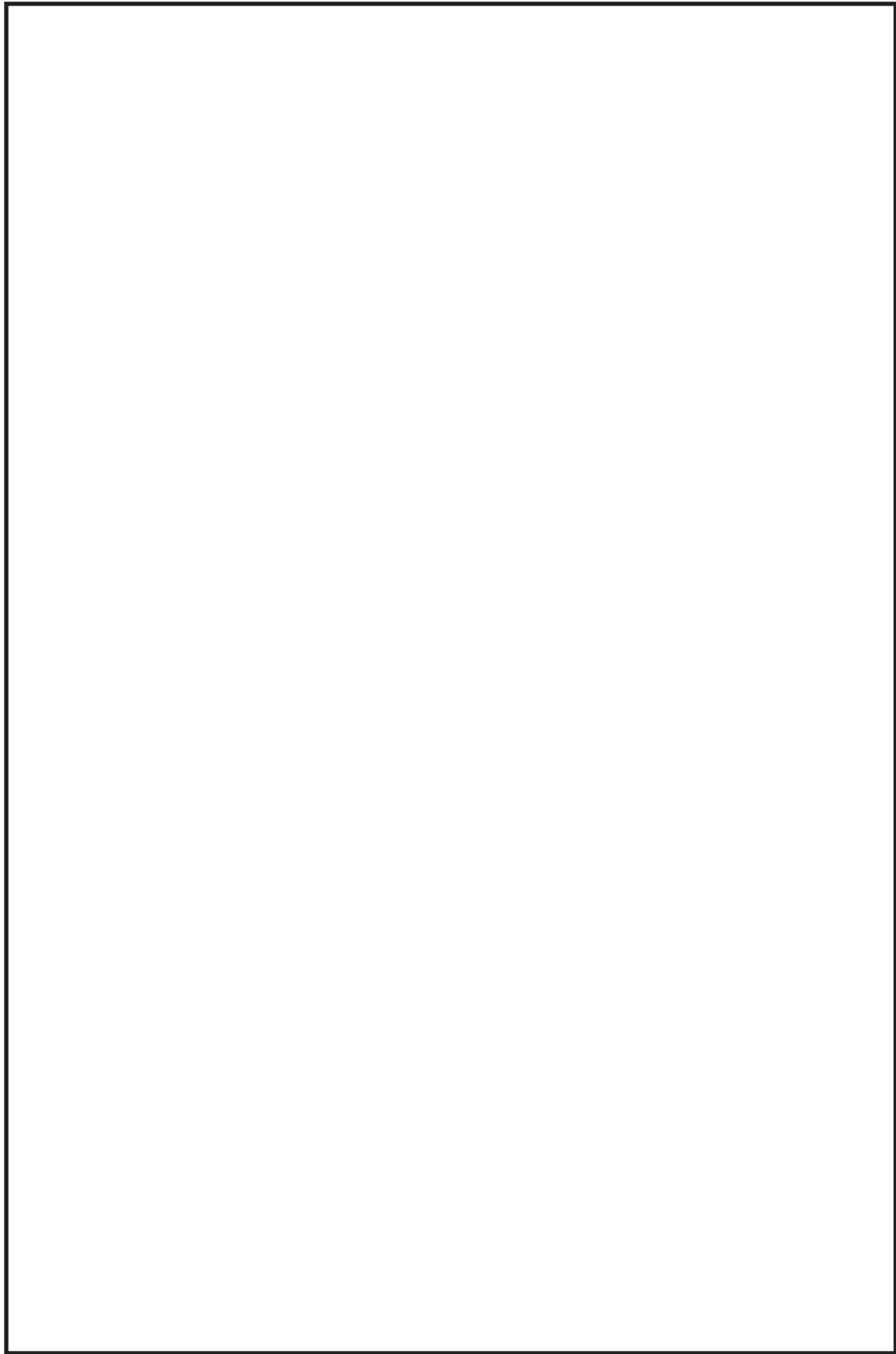


図 50-4-8 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

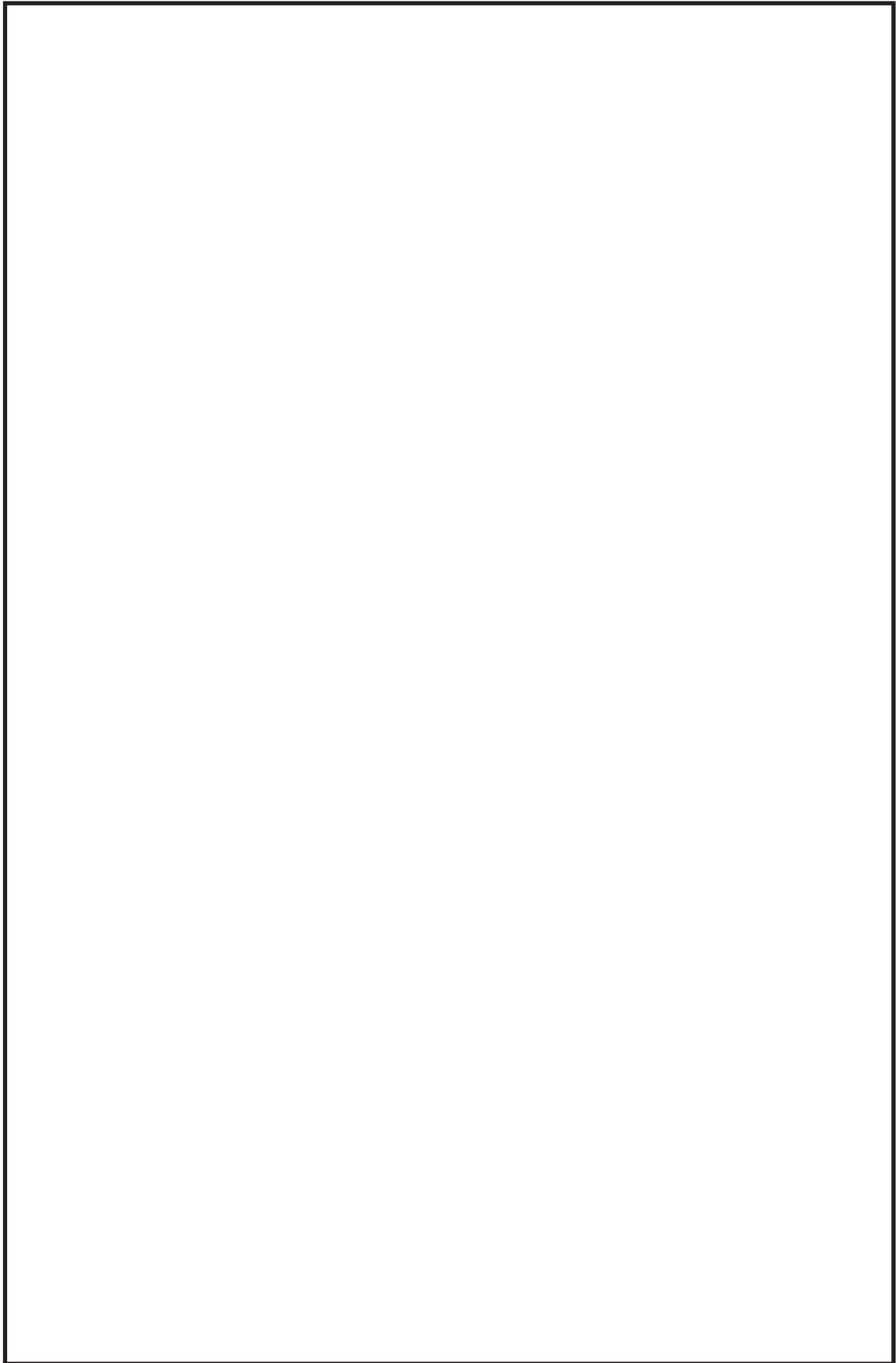


図 50-4-9 原子炉補機代替冷却水系 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

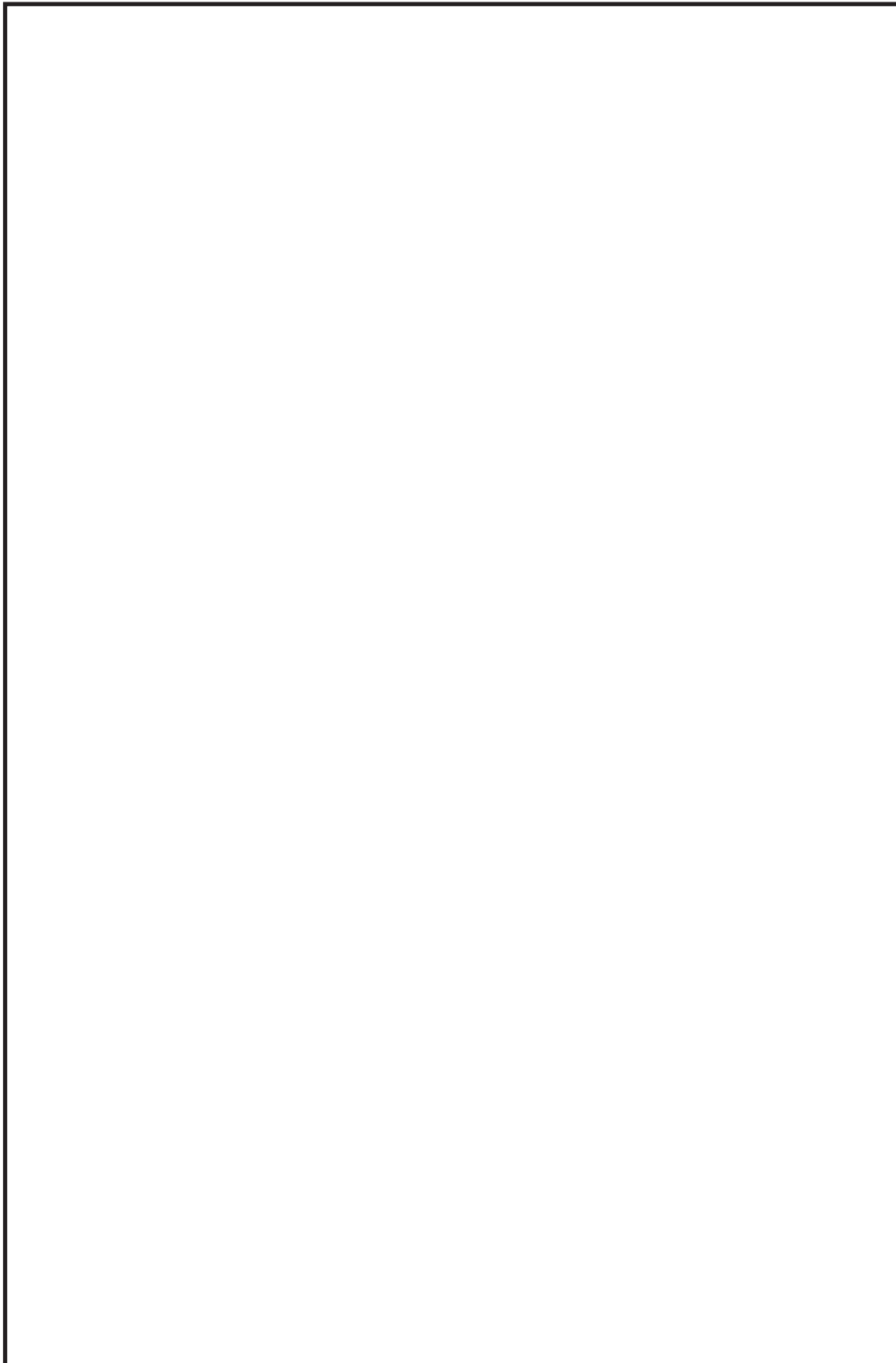


図 50-4-10 原子炉補機代替冷却水系 配置図 (原子炉建屋地上 3 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

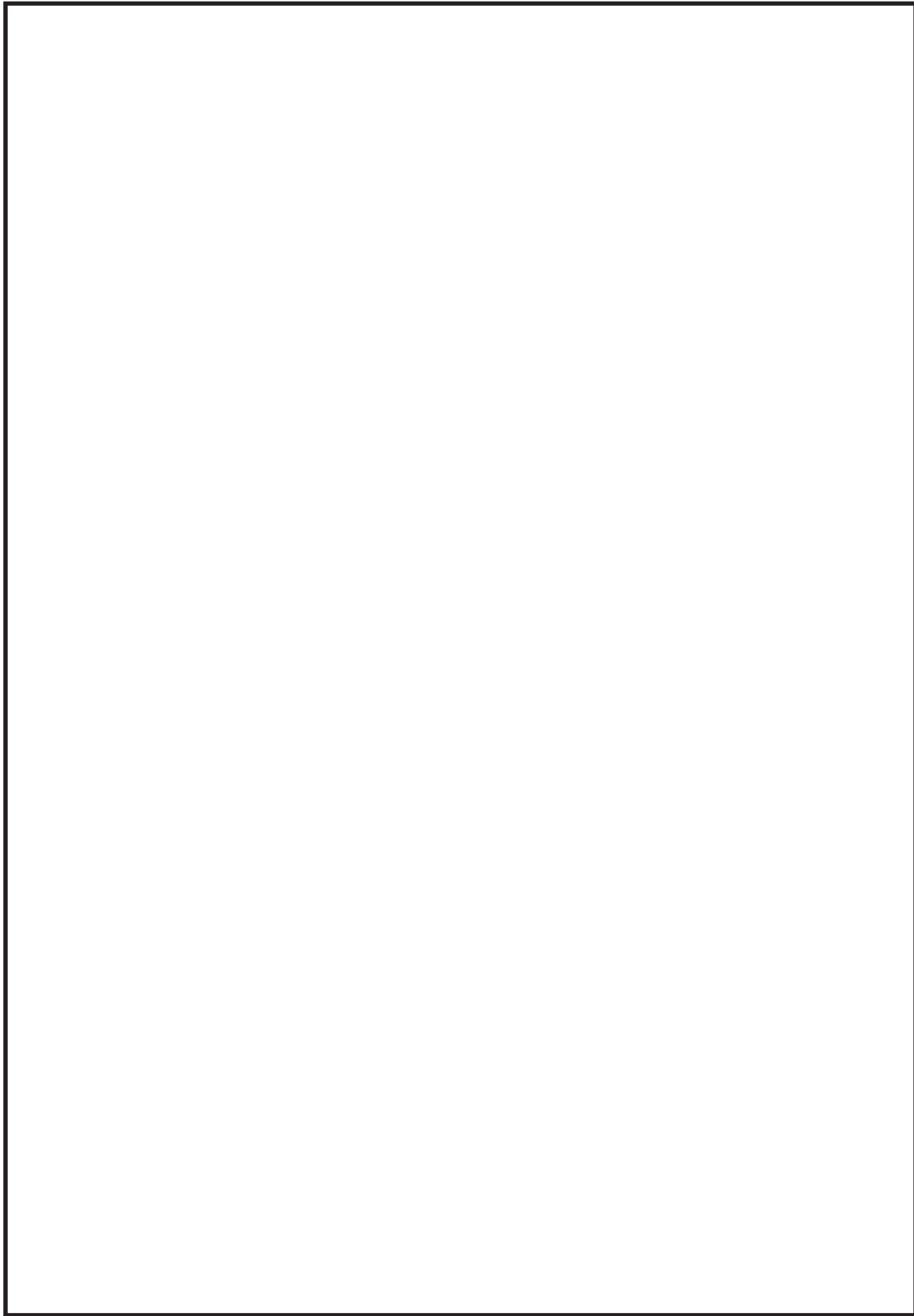


図 50-4-11 原子炉格納容器フィルタベント系主配管鳥瞰図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

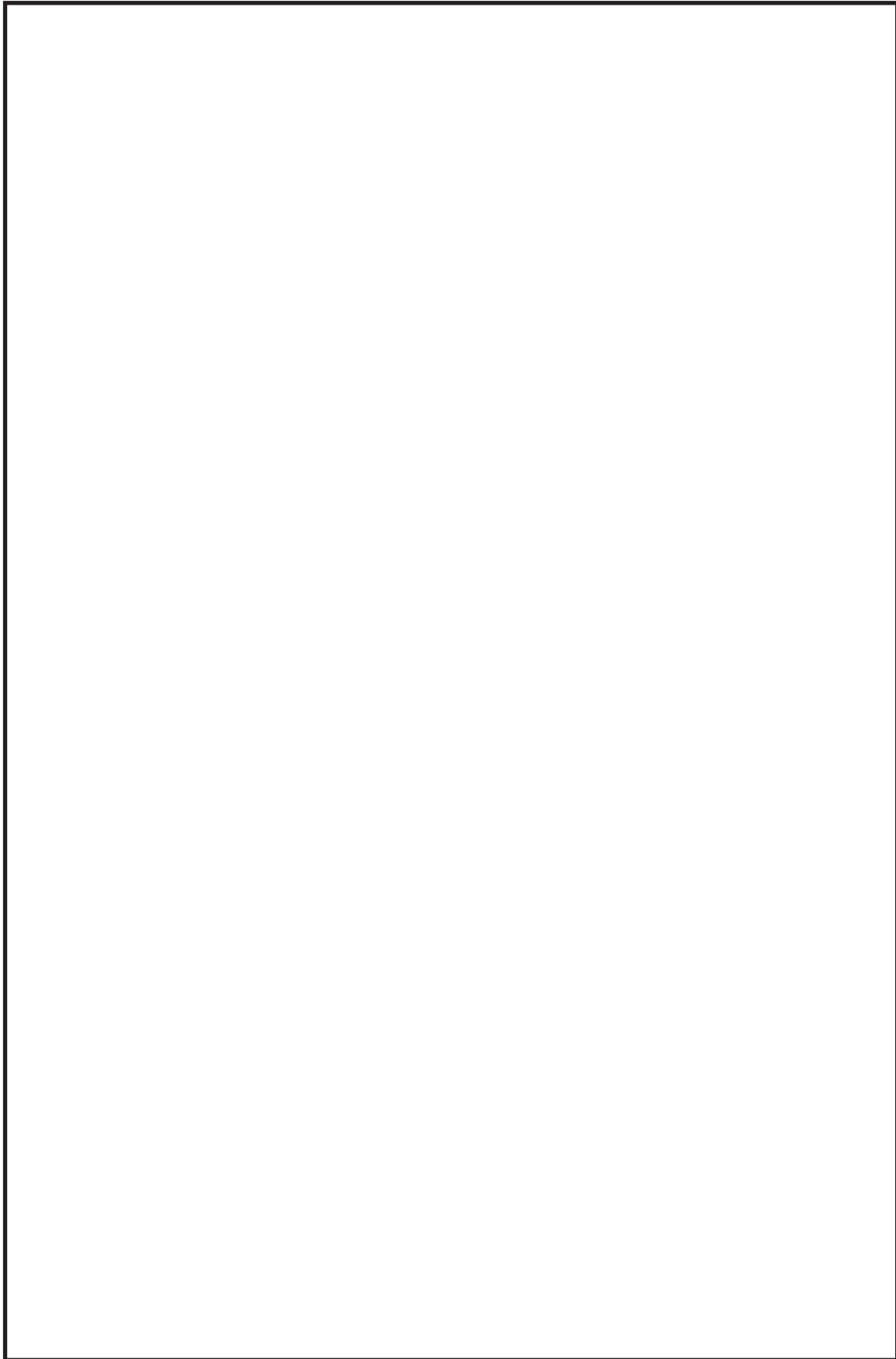


図 50-4-12 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋地下2階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

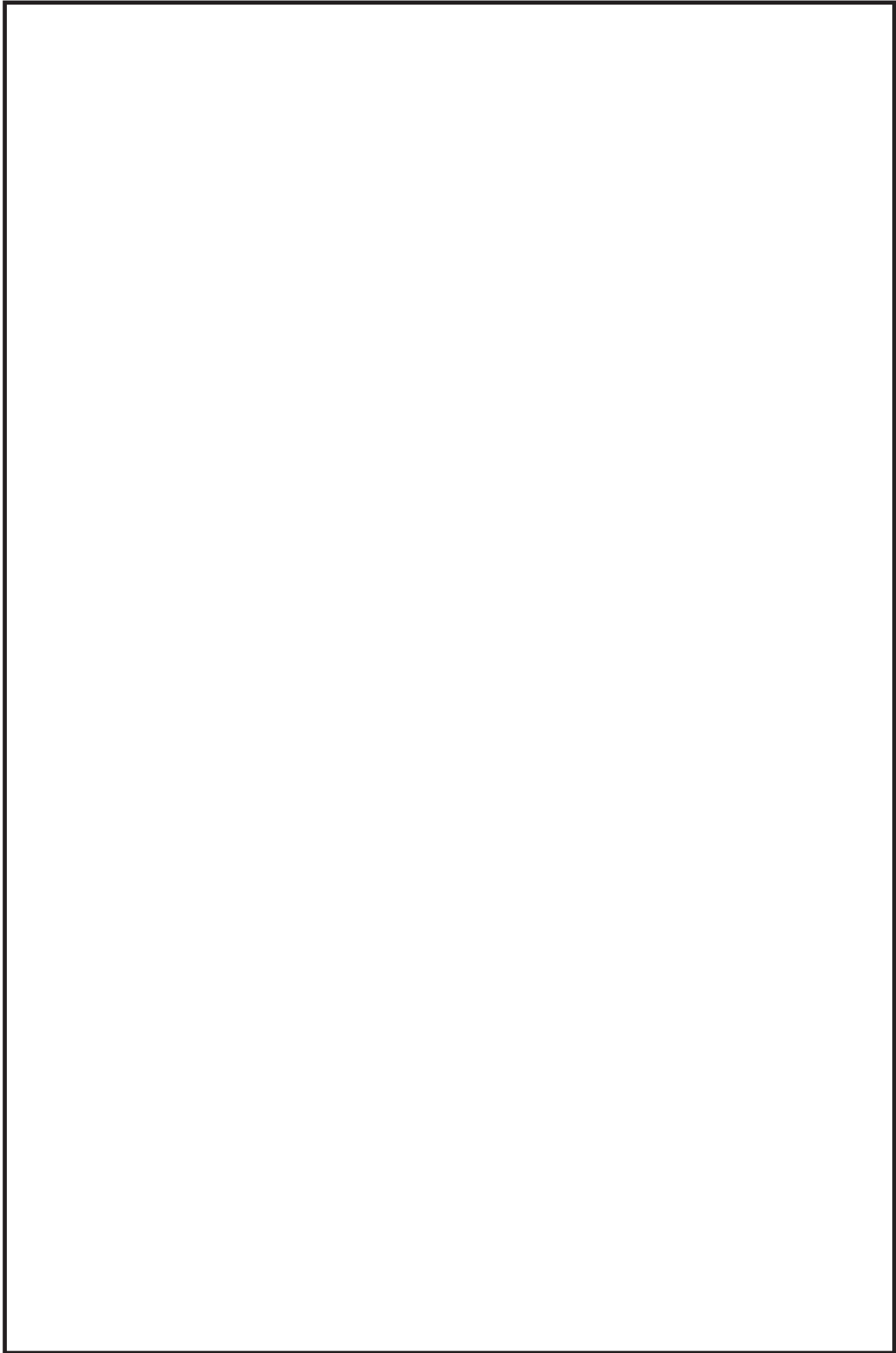


図 50-4-13 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

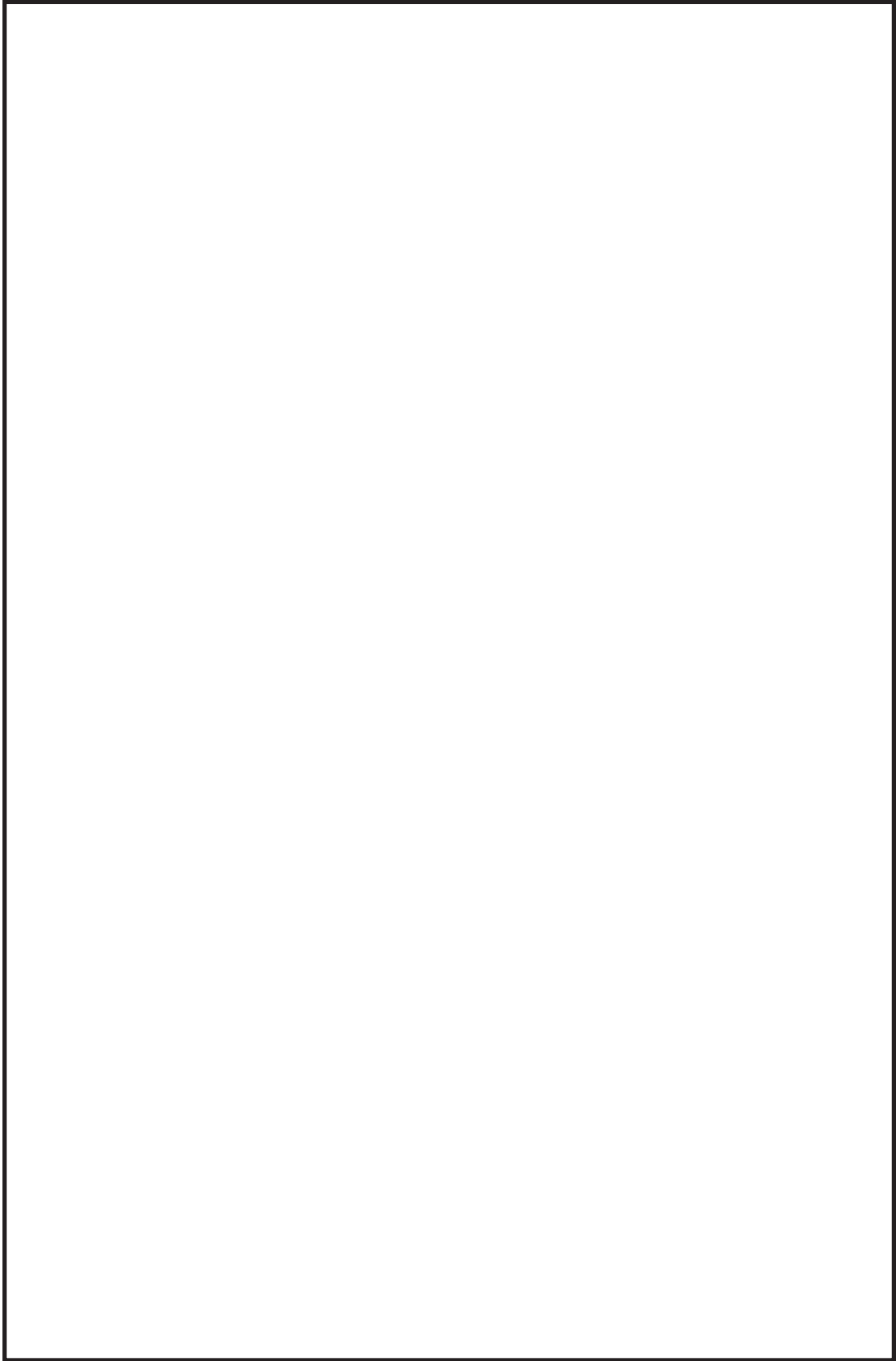


図 50-4-14 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋地上1階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

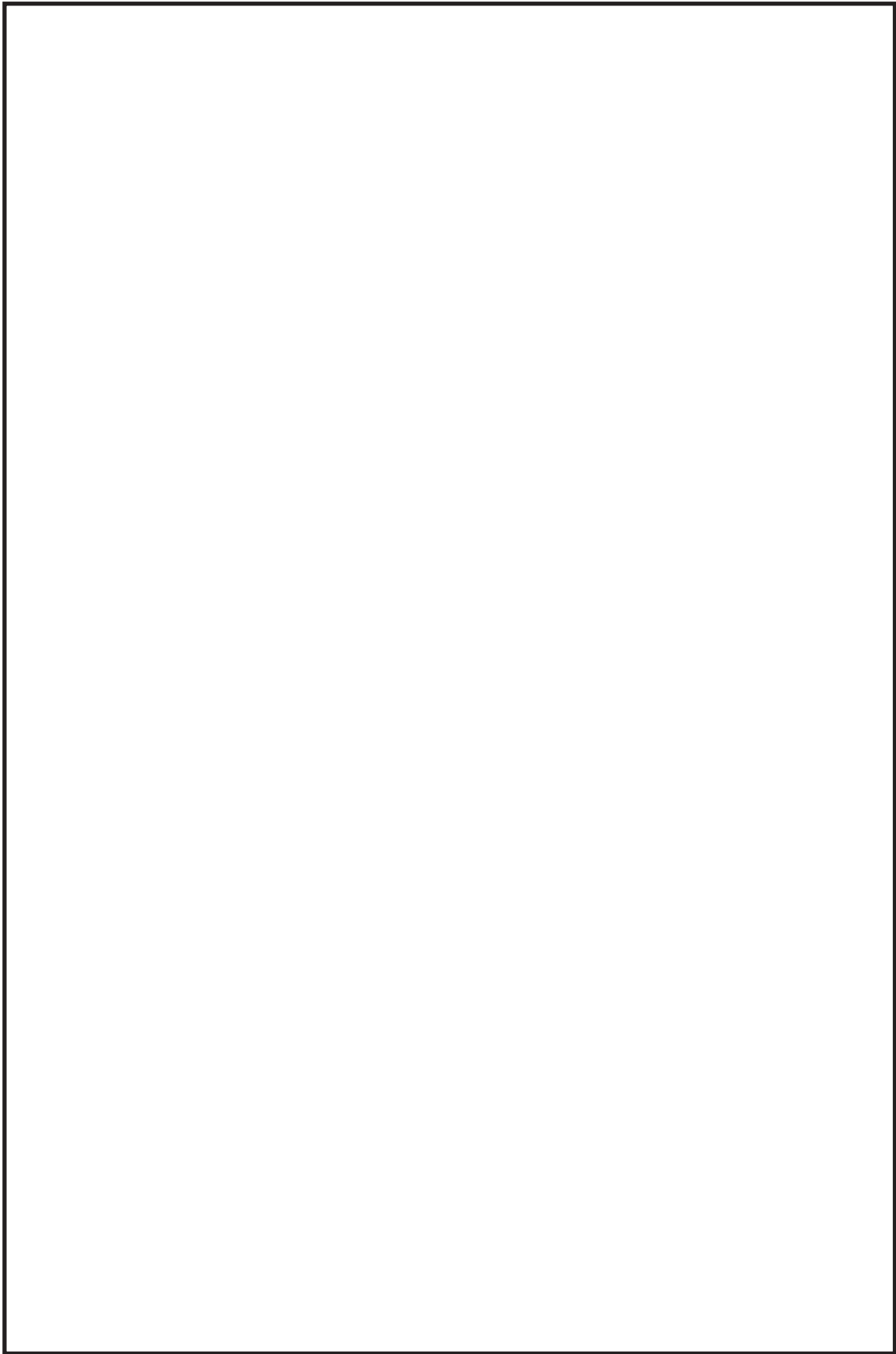


図 50-4-15 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図 (原子炉建屋地上 2 階)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

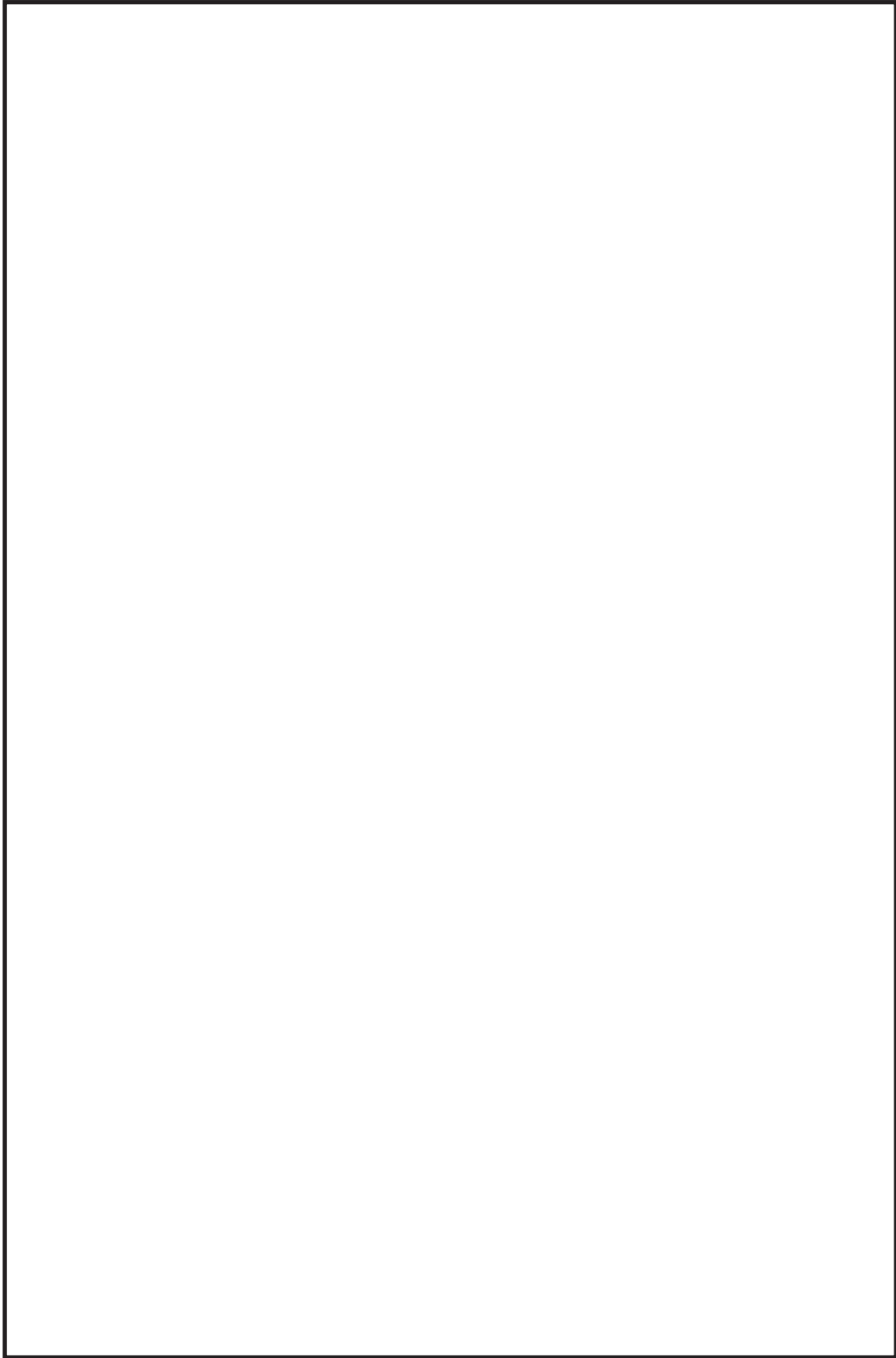


図 50-4-16 原子炉格納容器フィルタベント系 配置図
(中央制御室 (制御建屋地上 3 階))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

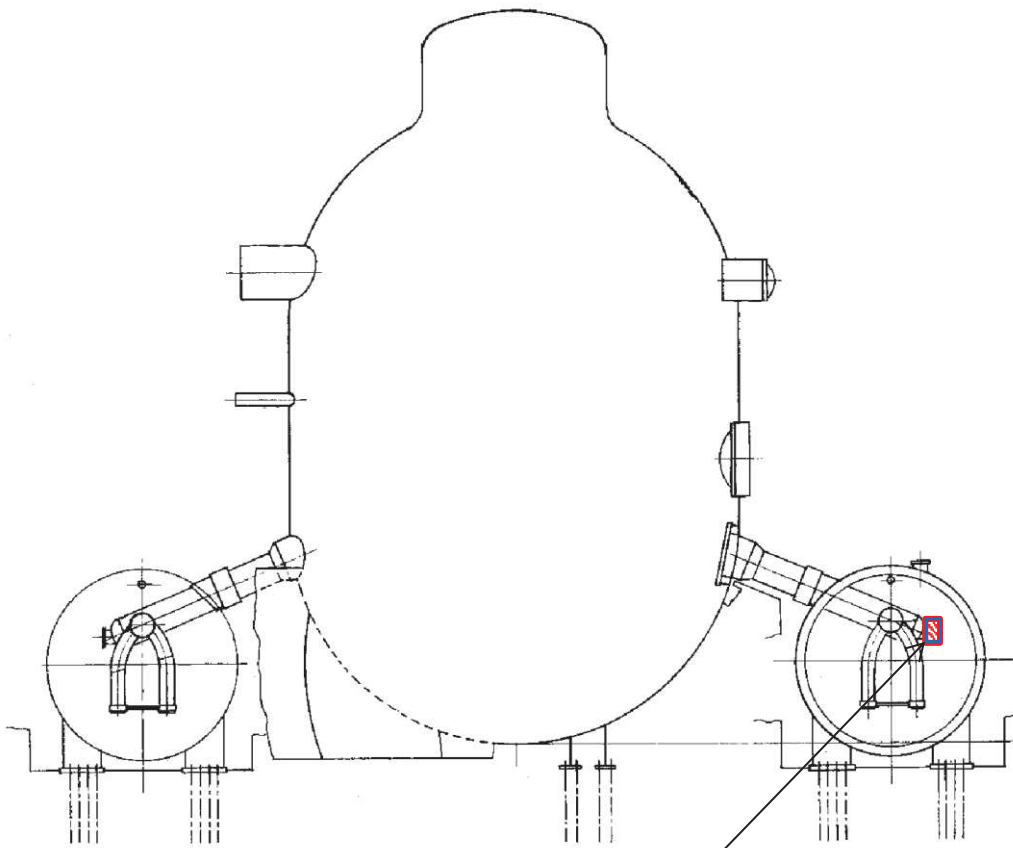


图 50-4-17 真空破壞裝置設置位置图

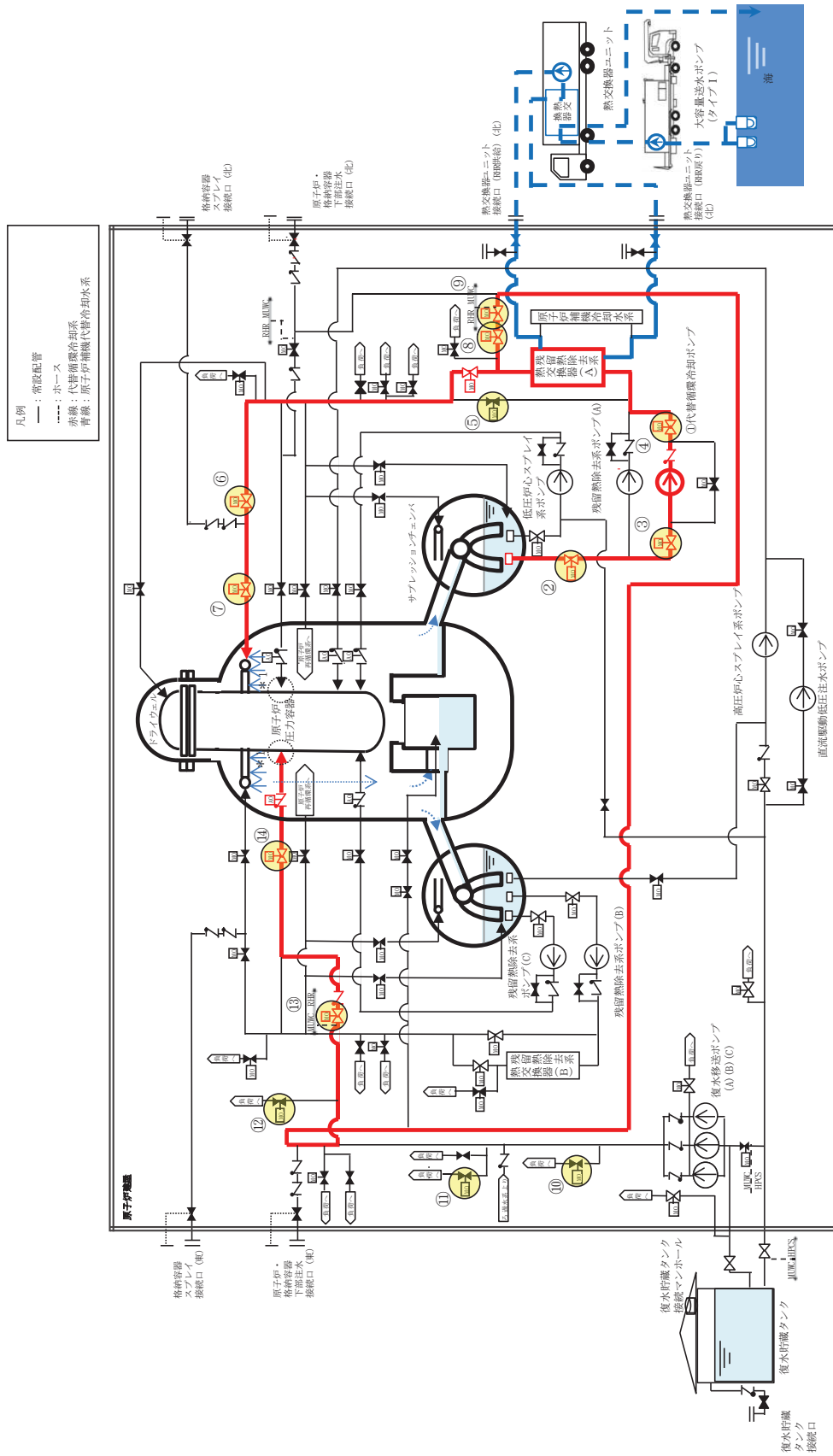
50-5

系統図

表 50-5-1 代替循環冷却系 機器リスト

(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を実施する場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	RHR MUWC 連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑨	RHR MUWC 連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑬	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑭	RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	



*1: シュワウド内炉心上部より注水

図 50-5-1 代替循環冷却系 系統概要図
 (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ーを実施する場合)

表 50-5-2 代替循環冷却系 機器リスト
 (原子炉格納容器下部への注水 (スプレー管経由の場合))

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR A 系格納容器スプレー流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR A 系格納容器スプレー隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

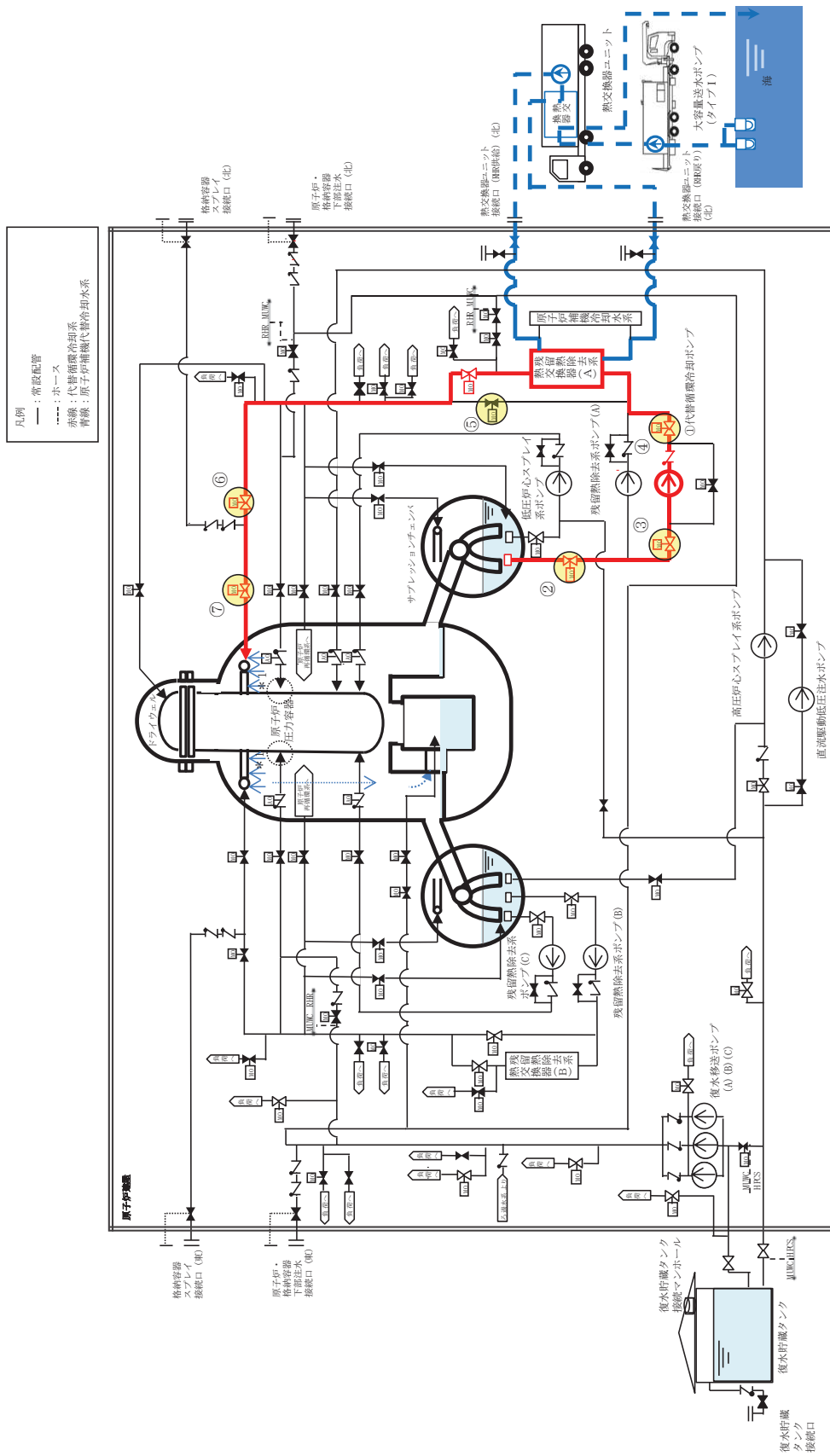


図 50-5-2 代替循環冷却系 系統概要図
 (原子炉格納容器下部への注水 (スプレイ管経由の場合))

表 50-5-3 代替循環冷却系 機器リスト
 (原子炉格納容器下部への注水 (ペDESTAL注水配管経由の場合))

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	代替循環冷却ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
②	RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
④	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	RHR MUWC 連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	RHR MUWC 連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑨	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	原子炉格納容器下部注水用復水 流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	原子炉格納容器下部注水用復水 仕切弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

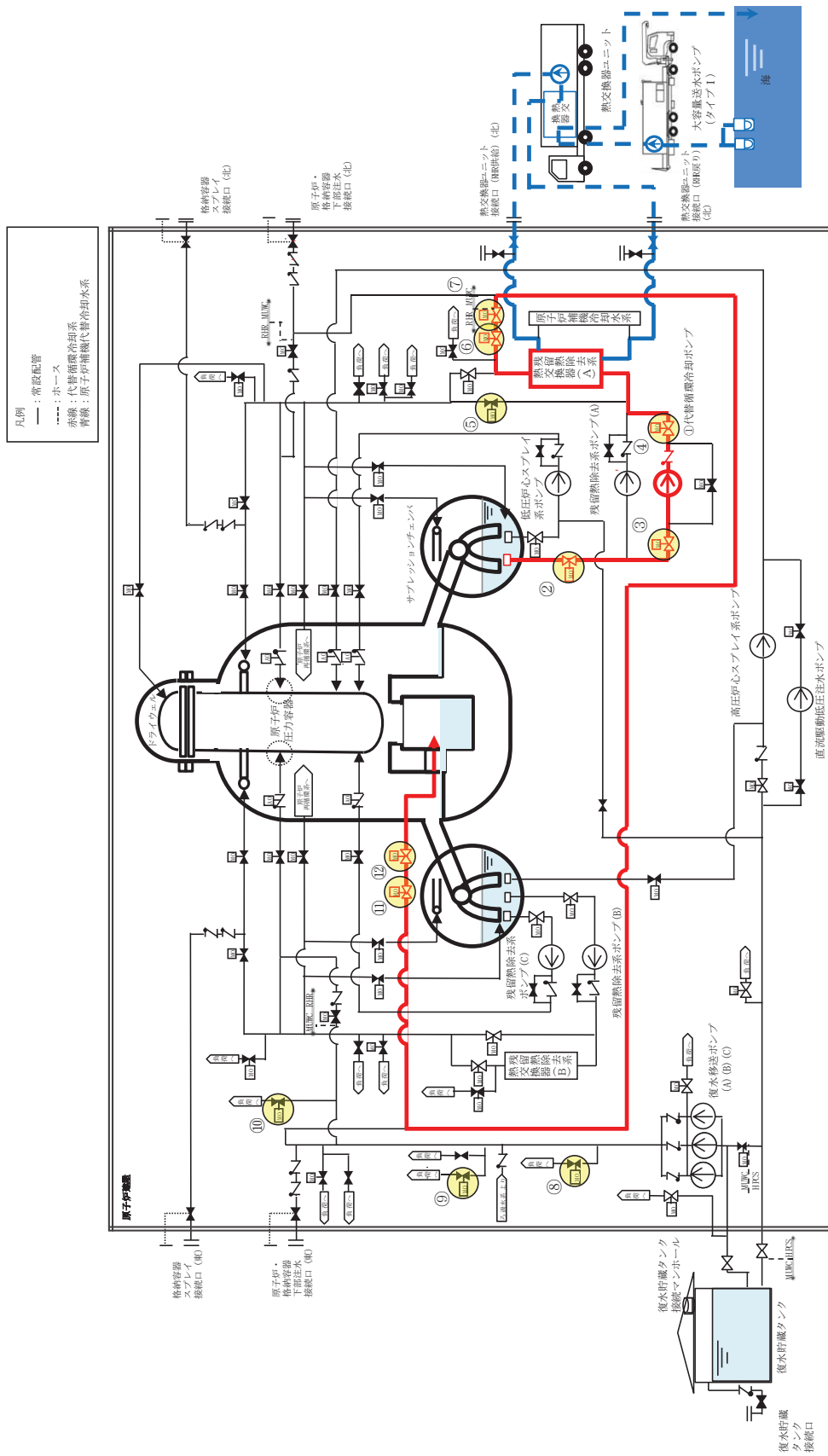


図 50-5-3 代替循環冷却系 系統概要図
 (原子炉格納容器下部への注水 (ペDESTAL注水配管経由の場合))

表 50-5-4 原子炉補機代替冷却水系 機器リスト

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外
②	RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
③	RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
④	RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑥	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
⑦	大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑧	熱交換器ユニット	起動停止	スイッチ操作	屋外設置位置
⑨	淡水ポンプ出口弁	全開→調整開	手動操作	屋外
⑩	RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室

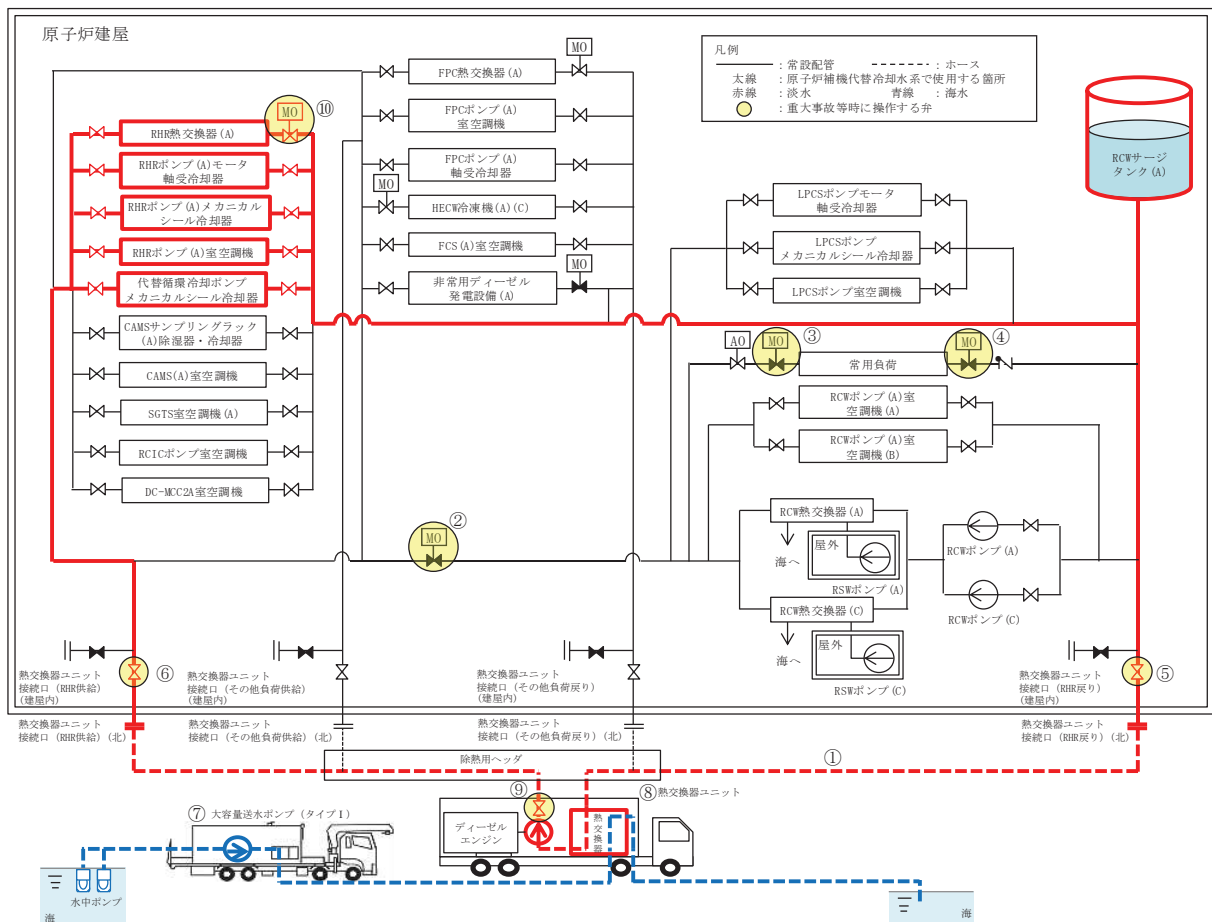


図 50-5-4 原子炉補機代替冷却水系 系統概要図

表 50-5-5 原子炉格納容器フィルタベント系 機器リスト

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	S/C ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッション チェンバからの ベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
②	D/W ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウエルから のベント時に開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
③	FCVS ベントライン 隔離弁(A)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	どちらか一方を開
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	
④	FCVS ベントライン 隔離弁(B)	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
			人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	

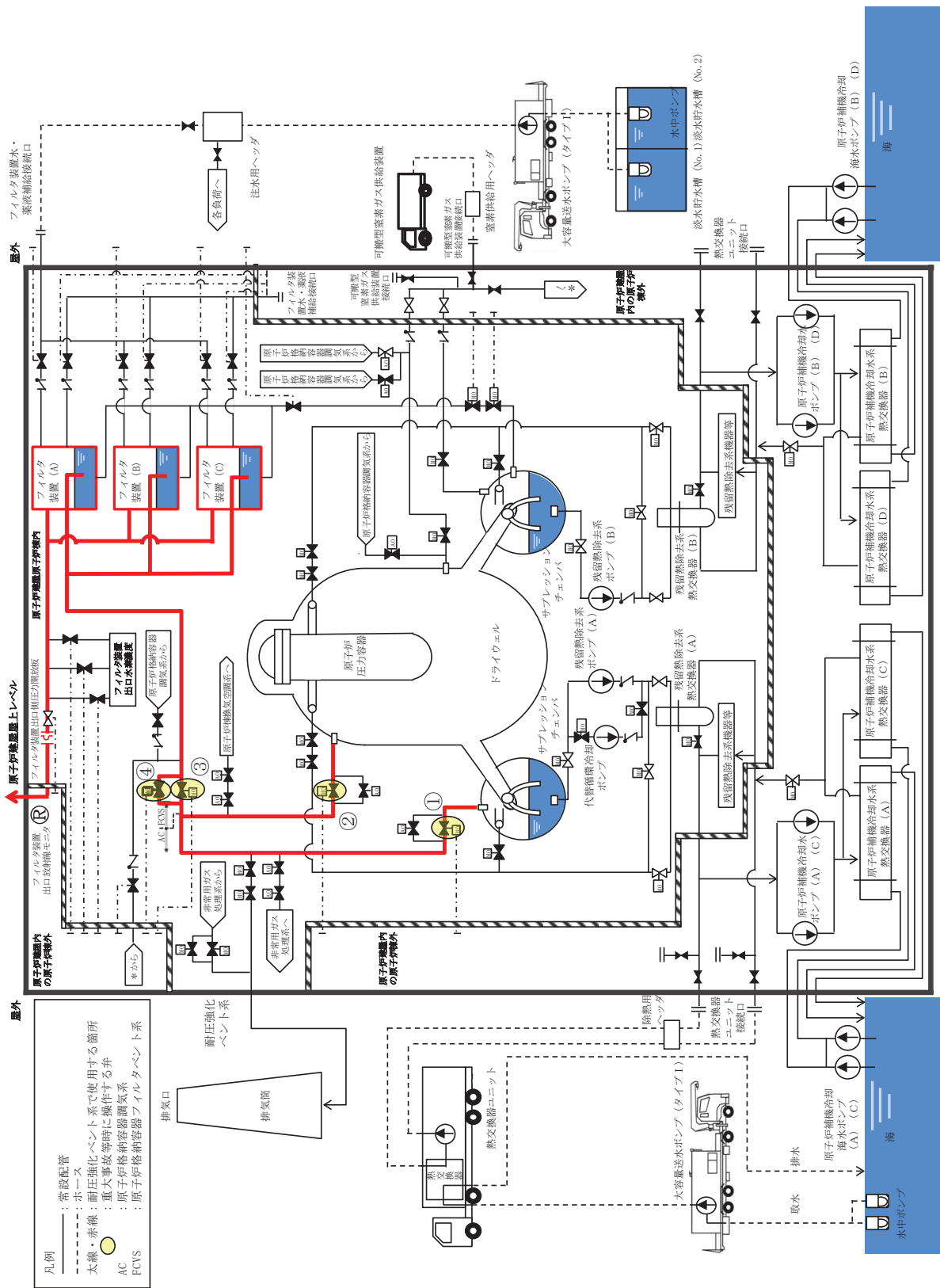


図 50-5-5 原子炉格納容器フィルタベント系 概略構成図

50-6

試験及び検査

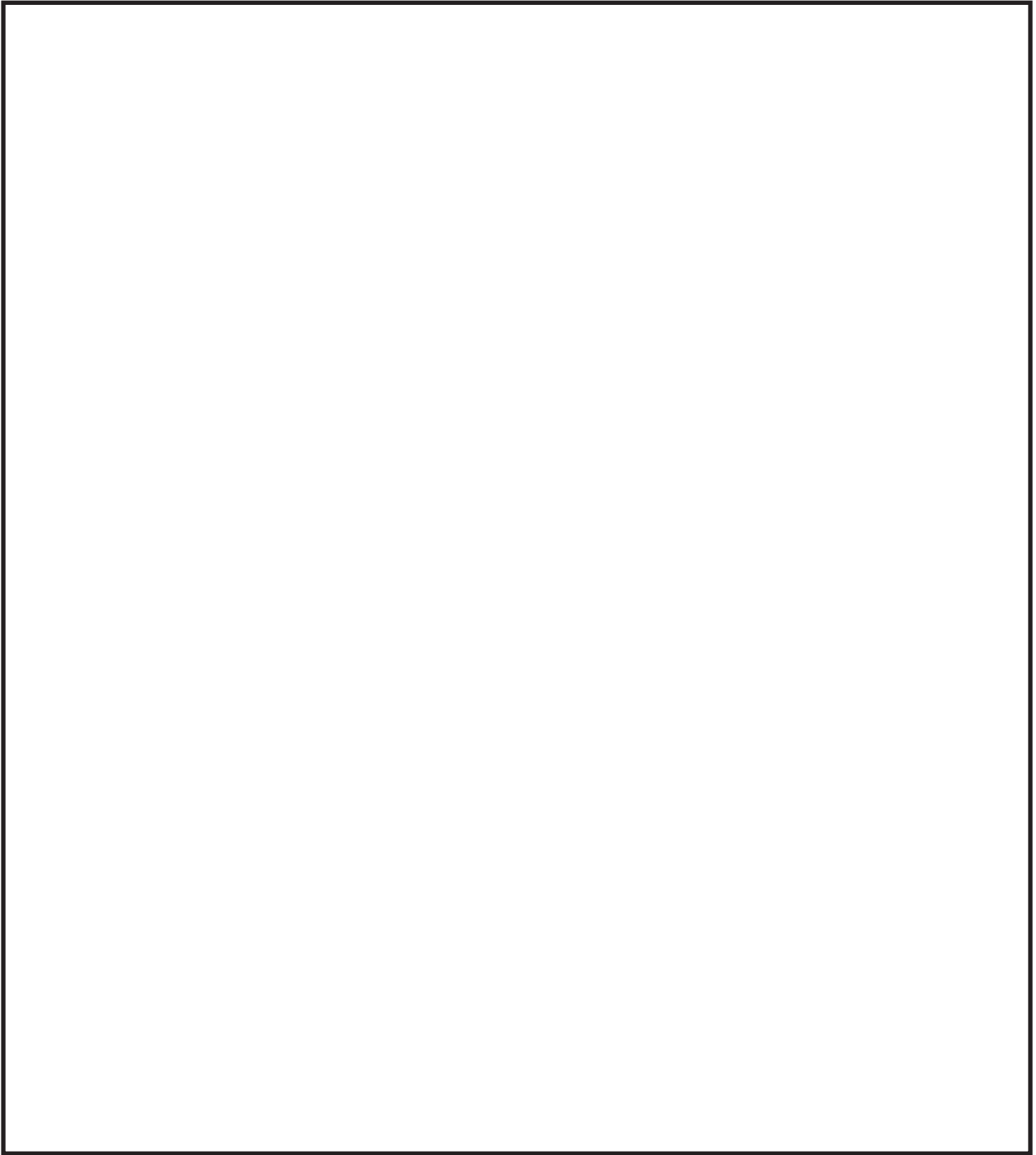


図 50-6-1 代替循環冷却ポンプ構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

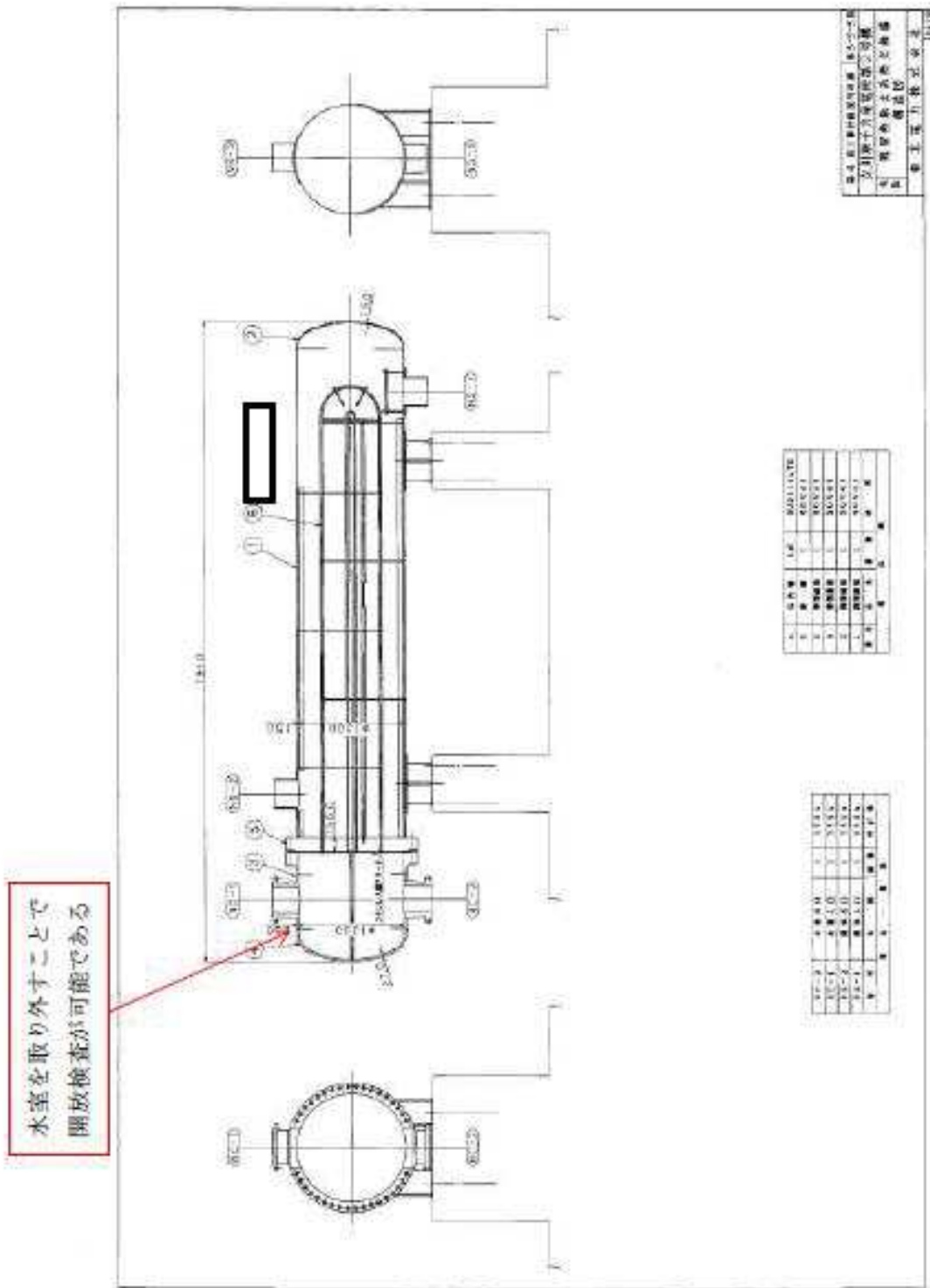


図 50-6-2 残留熱除去系熱交換器

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

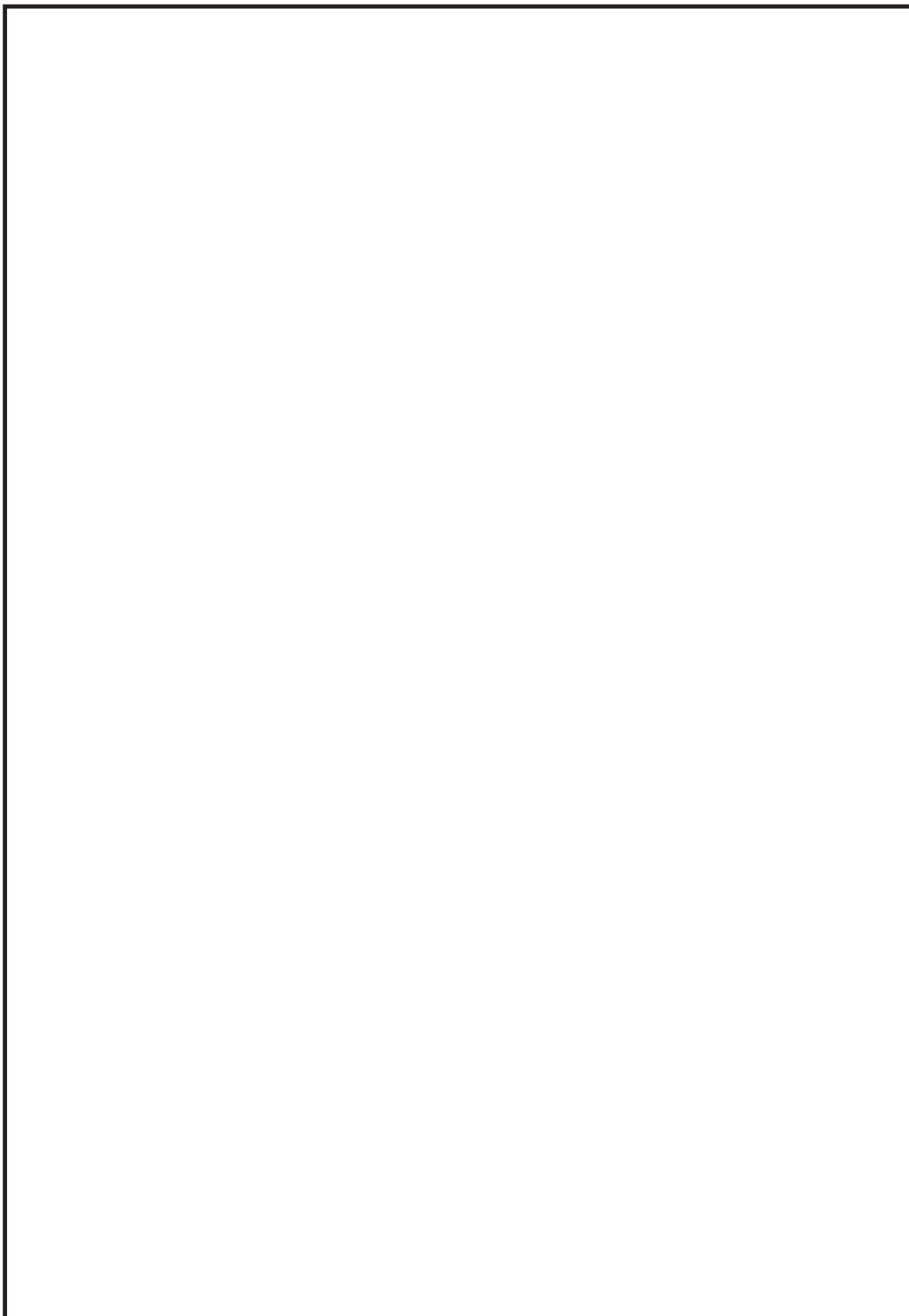


図 50-6-3 構造図（熱交換器ユニット熱交換器）

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

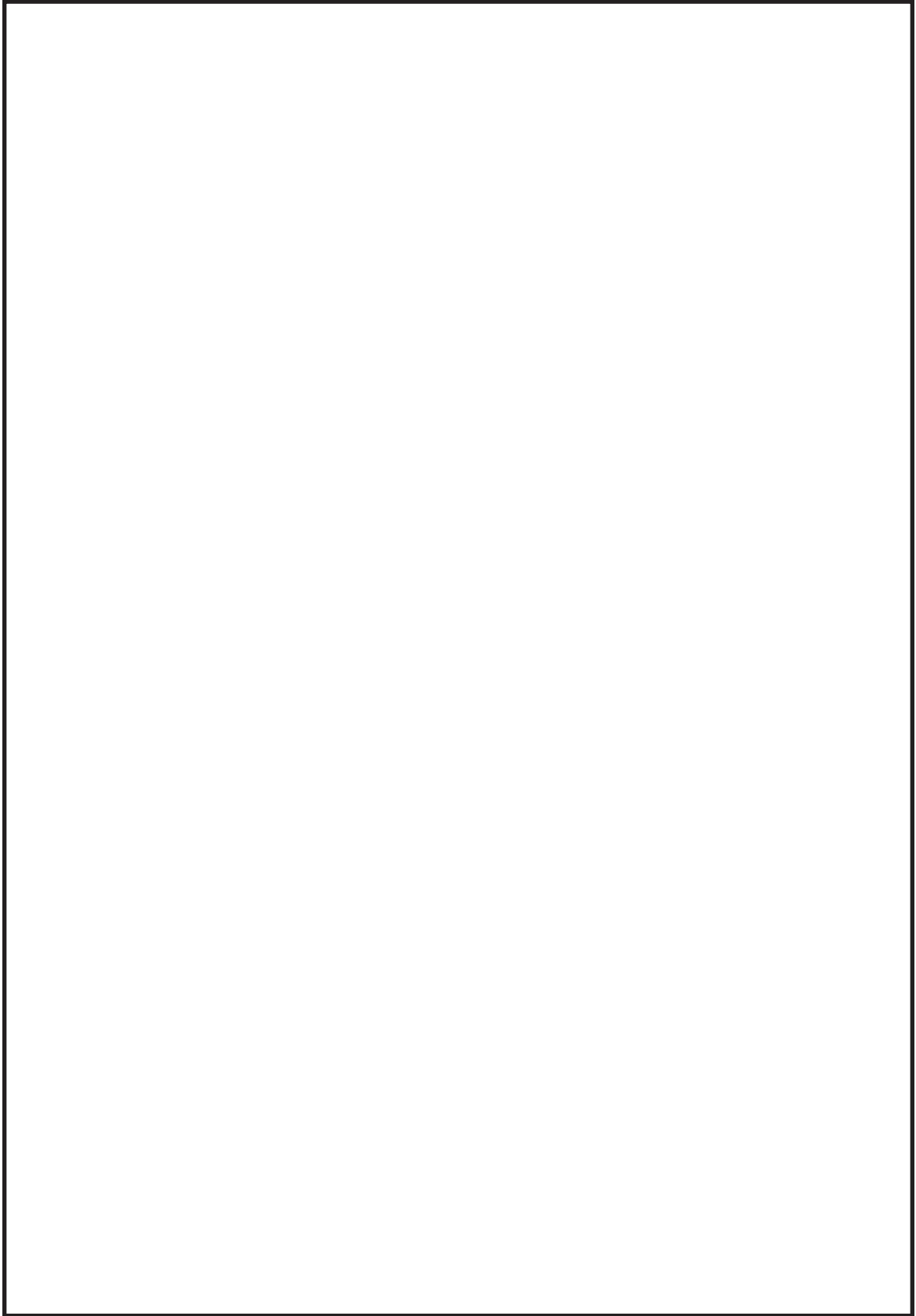


図 50-6-4 構造図 (熱交換器ユニット淡水ポンプ)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

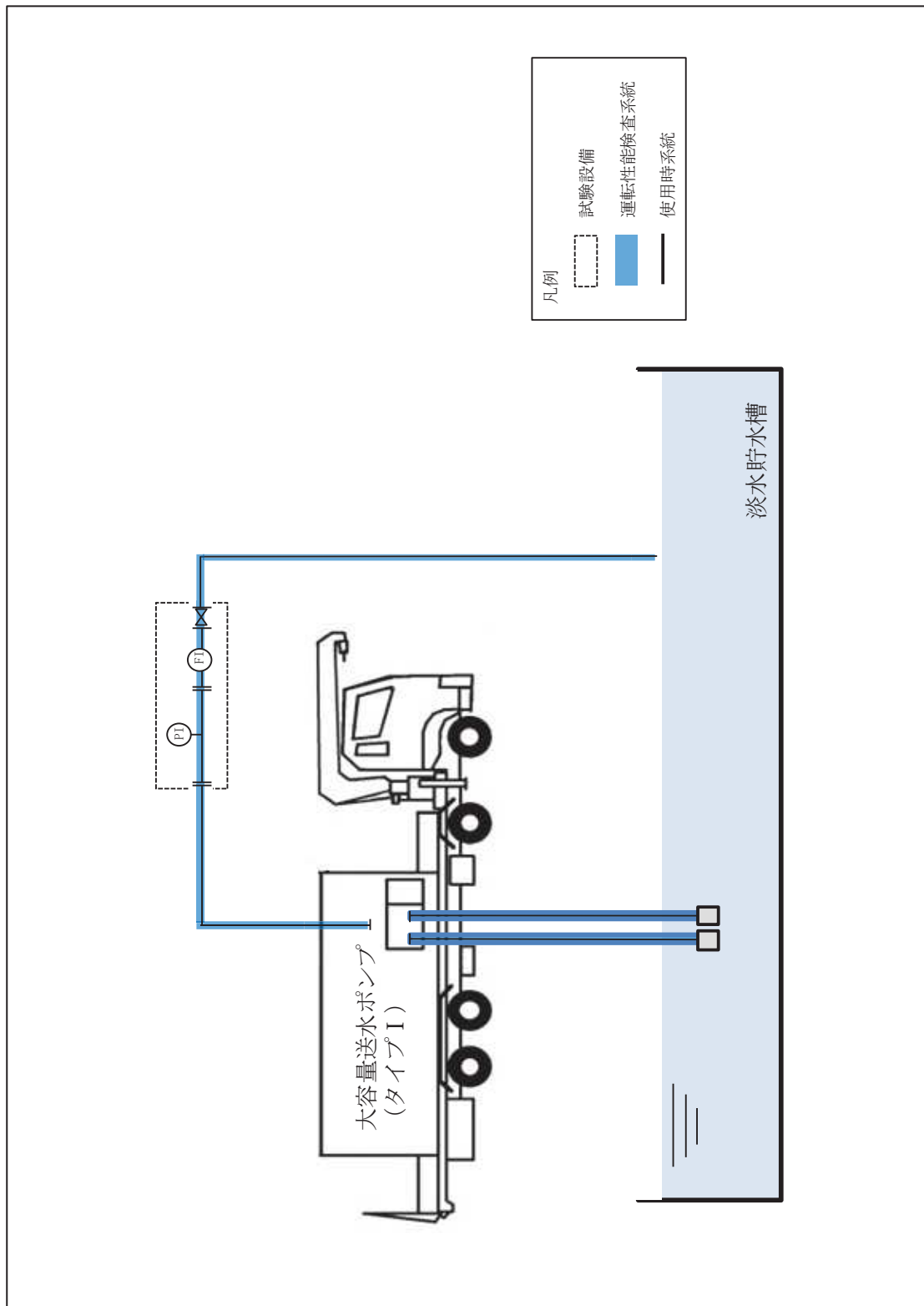


図 50-6-5 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

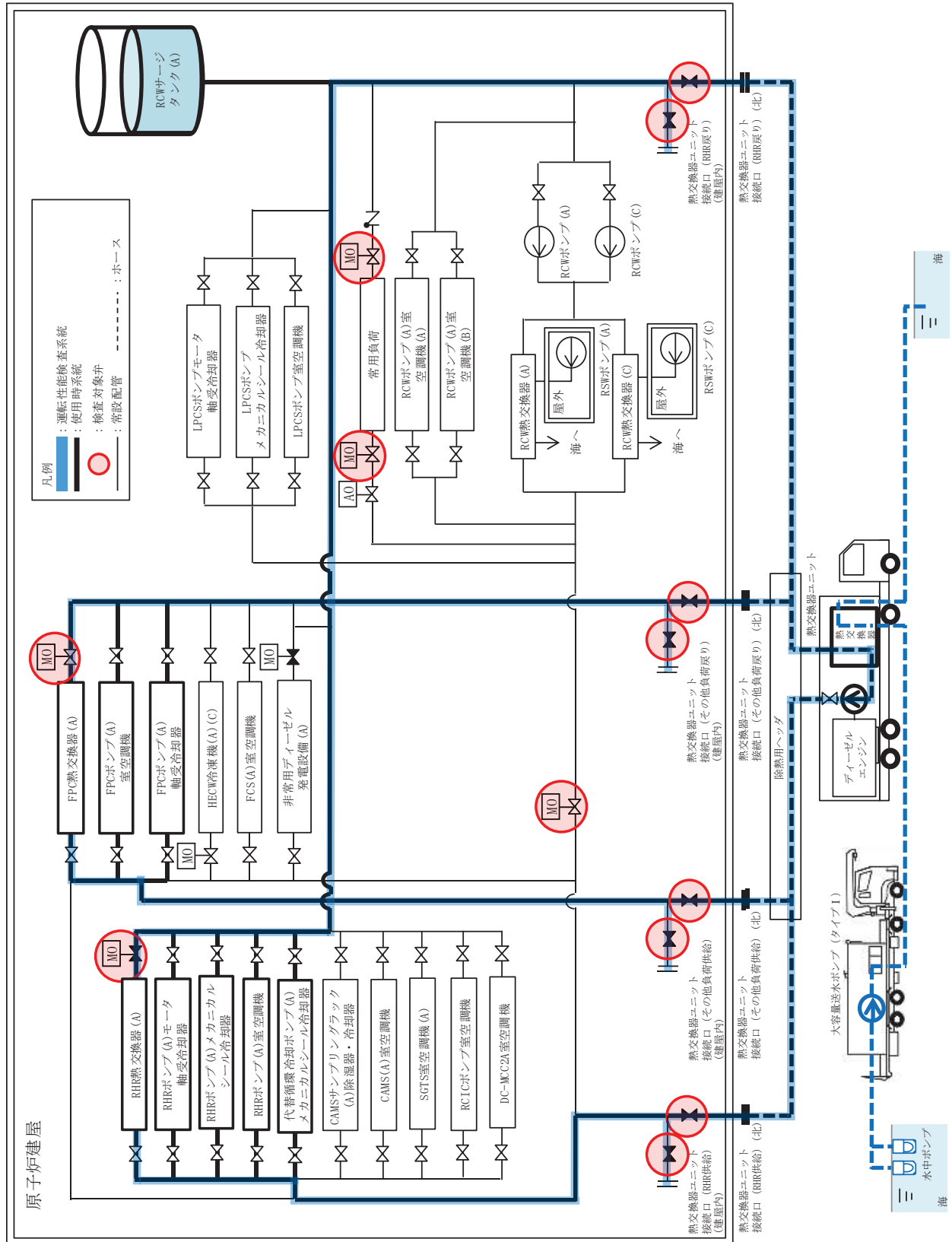


図 50-6-6 運転性能検査系統図 (原子炉補機代替冷却水系 (A系))

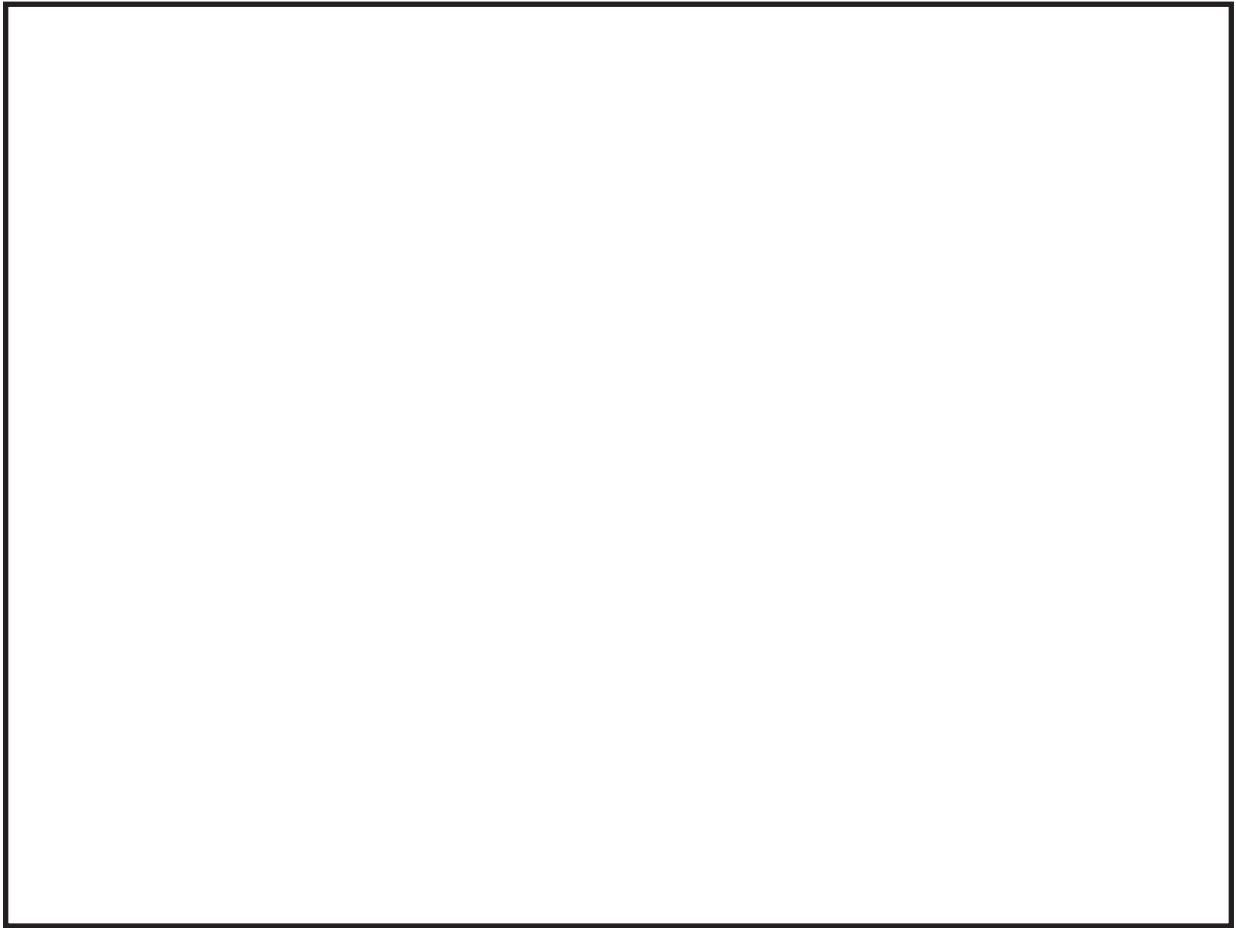


図 50-6-8 フィルタ装置構造図



図 50-6-9 フィルタ装置出口側圧力開放板構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-7

容量設定根拠

名 称		代替循環冷却ポンプ
容量	m ³ /h/台	150
全揚程	m	80
最高使用圧力	MPa[gage]	吸込側 1.37 / 吐出側 3.73
最高使用温度	℃	186
原動機出力	kW	<input type="text"/> (注1), 90 (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】

代替循環冷却ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

代替循環冷却ポンプは、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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱をするために使用する。

系統構成は、サプレッションチェンバを水源とした代替循環冷却ポンプより、残留熱除去系配管等を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレー又は原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の限界温度・限界圧力（200℃，2Pd（854kPa[gage]））を超えないよう原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

1. 容量

1.1 代替循環冷却ポンプの容量 150m³/h

代替循環冷却ポンプの容量は、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）（代替循環冷却系を使用する場合）」又は「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が約 150 m³/h（原子炉への注水流量が約 50 m³/h，原子炉格納容器へのスプレー流量が約 100 m³/h）を有する設計とする。

また、運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）の注水流量（70m³/h 以上）、原子炉格納容器内へのスプレー流量（88 m³/h 以上）又は、熔融炉心冷却時の注水流量（50m³/h 以上）を有する設計とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 揚程

2.1 代替循環冷却ポンプの揚程 80m

代替循環冷却ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差（サブプレッションチェンバと原子炉の圧力差）、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

	原子炉注水及び 原子炉格納容器 スプレイ	原子炉格納容器 スプレイ	ペDESTAL注水 配管経由の原子 炉格納容器下部 注水
水源と注水先の圧力差	m	m	m
静水頭	m	m	m
配管及び弁類の圧力損失	m	m	m
合計	約 80.0 m	約 34.0 m	約 27.8 m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却ポンプの揚程は、80mとする。

3. 最高使用圧力

(1) ポンプ吸込側

代替循環冷却ポンプ吸込側配管の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系ポンプ吸込側配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

(2) ポンプ吐出側

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は、下記を考慮する。

① サプレッションチェンバの圧力	:		MPa
② 静水頭	:		MPa
③ 最高許容締切揚程	:		MPa
④ ①～③の合計	:		MPa

代替循環冷却ポンプ吐出側配管の最高使用圧力は④を上回る値とし、残留熱除去系ポンプ吐出側配管の最高使用圧力に合わせ、3.73MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却ポンプの最高使用温度は、接続する残留熱除去系配管の最高使用温度186℃に合わせて186℃とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5. 原動機出力

代替循環冷却ポンプの原動機出力は、流量 150m³/h 時の軸動力を基に設定する。

代替循環冷却ポンプの流量が 150m³/h、揚程 80m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times (150/3600) \times 80\} / (\square / 100) \\ &= \square \text{ kW} \div \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 150

H : 揚程 (m) = 80 (図 50-7-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 \square (図 50-7-1 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として 90kW とする。

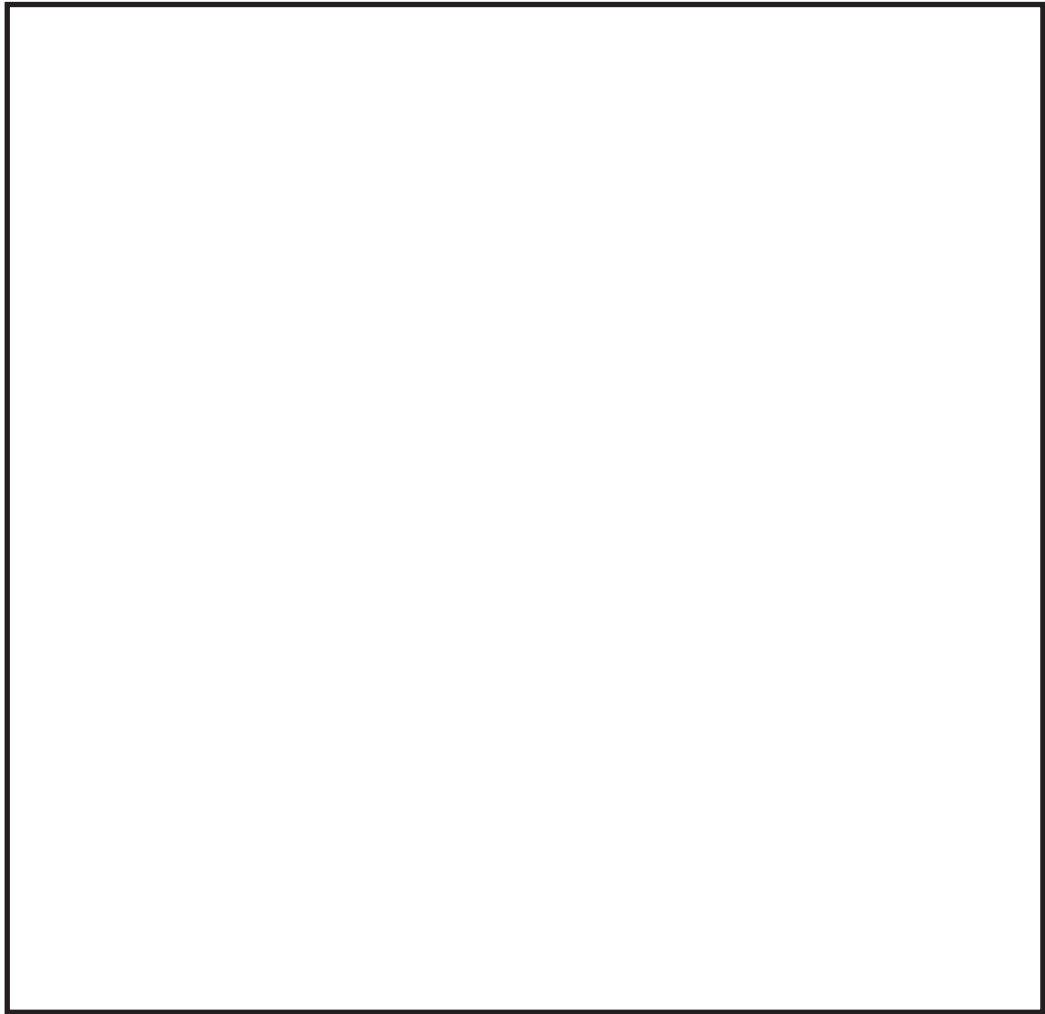


図 50-7-1 代替循環冷却ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 8.8
伝熱面積	m ²	<input type="text"/>

【設定根拠】

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，原子炉補機代替冷却水系の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，原子炉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可能な設計とする。

この場合，代替循環冷却ポンプ 1 台により残留熱除去系熱交換器 1 基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は海水温度 26℃，サブプレッションチェンバのプール水温度 52℃の場合において約 8.8MW とする。

重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は，原子炉停止 24 時間後の崩壊熱 14.0MW を 1 個の残留熱除去系熱交換器で除去可能な容量として，海水温度 26℃，サブプレッションチェンバのプール水温度 150℃，残留熱除去系熱交換器への通水流量が，サブプレッションチェンバ側 150m³/h，原子炉補機代替冷却水側 m³/h の場合において，14.7MW とする。

公称値については，設計基準対象施設として要求される容量と同じ約 8.8MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	116.3 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.0 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管), 燃料プールのスプレイ系 (可搬型), 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合は値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管), 燃料プールのスプレイ系 (可搬型) 及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合は値を示す。</p>
<p>【設定根拠】</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>本系統は、代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)) 又は海を水源とした大容量送水ポンプ (タイプ I) により、補給水系及び残留熱除去系</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

A系又はB系の配管を経由して、原子炉圧力容器に注水することで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）により、残留熱除去系A系又はB系の配管を経由して、原子炉格納容器内へスプレイすることで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）により、補給水系配管を経由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプI）により、ホース等を経由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、スプレイノズル等を経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプ I）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を1台で確保可能な設計とし、表 50-7-1 に示すとおり 623m³/h 以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として 623m³/h 以上としている。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、1.9 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 1,200m³/h 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の容量は、1 台で 1,440m³/h の容量を有する設計とする。

表 50-7-1 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	199m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型） （燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	623m ³ /h

* : 燃料プール代替注水（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）は同時使用しないことから、燃料プールスプレイ系（常設配管）又は燃料プールスプレイ系（可搬型）の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 130m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 199m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm（約 45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 重大事故等時における同時使用の考慮

(1) 重大事故等時における同時使用を考慮する場合の流量 623m³/h 以上

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮し、各系統に必要な流量の合計である 623m³/h 以上を

注水可能な設計とする。

1.9 原子炉補機代替冷却水系

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合は流量 1,200 m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW 又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW 並びに格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の冷却に必要な熱交換容量 0.001 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。また、これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量 623m³/h における圧力損失を考慮しても各系統に必要な揚程を確保できる設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 時の揚程 24.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉压力容器へ注水する場合^{*1}（130m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	60.9	m

(2) 原子炉压力容器への注水流量 199m³/h 時の揚程 91.0m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉压力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉压力容器へ注水する場合^{*1}（199m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	91.0	m

2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 55.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	55.6	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

- (1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 59.8m 以上
 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約	59.8 m		

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

- (1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 3.7m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約	3.7 m		

- (2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -2.0m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
合 計		約	-2.0 m

2.1.5 燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

- (1) 燃料プールスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 98.9m 以上

燃料プールスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールスプレイ接続口（東）から使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	98.9 m

- (2) 燃料プールスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 39.6m 以上

燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
合 計		約	39.6 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 19.5m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合^{*1}>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	19.5	m

2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -9.2m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	-9.2	m

2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は，海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<取水口からの送水の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m
合計	約	94.7	m

2.3 海を水源として使用する場合

2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 時の揚程 63.7m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合*1（130m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	63.7	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 時の揚程 116.3m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合*4（199m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	116.3	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 93.0m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約		93.0	m

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 96.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約		96.8	m

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	40.2	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
合計	約	34.3	m

2.3.5 燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 114.2m 以上

燃料プールスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールスプレイ接続口（北）から使用済燃料プールへスプレイする場合*4>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	114.2	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 燃料プールのスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールのスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
合 計		約	77.3 m

2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	28.5 m

*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性及び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。

*3：大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する全ての系統を同時使用した場合を考慮した流量 623m³/h における値。

*4：北側接続のうち、圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

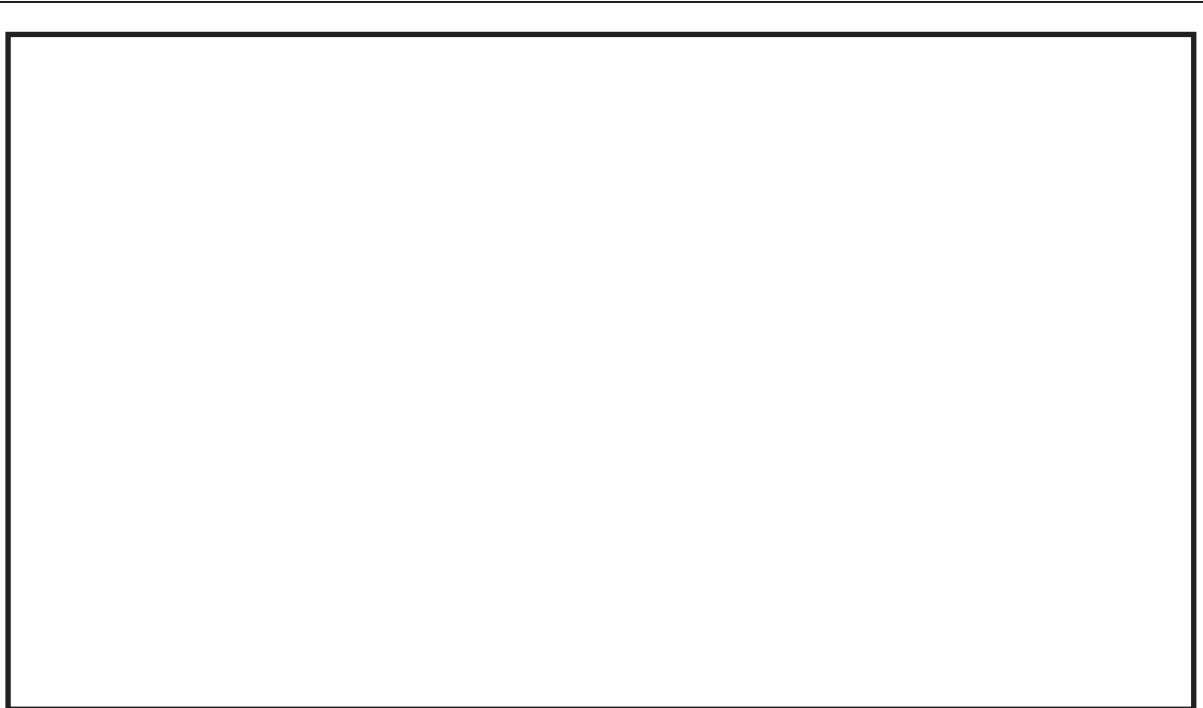


図 50-7-2 大容量送水ポンプ（タイプ I）の性能曲線

3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.0MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPa とする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPa とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- 3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPa とする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所の海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 50-7-2 に示す。

表 50-7-2 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 50-7-2 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差	水中ポンプの吐出圧力	増圧ポンプへの必要給水圧力	ホースの圧力損失	水中ポンプ揚程
			① [m]	② [m]	③ [m]	④ [m]	(②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	623	11.7				30.1
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

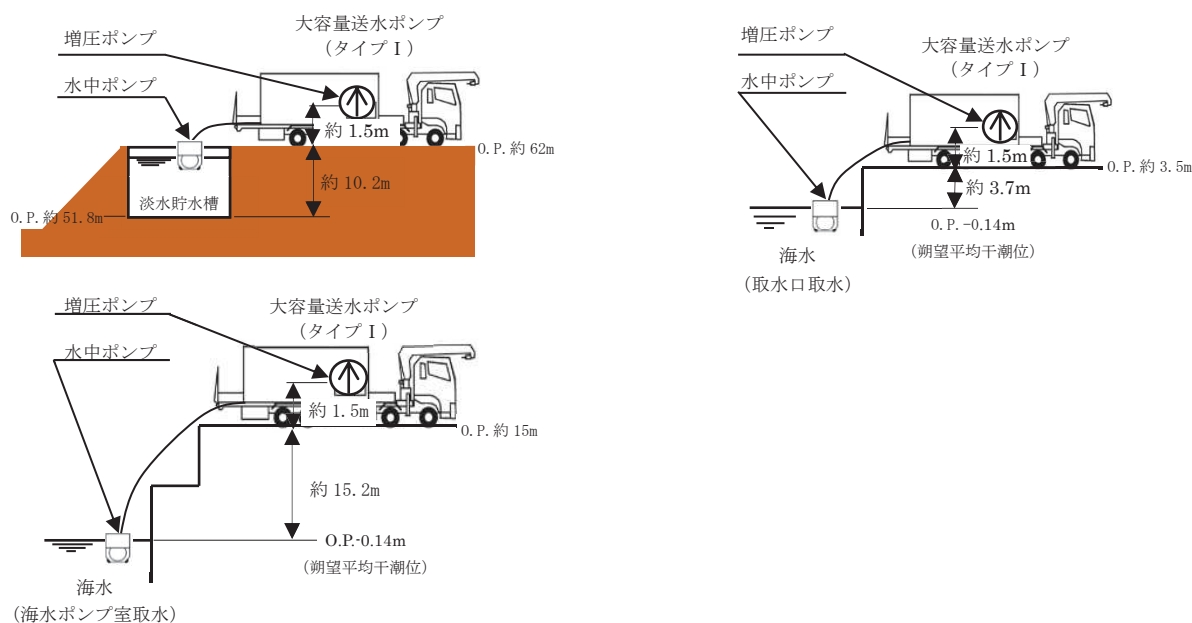


図 50-7-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	熱交換器ユニット	
個数	—	3 (うち予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/個	20
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.18 / 海水側 1.20
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 50
伝熱面積	m ² /個	<input type="text"/>

【設定根拠】

熱交換器ユニットは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、大容量送水ポンプ (タイプ I) と組み合わせて使用することにより、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備並びに使用済燃料プールを冷却するための設備として設置する。

本システムは、海を最終ヒートシンクとして、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) により、残留熱除去系熱交換器及び燃料プール冷却浄化系熱交換器を介し、原子炉補機冷却水系配管及び接続口を経由して発電用原子炉、原子炉格納容器及び使用済燃料プールの除熱を行うことが可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1セット1台で使用することから、保有数は2セットで2台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで1台の合計で3台を確保する。

熱交換器ユニット内には、熱交換器を3基設置し、必要な熱交換量を熱交換器ユニット1台で確保可能な設計とする。

1. 容量 (設計熱交換量)

熱交換器の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)」シナリオにおいてサブプレッションプール水の除熱効果が確認されている熱交換容量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、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)」代替循環冷却系を使用する場合」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている熱交換容量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換容量 2.29 MW を除熱可能な容量として、20 MW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-4 に示す。原子炉補機代替冷却水系による残留熱除去系の運転開始により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

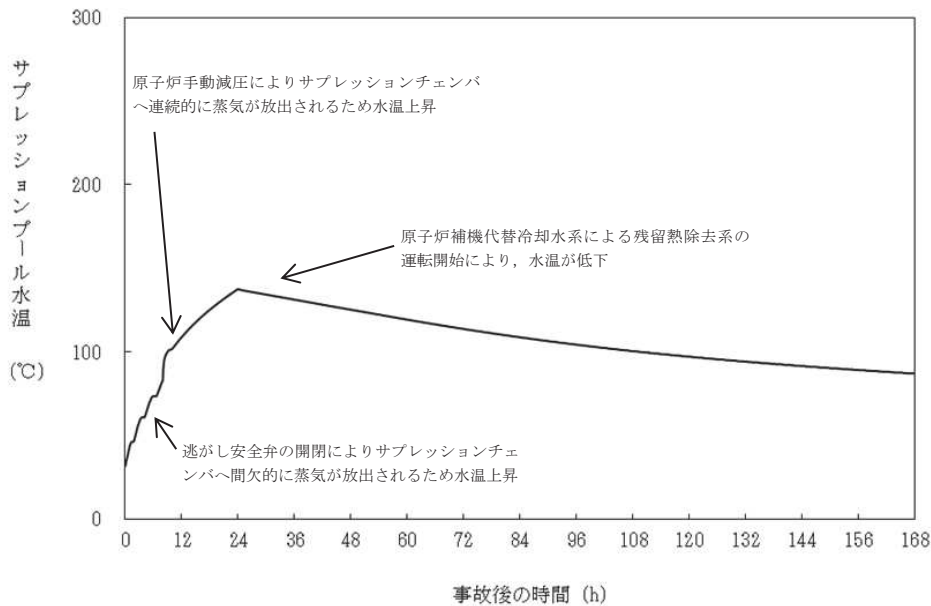


図 50-7-4 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-5 に示す。代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水により、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

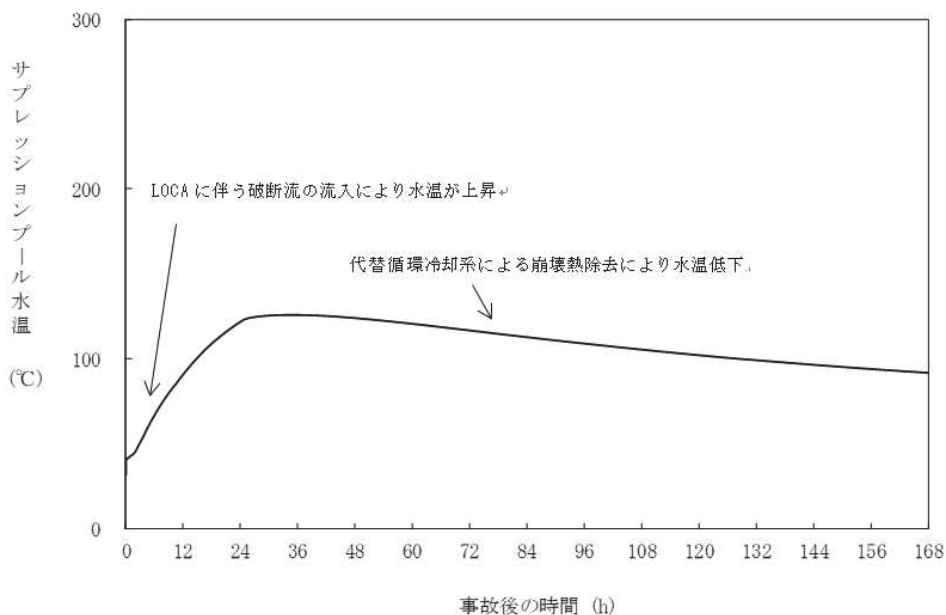


図 50-7-5 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」におけるサブプレッションプール水温の推移

有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおけるサブプレッションプール水温の推移を図 50-7-6 に示す。代替循環冷却系による原子炉格納容器スプレイにより、サブプレッションプール水温が低下することが確認されている。

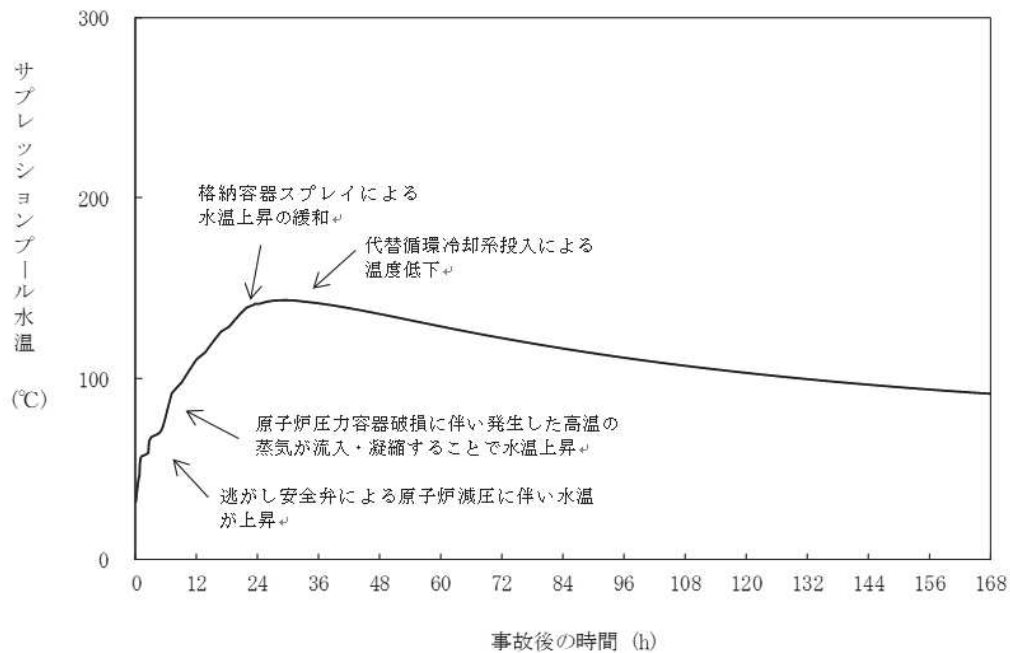


図 50-7-6 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるサブプレッションプール水温の推移

2. 最高使用圧力

(1) 淡水側

熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力は、接続先である原子炉補機冷却水系の最高使用圧力を考慮し、1.18 MPa とする。

(2) 海水側

大容量送水ポンプ（タイプ I）のポンプ吐出圧力を考慮し、1.20MPa とする。

3. 最高使用温度

(1) 淡水側

熱交換器の淡水側の最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70 °C とする。

(2) 海水側

熱交換器の海水側の最高使用温度は、熱交換後の海水温度を考慮し、50 °C とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット 1 台に設置される熱交換器 3 基の合計の必要伝熱面積は、設計熱交換量 20 MW を満足するための性能計算で求められる m² とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数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。

$$\text{必要伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times 5.60}$$

Q : 設計熱交換量 = 20.0 MW

U^c : 総括伝熱係数 = kW/(m²・K)

ΔT : 対数平均温度差 = 5.60 K

(引用文献:「熱交換器設計ハンドブック」(昭和 49 年))

以上より、必要伝熱面積は m² となることから熱交換器ユニットの面積は m² 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及び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 8.8 MW である。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機冷却水系) 流量 : m³/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(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原子炉補機代替冷却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 5.8MW である。

- ・管側 (サプレッションプール水) 流量 : 1,160 m³/h
(残留熱除去系定格流量)
- ・胴側 (原子炉補機代替冷却水系) 流量 : m³/h
- ・管側 (サプレッションプール水) 入口温度 : 52 °C
- ・海水温度 : 26 °C
- ・(参考) 熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称	熱交換器ユニットのうち淡水ポンプ	
個数	—	1
容量	m ³ /h/個	730 (注1), 730 (注2)
揚程	m	46.1 (注1), 70 (注2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.18
最高使用温度	℃	70
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：規格値を示す。	

【設 定 根 拠】

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット内には、淡水ポンプを1台設置し必要な流量を確保可能な設計とする。

1. 容量

淡水ポンプの容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量 m³/h、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、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）代替循環冷却系を使用する場合」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている流量 m³/h と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な流量 m³/h を供給可能な容量として、730 m³/h/個を有する設計とする。

2. 揚程

淡水ポンプの揚程は、原子炉補機代替冷却水系が閉ループであることを考慮し、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<熱交換器ユニット接続口（北）に接続する場合*1>

熱交換器ユニット内圧力損失	約 <input type="text"/> m
配管及び弁類の圧力損失	約 <input type="text"/> m
ホース等の圧力損失	約 <input type="text"/> m
合計	約 47 m

*1：圧力損失が最も大きくなる敷設ルートにて評価。

上記を踏まえ淡水ポンプの全揚程は70 mとする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

淡水ポンプの最高使用圧力は、熱交換器ユニットの淡水側の最高使用圧力を考慮し 1.18MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

淡水ポンプの最高使用温度は、熱交換器ユニットの接続先である原子炉補機冷却水系主配管の最高使用温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力

淡水ポンプの原動機出力は、流量 730 m³/h 時の軸動力を基に設定する。

淡水ポンプの流量が 730 m³/h、全揚程が 70 m の時の必要軸動力は、以下のとおりである。

$$P = \frac{10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H}{\frac{\eta}{100}} = \frac{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \frac{730}{3600} \times 70}{\frac{\square}{100}} = \square \text{ kW}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/s) = 730/3,600
- H : ポンプ揚程 (m) = 70 (図 50-7-7 参照)
- η : ポンプ効率 (%) = \square (図 50-7-7 参照)

(参考文献：日本工業規格「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、必要軸動力を上回る原動機出力として \square kW/個とする。

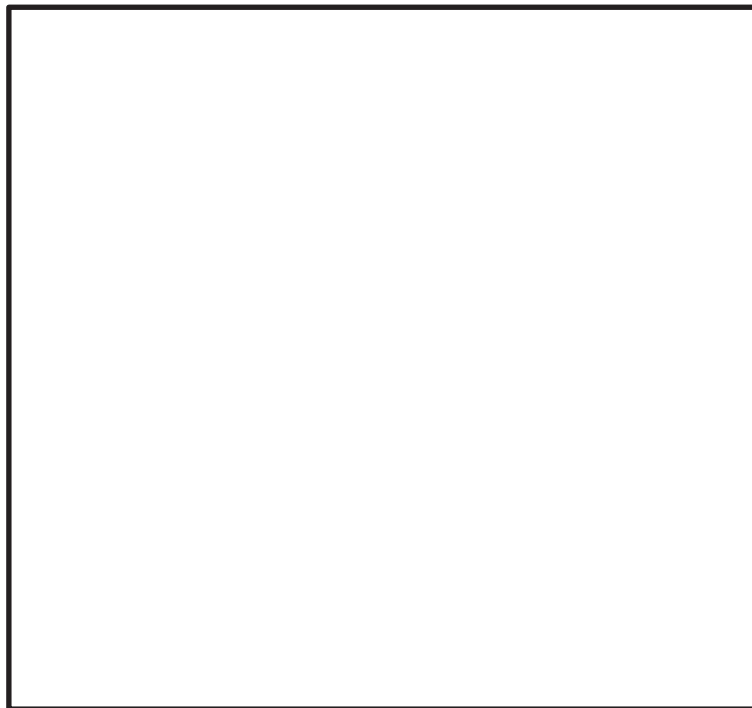


図 50-7-7 淡水ポンプ性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器フィルタベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	854
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	10.0

【設定根拠】

1. 最高使用圧力

炉心損傷後の原子炉格納容器ベントは、原子炉格納容器圧力が限界圧力（最高使用圧力の2倍）である854kPa[gage]までに行うことから、原子炉格納容器フィルタベント系の最高使用圧力を854kPa[gage]とする。

なお、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移について図50-7-8に示す。

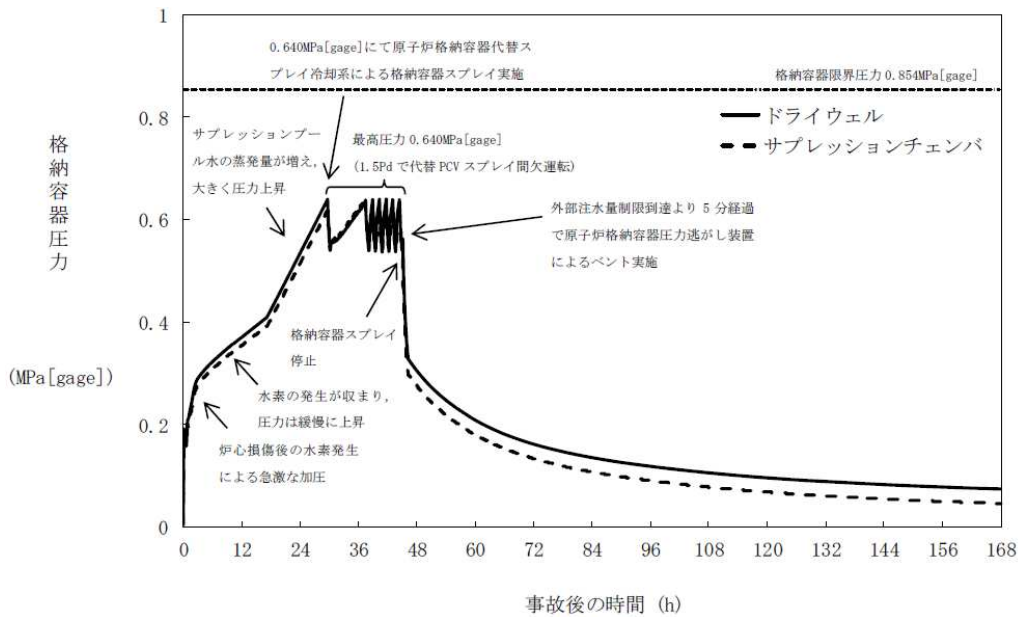


図 50-7-8 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移

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℃とする。

なお、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」において、原子炉格納容器温度は 200℃以下となること（図 50-7-9 参照）を確認していることから、原子炉格納容器に接続している原子炉格納容器フィルタベント系の温度も 200℃以下となる。

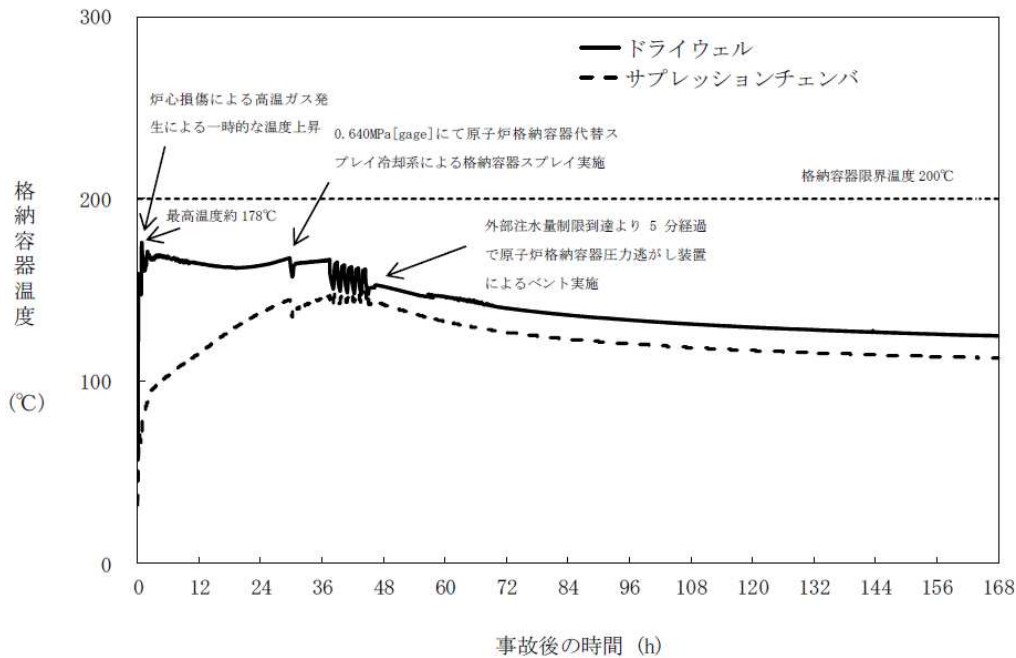


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器温度の推移

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（427kPa[gage]）にて原子炉格納容器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 10.0kg/s を排出可能な設計とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の 1%になるのは、原子炉停止から 2～3 時間後である。一方、有効性評価の事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」でのベント開始時間は事象発生後約 44 時間後である。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、原子炉格納容器フィルタベント系の設計流量よりも小さな値となり、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することが可能である。

名 称	原子炉格納容器フィルタベント系 (フィルタ装置容量)
スクラバ溶液薬液 pH	pH13 以上 (待機時)

【設定根拠】

スクラバ溶液は、無機よう素をスクラバ溶液中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7 以上) に維持する必要があるが、重大事故等時においては、原子炉格納容器内ケーブルの放射線分解、熱分解等により塩化水素等の酸が発生し、原子炉格納容器ベントにより原子炉格納容器からフィルタ装置へ移行するため、スクラバ溶液の pH が低下する可能性がある。

これに対して、スクラバ溶液は、重大事故等時に発生する酸の量に対して、待機時に十分な量の塩基量を確保することにより、原子炉格納容器ベント中の pH 監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

1. 重大事故時に格納容器内で発生する酸の量及びスクラバ溶液中で減少する塩基の量

(1) ケーブルに起因する酸の量

原子炉格納容器内のケーブルについて、酸の起因となり得る元素の量を調査し、ベント前に全て原子炉格納容器内に放出されると仮定すると、酸の量は約 mol となる。

(2) サプレッションチェンバのプール水より発生する酸の量

サプレッションチェンバのプール水中の溶存窒素が放射線分解することにより発生する硝酸の量は、事象発生後7日間の積算吸収線量で約 mol となる。

(3) MCCIにより発生する酸の量

原子炉格納容器内には玄武岩系のコンクリートを使用していることから、MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量は少ないと考えられるものの、有効性評価におけるコンクリートの侵食約 cm に対して余裕をみた cm のコンクリートの侵食により発生する一酸化炭素と二酸化炭素の合計値 mol から、MCCIにより発生する酸の量は約 mol* となる。

* : 二酸化炭素は二価の酸のため、2倍の物質質量とした。

(4) スクラバ溶液中で減少する塩基の量

スクラバ溶液に含まれる は、酸素が存在する環境下において水酸化物イオンと反応し分解することが知られており、分解される の量はスクラバ溶液の積算吸収線量に伴って増加する。反応式は以下のとおり。



ここでは、待機時のスクラバ溶液に含まれる は、約 mol が、スクラバ溶液の積算吸収線量によらず、全量が分解したと仮定すると、 の分解による塩基減少量は、約 mol となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. フィルタ装置へ移行する酸とスクラバ溶液に保有する塩基の量

重大事故時に原子炉格納容器内で発生した酸は、原子炉格納容器内の自然沈着、原子炉格納容器スプレイ及びサプレッションチェンバのプール水のスクラビング等の除去効果を受けるため、フィルタ装置への移行量は減少する。また、二酸化炭素については弱酸であり、水に溶解しても揮発するため、酸としてスクラバ溶液のpHに与える影響は小さいと考えられる。

ここでは保守的に、これらの影響を考慮せず、発生した酸の全量がフィルタ装置へ移行するものとする。ベント期間中、スクラバ溶液をアルカリ性に維持するために必要となるスクラバ溶液中の [] の量は、 [] mol 以上である。

[] mol

3. スクラバ溶液のアルカリ性の維持

スクラバ溶液をアルカリ性に維持するため、待機時のスクラバ溶液には [] mol 以上の [] が必要であり、その濃度は約 [] wt% (待機時水量 [] t) となる。

[] wt%

以上から、保守的にスクラバ溶液の初期濃度を [] 以上とすることで、スクラバ溶液のpHは13以上となる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		原子炉格納容器フィルタベント系 (フィルタ装置容量)
金属繊維フィルタ 許容エアロゾル量	g/m ²	<input type="text"/>
吸着層厚さ	mm	<input type="text"/>
【設定根拠】		
1. 金属繊維フィルタ許容エアロゾル量		
ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、金属繊維フィルタに捕集される。この金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量と金属繊維フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞の発生がないことを以下のとおり確認した。		
(1) 金属繊維フィルタの許容負荷量		
金属繊維フィルタ単体でエアロゾルを捕集した場合、 <input type="text"/> g/m ² まで有意な差圧の上昇はなく、 <input type="text"/> g/m ² まで金属繊維フィルタの機能が確保できることが確認されている。		
(2) エアロゾル重量		
有効性評価にて選定した炉心損傷を伴うベント事象の解析結果から、格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル重量を <input type="text"/> gである。		
金属繊維フィルタへのエアロゾル移行割合 <input type="text"/> を考慮すると、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル重量は約 <input type="text"/> gとなる。		
(3) 評価結果		
金属繊維フィルタの総面積は、 <input type="text"/> m ² であり、金属繊維フィルタに移行するエアロゾル量は、約 <input type="text"/> gであることから、金属繊維フィルタの負荷量は、約 <input type="text"/> g/m ² となる。		
以上より、金属繊維フィルタの負荷量は許容負荷量 (<input type="text"/> g/m ²) に対して十分小さいため、閉塞が発生することはない。		
2. 吸着層厚さ		
放射性よう素フィルタの吸着層は、十分な厚さを有し、吸着層とベントガス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。		
JAVA PLUS試験における吸着層厚さ及びガス速度の条件で得られた滞留時間tと除染係数 (DF) の関係より、実機条件で要求されるDF50を達成するために必要とされる吸着層厚さを <input type="text"/> mmとする。		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		フィルタ装置出口側圧力開放板
設定破裂圧力	—	100kPa (差圧)

【設定根拠】

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置出口側圧力開放板の設定破裂圧力は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の際に妨げにならないよう、ベント開始圧力と比較して十分低い圧力にする。

なお、有効性評価における格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移について図 50-7-9 に示す。

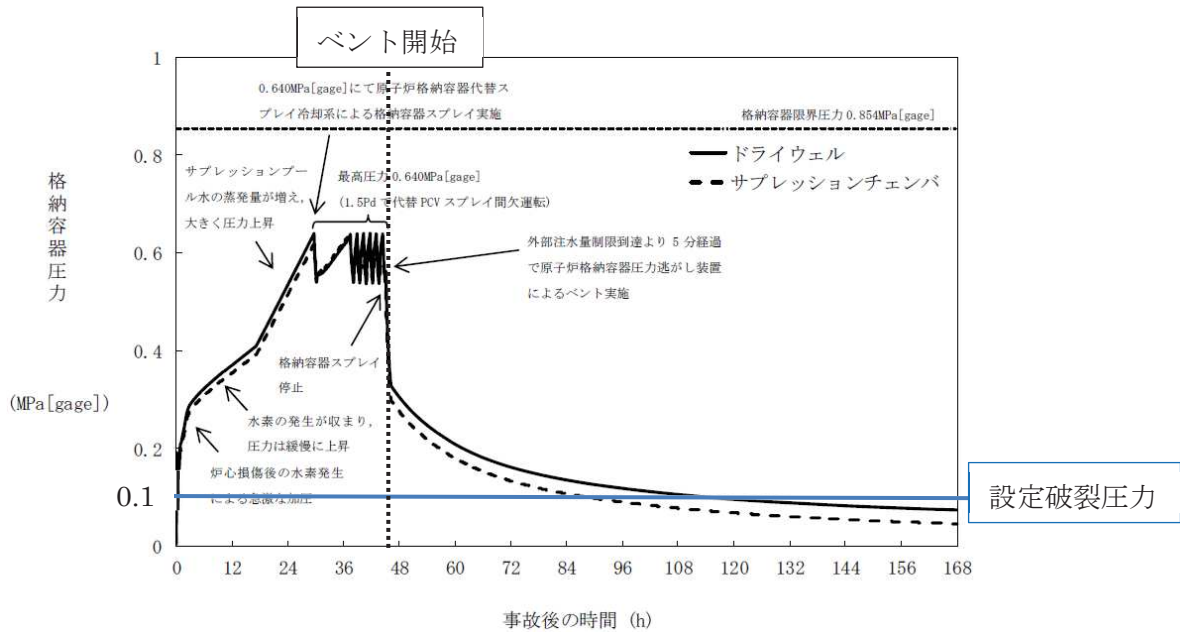


図 50-7-9 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における原子炉格納容器圧力の推移

50-8

接続図

- ・原子炉補機代替冷却水系

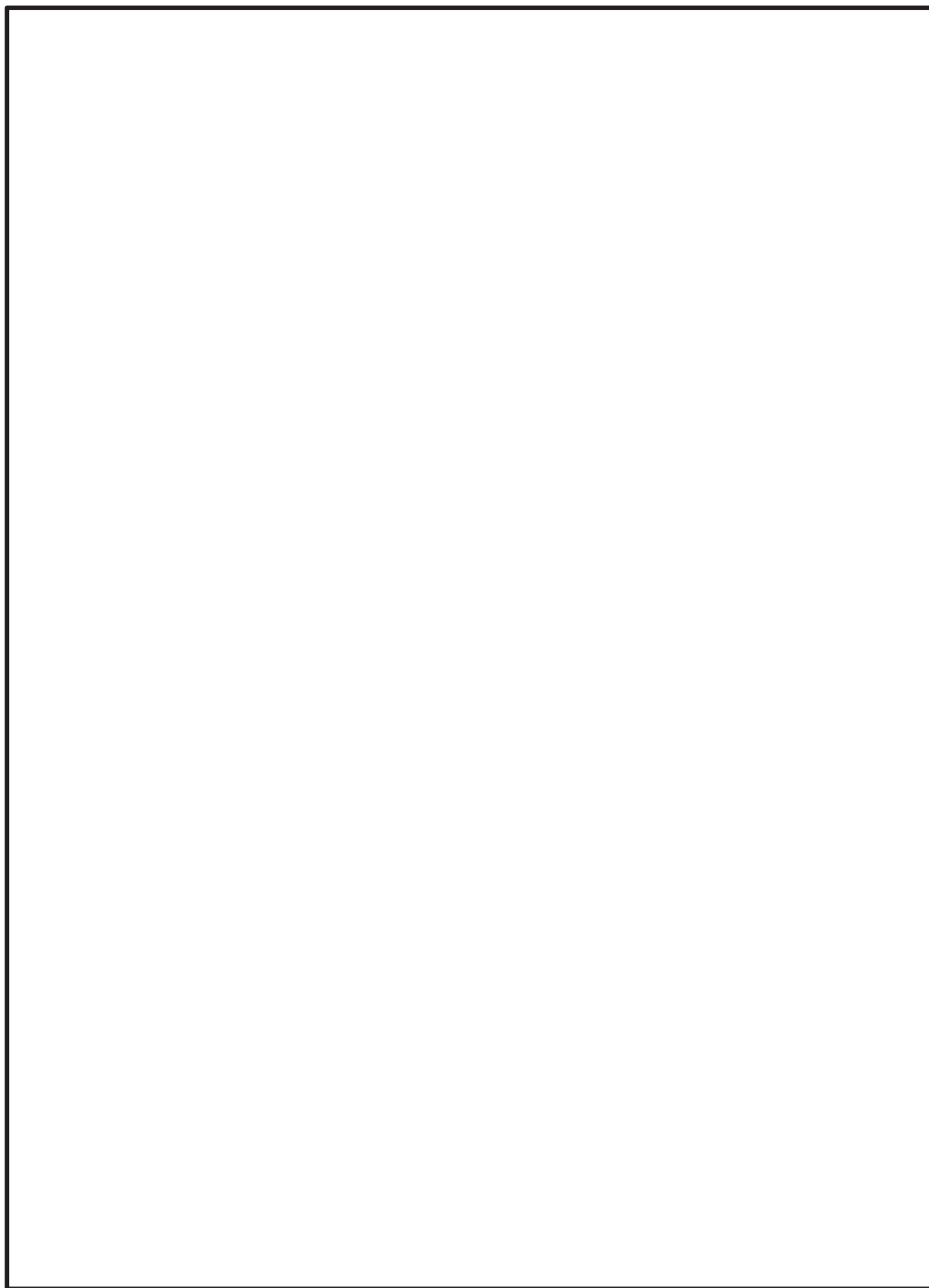


図 50-8-1 接続図
(2号海水ポンプ室から熱交換器ユニット接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

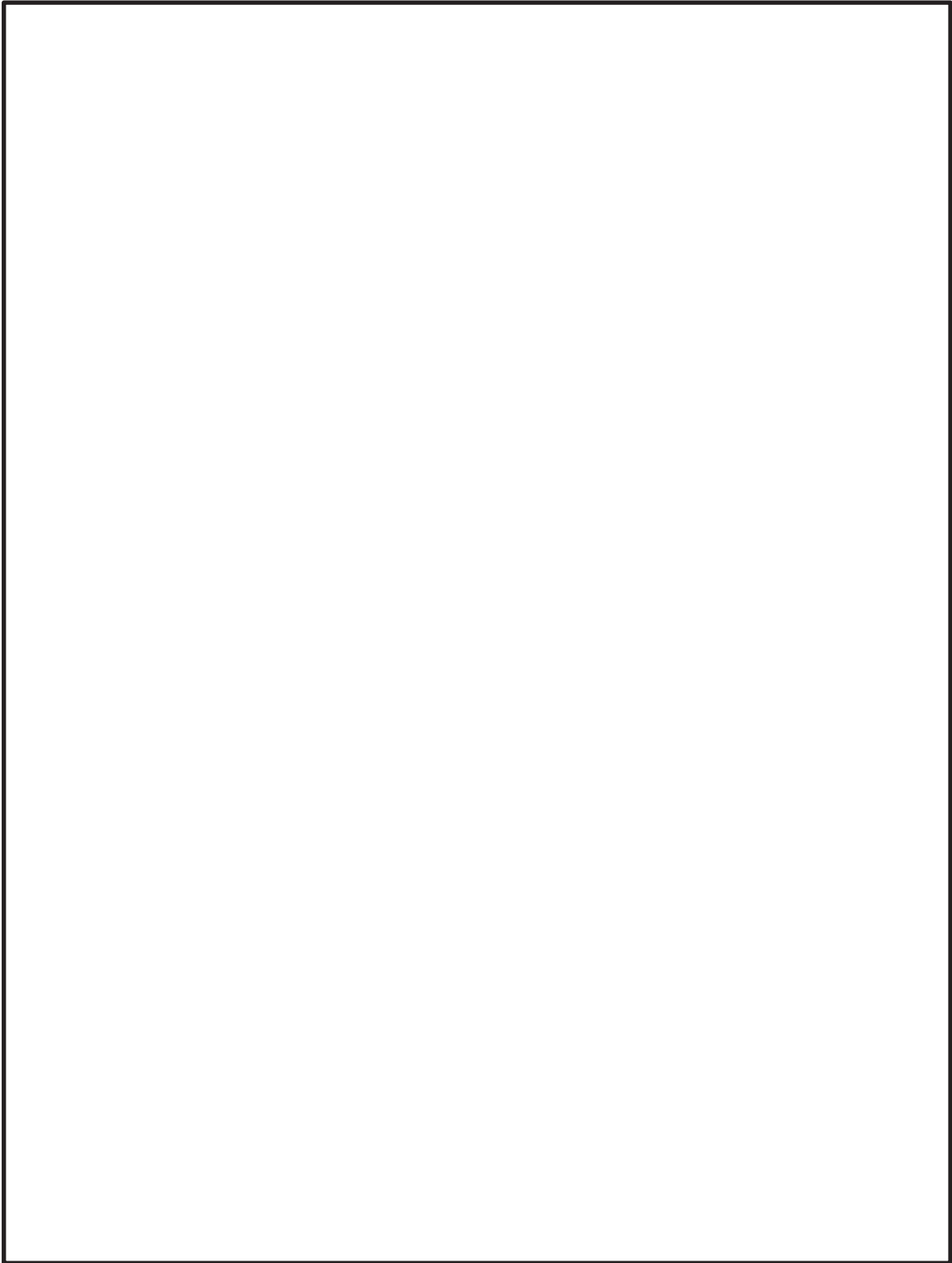


図 50-8-2 接続図
(2号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (海側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

・原子炉補機代替冷却水系

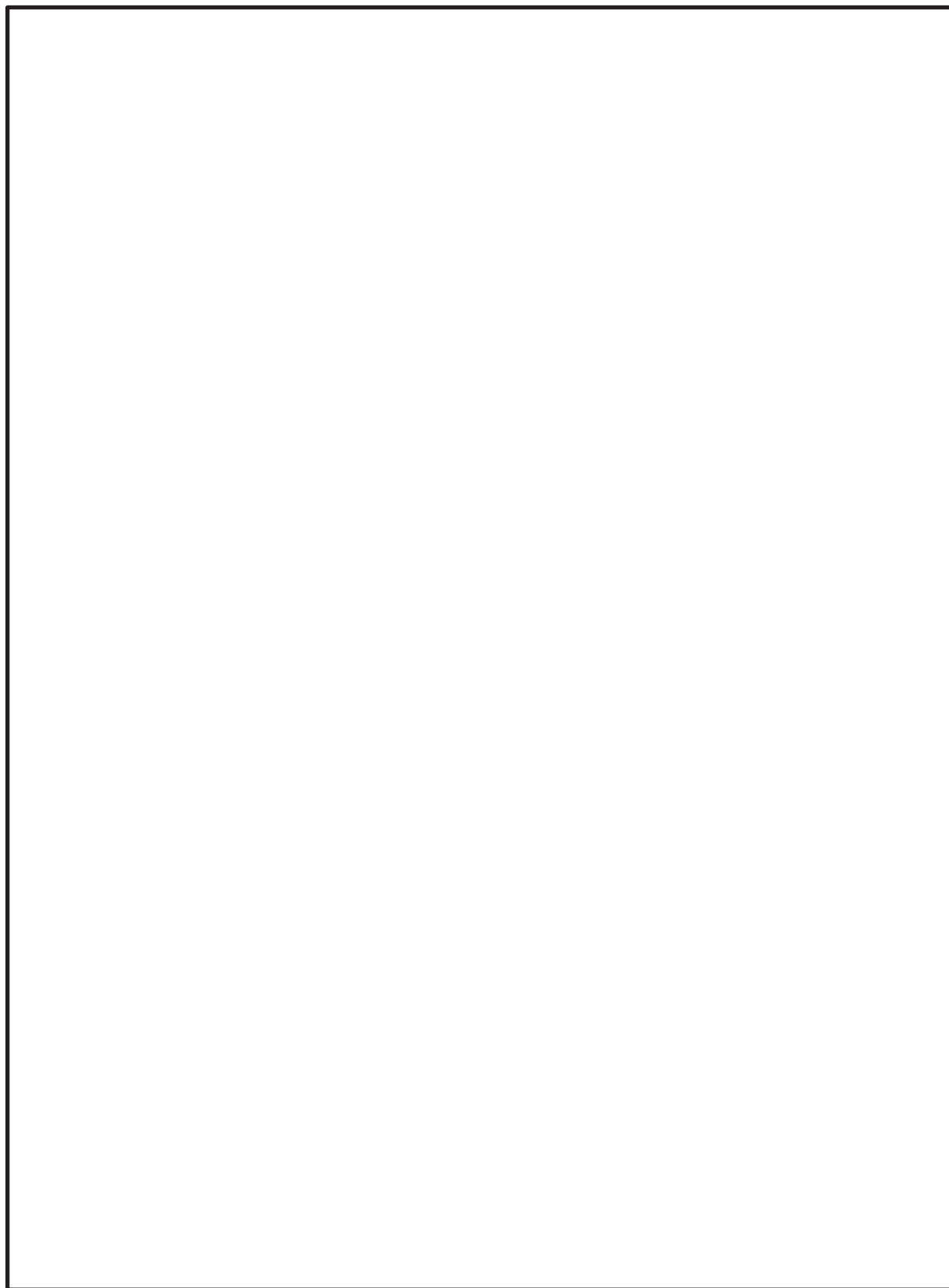


図 50-8-3 接続図
(2 号取水口から熱交換器ユニット接続口までの接続 (山側))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-8-3

50-9

保管場所図

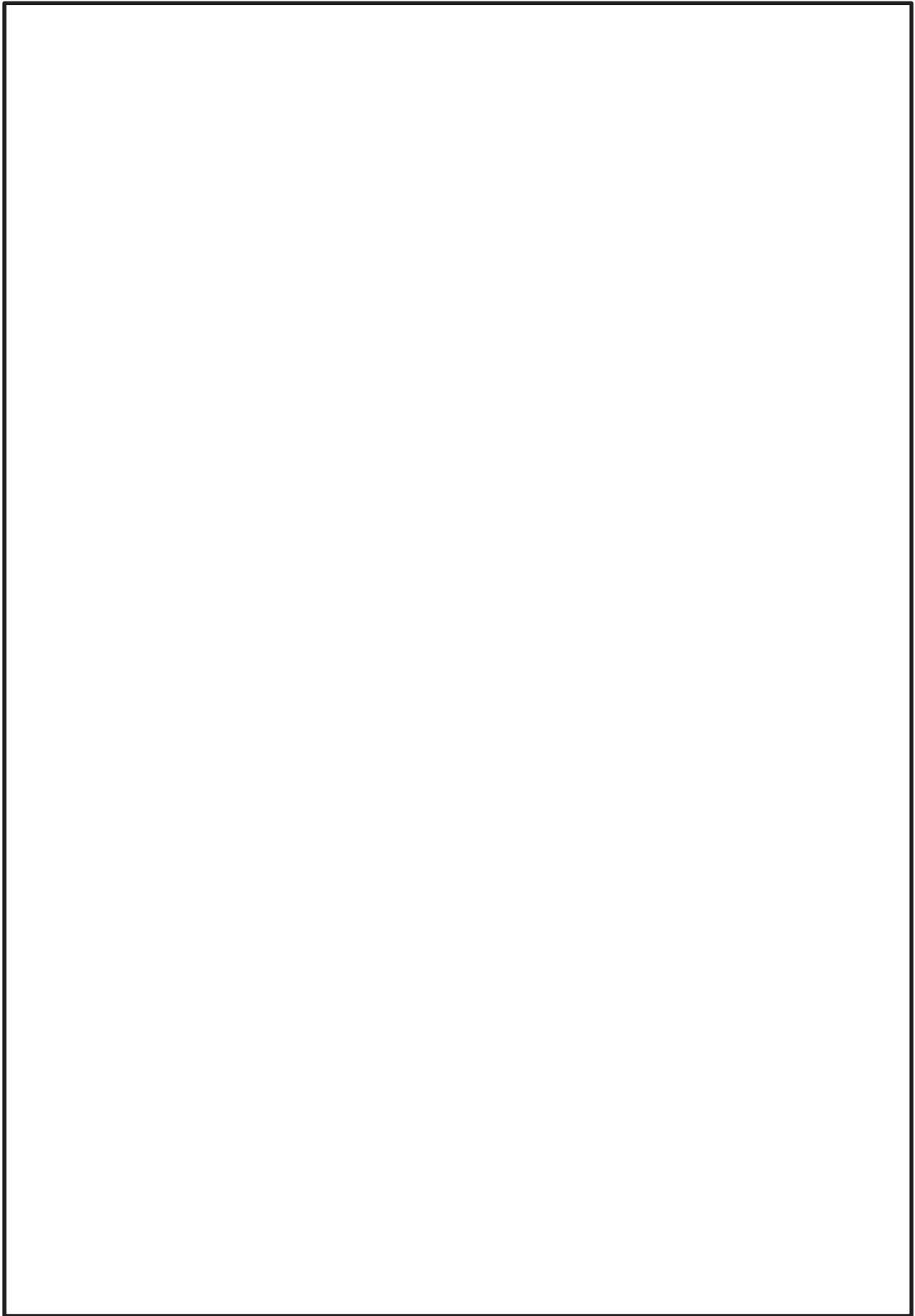


図 50-9-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

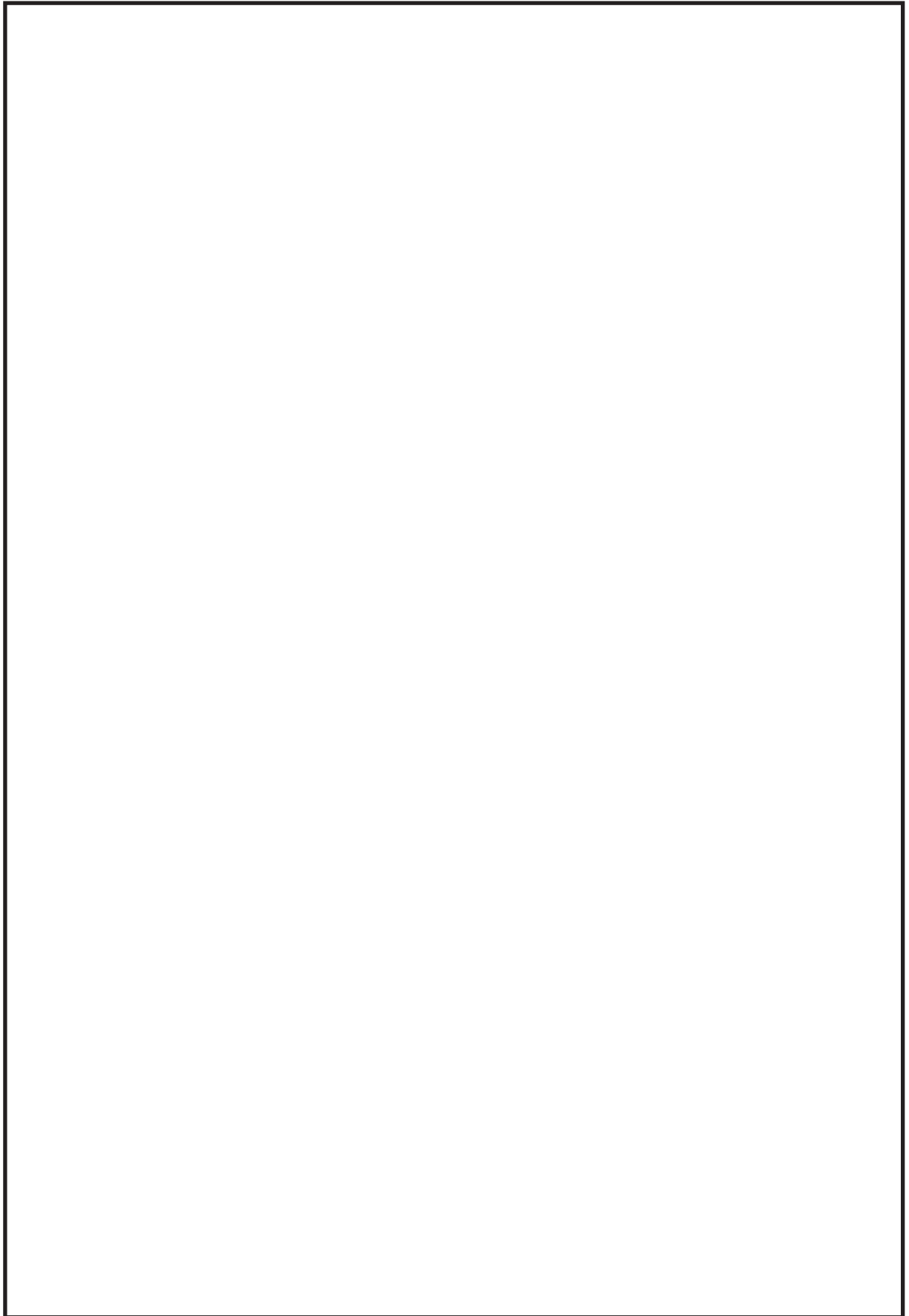


図 50-9-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・原子炉補機代替冷却水系

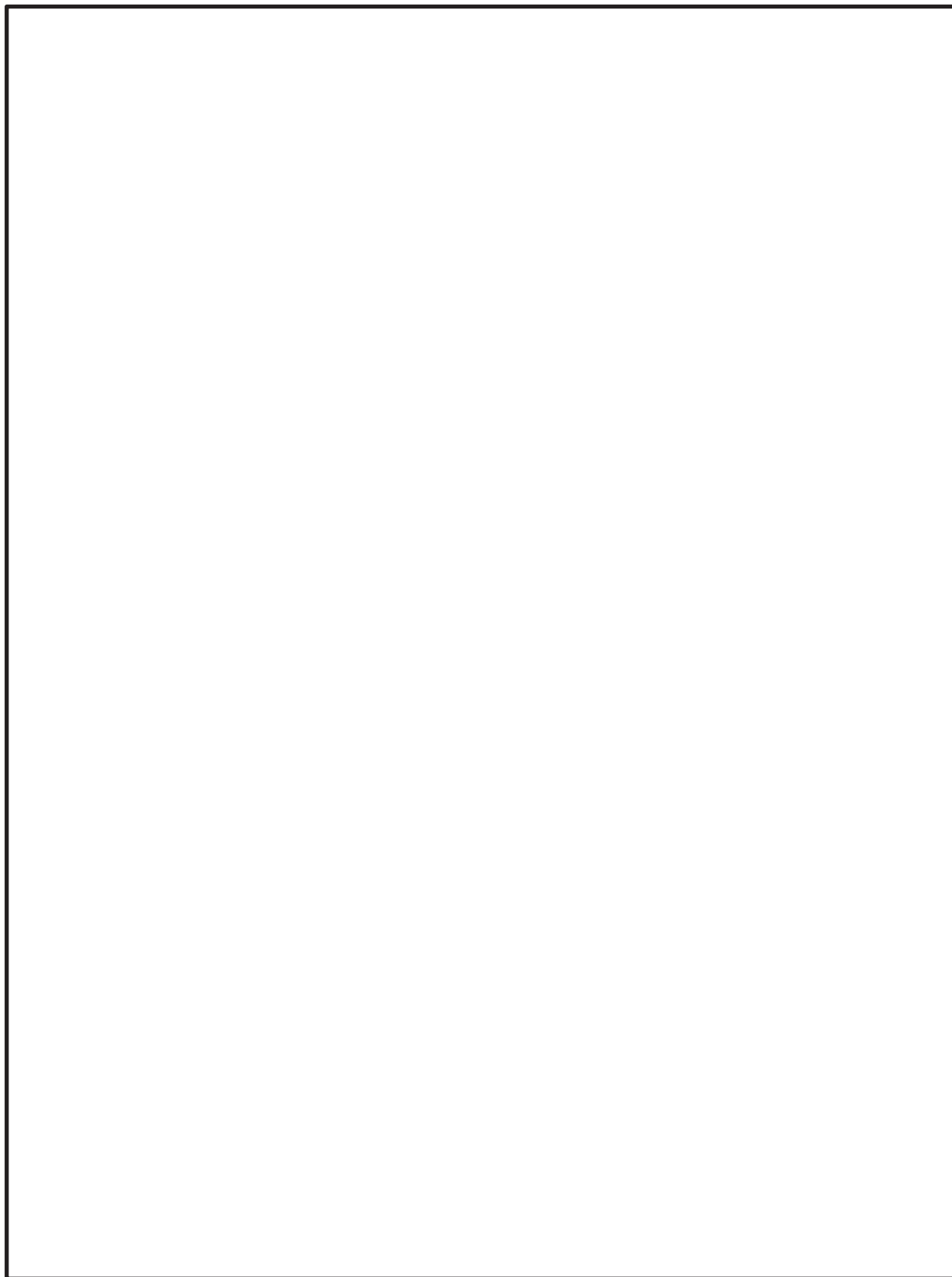


図 50-9-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10

アクセスルート図

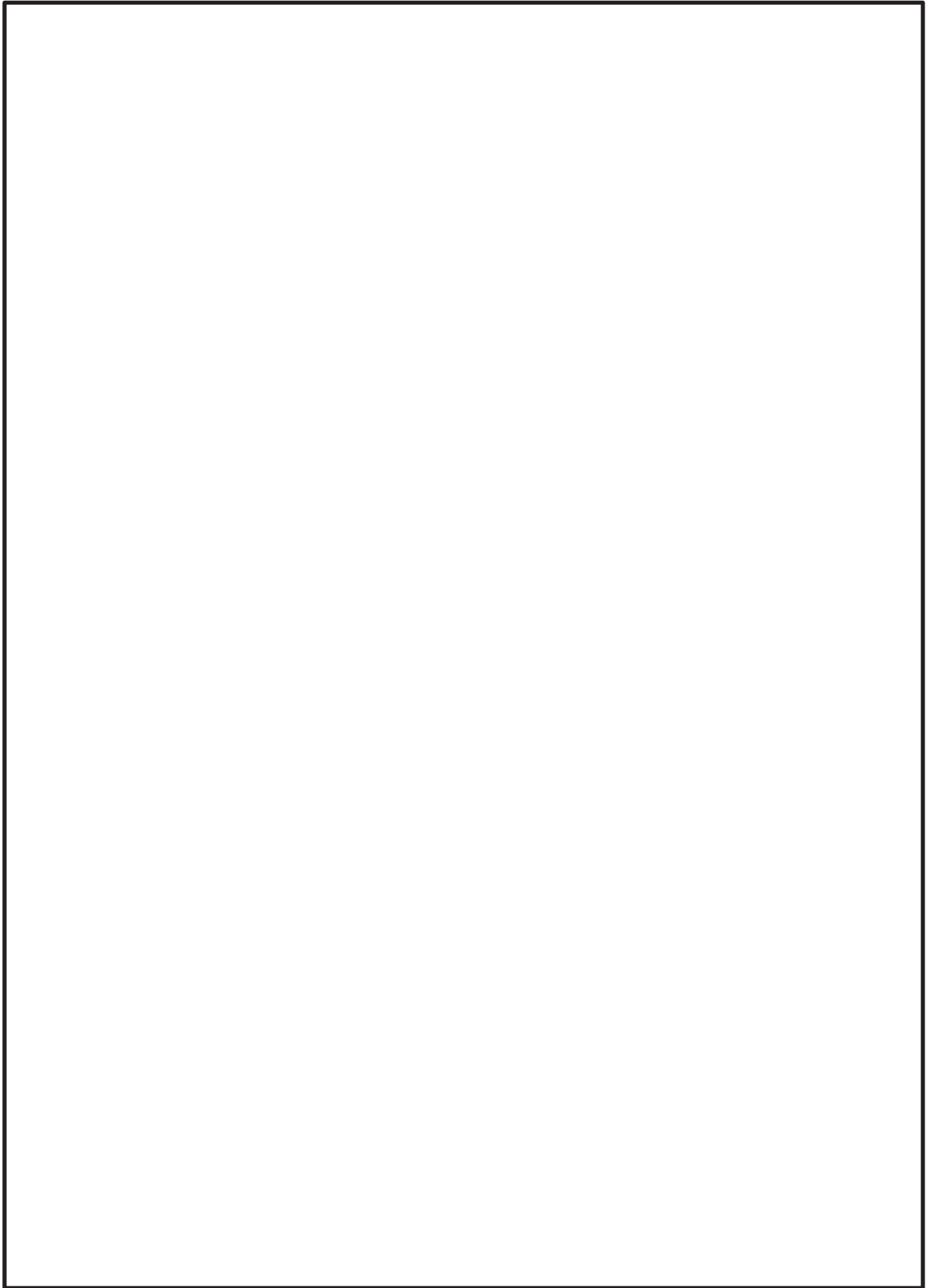


図 50-10-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

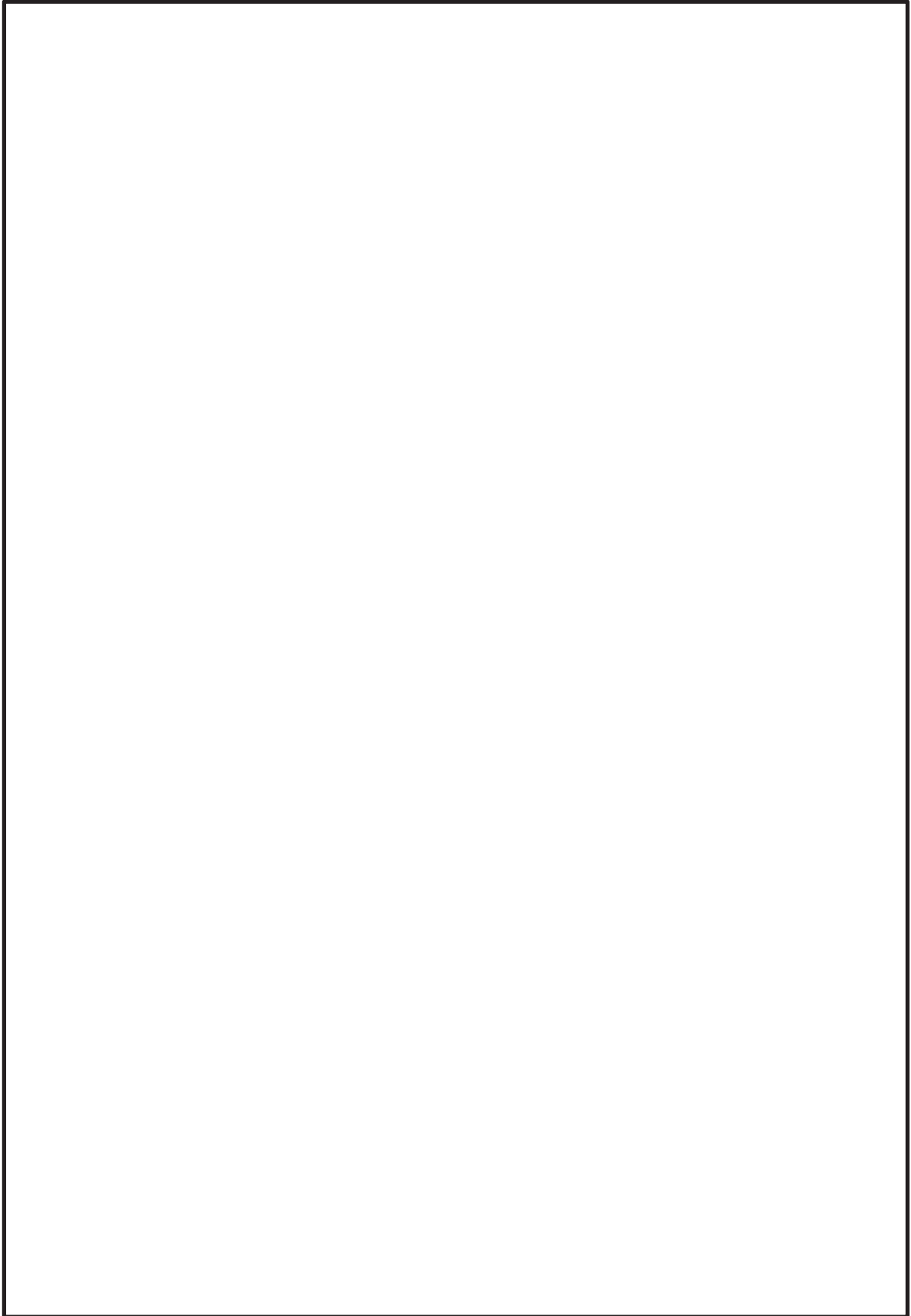


図 50-10-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

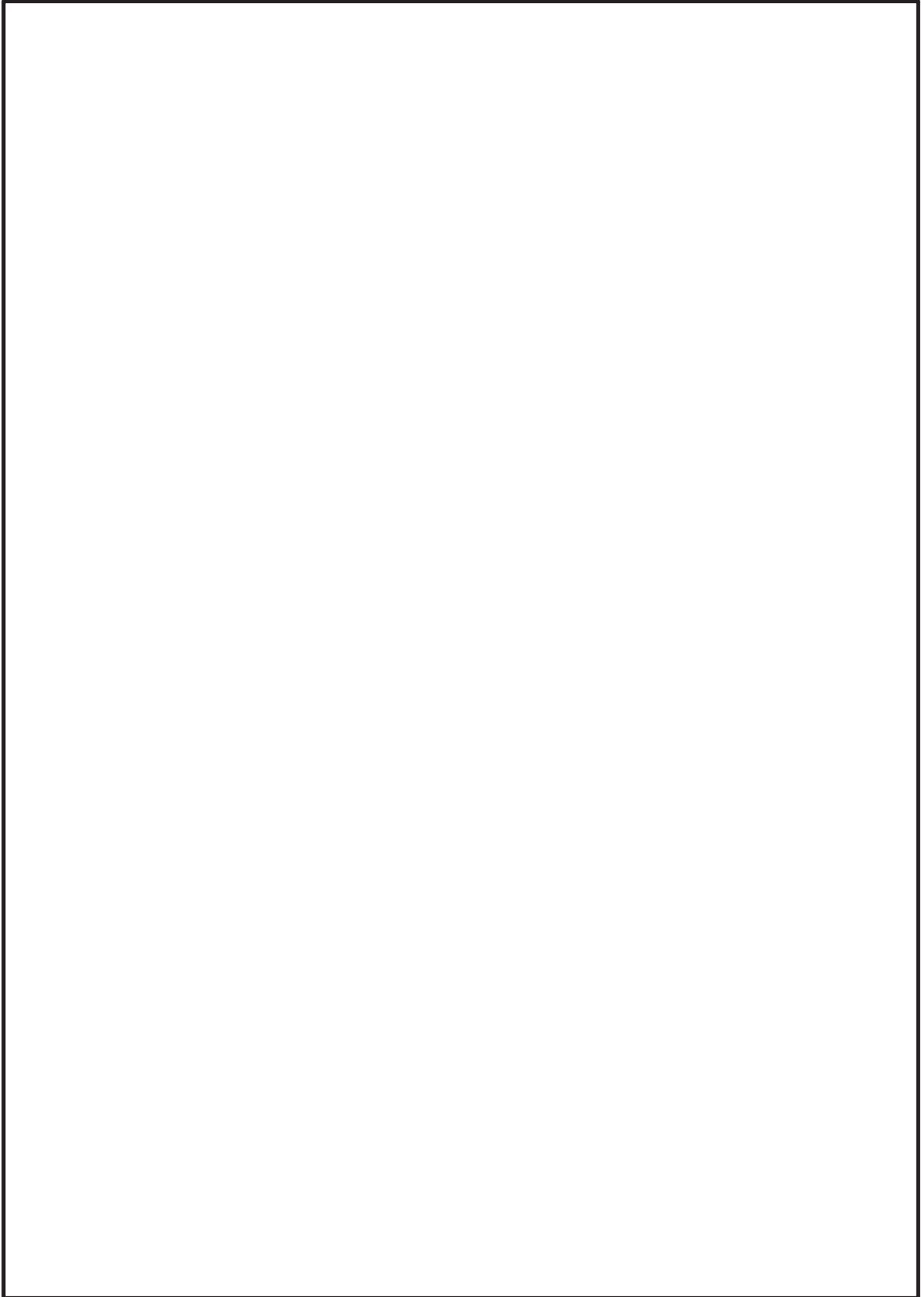


図 50-10-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-3

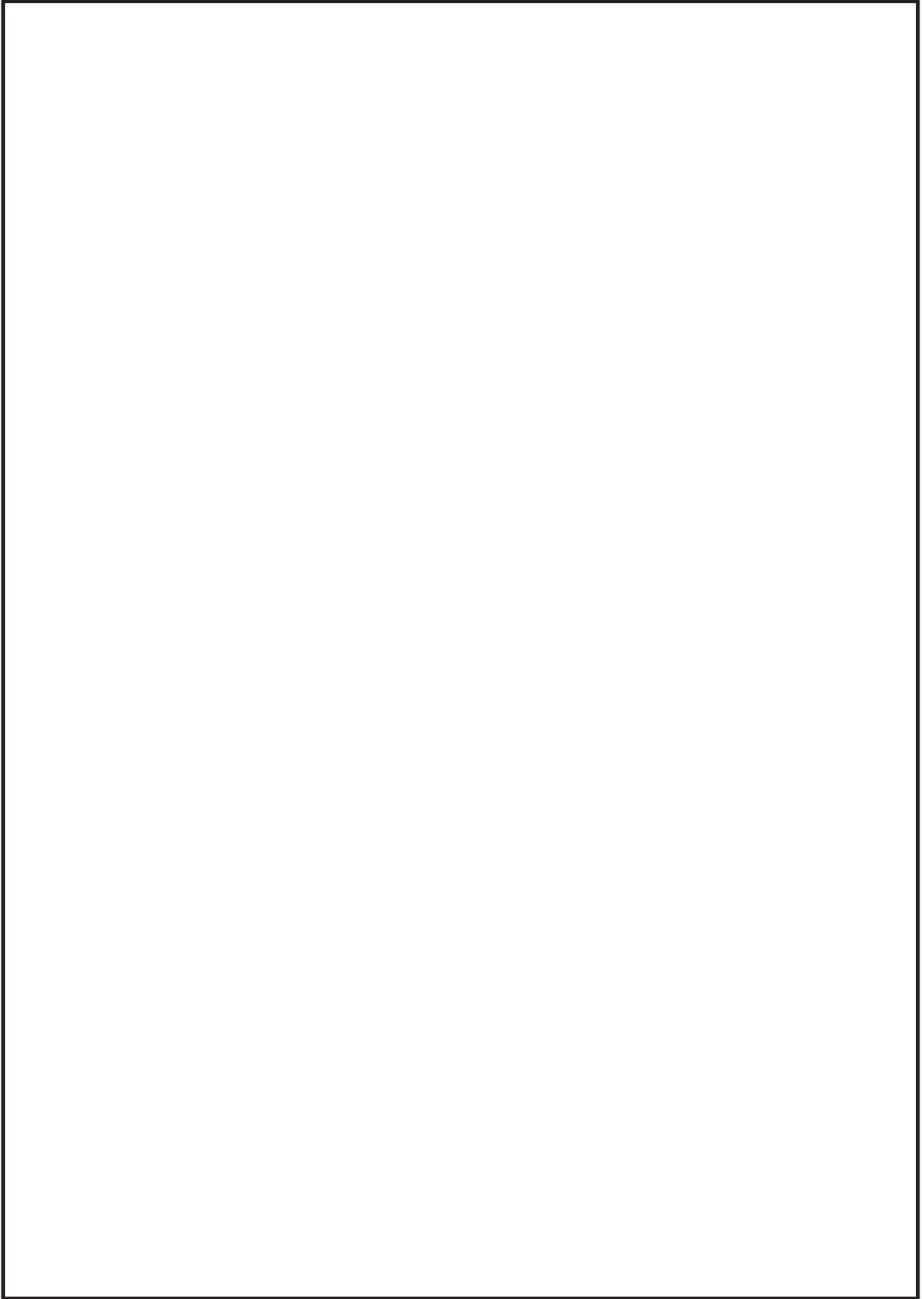


図 50-10-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

50-10-4

50-11

その他設備

【原子炉格納容器 pH 調整系】

1. 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水中によう素を捕捉することで、よう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器 pH 調整系を設ける。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、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器 pH 調整系配管から原子炉格納容器内に注入する構成とする。

原子炉格納容器 pH 調整系は他系統から独立した系統構成とすることで、他系統に悪影響を及ぼさない設計とする。

さらに、次項に示すとおり、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、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。

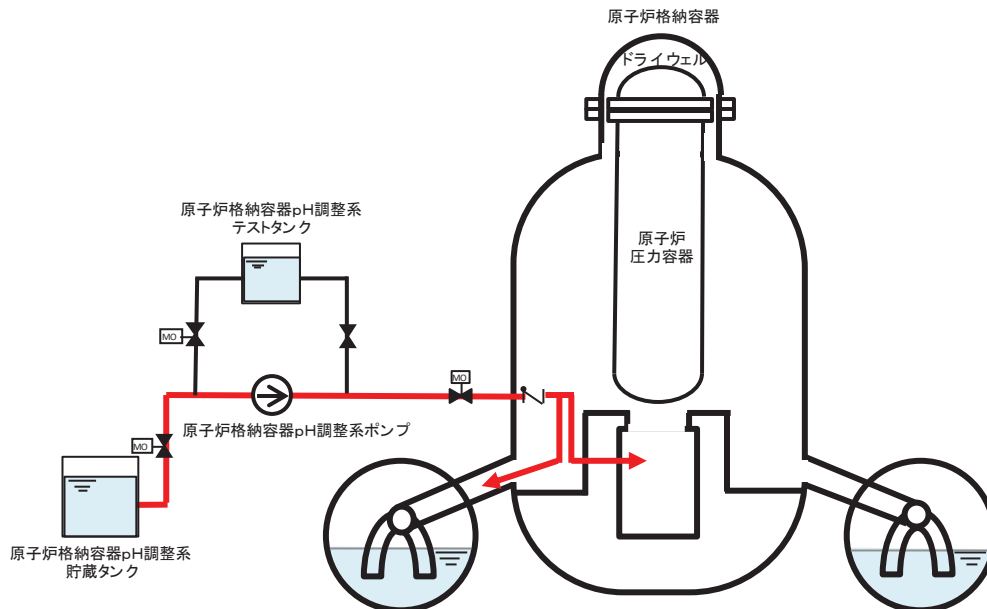


図 50-11-1 原子炉格納容器 pH 調整系 系統概要図

2. 原子炉格納容器 pH 調整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、サプレッションチェンバ及びペDESTALへ注入するが、最終的にはサプレッションチェンバに流入する。その場合、サプレッションチェンバの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。

サプレッションチェンバで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 及び図 50-11-3 に示す。pH 調整実施後の濃度では、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。

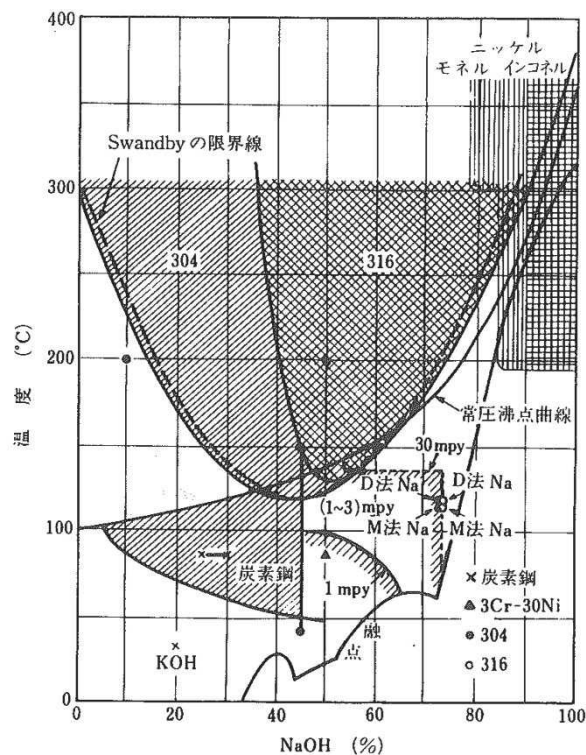


図 50-11-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

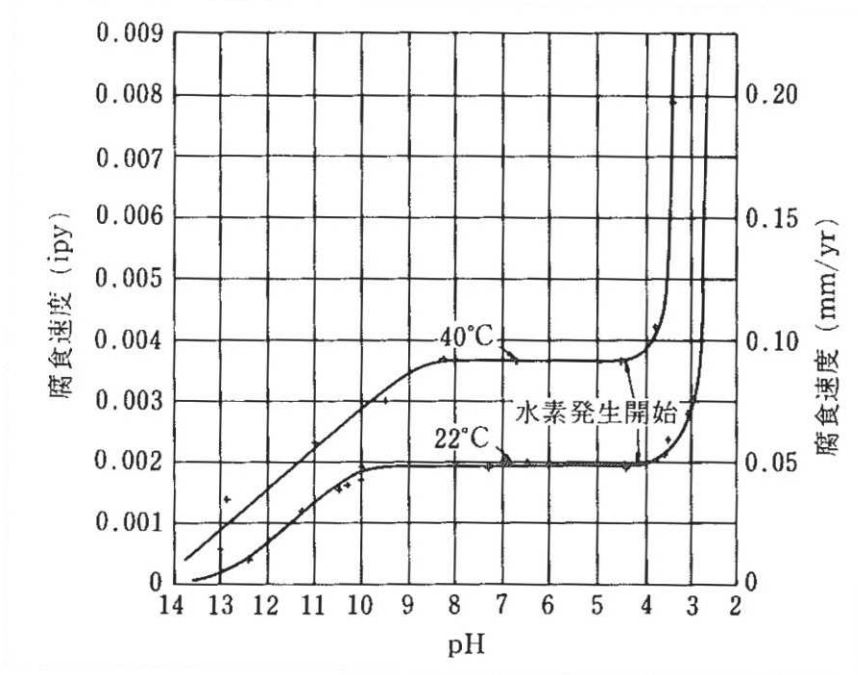


図 50-11-3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH 温度^[1]

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 調整による原子炉格納容器バウンダリの悪影響はないことを確認した。

なお，水酸化ナトリウムの相平衡を図 50-11-4 に示すが，本系統使用後の濃度である約 [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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

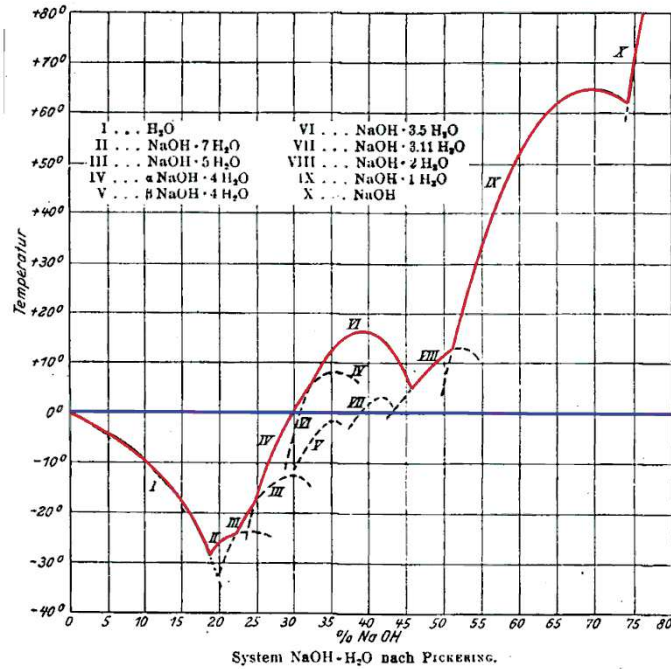


図 50-11-4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図^[2]

《参考図書》

[1] 小若, 金属の腐食と防食技術

[2] 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, 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。

薬液注入後, 水没が予想されるサプレッションチェンバ及びペDESTAL内に使用しているアルミニウムや亜鉛から水素の発生量を評価する。

評価については, 保守的にサプレッションチェンバ及びペDESTAL内のアルミニウムと亜鉛がすべて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プラットフォームのグレーチング材等である。

これらのうち、ペDESTAL内で使用しているプラットフォーム内のアルミニウムのすべ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】

- ・アルミニウム原子量：27g/mol

【計算結果】

上記条件よりアルミニウムの量は kg となる。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 kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ kg} / 27\text{g/mol} \times 3/2 \times 2.016\text{g/mol})$$

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】

- ・亜鉛密度：7.2g/cm³ (JIS H8641-2007 記載値)
- ・亜鉛原子量：65.4g/mol

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はサブプレッションチェンバで約 kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ m}^2 \times \text{ } \mu\text{m} \times 7.2\text{g/cm}^3)$$

式(b)よりこの亜鉛量が全量反応すると、水素の発生量は約 kg となる。

$$\text{ kg} (= \text{ kg} / 65.4\text{g/mol} \times 2.016\text{g/mol})$$

2.2.3 水素発生量による影響について

水-ジルコニウム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 282[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占めている

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ことから、原子炉格納容器の圧力抑制には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化しており、本反応では酸素の発生がないことから、pH 調整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考えられる。

2.3 代替循環冷却系運転時の影響について

原子炉格納容器 pH 調整系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 調整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。

【代替循環冷却系 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

女川2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、ストレーナの大型化工事を実施するとともに、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を撤去することとしているため、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チェンバのプール水の流動により粉碎された状態でストレーナに流れついたとしても、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、これらの粉上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、代替循環冷却系を使用開始する時点では、サプレッションチェンバのプール水内の流況は十分に静定している状況であり、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サプレッションチェンバ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、仮に原子炉圧力容器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、サプレッションチェンバへの流入の可能性は低い。万が一、ペDESTALからのオーバーフローや、ベント管を通じてサプレッションチェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動に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、長期冷却に対する更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、ストレーナメッシュを通過するような細かな粒子状デブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され、圧損を上昇させる効果を言う。

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力損失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ルスクリーン表面における化学的相互作用による圧力損失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力損失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：代替循環冷却系の使用開始は事故後 24 時間後以降であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッションチェンバの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、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり（原子力安全基盤機構 (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 m/s 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

※3：BWR は原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の落下先は原子炉圧力容器下部のペDESTALであり，代替循環冷却系の水源となるサプレッションチェンバへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTALへ落下し，ペDESTAL床面から約0.5mの位置にあるベント管を通じてサプレッションプールへ流入することとなる（図 50-11-5 参照）。粒子化した溶融炉心等がペDESTAL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子径を有する異物が流動によってペDESTAL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。

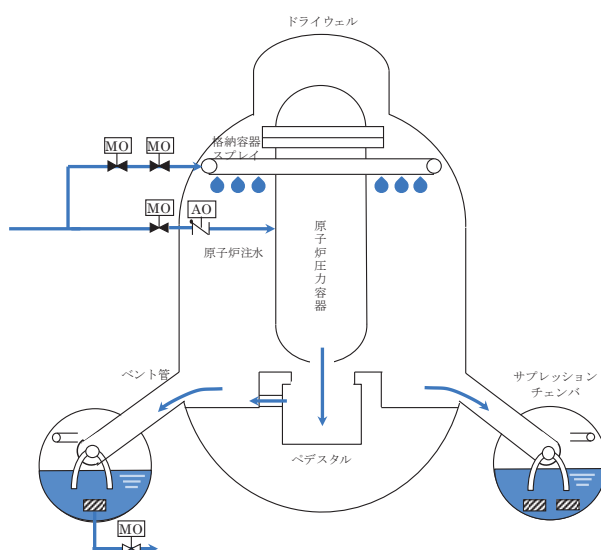


図50-11-5 RPV破損後の循環冷却による冷却の流れ

※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 50-11-6 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 50-11-7 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

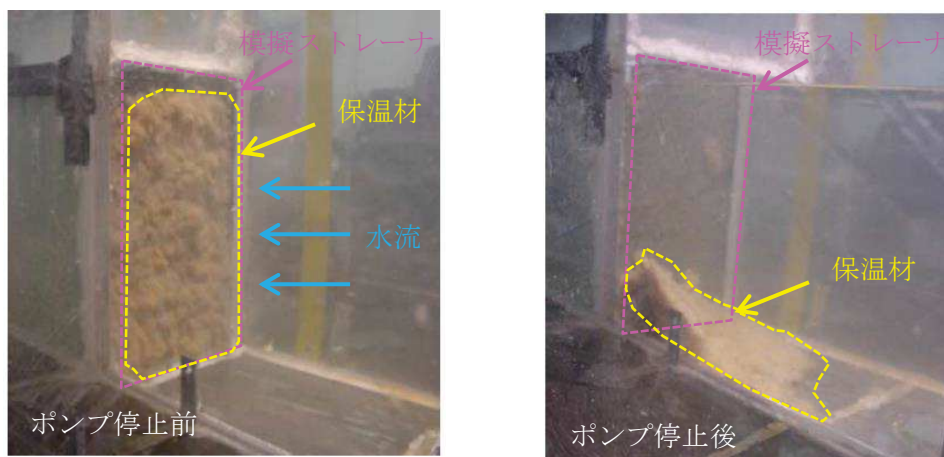


図50-11-6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)



図50-11-7 女川2号炉残留熱除去系ストレーナ

2. 閉塞時の逆洗操作について

前述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ができる系統構成にしている。系統構成の例を図 50-11-8 に示す。図 50-11-8 に示すとおり、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、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から送水することで逆洗操作が可能な設計としている。したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量を監視し、流量が異常に低下した場合は代替循環冷却ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

【原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置】

1. 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、フィルタ装置内のスクラバ溶液が酸性化することを防止し、フィルタ装置のスクラバ溶液中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置を設ける。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。

フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能な設計としている。

本システムは、図 50-11-9 に示すとおり、可搬の薬液補給装置により、薬液を原子炉格納容器フィルタベント系配管からフィルタ装置に注入可能な設計とする。

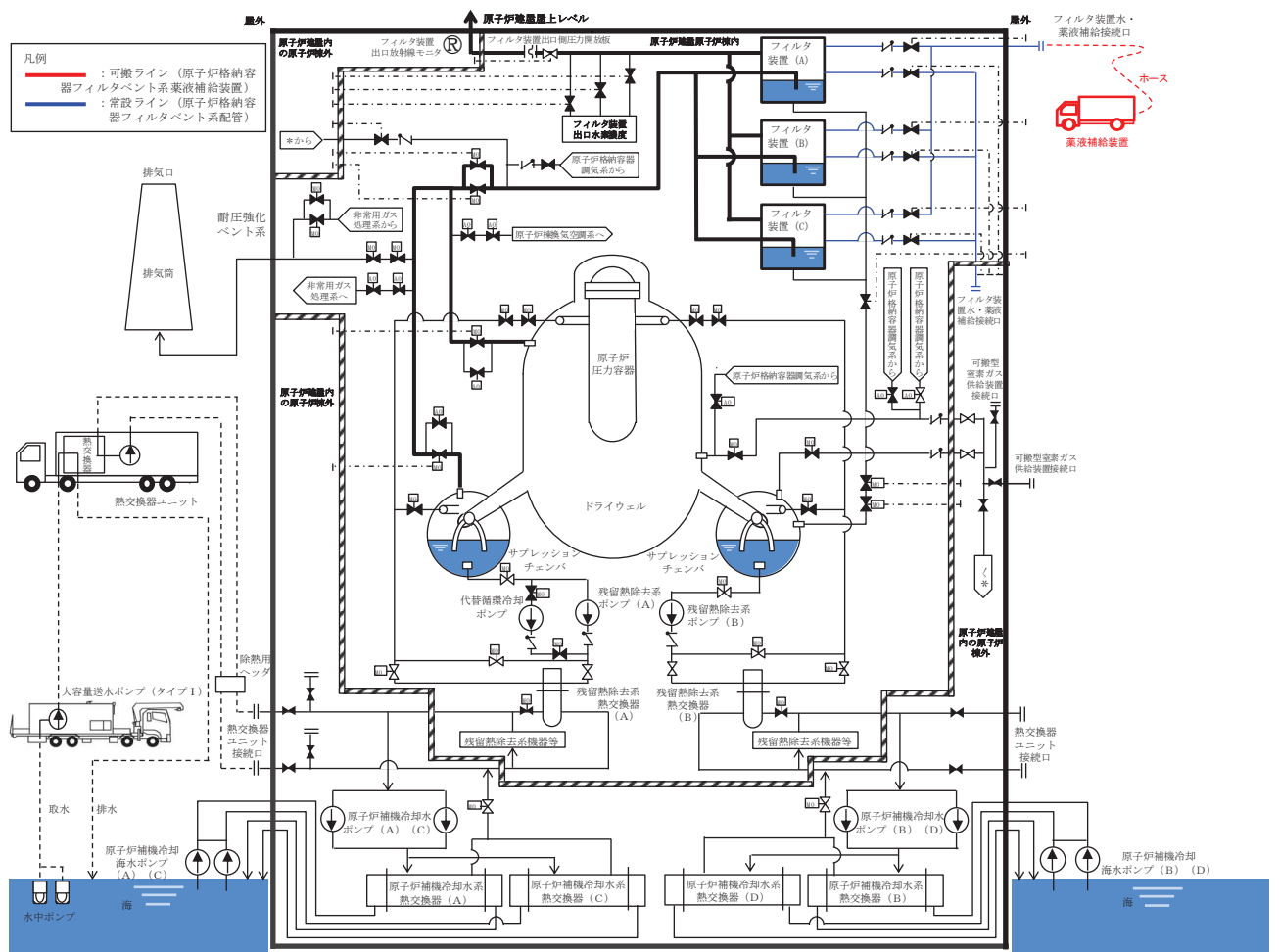


図 50-11-9 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置 系統概要図

【原子炉格納容器フィルタベント系排水設備】

1. 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後において、放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送するために、原子炉格納容器フィルタベント系排水設備を設ける。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。

フィルタ装置は、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、蒸気凝縮によりスクラバ溶液が上昇しても機能喪失しない設計としている。

本システムは、図 50-11-10 に示すとおり、スクラバ溶液をフィルタ装置から原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由しサプレッションチェンバへ排水することが可能な設計とする。

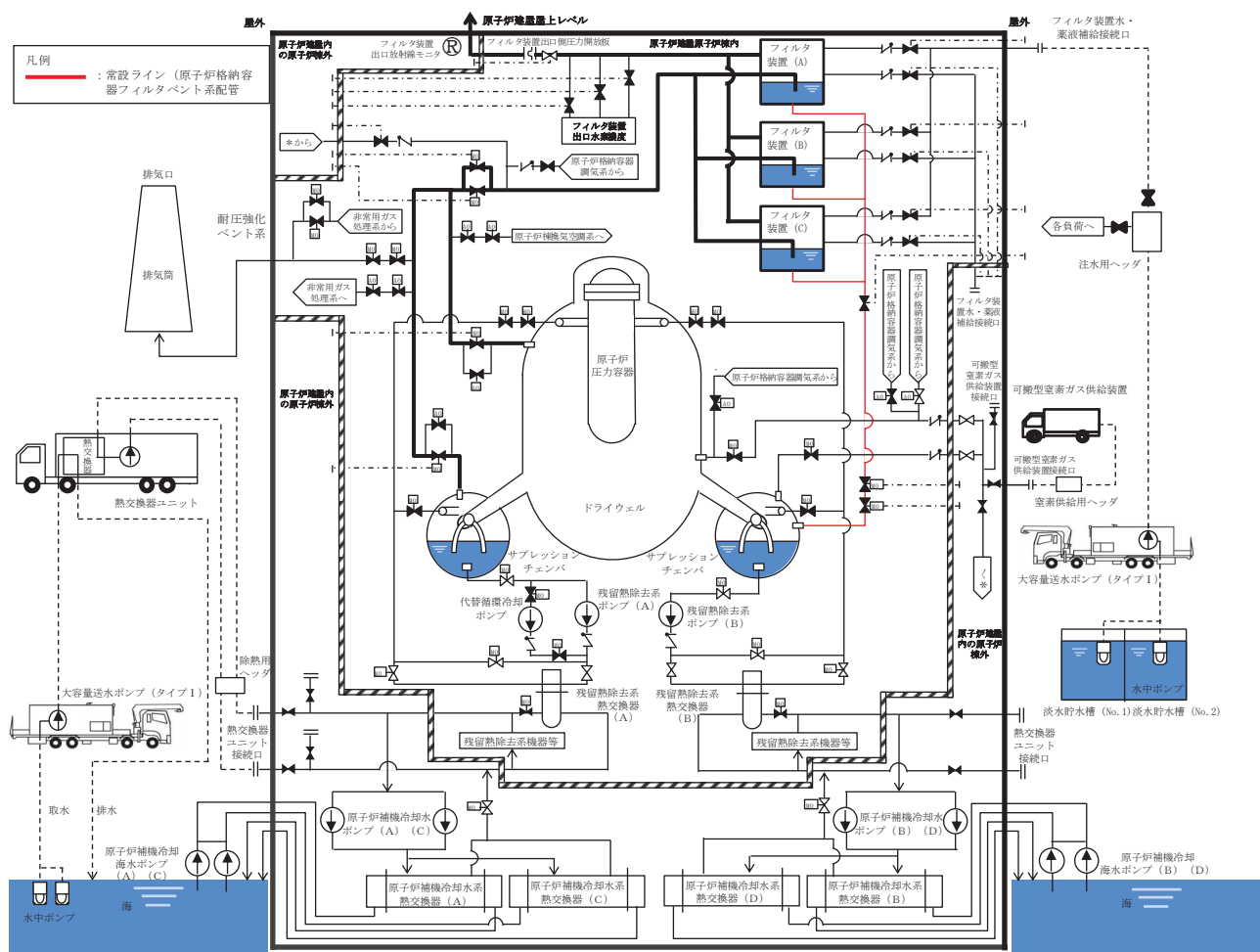


図 50-11-10 原子炉格納容器フィルタベント系排水設備 系統概要図

50-12

注水用ヘッドについて

注水用ヘッドについて

1. 系統及び注水用ヘッドの概要

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管）、⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型）、⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑨復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は各系統に必要な流量全てを1台で確保可能な容量を有する設計とする。（50-7 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も1台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実にかつ容易に分岐できるよう、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図50-12-1に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として1セット1台で使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計3台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

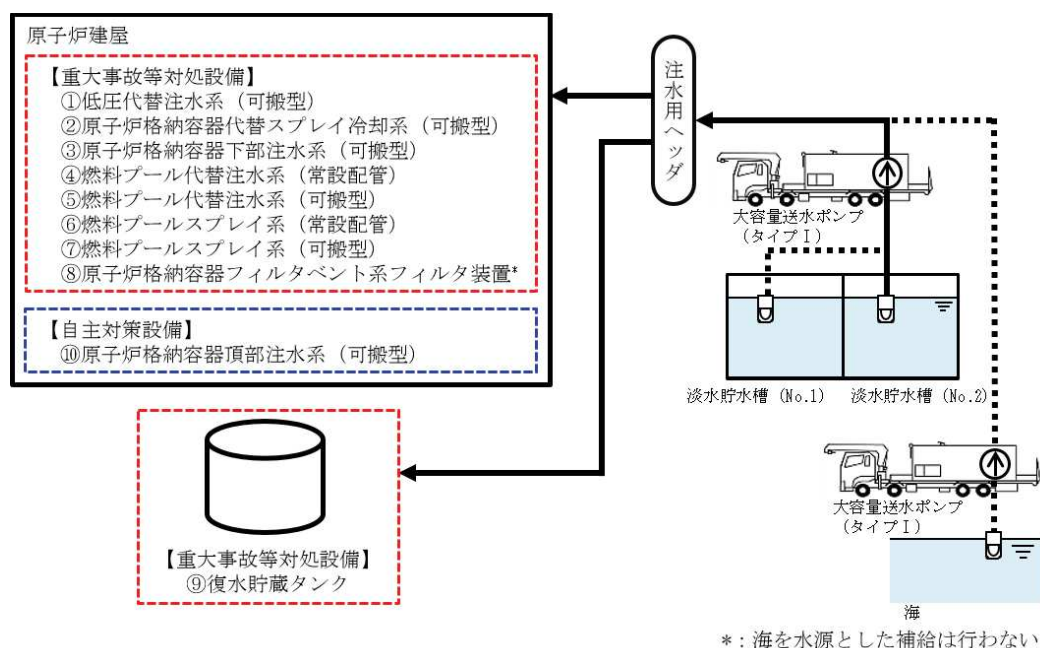


図 50-12-1 全体系統概要図

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑨復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 50-12-1 に示す。

表 50-12-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{*1,2,3}									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	—	10h	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
LOCA時注水機能喪失	—	26h	—	—	—	—	—	—	10h	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
運転中の原子炉における重大事故										
・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	29h ^{*5}	—	—	—	—	—	—	(10h) ^{*4} 10h ^{*5}	—
・水素燃焼	—	—	—	—	—	—	—	—	10h	—
・高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・溶融炉心・コンクリート相互作用	—	23h	—	—	—	—	—	—	10h	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故										
想定事故1	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管）、⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型）、⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑨復水貯蔵タンクへの補給、⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）

*2：事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

*3：（ ）は有効性評価の解析上考慮しない作業。

*4：代替循環冷却系を使用する場合。

*5：代替循環冷却系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 注水用ヘッドの接続

注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッドを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッドの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表 50-12-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給）の接続状態の概要図を図 50-12-2 示す。

表 50-12-2 注水用ヘッドの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッド		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑨
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ （可搬型）弁	—*2	⑤又は⑦
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑩
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ （常設配管）弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑥
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑧

*1：①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管）、⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型）、⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑨復水貯蔵タンクへの補給、⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）

*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり、接続口は使用しない。

3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 50-12-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 50-12-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

50-13

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 50-13-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

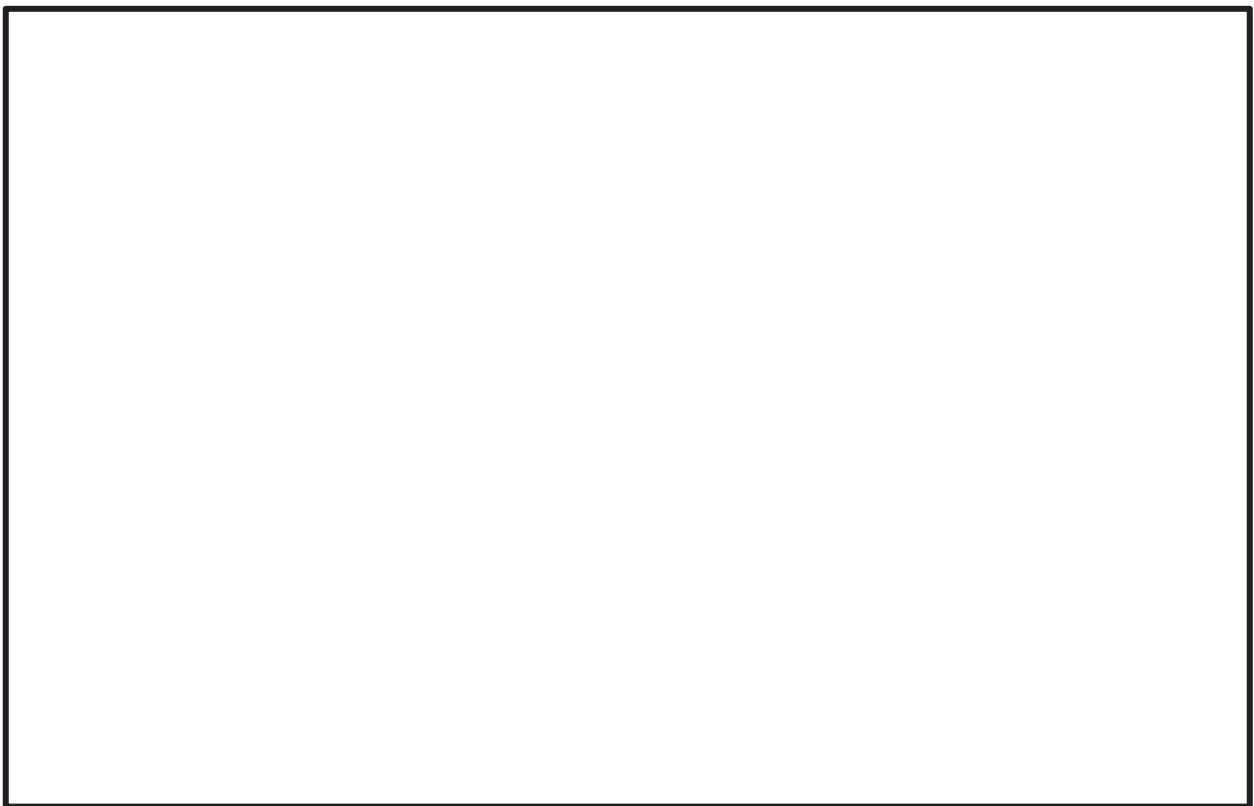


図 50-13-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

50-14

熱交換器ユニット構造について

熱交換器ユニットの構造について

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、図 50-14-1 で示すとおり淡水ポンプ 1 台、ディーゼルエンジン 1 台、熱交換器 3 基、海水ストレーナ 1 基等で構成される。

淡水ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動可能であり外部電源が不要な設計とする。熱交換器は、大容量送水ポンプ（タイプ I）から送水される海水により、原子炉補機冷却水（淡水）を冷却する。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、異物の流入を防止する設計とする。

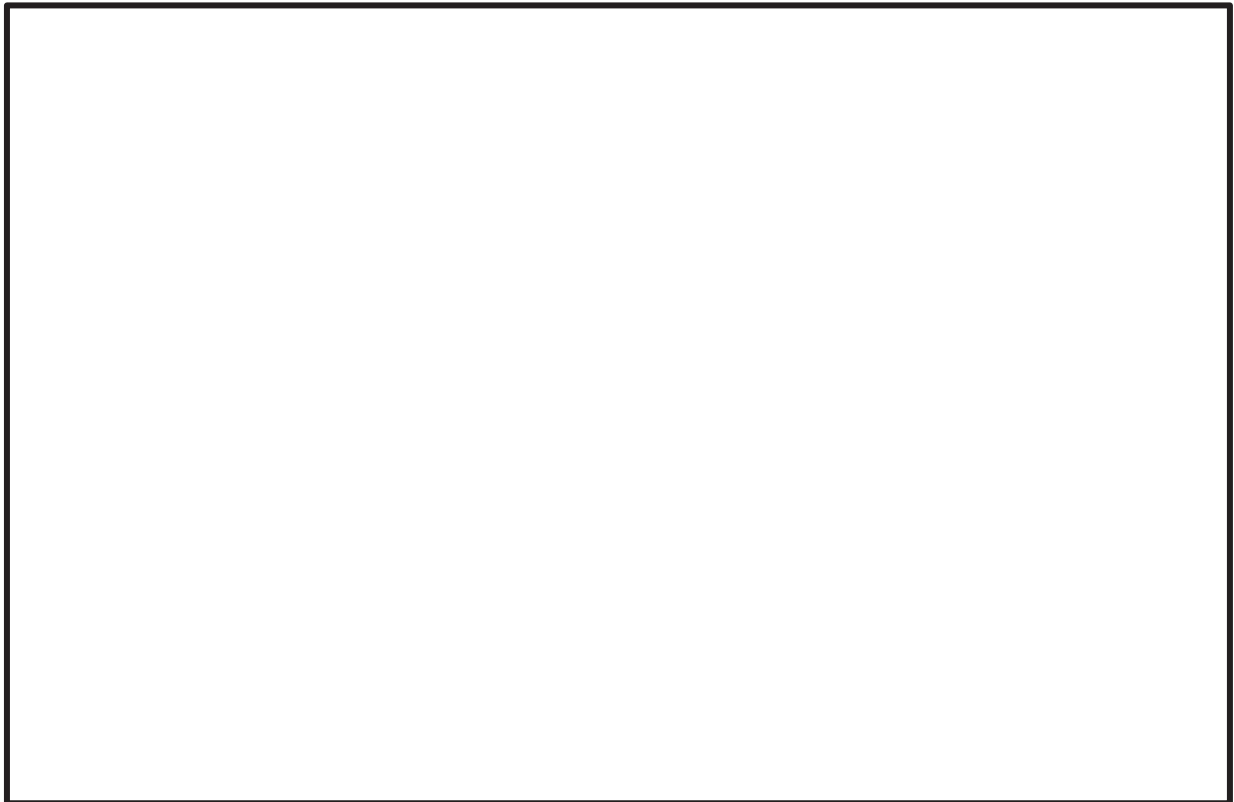


図 50-14-1 熱交換器ユニット 概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 注水用ヘッダについて

51-12 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

51-1

SA 設備基準適合性一覧表

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は 49 条にて整理，代替循環冷却系は 50 条にて整理)

表 51-1-1 女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 1 条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備			復水移送ポンプ	類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	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	51-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	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	51-4 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	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	51-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	51-6 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)	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		51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 系統図			

表 51-1-2 女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 1 条：原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		大容量送水ポンプ(タイプ I)		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	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		使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			他設備からの影響		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料		51-7 接続図, 51-8 保管場所図	
		第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g
		関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 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		51-5 試験及び検査		
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
		関連資料		51-4 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		51-4 系統図, 51-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で作成可能)	A a	
	関連資料		51-3 配置図, 51-7 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可搬型設備	A
			関連資料		51-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		51-7 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料		51-7 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				51-7 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		51-8 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		51-9 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 設備あり) - 屋内	A a	
		サポート系要因		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		51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図			

51-2

単線結線図

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は 49 条にて整理，代替循環冷却系は 50 条にて整理)

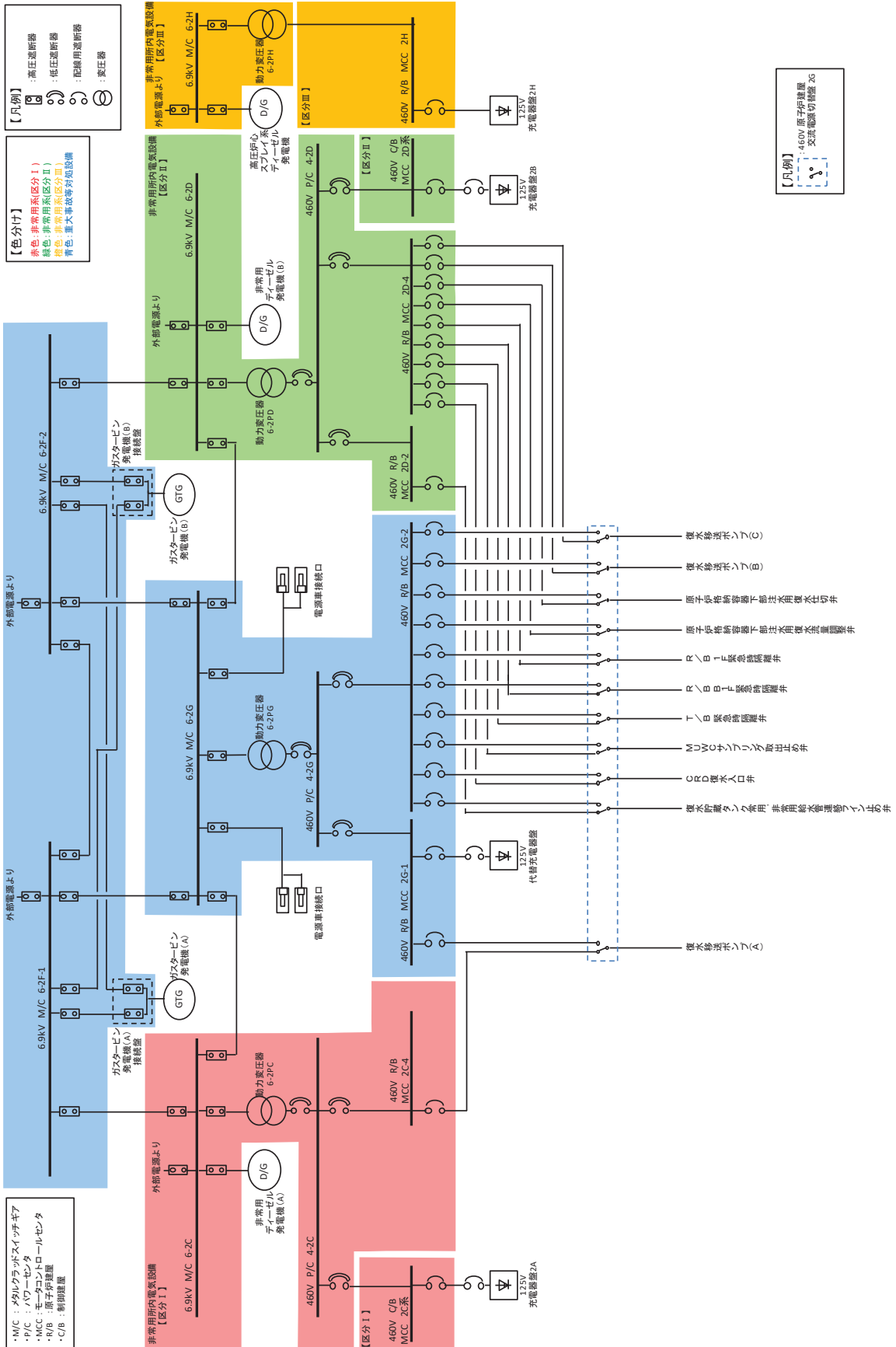


図 51-2-1 原子炉格納容器下部注水系に係る交流電源単線結線図

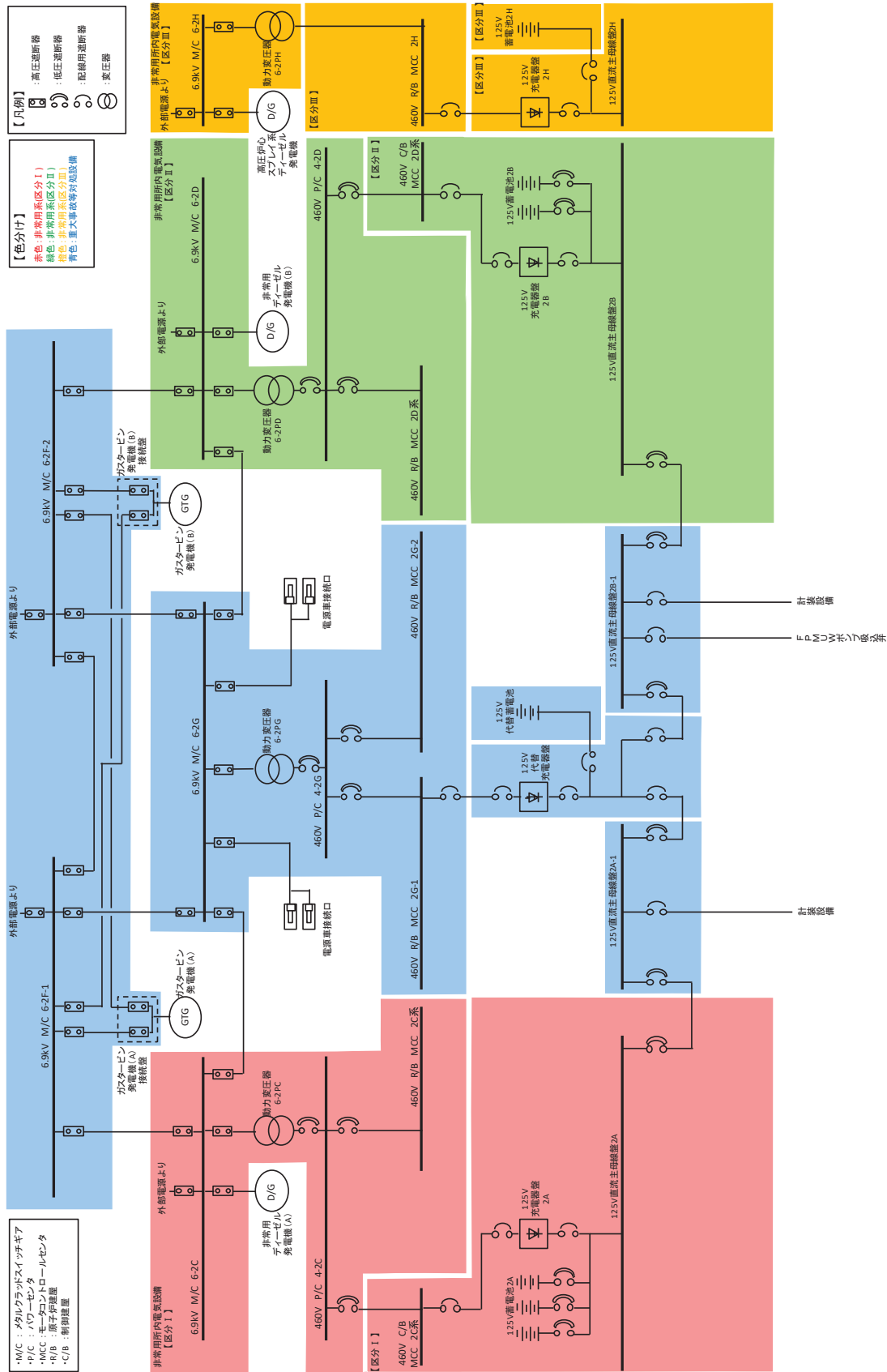



図 51-2-2 原子炉格納容器下部注水系に係る直流電源単線結線図

51-3

配置図

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は 49 条にて整理，代替循環冷却系は 50 条にて整理)

 : 重大事故等対処設備

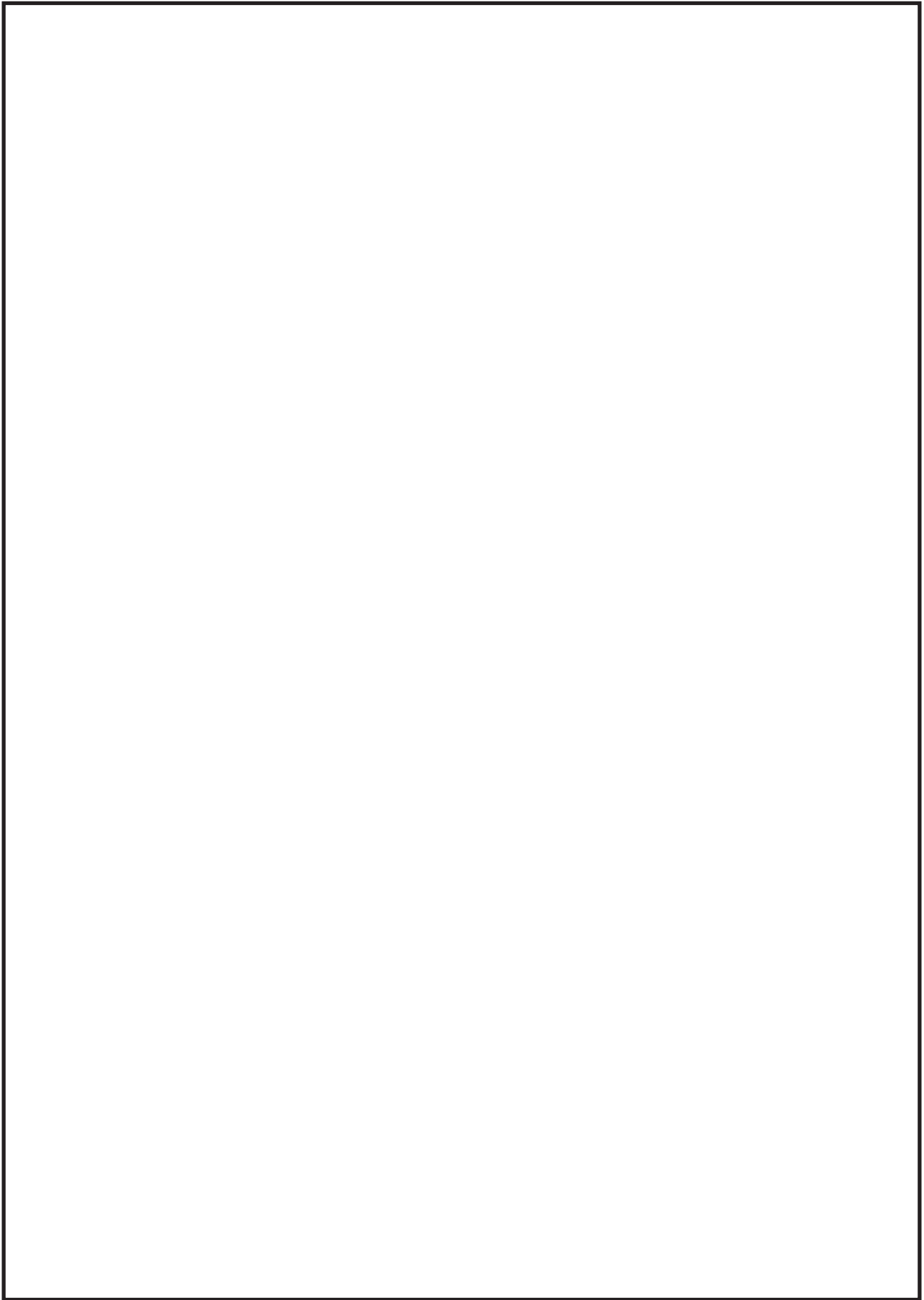


図 51-3-1 配置図（原子炉建屋地下 3 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

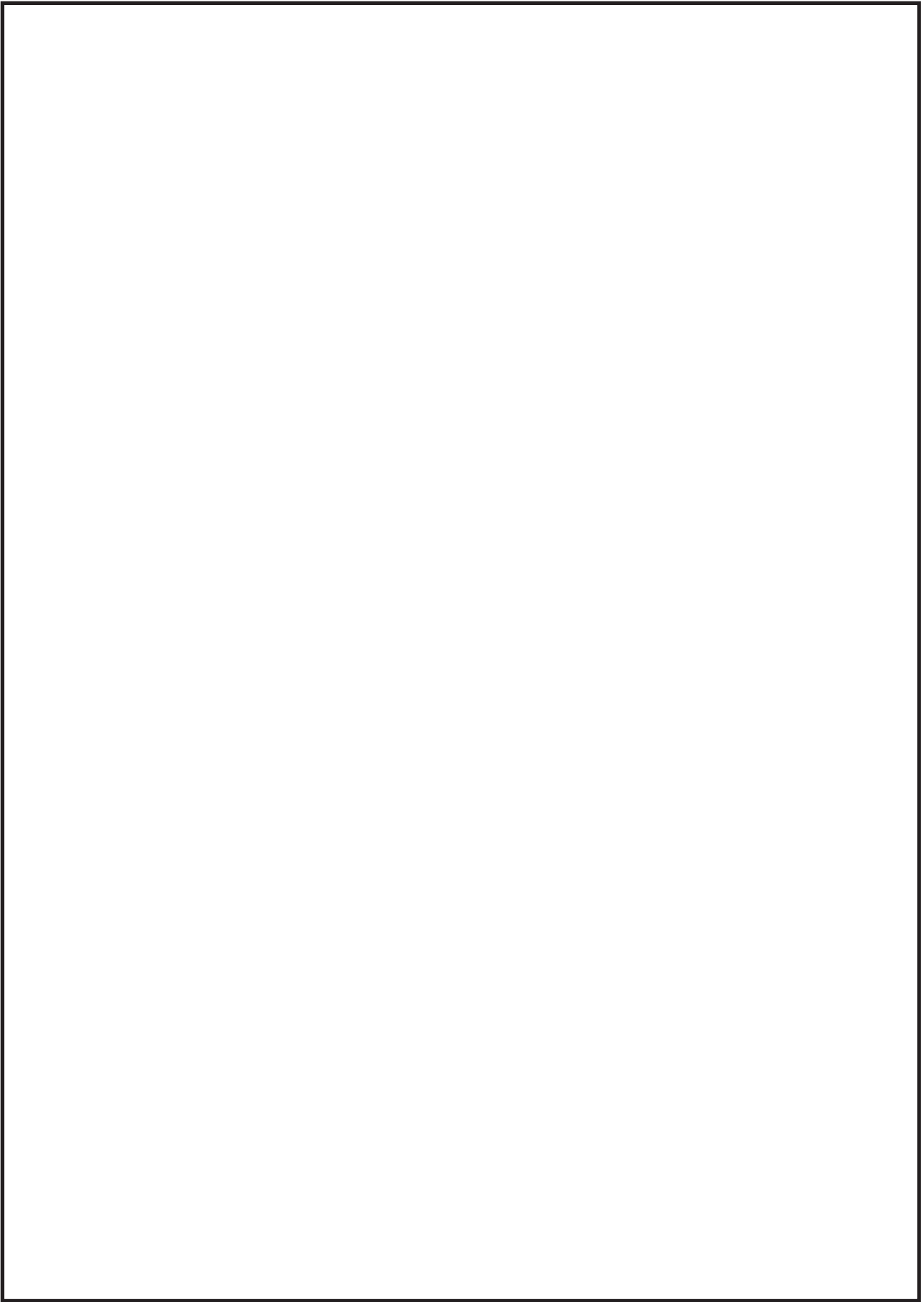


図 51-3-2 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

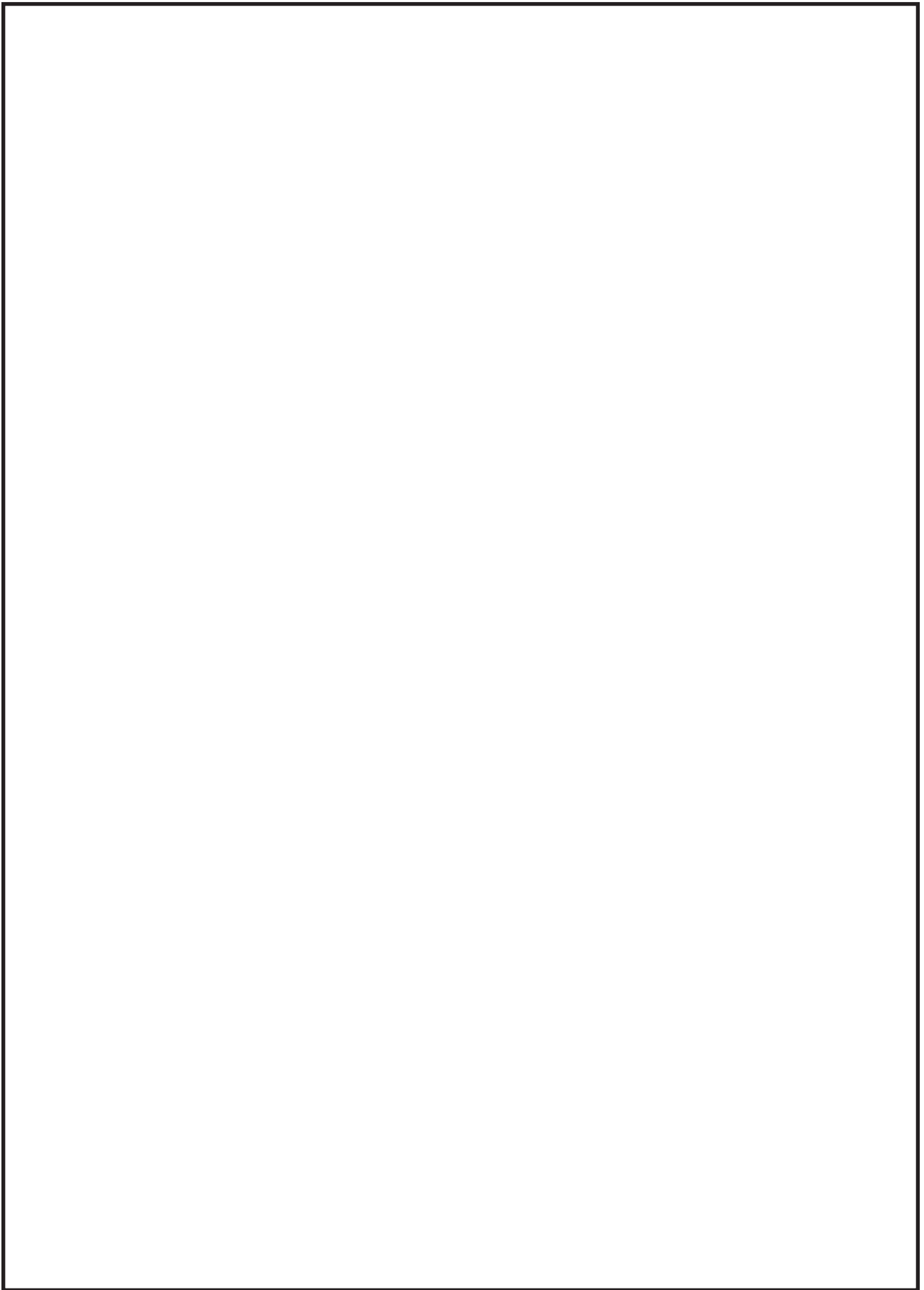


図 51-3-3 配置図（原子炉建屋地下 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

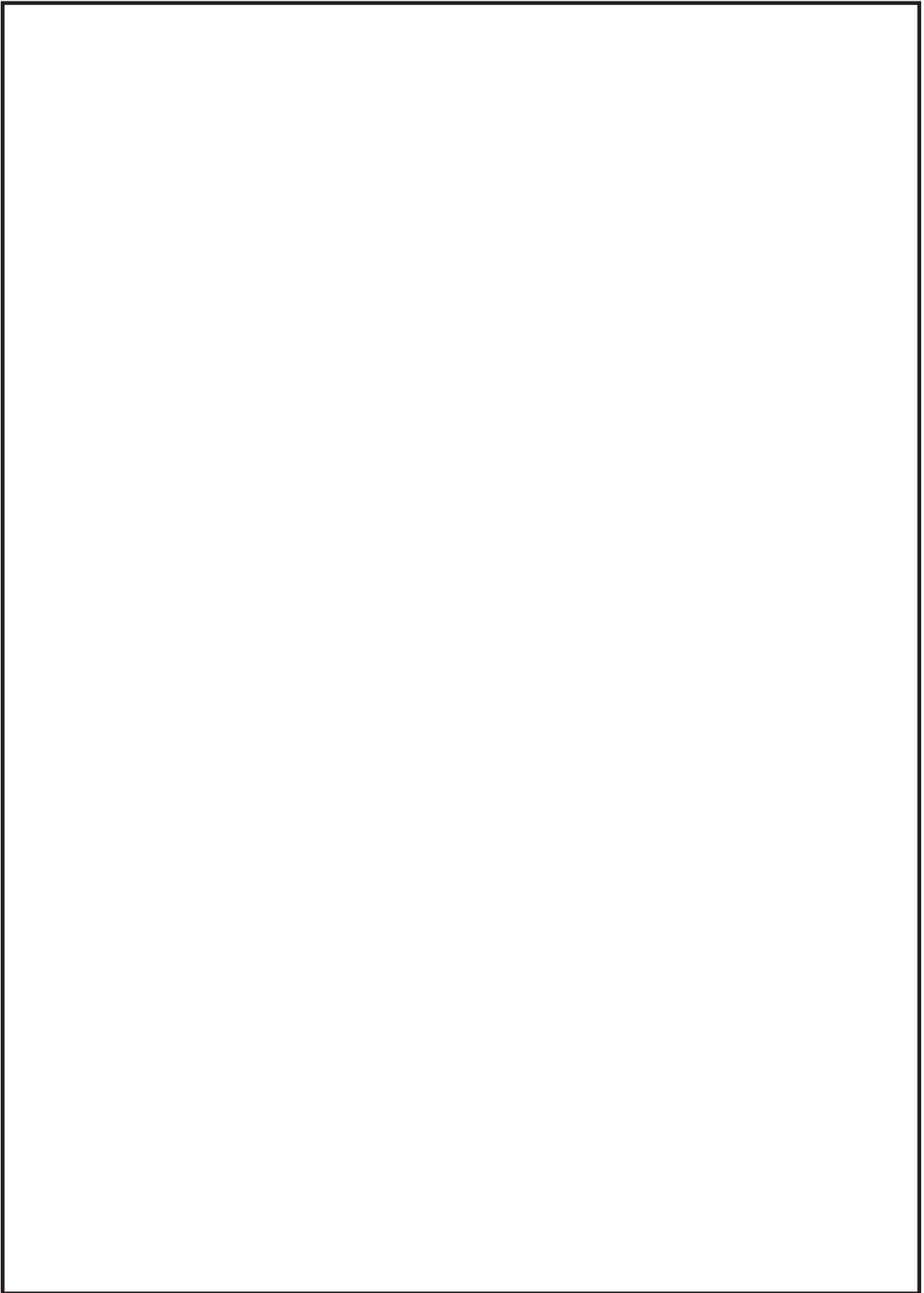


図 51-3-4 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

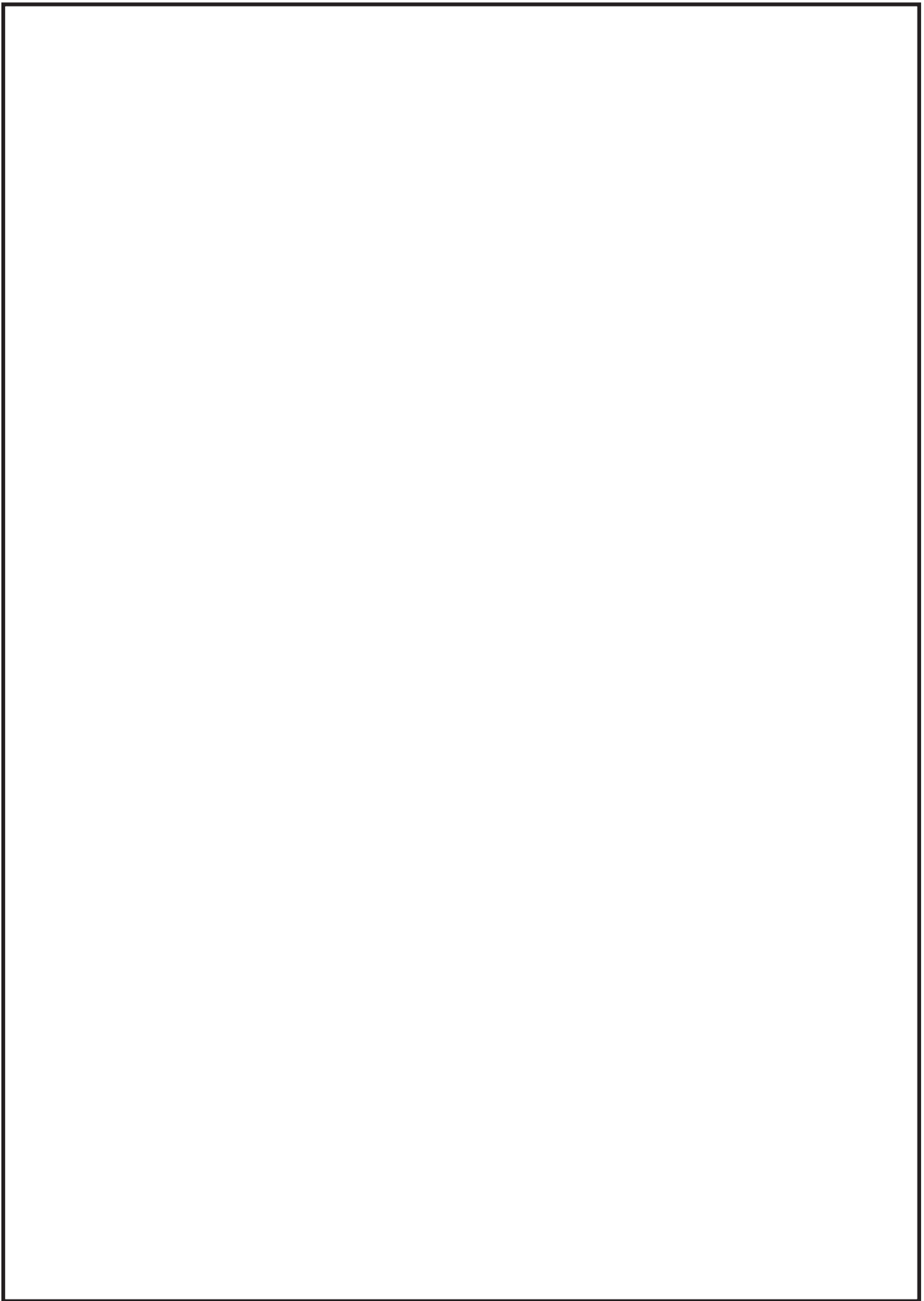


図 51-3-5 配置図（原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

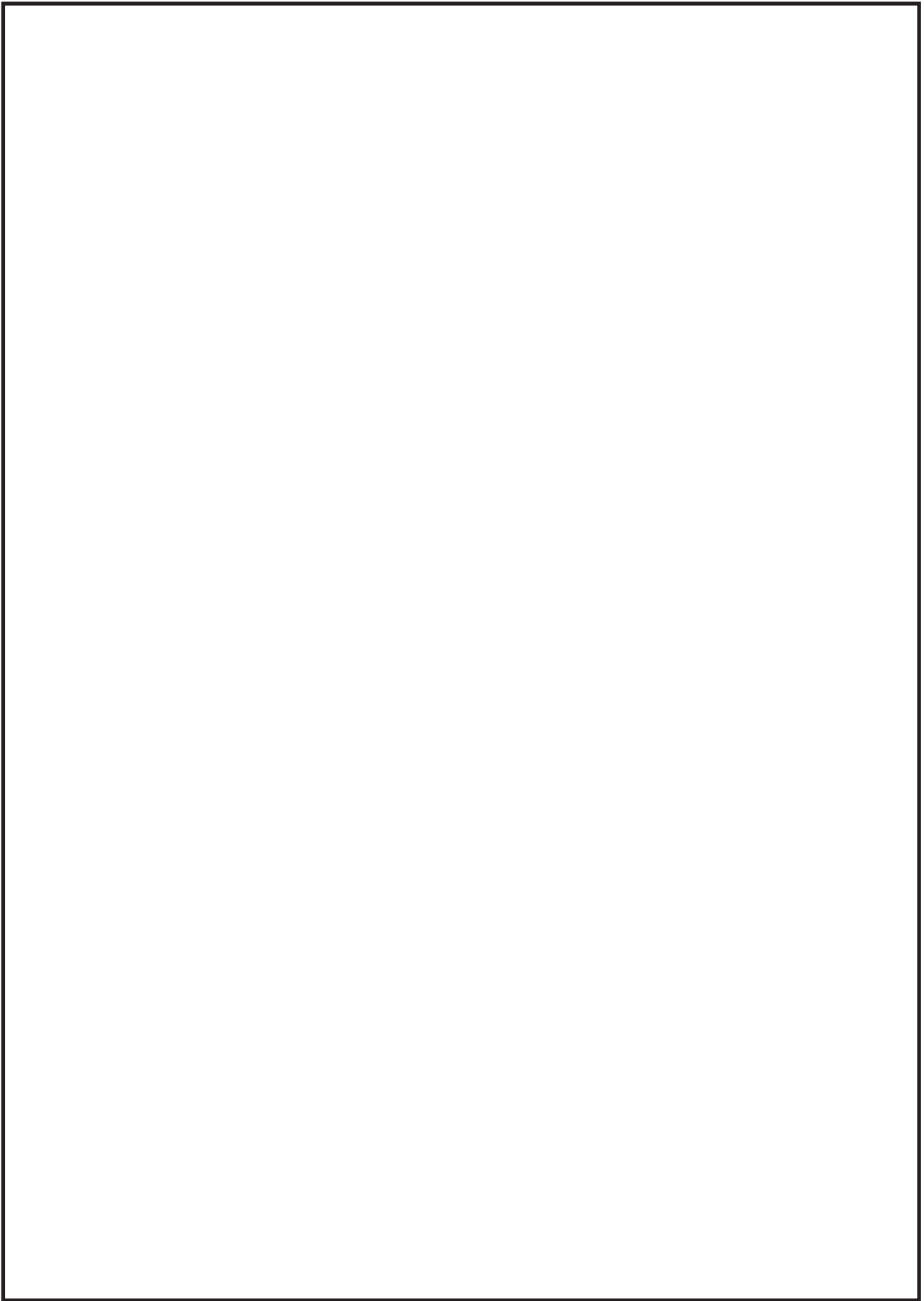


図 51-3-6 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-4

系統図

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は 49 条にて整理，代替循環冷却系は 50 条にて整理)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	CRD 復水入口弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	MUWC サンプリング取出止め弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	復水貯蔵タンク常用, 非常用 給水管連絡ライン止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	復水移送ポンプ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	うち 1 台 使用
⑨	復水移送ポンプ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑩	復水移送ポンプ (C)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑪	原子炉格納容器下部注水用復 水仕切弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑫	原子炉格納容器下部注水用復 水流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

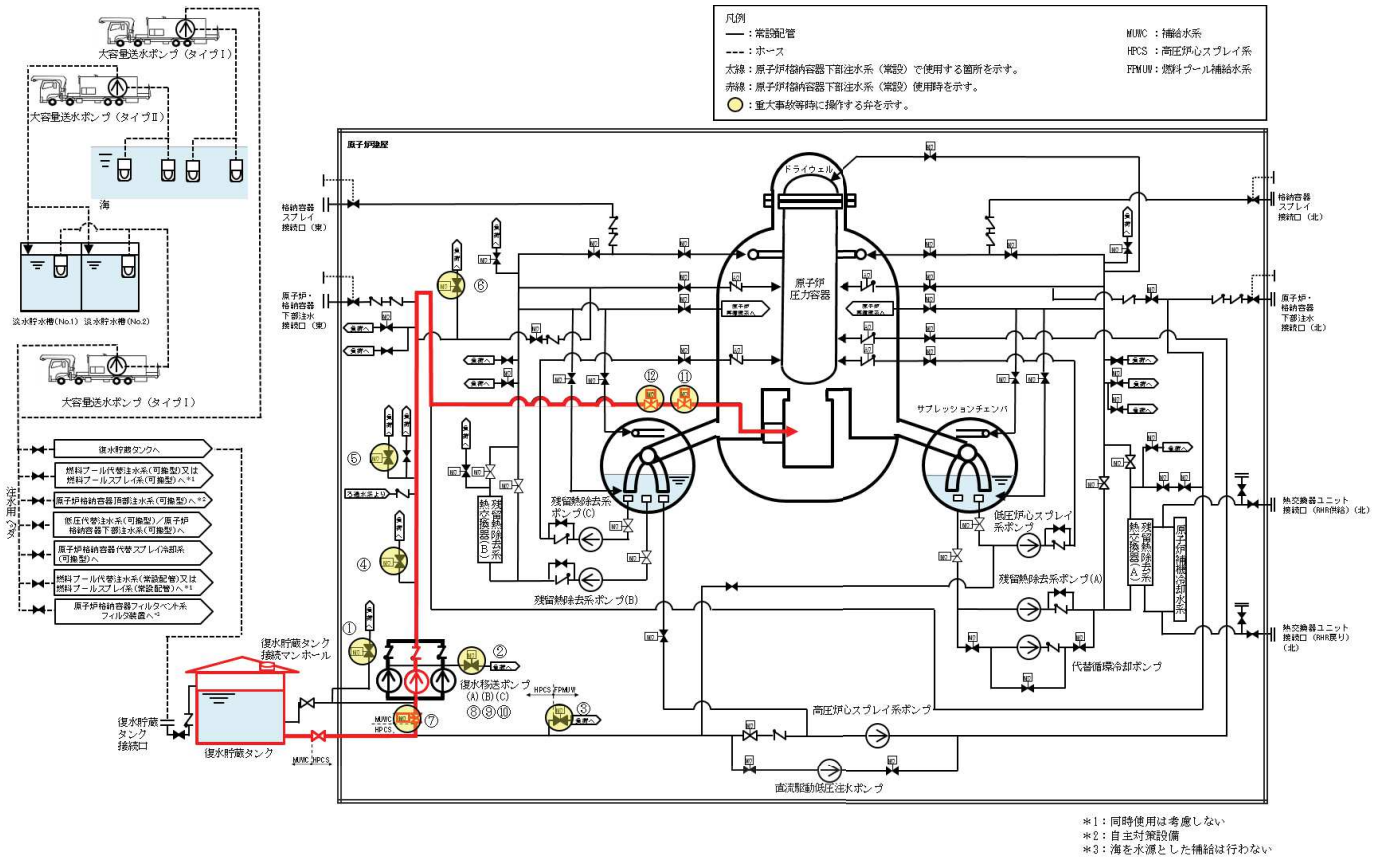


図 51-4-1 原子炉格納容器下部注水系 (常設) 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

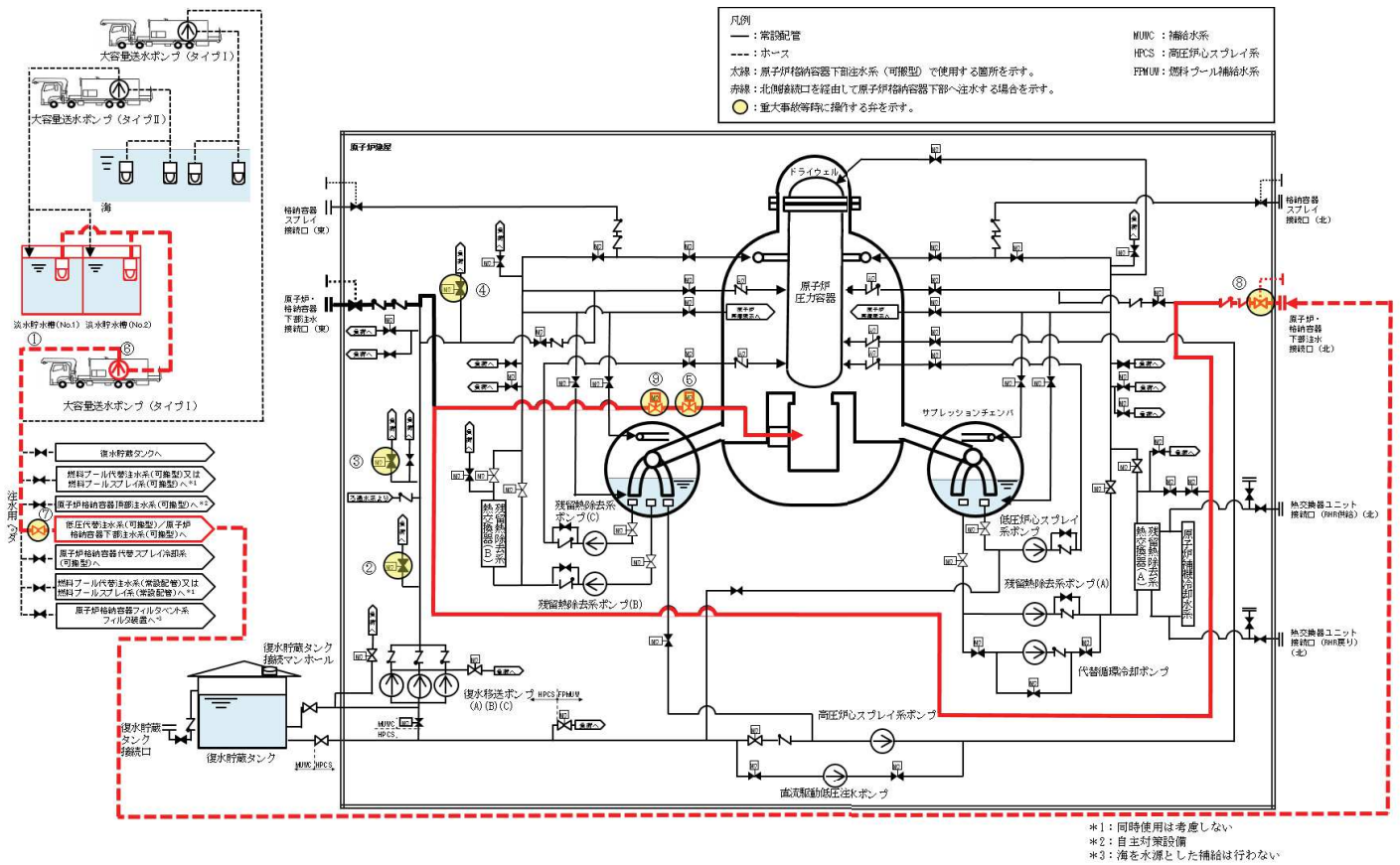
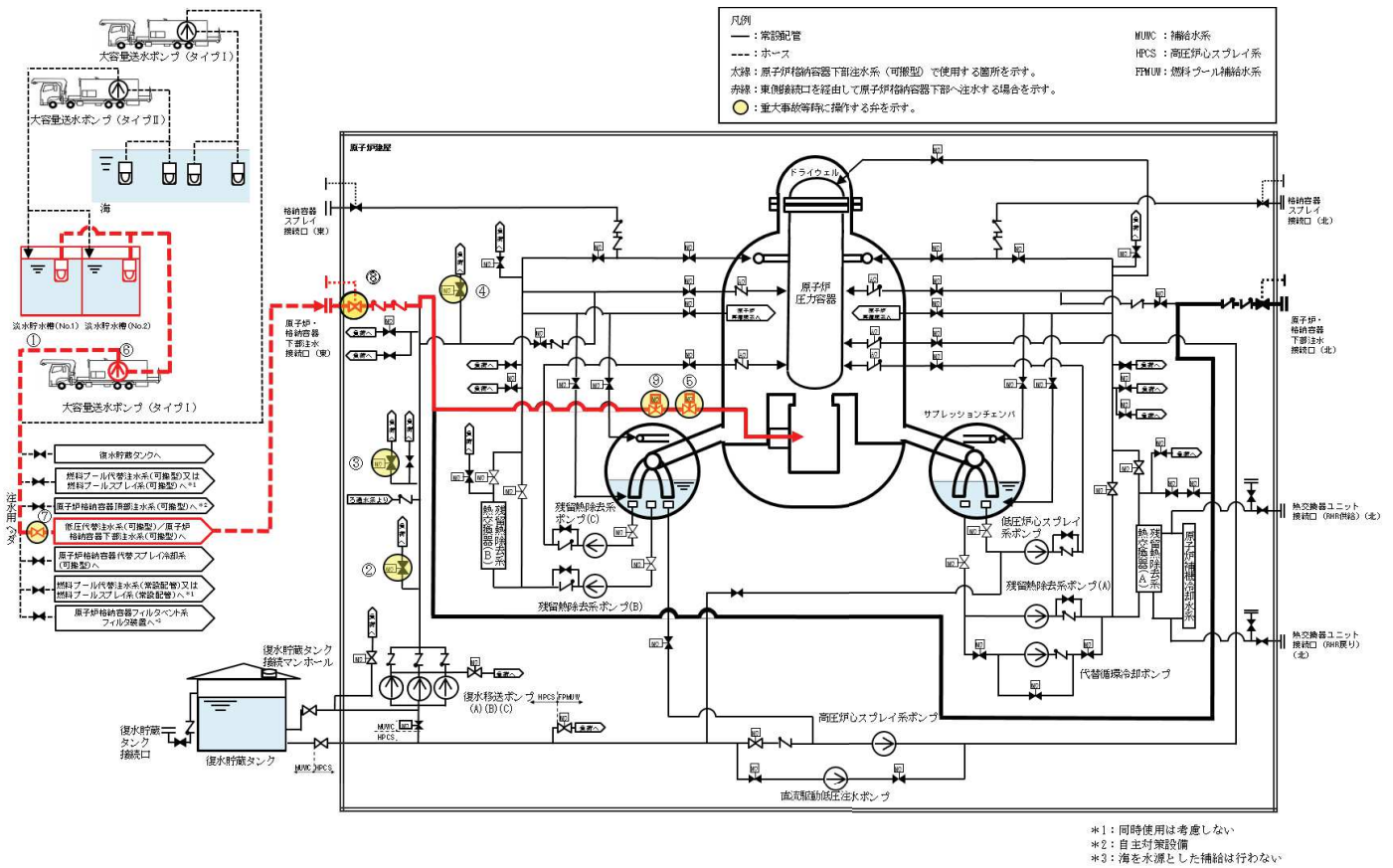


図 51-4-2 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図
 (原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から原子炉格納容器下部へ注水する場合)

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑦	原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	手動操作	屋外	注水用 ヘッダ 付属弁
⑧	緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	屋外	
⑨	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	



51-5

試験及び検査

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は 49 条にて整理，代替循環冷却系は 50 条にて整理)

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施枚 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
循環水系	主復水器 (B) 第1水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 第2水室出口弁【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 1【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (A) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2	分解点検	低	13 M	—	定検停止時
	主復水器 (B) 水室連絡弁NO. 2【弁駆動部】	分解点検	低	117 M	—	定検停止時
	循環水系の弁 一式	分解点検	低	26 M~ 65 M	—	定検停止時
	循環水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	78 M	—	定検停止時
	純水補給水系	純水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)
漏えい試験			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
外観点検			高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
復水補給水系	復水補給水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: タービン系)	定検停止時, 定検起動後
	復水貯蔵タンク	外観点検	高	195 M	—	定検停止時
	復水移送ポンプ (A)	分解点検	A	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 則書(ベータ版))

女川原子力発電所 第2号機 保全計画 (第11保全サイクル)

機器または系統名	実施数 (機器名)	点検および試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
復水補給水系	復水移送ポンプ (A)	機能・性能試験	A	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (A) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (B)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (B) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	復水移送ポンプ (C)	分解点検	高	52 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
		機能・性能試験	高	52 M	燃料プール補給水系設備検査	定検停止時
	復水移送ポンプ (C) 用電動機	分解点検	A	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	配管	漏えい試験	高, 低	10 C	—	定検停止時
	復水補給水系の弁 一式	分解点検	高	130 M~ 195 M	—	定検停止時
復水補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	高	78 M	—	定検停止時	
水位計測装置 (記録計, 発信器) 2台	特性試験	高	13 M	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査 (そ の他)	定検停止時	
ろ過水系	配管	漏えい試験	高, 低	10 C	—	定検停止時
燃料プール補給水系	燃料プール補給水系	漏えい試験	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
		外観点検	低	10 Y	構造健全性検査 (先行定検: 原子炉系)	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
		機能・性能試験	低	78 M	燃料プール補給水系設備検査	プラント運転中
	燃料プール補給水ポンプ用電動機	分解点検	低	78 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁 一式	分解点検	低	130 M	—	プラント運転中
	燃料プール補給水系の弁【弁駆動部】 一式	分解点検	低	130 M	—	
換気空調補機常用冷却水系	換気空調補機常用冷却水系	漏えい試験	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
		外観点検	高	10 Y	構造健全性検査 (定検: 原子炉系)	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系サージタンク	開放点検	高	130 M	—	定検停止時
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A)	分解点検	高	39 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)
	換気空調補機常用冷却水系冷水ポンプ (A) 用電動機	分解点検	高	78 M	—	定検停止時 (振動診断 頻度は回転機械振動診断要 領書による)

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

設 備 名 : 燃料設備
原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 燃料プール補給水系設備検査

要領書番号 : O2-205

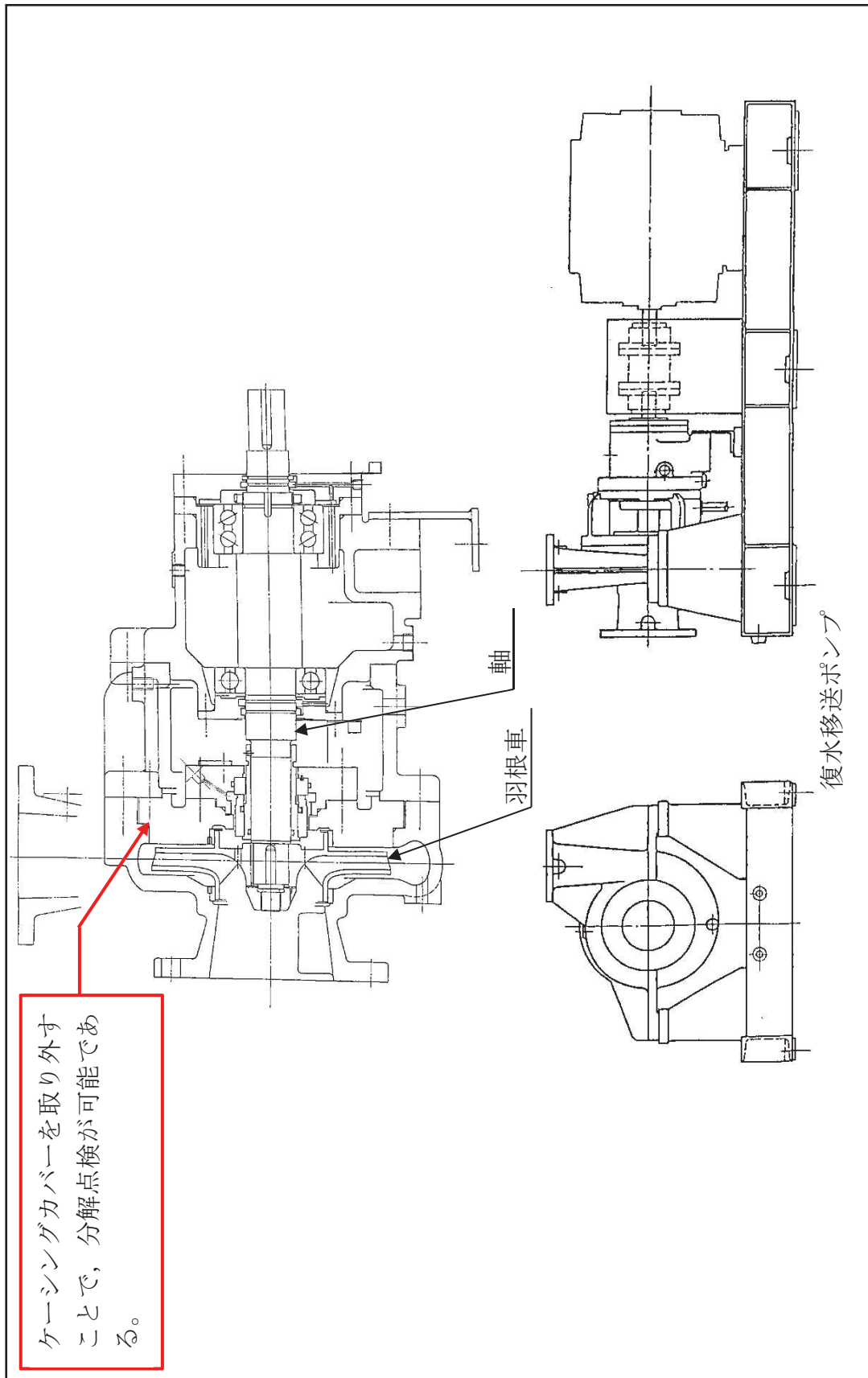
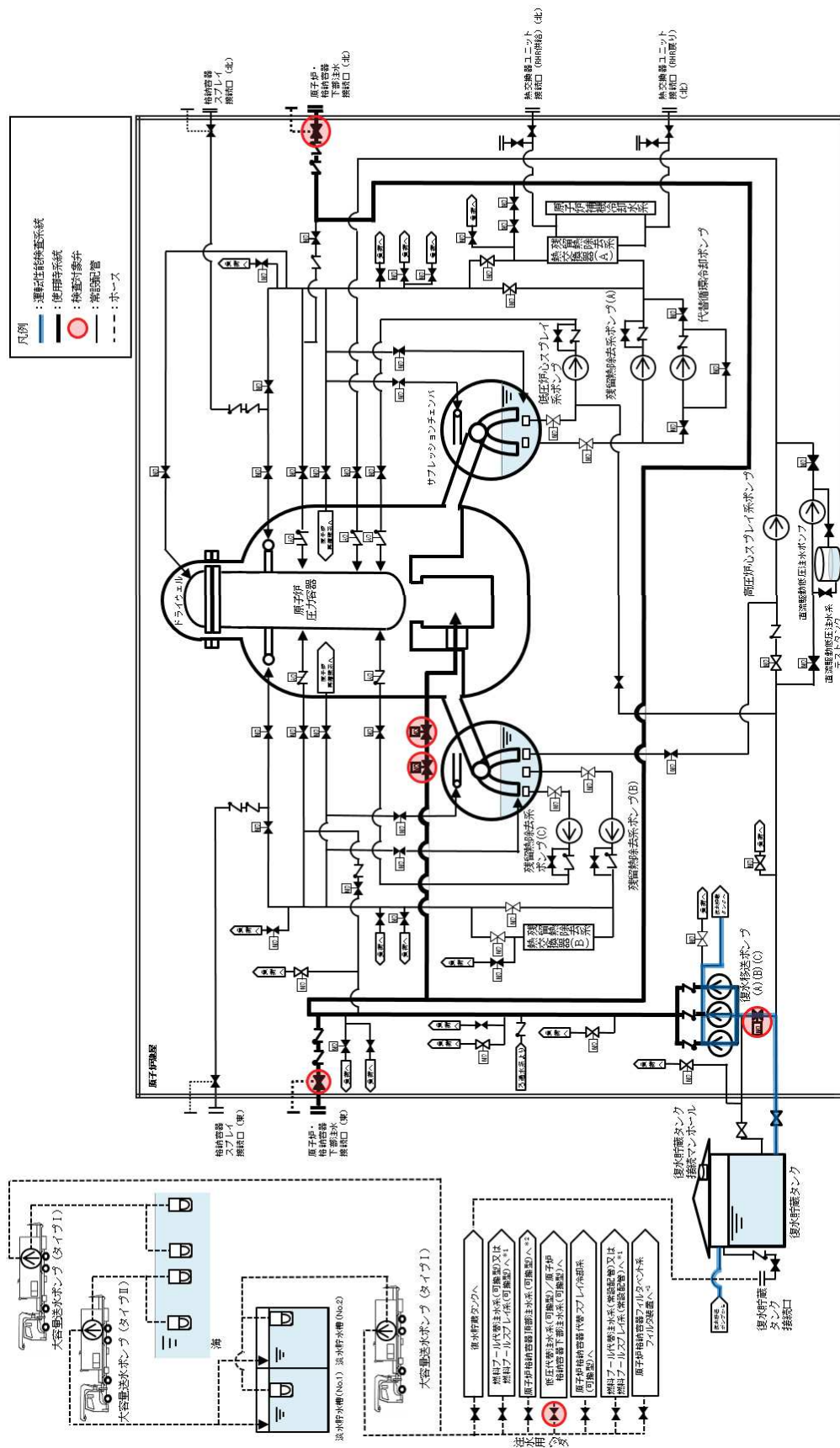


図 51-5-1 構造図 (復水移送ポンプ)



*1: 同時使用は考慮しない。
 *2: 目玉対策設備
 *3: 凍害水腐とした補給は行わない

図 51-5-2 運転性能検査系統図 (原子炉格納容器下部注水系)

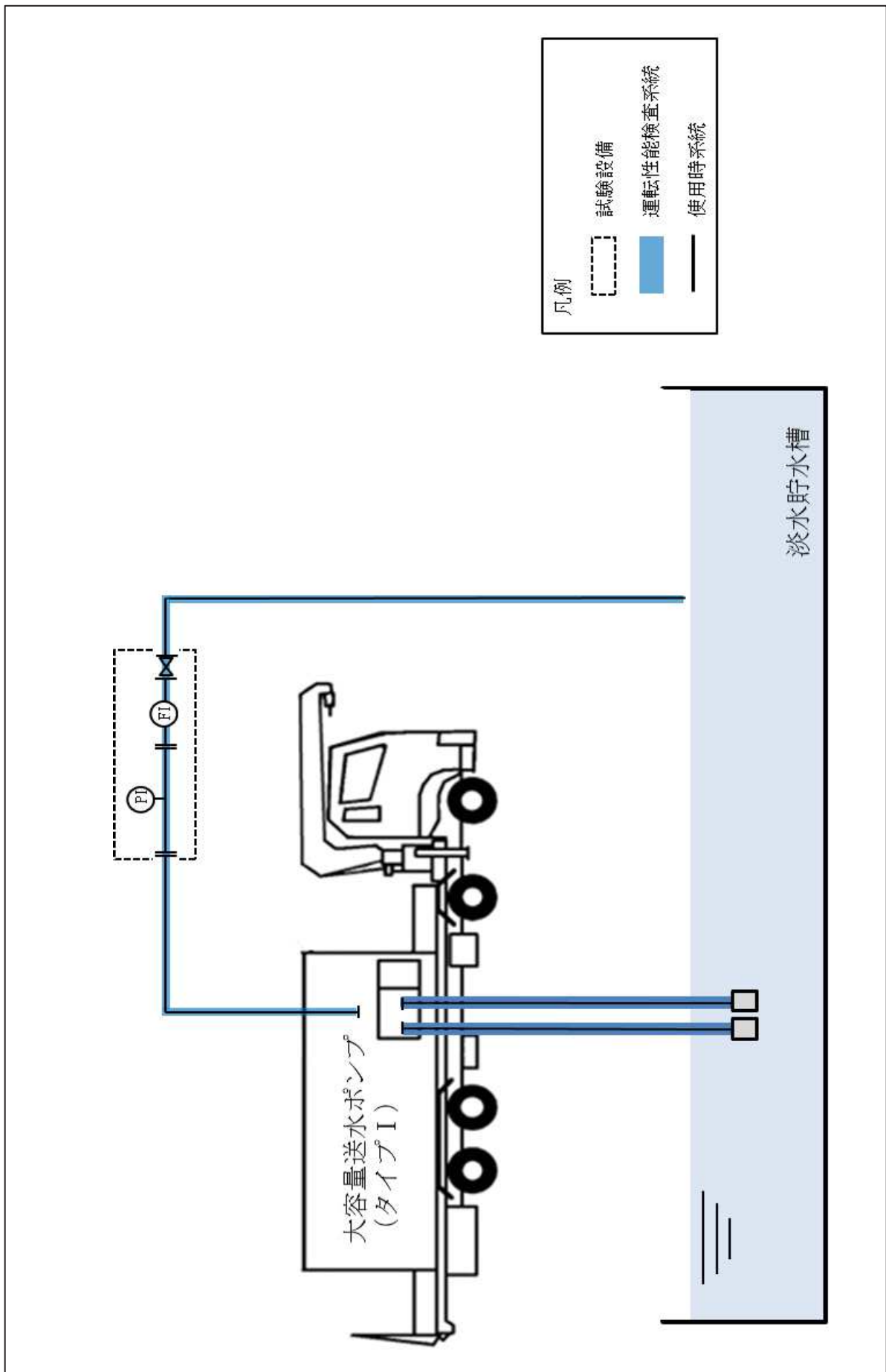


図 51-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

51-6

容量設定根拠

(代替循環冷却系は 50 条にて整理)

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /h/個	130 以上 (注 1), 99.5 以上 (注 2), 44 以上 (注 3), 70 以上 (注 4), 50 以上 (注 5), (100 (注 6))
全揚程	m	73.4 以上 (注 1), 88.1 以上 (注 2), 95.2 以上 (注 3), 51.8 以上 (注 4), 87.7 以上 (注 5), (85 (注 6))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	°C	66
原動機出力	kW/個	<input type="text"/> 以上 (注 1), <input type="text"/> 以上 (注 2), <input type="text"/> 以上 (注 3), <input type="text"/> 以上 (注 4), <input type="text"/> 以上 (注 5), (45 (注 6))
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 2: 低圧代替注水時に, 復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の要求値を示す。</p> <p>注 3: 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に, 復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の要求値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器下鏡温度 300°C到達時) に, 復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の要求値を示す。</p> <p>注 5: 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の要求値を示す。</p> <p>注 6: 公称値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>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>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) として使用する復水移送ポンプは, 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって, 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, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。また, 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応する設備として設置する。</p> <p>本系統は, 復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより, 補給水系, 高圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して原子炉圧力容器へ注水することで, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本システムは、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して、スプレイ管のスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）として使用する復水移送ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

本システムは、復水貯蔵タンクを水源とした復水移送ポンプにより、補給水系、高圧炉心スプレイ系配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、落下した炉心を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプは 3 台設置しており、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として使用する場合の必要台数は最大で 2 台、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）として使用する場合の必要台数は 2 台であり、1 台を予備として確保する。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）として使用する場合の必要台数は 1 台であり、2 台を予備として確保する。

1. 容量

1.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 $130 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上（注 1） / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ （注 6）

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「全交流動力電源喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」及び「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において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で最大 $130 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上を残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を経由して注水可能な設計とする。

1.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の容量 $99.5 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注2) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注6)

炉心損傷防止対策の有効性評価に関する事故シーケンスグループのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で最大 $199 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上 (復水移送ポンプ 1 台当たり $99.5 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上) を残留熱除去系 A 系配管を經由して注水可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の容量 $44 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注3) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注6)

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で $88 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上 (復水移送ポンプ 1 台当たり $44 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上) をスプレイ可能な設計とする。

1.4 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉圧力容器下鏡温度 300°C 到達時) に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の容量 $70 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注4) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注6)

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部水位まで注水できる流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で $70 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

1.5 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の容量 $50 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ 以上 (注5) / $100 \text{ m}^3/\text{h}/\text{個}$ (注6)

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「熔融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている熔融炉心の冷却時の注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で $50 \text{ m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とする。

2. 揚程

2.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ 注水する場合の揚程 73.4 m 以上 (注1) / 85 m (注6)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<130m³/h 注水可能な炉圧の場合>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	73.4	m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、73.4m 以上とする。

図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 130 m³/h/個時の揚程は約 79.8m であることから、原子炉圧力容器への注水が可能である。

2.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ 199m³/h 注水する場合の揚程 88.1m 以上 (注 2) / 85m (注 6)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<199m³/h 注水可能な炉圧の場合>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	88.1	m

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の揚程は、88.1m 以上とする。

図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より、復水移送ポンプ 99.5 m³/h/個時の揚程は約 88.5m であることから、原子炉圧力容器への注水が可能である。

2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 95.2m 以上 (注 3) / 85m (注 6)

原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器、配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計	約	95.2	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より，原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程は，95.2m 以上とする。

図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より，復水移送ポンプ 44 m³/h/個時の揚程は約 95.8m であることから，原子炉格納容器内へのスプレイが可能である。

2.4 原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 51.8m 以上（注 4） / 85m（注 6）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は，原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭並びに機器，配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器，配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	51.8 m

以上より，原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程は，51.8m 以上とする。

図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より，復水移送ポンプ 70 m³/h/個時の揚程は約 93.7m であることから，原子炉格納容器下部への注水が可能である。

2.5 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の揚程 87.7m 以上（注 5） / 85m（注 6）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心の冷却時の揚程は，原子炉格納容器下部に注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭並びに機器，配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
機器，配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	87.7 m

以上より，原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の揚程は，87.7m 以上とする。

図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線より，復水移送ポンプ 50m³/h/個時の揚程は約 95.6m であることから，原子炉格納容器下部への注水が可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

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、ポンプ締切運転時の揚程約 m (約 MPa) に、静水頭約 m (約 MPa) を加えた約 MPa を上回る値として 1.37MPa としており、重大事故等時に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として原子炉に注水する場合の圧力、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

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、水源の復水貯蔵タンクの最高使用温度に合わせて 66℃としており、重大事故等時に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）として原子炉に注水する場合の温度、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の温度及び原子炉格納容器下部注水系（常設）として原子炉格納容器下部へ注水する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力

5.1 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ 130m³/h 注水する場合の必要軸動力 kW 以上（注 1） / 45kW（注 6）

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (130/3,600) \times 79.8\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 130

H : 揚程 (m) = 79.8 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より、低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合に必要な原動機出力は、 kW 以上であり、設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

5.2 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ 199m³/h 注水する場合の必要軸動力 kW 以上 (注 2) / 45kW (注 6)

低圧代替注水時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (99.5/3,600) \times 88.5\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 99.5

H : 揚程 (m) = 88.5 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

(引用文献: 日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より, 低圧代替注水時に復水移送ポンプ 1 台で原子炉圧力容器へ注水する場合の必要な原動機出力は, kW 以上であり, 設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.3 原子炉格納容器代替スプレー冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレーする場合の原動機出力 kW 以上 (注 3) / 45kW (注 6)

原子炉格納容器代替スプレー冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレーする場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (44/3,600) \times 95.8\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必用軸動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/h) = 44

H : 揚程 (m) = 95.8 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

(引用文献: 日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

以上より，原子炉格納容器代替スプレイ冷却時に復水移送ポンプ 2 台で原子炉格納容器内へスプレイする場合に必要な原動機出力は， kW 以上であり，設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.4 原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の原動機出力 kW 以上（注 4） / 45 kW（注 6）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (70/3,600) \times 93.7\} / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

- P : 必用軸動力 (kW)
 ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000
 g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
 Q : 容量 (m³/h) = 70
 H : 揚程 (m) = 93.7 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)
 η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より，原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は， kW 以上であり，設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

5.5 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心を冷却する場合の原動機出力 kW 以上（注 5） / 45 kW（注 6）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ 1 台で熔融炉心冷却時の必要動力は以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned}
 P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (50/3,600) \times 95.6\} / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- P : 必用軸動力 (kW)
- ρ : 密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : 容量 (m³/h) = 50
- H : 揚程 (m) = 95.6 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)
- η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 51-6-1, 表 51-6-1 参照)

(引用文献：日本工業規格 JIS B 0131(2002)「ターボポンプ用語」)

以上より，原子炉格納容器下部注水時（溶融炉心を冷却する場合）に復水移送ポンプ 1 台で原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合に必要な原動機出力は， kW 以上であり，設計基準対処施設として使用する公称値 45kW/個の復水移送ポンプにより注水可能である。

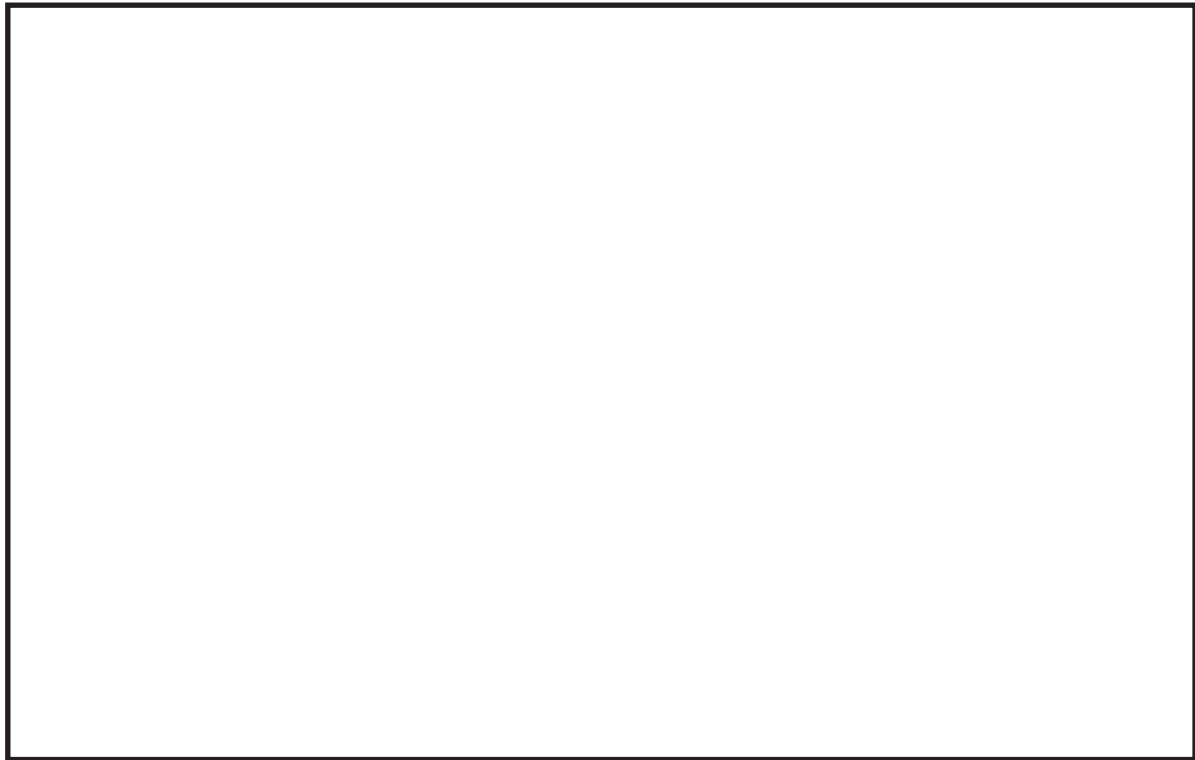


図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線

表 51-6-1 復水移送ポンプの容量，揚程及びポンプ効率の関係

容量/個	0m ³ /h	44m ³ /h	50m ³ /h	70m ³ /h	99.5m ³ /h	130m ³ /h
揚程	96.8m	95.8m	95.6m	93.7m	88.5m	79.8m
ポンプ 効率	<input type="text"/>					

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

名 称		大容量送水ポンプ (タイプ I)
容量	m ³ /h/個	1,200 (注 1), 1,440 (注 2)
揚程	m	116.3 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	1.0 (注 3), 1.2 (注 4, 注 5)
最高使用温度	℃	50
原動機出力	kW/個	<input type="text"/>
機器仕様に関する注記		<p>注 1: 要求値を示す。</p> <p>注 2: 規格値を示す。</p> <p>注 3: 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管), 燃料プールのスプレイ系 (可搬型), 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 4: 原子炉補機代替冷却水系へ使用する場合の値を示す。</p> <p>注 5: 海を水源とし、低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管), 燃料プールのスプレイ系 (可搬型) 及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の値を示す。</p>
<p>【 設 定 根 拠 】</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ I) は、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>低圧代替注水系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態、設計基準事故対処設備が有する冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、補給水系及び残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して、原子炉圧力容器に注水することで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために設置する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管を經由して、原子炉格納容器内へスプレイすることで炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

本システムは、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、補給水系配管を經由して、原子炉格納容器下部へ注水し原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準対象施設が有する使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために設置する。

本システムは代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を經由して使用済燃料プールへ注水することで、使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止する設計とする。

燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、スプレイノズル等を経由して使用済燃料プールへスプレイすることで、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給するために設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉格納容器フィルタベント系配管を経由して、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ注水することで、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮した十分な量の水を供給する設計とする。

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源として、復水貯蔵タンクへ淡水又は海水を補給する設備として設置する。

本系統は、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、ホース等を経由して復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールを介して復水貯蔵タンクへ供給する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットと接続し、海を最終ヒートシンクとして原子炉を除熱するために設置する。

本系統は、海（取水口又は海水ポンプ室）を水源とした大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットを介して原子炉を除熱するために必要となる十分な量の海水を供給する設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップで 1 台の合計 5 台を確保する。

1. 容量

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な流量を確保可能な設計とする。

なお、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な最大流量を 1 台で確保可能な設計とし、表 51-6-2 に示すとおり 623m³/h 以上の容量を有する設計とする。これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量として 623m³/h 以上としている。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、1.9 に示す「原子炉補機代替冷却水系」に必要な流量 1,200m³/h 以上の容量を有する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の容量は、1 台で 1,440m³/h の容量を有する設計とする。

表 51-6-2 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とした場合に必要となる最大流量

系統	必要最大流量
低圧代替注水系（可搬型）	199m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	88m ³ /h
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）	50m ³ /h
燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型） （燃料プール代替注水系（常設配管）又は燃料プール代替注水系（可搬型））*	126m ³ /h (114m ³ /h) *
原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給	10m ³ /h
復水貯蔵タンクへの補給	150m ³ /h
合計	623m ³ /h

* : 燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系（常設配管）又は燃料プールのスプレイ系（可搬型）の必要流量のみ必要最大流量として考慮する。

1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち，「全交流動力電源喪失」，「崩壊熱除去機能喪失」，及び「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において，有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 130m³/h 以上を注水可能な設計とする。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループのうち，「高圧・低圧注水機能喪失」及び「LOCA 時注水機能喪失」に係る有効性評価解析において，有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量として最大 199m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へのスプレイ流量 88m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA 時注水機能喪失」及び「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において有効性が確認されている、原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 50m³/h 以上

運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている溶融炉心の冷却時の注水流量として、50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへの注水流量 114m³/h 以上

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故シーケンスのうち、「想定事故 1」及び「想定事故 2」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている、114m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.5 燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

(1) 使用済燃料プールへのスプレイ流量 126m³/h 以上

使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱を除去するために必要な容量が約 9.7 m³/h であり、また、NEI06-12 における使用済燃料プールへのスプレイ要求容量が 200gpm（約 45.4m³/h）である。さらに、スプレイノズル 1 個当たりの必要流量が 42m³/h であり、スプレイノズル 3 個を使用して全ての使用済燃料プール内燃料体等に対してスプレイするため 126m³/h が必要であることから、126m³/h 以上をスプレイ可能な設計とする。

1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の容量 10m³/h 以上

設計において考慮した原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の水の蒸発量を考慮し 10m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.7 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の容量 150m³/h 以上

炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードに係る有効性評価解析において有効性が確認されている、復水貯蔵タンクへの補給量として 150m³/h 以上を補給可能な設計とする。

1.8 重大事故等時における同時使用の考慮

(1) 重大事故等時における同時使用を考慮する場合の流量 623m³/h 以上

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として使用する場合には、設置作業の効率化、被ばく低減を図るため、1.1～1.7 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮し、各系統に必要な流量の合計である 623m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.9 原子炉補機代替冷却水系

(1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の流量 1,200 m³/h 以上

原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合の除熱効果が確認されている熱交換量 16.0 MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合の除熱効果が確認されている熱交換量 14.7 MW と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量 2.29 MW を除熱可能な容量として 20.0 MW を、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの熱交換器を介して除熱するために必要な流量 892 m³/h に、海水ストレーナに必要な流量約 300 m³/h を考慮した 1,200m³/h 以上を供給可能な設計とする。

2. 揚程

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.1.1～2.1.7 及び 2.3.1～2.3.6 に示す「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及

び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統に必要な揚程を 1 台で確保する設計とする。また、これら全ての系統を同時に使用することはないものの、保守的に全ての系統を同時使用した場合を考慮し、これらを足し合わせた流量 623m³/h における圧力損失を考慮しても各系統に必要な揚程を確保できる設計とする。さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、2.2 に示す「原子炉補機代替冷却水系」として必要な揚程を確保する設計とする。

上記を踏まえ、大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、配管の圧力損失等を考慮して 122m とする。

2.1 淡水貯水槽を水源として使用する場合

2.1.1 低圧代替注水系（可搬型）

(1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 時の揚程 24.5m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（130m³/h 注水可能な炉圧の場合）＞

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	24.5	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 時の揚程 91.0m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差，静水頭，ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

＜原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*1}（199m³/h 注水可能な炉圧の場合）＞

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	91.0	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 55.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源地と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約		55.6	m

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 59.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源地と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m	
静水頭	約		m	
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m	（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m	
合 計	約		59.8	m

2.1.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 3.7m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源地と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	3.7	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 -2.0m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を經由して使用済燃料プールへ注水する場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
合計	約	-2.0	m

2.1.5 燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールのスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 98.9m 以上

燃料プールのスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールのスプレイ接続口（東）から使用済燃料プールへスプレイする場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m（実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	98.9	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- (2) 燃料プールスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 39.6m 以上

燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m (スプレイノズル必要圧力)
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
合 計		約	39.6 m

2.1.6 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給

- (1) 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給を実施する場合の揚程 19.5m 以上

原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水をフィルタ装置に補給する場合の水源と注入先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋内）から原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置へ補給する場合^{*1}>

水源と注入先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失 ^{*3}	約		m (実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	19.5 m

2.1.7 復水貯蔵タンクへの補給

- (1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 -9.2m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、淡水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失*3	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	-9.2	m

2.2 原子炉補機代替冷却水系として使用する場合

- (1) 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の揚程 94.7m 以上

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットへ使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を熱交換器ユニットに供給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失及び熱交換器ユニット内の圧力損失を基に設定する。

<取水口からの送水の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
熱交換器ユニット内の圧力損失	約		m
合計	約	94.7	m

2.3 海を水源として使用する場合

2.3.1 低圧代替注水系（可搬型）

- (1) 原子炉圧力容器への注水流量 130m³/h 時の揚程 63.7m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合*1（130m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	63.7	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 199m³/h 時の揚程 116.3m 以上

低圧代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉圧力容器に注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（北）から残留熱除去系 B 系を經由して原子炉圧力容器へ注水する場合^{*4}（199m³/h 注水可能な炉圧の場合）>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	116.3	m

2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 93.0m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<格納容器スプレイ接続口（北）から残留熱除去系 A 系を經由して原子炉格納容器内へスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	93.0	m

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 溶融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水する場合の揚程 96.8m 以上

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を原子炉格納容器下部に注入する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<原子炉・格納容器下部注水接続口（東）から原子炉格納容器下部へ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	96.8	m

2.3.4 燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）

(1) 燃料プール代替注水系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 40.2m 以上

燃料プール代替注水系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口（東）から使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	40.2	m

(2) 燃料プール代替注水系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 34.3m 以上

燃料プール代替注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールに注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへ注水する場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離の1.1倍で評価 ^{*2})
合計	約	34.3	m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.3.5 燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）

(1) 燃料プールスプレイ系（常設配管）を使用して使用済燃料プールへ注水する場合の揚程 114.2m 以上

燃料プールスプレイ系（常設配管）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

<燃料プールスプレイ接続口（北）から使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合 計		約	114.2m

(2) 燃料プールスプレイ系（可搬型）を使用して使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 77.3m 以上

燃料プールスプレイ系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を使用済燃料プールにスプレイする場合の水源と注水先の圧力差（スプレイノズル必要圧力）、静水頭、ホース等の圧力損失を基に設定する。

<原子炉建屋扉を経由して使用済燃料プールへスプレイする場合^{*1}>

水源と注水先の圧力差	約		m（スプレイノズル必要圧力）
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m（実際のホース敷設距離の 1.1 倍で評価 ^{*2} ）
合 計			約

2.3.6 復水貯蔵タンクへの補給

(1) 復水貯蔵タンクへの補給を実施する場合の揚程 28.5m 以上

復水貯蔵タンクへの補給に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、海水を復水貯蔵タンクに補給する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失並びに配管及び弁類の圧力損失を基に設定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<復水貯蔵タンク接続口からの補給の場合*1>

水源と注水先の圧力差	約		m
静水頭	約		m
ホース等の圧力損失	約		m (実際のホース敷設距離 の1.1倍で評価*2)
配管及び弁類の圧力損失	約		m
合計	約	28.5	m

*1：圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

*2：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については、ホースの最小曲げ半径による圧力損失を考慮し、保守的な想定で評価を実施。

詳細設計においては、重大事故等時のホースの取り回し、作業性及び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。

*3：大容量送水ポンプ（タイプI）を使用する全ての系統を同時使用した場合を考慮した流量 $623\text{m}^3/\text{h}$ における値。

*4：北側接続のうち、圧力損失が最も大きくなるホース敷設ルートにて評価。

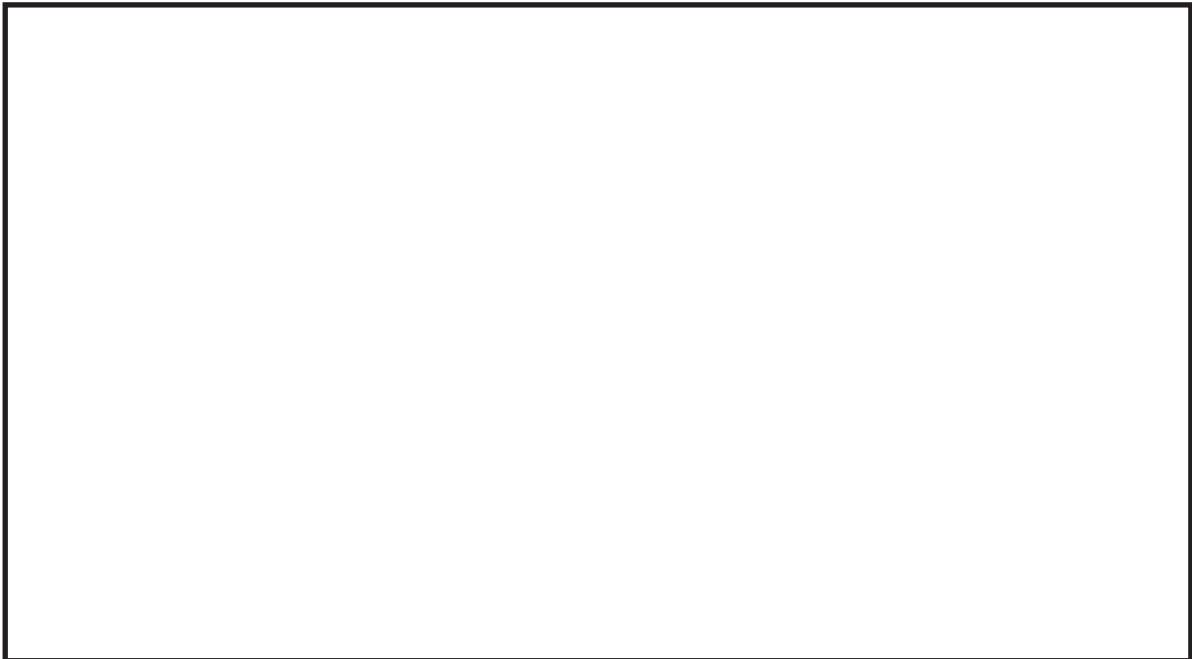


図 51-6-2 大容量送水ポンプ（タイプI）の性能曲線

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 最高使用圧力

- 3.1 淡水貯水槽を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.0MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、これらシステムの同時使用、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.0MPaとする。

- 3.2 原子炉補機代替冷却水系の熱を海へ輸送する設備として使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「原子炉補機代替冷却水系（熱交換器ユニット）」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失を考慮して、1.2MPaとする。

- 3.3 海を水源とし、低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給へ使用する場合の最高使用圧力 1.2MPa

「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の最高使用圧力は、水源と注水先の圧力差、静水頭、ホース等の圧力損失、配管及び弁類の圧力損失並びにホース耐圧等を考慮して、1.2MPaとする。

4. 最高使用温度 50℃

大容量送水ポンプ（タイプ I）の最高使用温度は、水源である淡水貯水槽及び海水取水箇所海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として 50℃ とする。

5. 原動機出力 kW

大容量送水ポンプ（タイプ I）の原動機出力は、流量 1,440 m³/h、揚程 122 m での軸動力を考慮し、 kW とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

参考. 大容量送水ポンプ(タイプ I) 付属水中ポンプの揚程について

大容量送水ポンプ (タイプ I) は、付属の水中ポンプにて取水し、車載の増圧ポンプにて送水する構造である。

容量設定根拠で示している揚程は、増圧ポンプ (送水側) によるものであることから、ここでは、大容量送水ポンプ (タイプ I) 付属の水中ポンプによって各取水場所から取水し、増圧ポンプに送水できることを示す。

各取水場所から増圧ポンプへの送水に必要なとなる揚程と水中ポンプの揚程との関係を表 51-6-3 に示す。

表 51-6-3 に示すとおり、増圧ポンプへの必要給水圧力 (増圧ポンプでキャビテーション発生を防止するために必要な圧力) 及び取水ホースの圧力損失を考慮した場合の水中ポンプの揚程は約 24.2m 以上である。これに対し各取水場所からの取水に必要なとなる揚程は 16.7m 以下であることから、水中ポンプから増圧ポンプへの送水が可能である。

なお、水中ポンプには、フロートが設けられており、水中ポンプの吸込みは水面から一定の水位に維持されることから運転必要最低水位が常に確保されるため、水中ポンプにキャビテーションを発生させることなく、増圧ポンプへ送水可能である。

表 51-6-3 各取水場所で必要となる吸込み揚程

	取水場所	最大取水量 [m ³ /h]	取水面と増圧ポンプ吸込み口の高低差 ① [m]	水中ポンプの吐出圧力 ② [m]	増圧ポンプへの必要給水圧力 ③ [m]	ホースの圧力損失 ④ [m]	水中ポンプ揚程 (②-③-④) [m]
大容量送水ポンプ (タイプ I)	淡水貯水槽	623	11.7				30.1
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

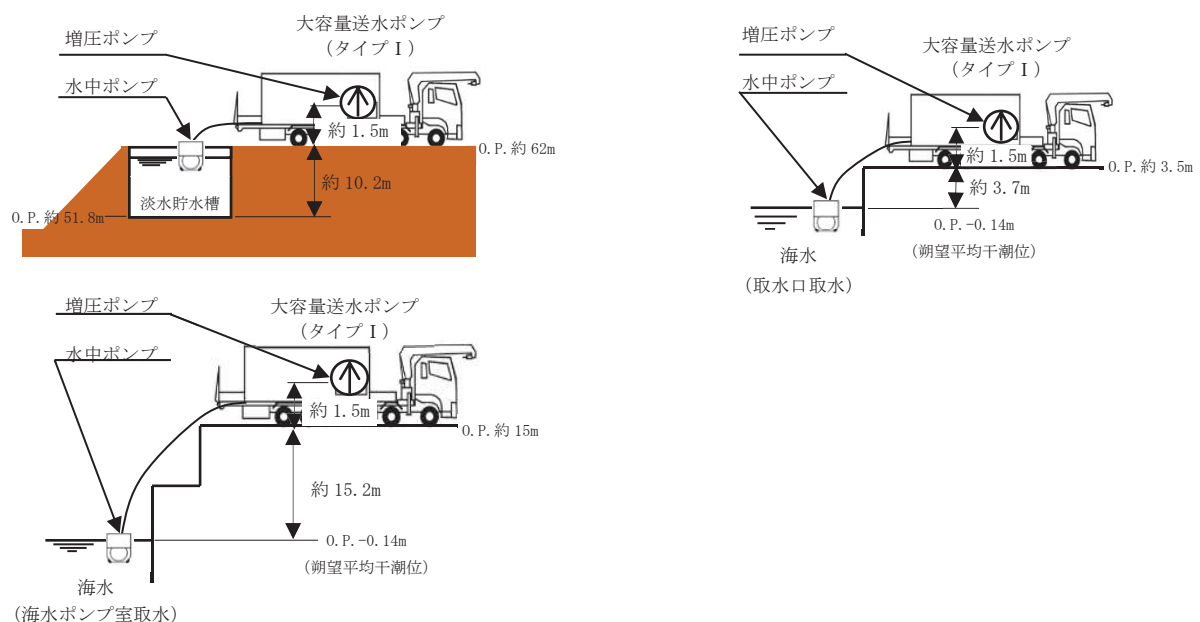


図 51-6-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

51-7

接続図

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は49条にて整理）

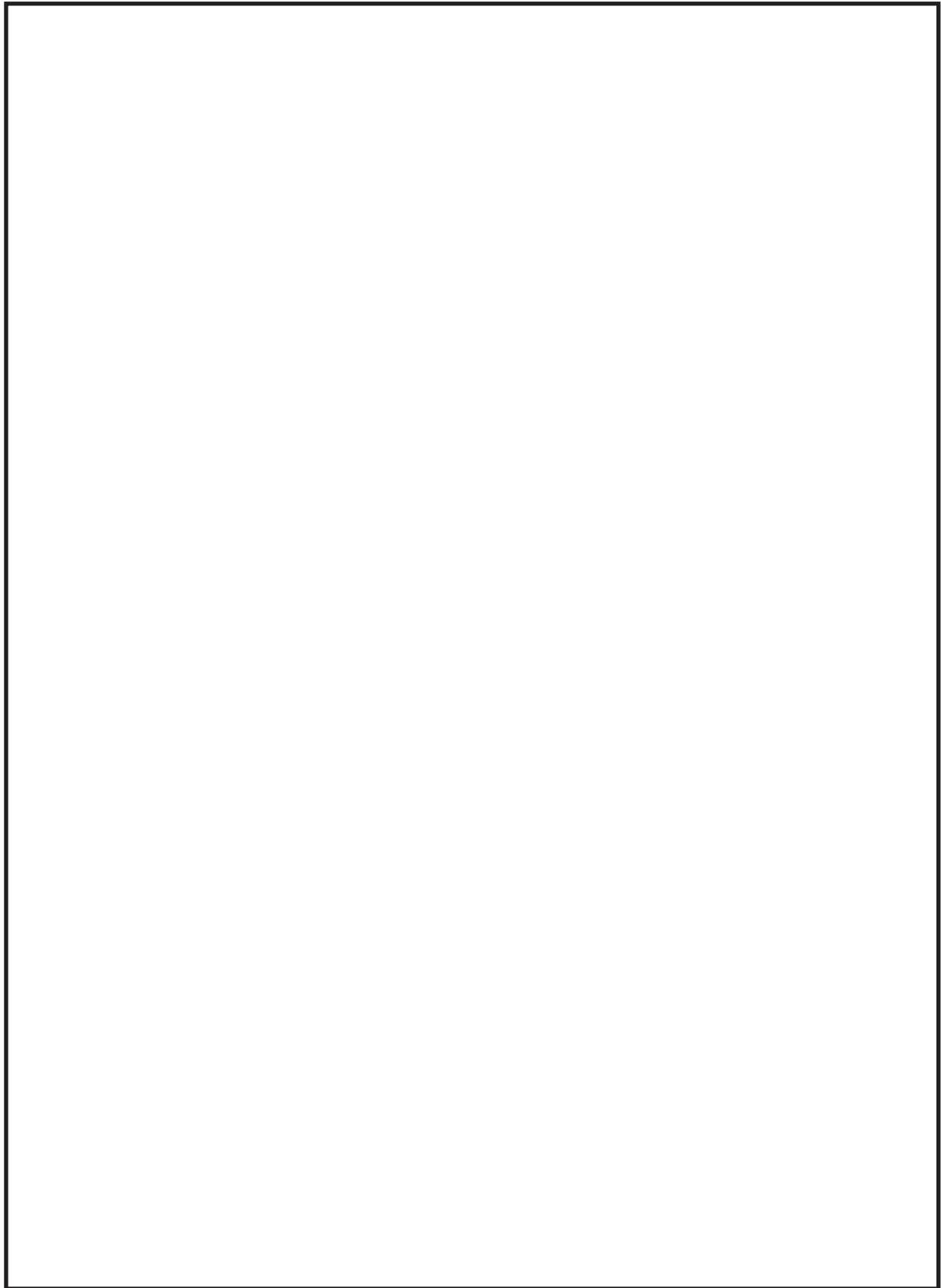


図 51-7-1 接続図

(淡水貯水槽からルート 1 を経由して原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-7-1

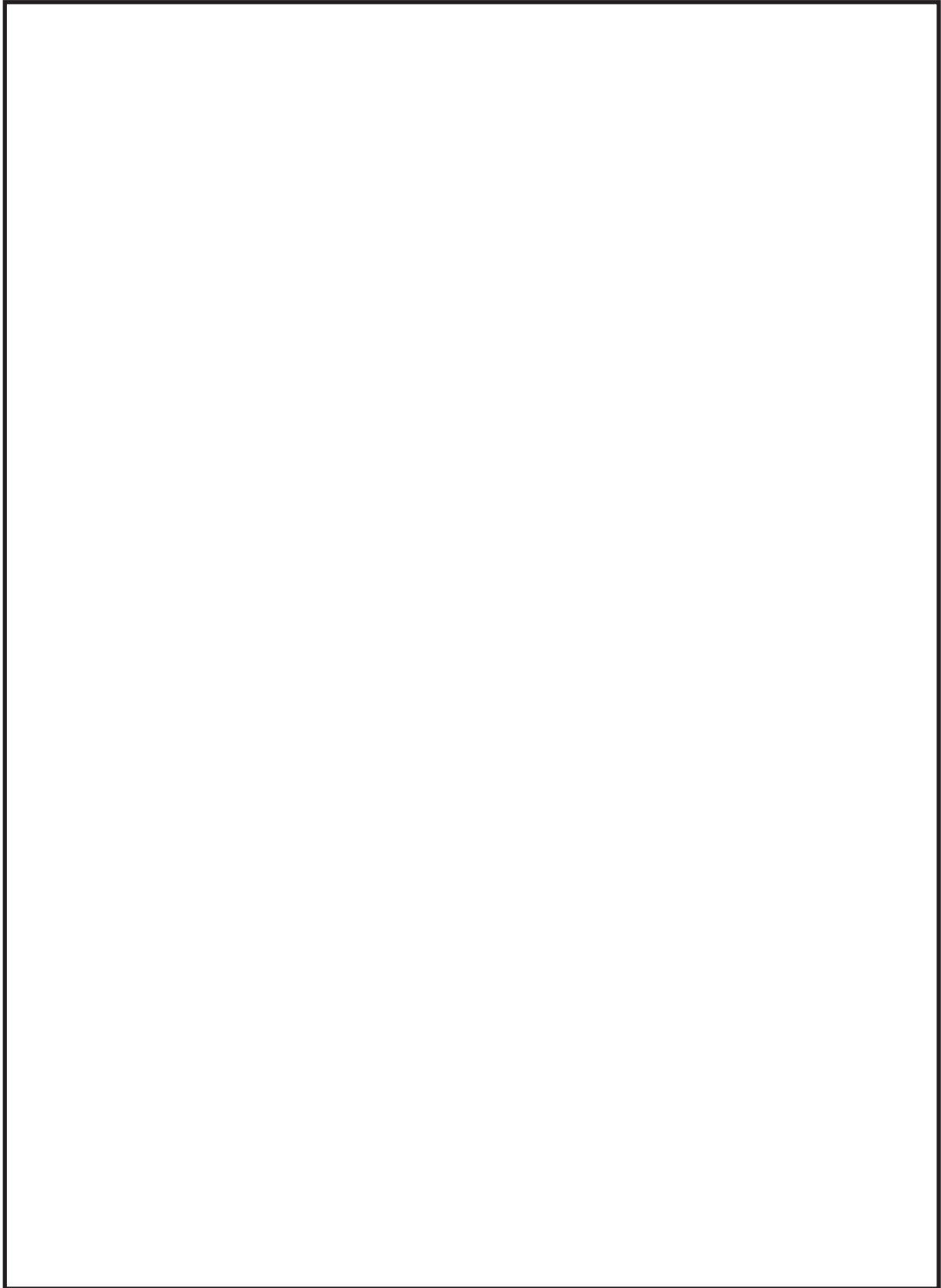


図 51-7-2 接続図

(淡水貯水槽からルート 2 を経由して原子炉・格納容器下部注水接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-8

保管場所図

(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は 49 条にて整理)

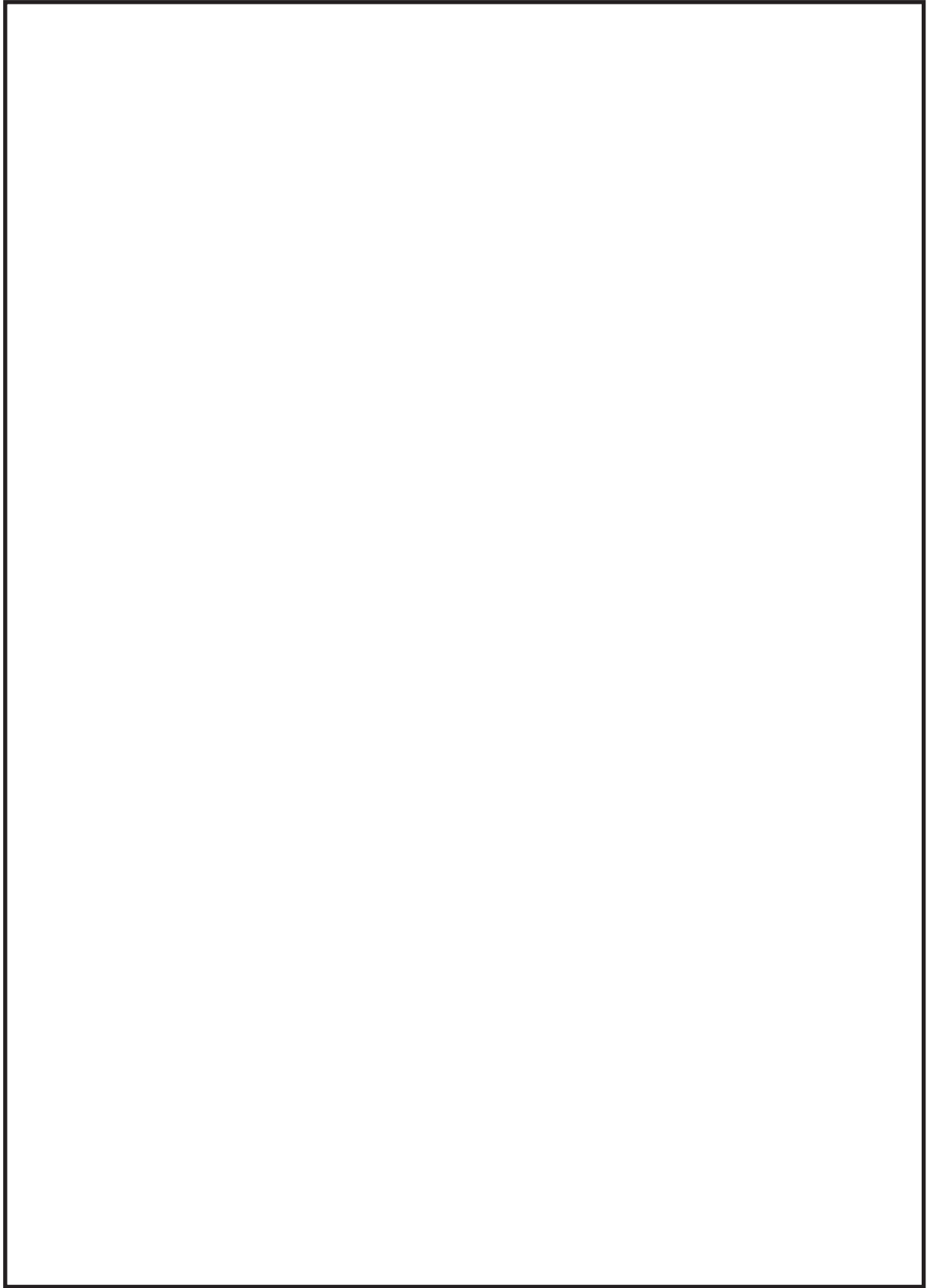


図 51-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

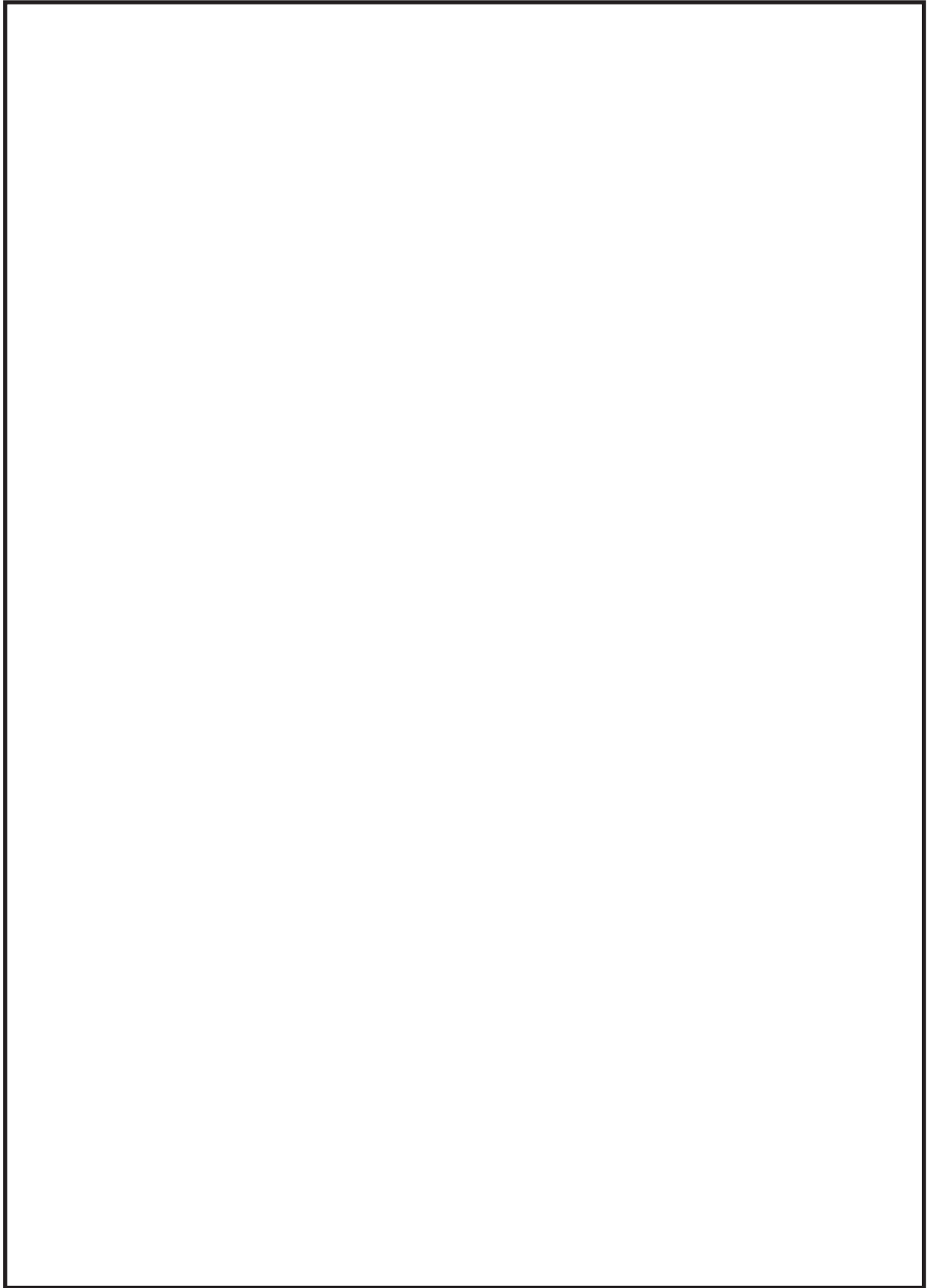


図 51-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

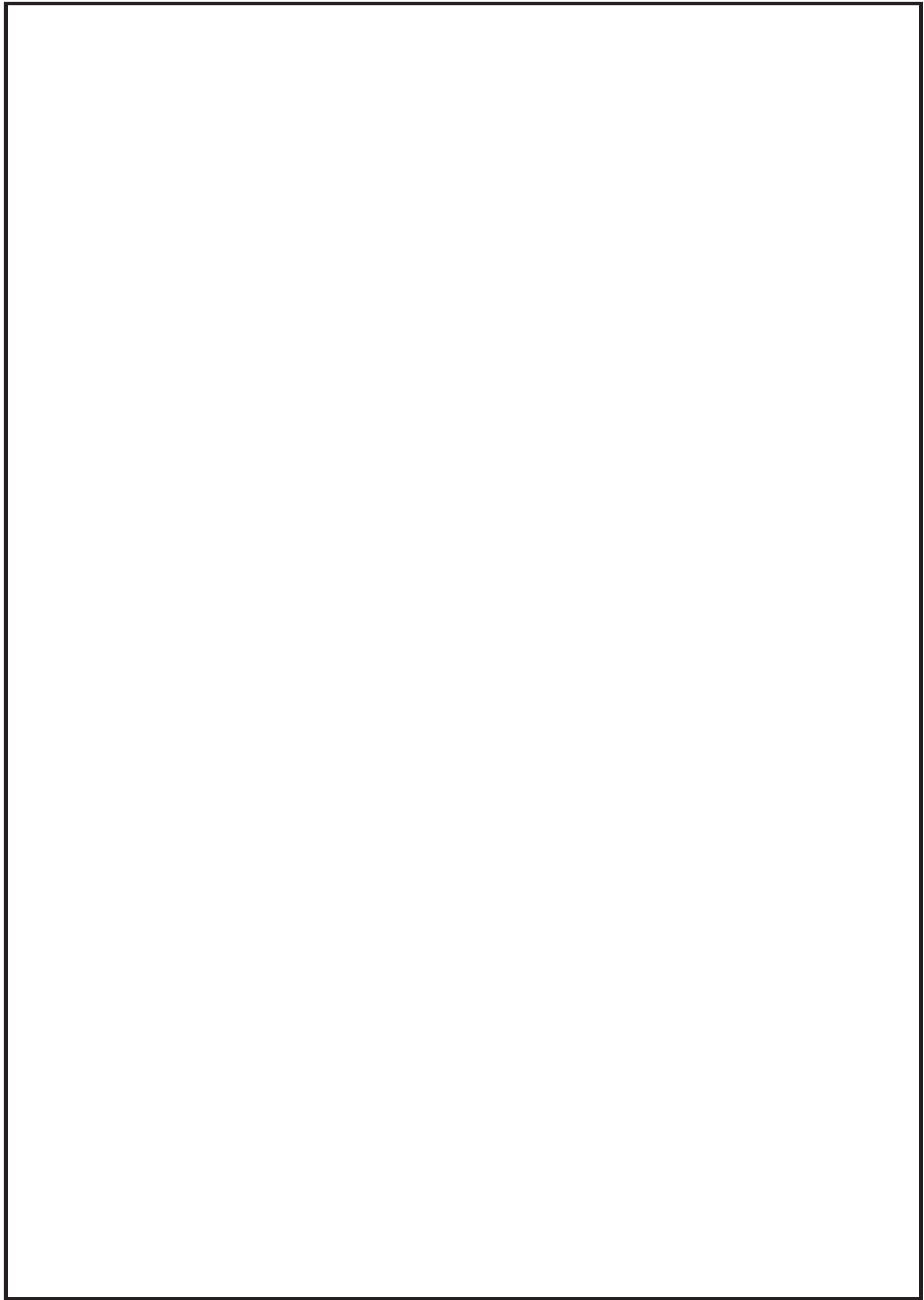
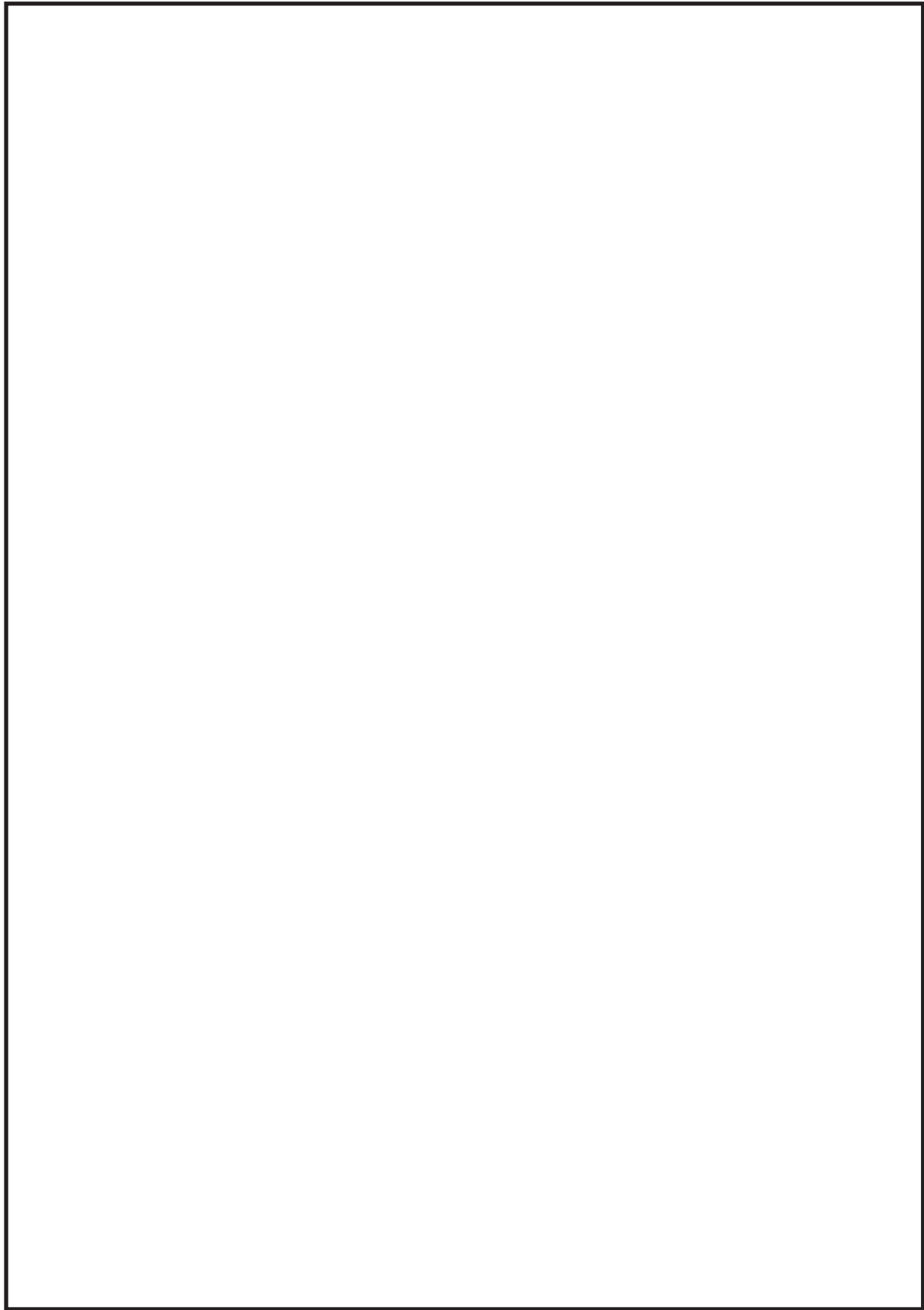


図 51-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-9
アクセスルート図



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」
（平成30年4月19日 提出版）より抜粋

図 51-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

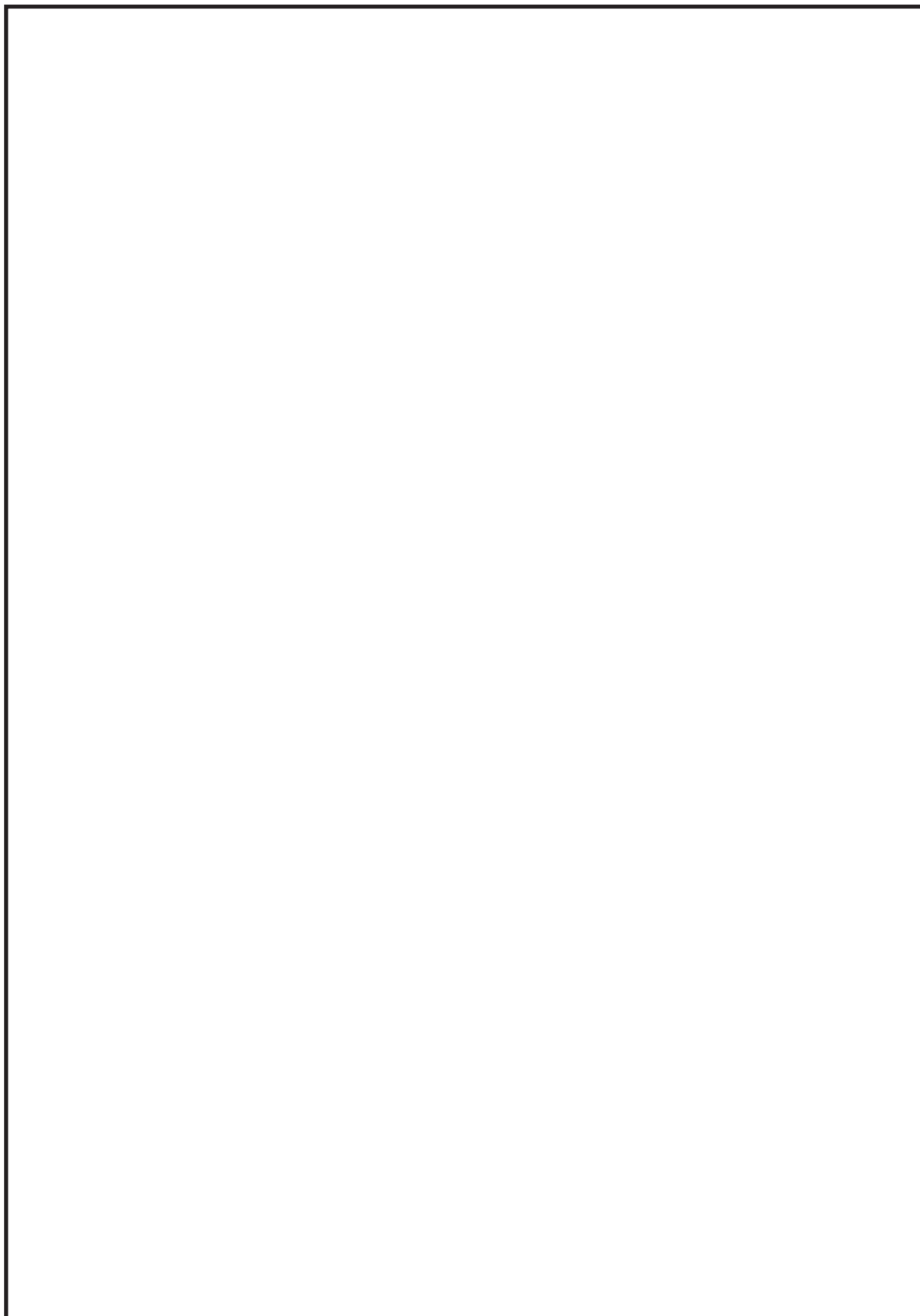


図 51-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

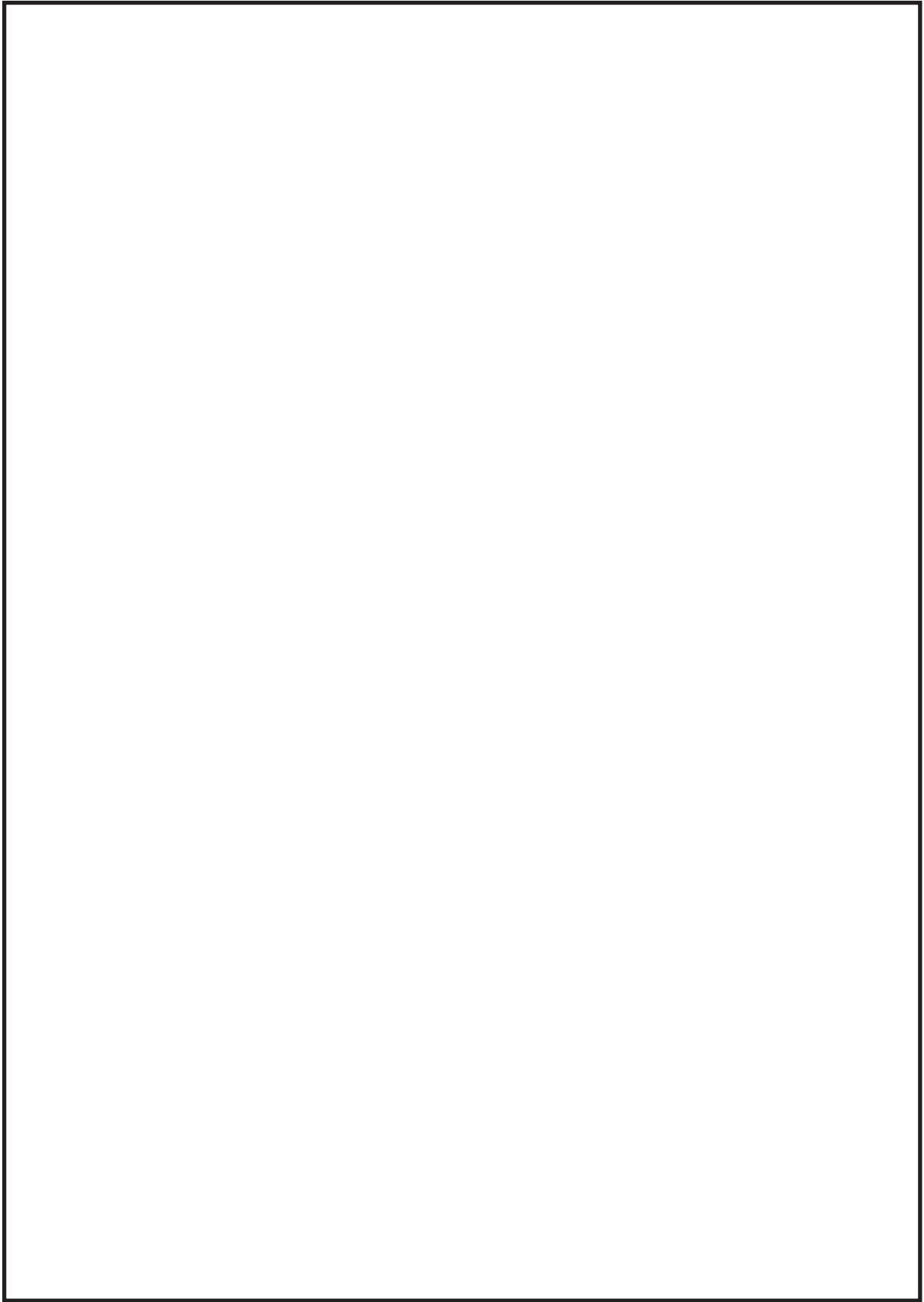


図 51-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

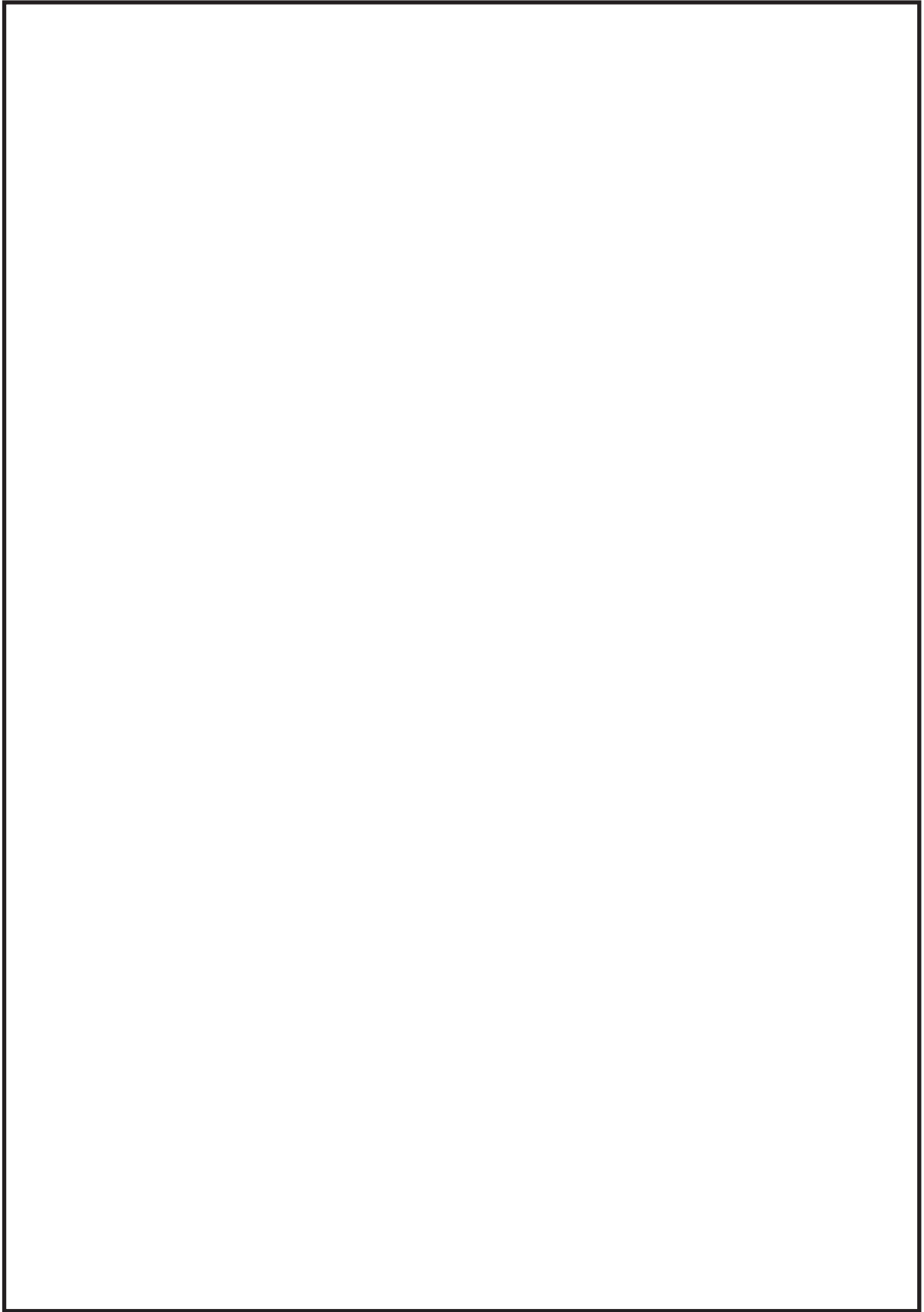


図 51-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-10
その他設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、ろ過水系が健全であれば、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手段としては有効であるため、ろ過水系を用いた原子炉格納容器下部への注水手段を自主対策設備として整備している。

ろ過水ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水手段は、ろ過水タンクを水源として、ろ過水ポンプにより、ろ過水系及び補給水系の配管を經由して原子炉格納容器下部へ注水する。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
②	R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
③	R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	スイッチ操作	中央制御室	
④	ろ過水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FW 連絡第一弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FW 連絡第二弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑦	原子炉格納容器下部注水用 復水仕切弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑧	原子炉格納容器下部注水用 復水流量調整弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	

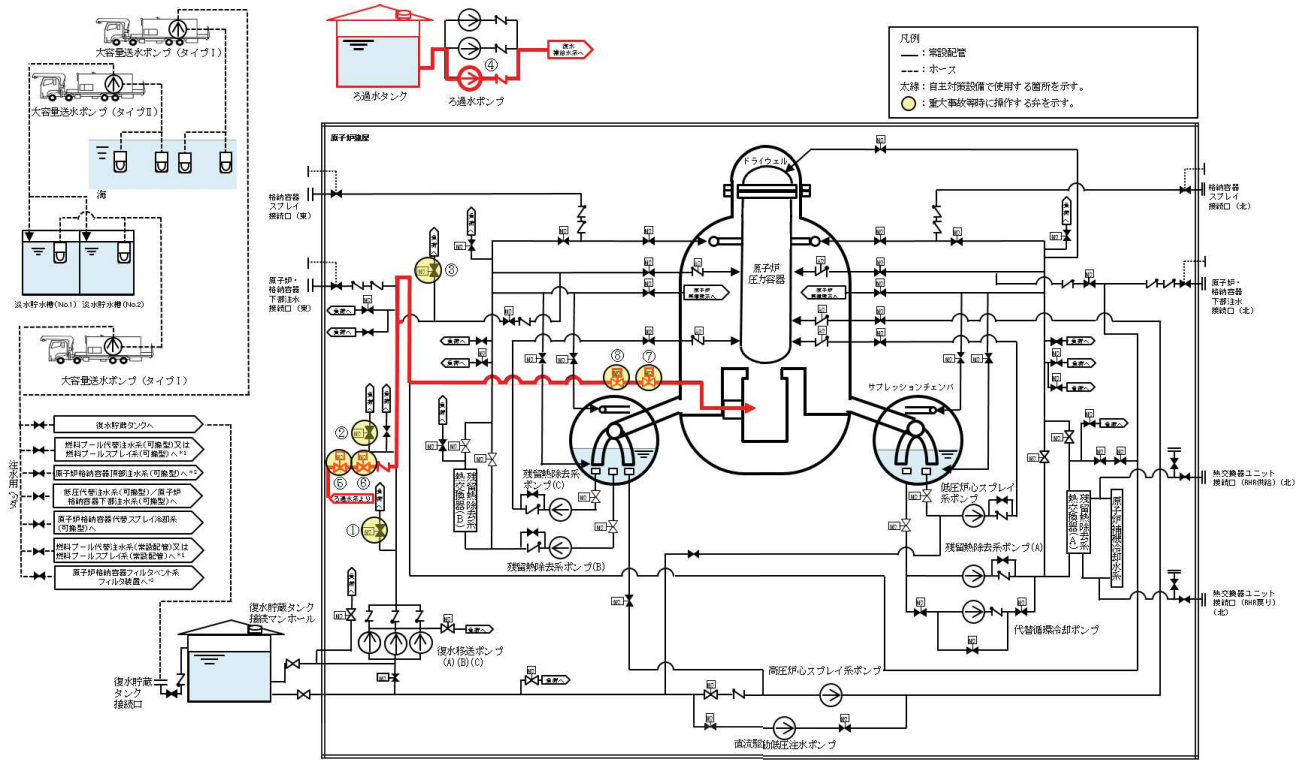


図 51-10-1 ろ過水系による原子炉格納容器下部への注水

2. コリウムシールド

(1) 設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドライウェル床ドレンサンプ内に流入する場合、ドライウェル床ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が短いことから、サンプ底面コンクリートの浸食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心は原子炉格納容器下部注水系による注水によって、原子炉格納容器下部からドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内で止まることを確認しているが、更なる安全性向上のため、自主対策設備としてコリウムシールドを設置する。

コリウムシールドは、原子炉格納容器下部注水系と合わせて、ドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を防ぐことで、底面のコンクリートの浸食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止することを目的に設置する。コリウムシールドは、原子炉格納容器下部からドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内に設置し、実効的な流路を小さくすることで冷却を促進し、溶融炉心を早期に固化・停止させるものである。

表 51-10-1 にコリウムシールド仕様を、図 51-10-2 にコリウムシールド概要図を示す。なお、コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約 2,700℃）を有するジルコニアを用いる設計とする。

次項以降に示すとおり、コリウムシールドはドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内にコリウムシールドを設置することから、原子炉格納容器並びに原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 51-10-1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
耐熱材寸法 (外径/内径/長さ)	[Redacted]
通水配管流路	[Redacted]

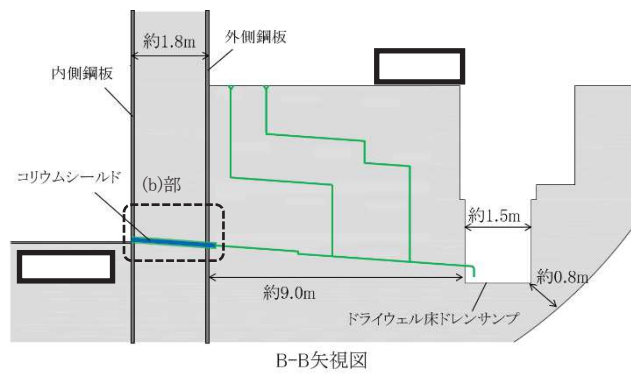
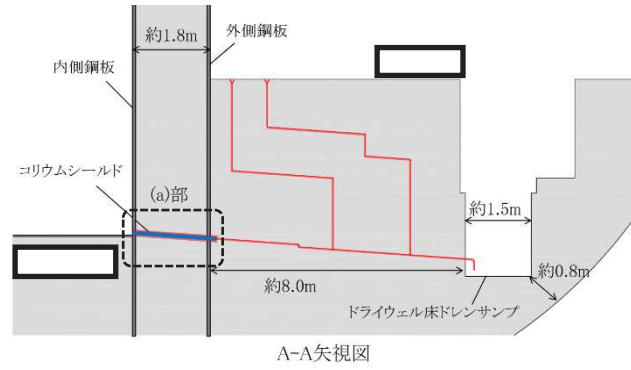
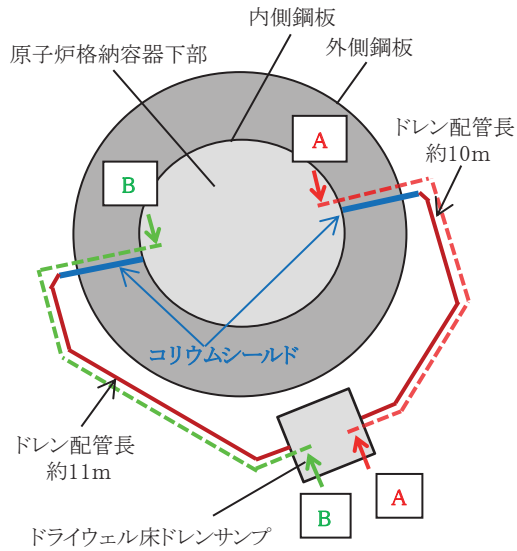


図 51-10-2 コリウムシールド概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。確認結果を表 51-10-2 に示す。

(i) 原子炉格納容器への悪影響の有無について

原子炉格納容器への影響評価として、閉じ込め機能、原子炉格納容器下部注水機能の 2 つの観点から検討を行った。

確認の結果、閉じ込め機能については、原子炉格納容器の構造強度を要する箇所に設置するものではなく、コンクリート浸食及び非凝縮性ガスの発生を抑制することから、原子炉格納容器の機能である閉じ込め機能への悪影響はないと判断した。

原子炉格納容器下部注水機能については、原子炉格納容器下部注水系とは独立しており、原子炉格納容器下部の空間に設置するものではないことから、原子炉格納容器下部注水系への悪影響はないと判断した。

(ii) 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

ドライウェル床ドレンサンプへの漏えい水の流量が 1gpm (3.8ℓ/min) 以上となった場合に、原子炉冷却材の漏えいが検出される設計となっていることから、コリウムシールド内を通過する漏えい水の流量が、コリウムシールド 1 箇所当たりで 1gpm 以上となるよう、コリウムシールドの開口面積を設定した。なお、ドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管は 2 箇所あり、それぞれにコリウムシールドを設置する。

以上より、コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に漏えいした原子炉冷却材をドライウェル床ドレンサンプへ導くために必要な開口面積を確保する設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を与えるものではないと判断した。

表 51-10-2 コリウムシールド設置による悪影響の有無

確認項目	確認結果	確認内容
原子炉格納容器の閉じ込め機能	悪影響無し	コリウムシールドは原子炉格納容器の構造強度を要する箇所に設置するものではなく、コンクリート浸食及び非凝縮性ガスの発生を抑制することから、原子炉格納容器の機能である閉じ込め機能への悪影響はない。
原子炉格納容器下部注水機能	悪影響無し	コリウムシールドはドレン配管内に設置するため、原子炉格納容器下部注水系による注水を妨げない。
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響無し	コリウムシールドはドレン配管を耐熱材で狭めるが、漏えい検出に必要な流路を確保しているため、悪影響を及ぼさない。

51-11

注水用ヘッダについて

注水用ヘッドについて

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、注水用ヘッドを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管）、⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型）、⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び⑨復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、保守的に同時使用を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は各系統に必要な流量全てを 1 台で確保可能な容量を有する設計とする。（51-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）」における注水設備として使用することも考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は重大事故等対処設備としての必要容量に加え、自主対策設備としての必要容量も 1 台で確保可能な設計とする。

これら各系統へ確実かつ容易に分岐できるよう、注水用ヘッドは隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図 51-11-1 に示す。

なお、注水用ヘッドは、原子炉建屋外から水を供給する設備として 1 セット 1 台で使用することから、故障時のバックアップ等を考慮し、合計 3 台を確保し、複数箇所に分散して保管する設計とする。

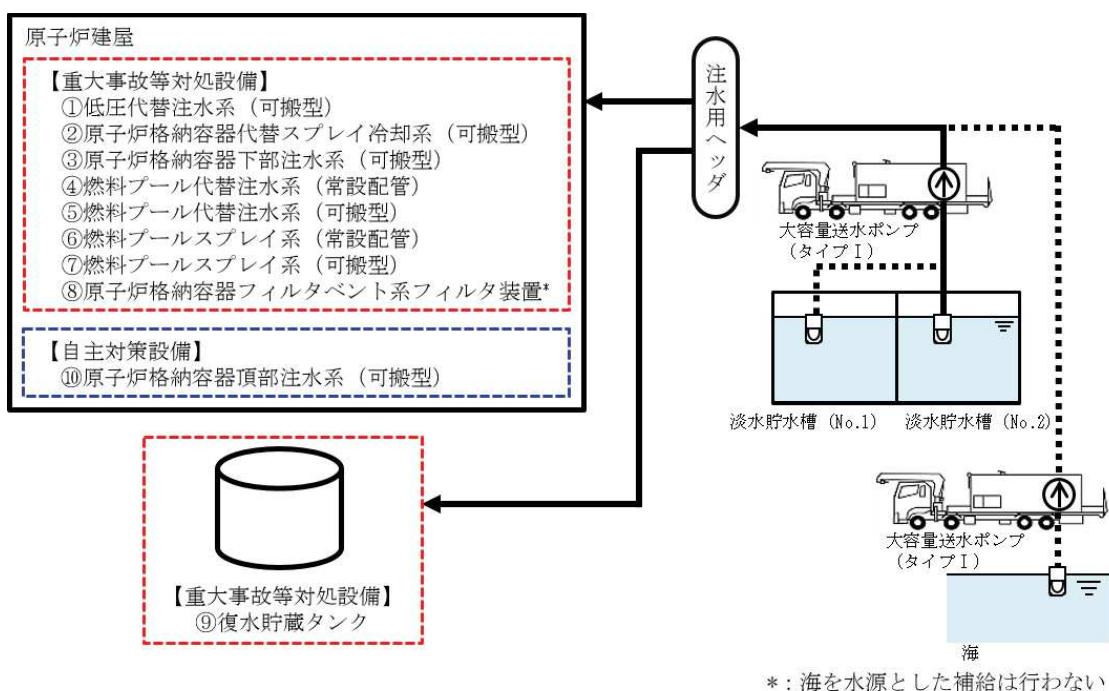


図 51-11-1 全体系統概要図

51-11-1

2. 注水用ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、注水用ヘッダは「②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑨復水貯蔵タンクへの補給」単独、及び「④燃料プール代替注水系（常設配管）又は⑤燃料プール代替注水系（可搬型）」単独にて使用する。注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表 51-11-1 に示す。

表 51-11-1 注水用ヘッダを用いた系統の使用開始タイミング

	使用系統 ^{*1,2,3}									
	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
高圧・低圧注水機能喪失	—	28h	—	—	—	—	—	—	10h	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧注水失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	23h	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
LOCA時注水機能喪失	—	26h	—	—	—	—	—	—	10h	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
運転中の原子炉における重大事故										
・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	—	29h ^{*5}	—	—	—	—	—	—	(10h) ^{*4} 10h ^{*5}	—
・ 水素燃焼	—	—	—	—	—	—	—	—	10h	—
・ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用	—	23h	—	—	—	—	—	—	10h	—
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故										
想定事故1	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	13h	—	—	—	—	—
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故										
崩壊熱除去機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	(10h)	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

*1: ①低圧代替注水系（可搬型）、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、③原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、④燃料プール代替注水系（常設配管）、⑤燃料プール代替注水系（可搬型）、⑥燃料プールのスプレイ系（常設配管）、⑦燃料プールのスプレイ系（可搬型）、⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑨復水貯蔵タンクへの補給、⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）

*2: 事象発生後の経過時間を記載。各系統における使用は、記載時間以降は適宜実施。

*3: () は有効性評価の解析上考慮しない作業。

*4: 代替循環冷却系を使用する場合。

*5: 代替循環冷却系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 注水用ヘッドの接続

注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は、一対一の関係とし、名称が一致するようにホースの接続を行い系統構成する。

注水用ヘッドを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、注水用ヘッドの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表 51-11-2 に示す。

また、有効性評価の事故シーケンスにおいて複数系統で同時使用する際(②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)及び⑨復水貯蔵タンクへの補給)の接続状態の概要図を図 51-11-2 示す。

表 51-11-2 注水用ヘッドの接続部と接続する接続口の関係

注水用ヘッド		接続先の接続口	使用系統*1
接続部	付属の隔離弁		
接続部 1	復水貯蔵タンク補給弁	復水貯蔵タンク接続口 又は 復水貯蔵タンク接続マンホール	⑨
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	—*2	⑤又は⑦
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑩
接続部 4	原子炉・格納容器下部注水弁	原子炉・格納容器下部注水接続口	①及び③
接続部 5	格納容器スプレイ弁	格納容器スプレイ接続口	②
接続部 6	燃料プール注水・スプレイ (常設配管) 弁	燃料プール注水接続口 又は 燃料プールのスプレイ接続口	④又は⑥
接続部 7	フィルタ装置水補給弁	フィルタ装置水補給用接続口	⑧

*1：①低圧代替注水系(可搬型)、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、③原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、④燃料プール代替注水系(常設配管)、⑤燃料プール代替注水系(可搬型)、⑥燃料プールのスプレイ系(常設配管)、⑦燃料プールのスプレイ系(可搬型)、⑧原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給、⑨復水貯蔵タンクへの補給、⑩原子炉格納容器頂部注水系(可搬型)(自主対策設備)

*2：全て可搬型の機器により構成する系統であり、接続口は使用しない。

3.2 操作性及び切替えの容易性

注水用ヘッドを使用する各系統における注水用ヘッドの流路構成は、全て注水用ヘッド付属の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切替えが可能な設計とする。

注水用ヘッドとホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要とせず、簡便な接続方式である嵌合構造とすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤接続及び誤操作の防止のため、注水用ヘッドの接続部、付属の隔離弁及び接続先の接続口の名称は一对一の関係とし、それぞれ銘板により識別可能な設計とするとともに、同一色の塗装を施す等で識別性を高めた設計とする（図 51-11-3）。

有効性評価の事故シーケンスにおいては、最大で二つの系統（②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び⑨復水貯蔵タンクへの補給）を同時に系統構成するが、上記対策により誤操作の可能性は低いと考えている。なお、②原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、原子炉建屋内の弁を中央制御室から遠隔操作することによりスプレイを実施するため、仮に注水用ヘッド付属の隔離弁を誤って開操作したとしても、誤注入に至ることはない。



図 51-11-3 注水用ヘッドの誤接続及び誤操作の防止対策イメージ図

4. 悪影響の防止

注水用ヘッドは複数の重大事故等対処設備及び自主対策設備の流路として使用することから、接続先の各系統及び機器に対して悪影響を及ぼすことのないよう考慮する必要がある。

注水用ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ注水用ヘッド付属の隔離弁により隔離可能な設計とすることで、互いに悪影響を及ぼさない設計とする。

また、注水用ヘッドに接続する可能性のある自主対策設備である⑩原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）は、注水用ヘッド付属の隔離弁に加えて、原子炉建屋の原子炉棟外の当該系統配管に設ける隔離弁を閉止することで、確実に他系統と隔離することが可能な設計とする。なお、原子炉建屋内の原子炉棟外の隔離弁は遠隔手動弁操作設備により屋外からの手動操作が可能である。

さらに、注水用ヘッドと自主対策設備を接続するホースを取り外すことで、原子炉建屋内への注水を物理的に隔離可能な設計とし、使用しない注水用ヘッドの接続部は閉止板により閉止可能な設計とする。

51-12

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造について

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、図 51-12-1 に示すとおり増圧ポンプ 1 台，付属水中ポンプ 2 台，ディーゼルエンジン 1 台等で構成される。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属水中ポンプ及び増圧ポンプをディーゼルエンジンにて駆動する設計であり，外部電源が不要な設計である。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，淡水又は海水を付属水中ポンプにて取水した後，ホースを介して増圧ポンプへと送水し，加圧した水を各注水先へ送水する。

なお，付属水中ポンプの吸込部にはストレーナを設置し，異物の流入を防止する設計としている。

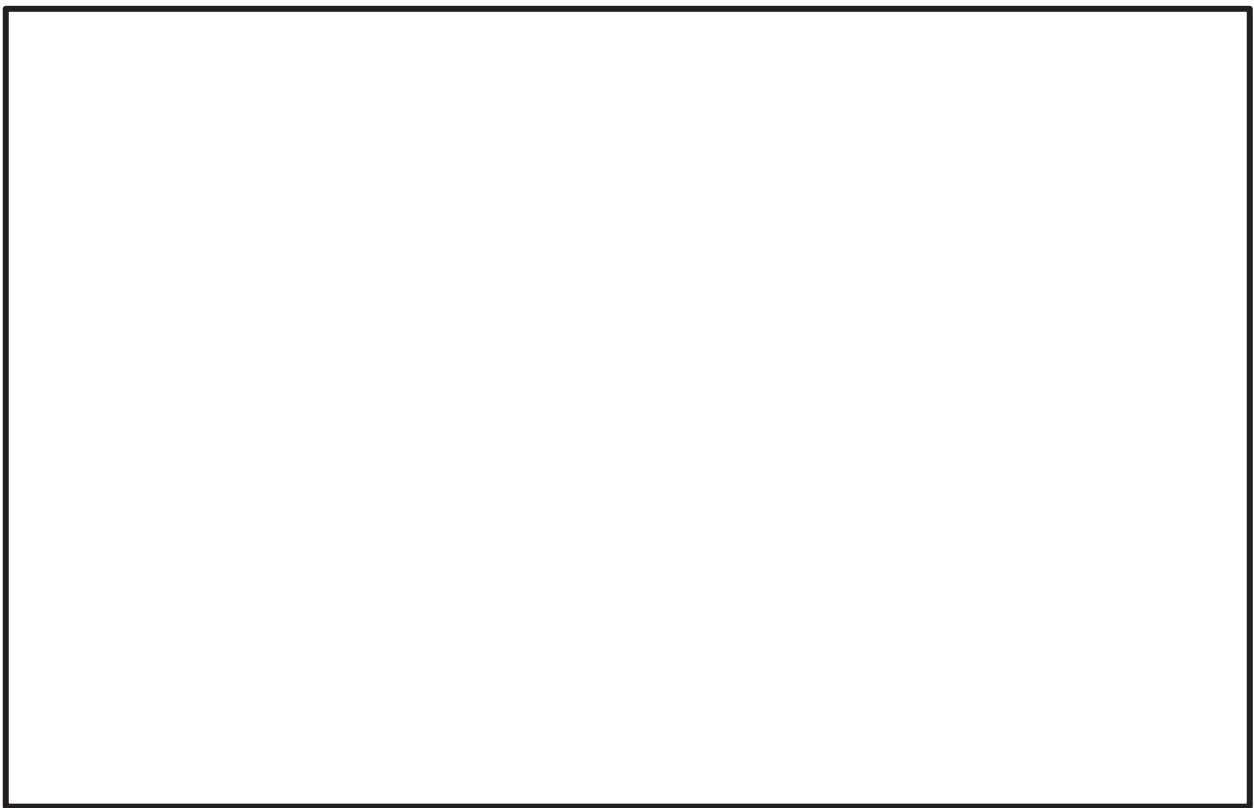


図 51-12-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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 接続図

52-8 保管場所図

52-9 アクセスルート図

52-10 その他設備

52-11 計装設備の測定原理

52-12 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

52-1

SA 設備基準適合性一覽表

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬型窒素ガス供給装置		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	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		(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		52-7 接続図, 52-8 保管場所図	
	第 2 号	操作性		現場操作 (工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業)	B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		圧縮機, 発電機	A, I
			関連資料		52-5 試験及び検査	
		第 4 号	切替え性		本来の用途として使用一切替必要	B a
			関連資料		52-4 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		52-4 系統図, 52-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所で操作可能)	A a	
		関連資料		52-3 配置図, 52-7 接続図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 S A の容量		その他設備	A
			関連資料		52-6 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 S A の接続性		フランジ接続, より簡便な接続	B, C
			関連資料		52-7 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		52-7 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				52-7 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		52-8 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		52-9 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 (又は防止・緩和以外) — 対象外 (同一目的の設備なし又は代替対象 DB 設備なし)	B	
		サポート系要因		対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源		
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-7 接続図, 52-8 保管場所図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (D/W)		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
		関連資料	52-5 試験及び検査			
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	52-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	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	52-6 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, 冷却源	C a
	関連資料		52-2 単線結線図 52-3 配置図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内水素濃度 (S/C)		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	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	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
			第 2 号	操作性	操作不要
	関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	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	52-6 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, 冷却源	C a
		関連資料	52-2 単線結線図 52-3 配置図		

女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表（常設）

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内雰囲気水素濃度		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	52-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第4号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	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	52-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	52-6 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, 冷却源	C a
	関連資料	52-2 単線結線図 52-3 配置図			

女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（常設）

第 5 2 条：水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備		格納容器内雰囲気酸素濃度		類型化区分	
第 4 3 条	第 1 項	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
		関連資料	52-3 配置図		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	52-5 試験及び検査		
	第 4 号	切替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
		関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	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	52-3 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
			関連資料	52-6 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, 冷却源	C a
	関連資料	52-2 単線結線図 52-3 配置図			

52-2
単線結線図

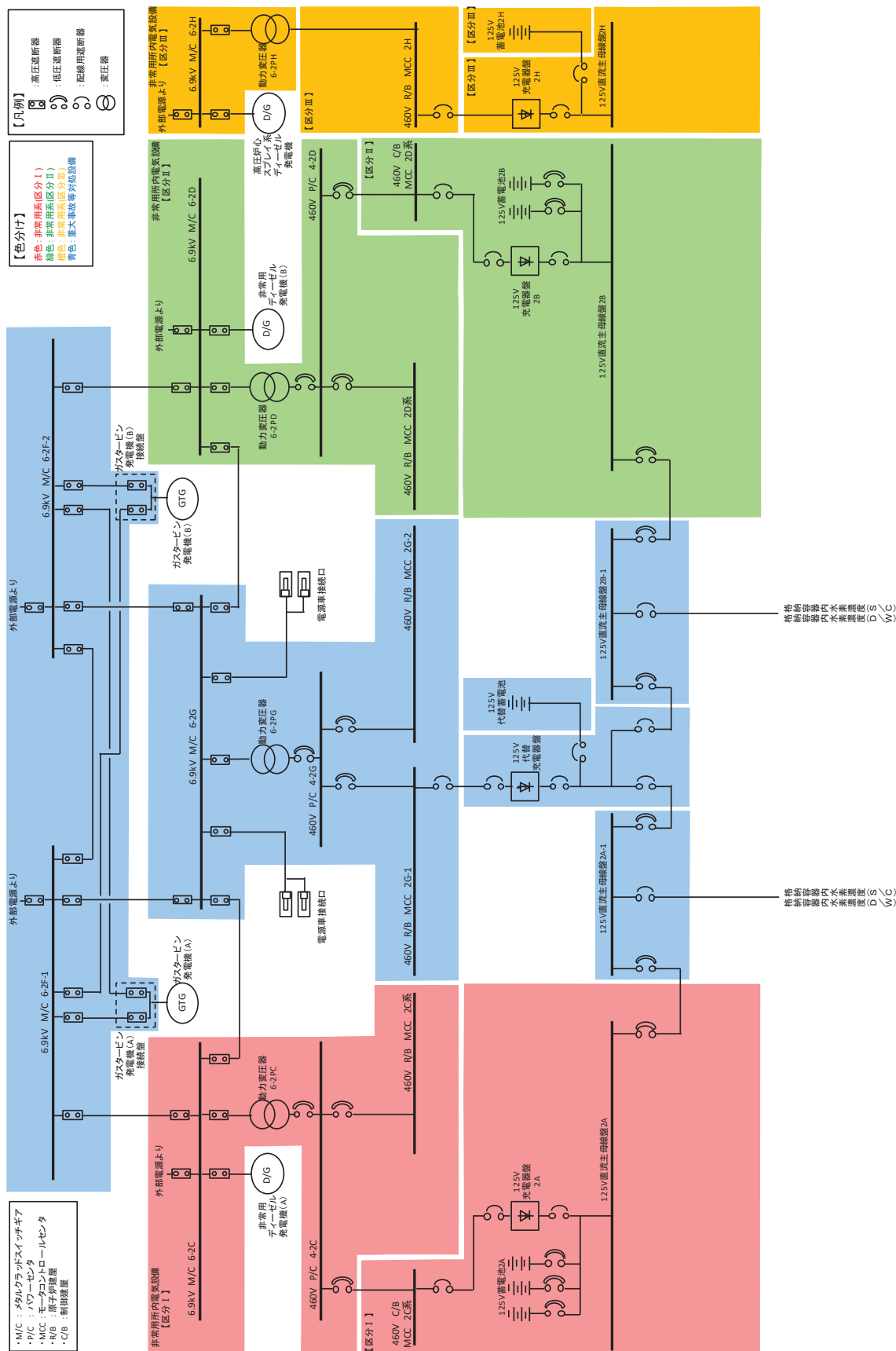



図 52-2-1 単線結線図 (直流)

52-3
配置図

 : 重大事故等対処設備を示す。

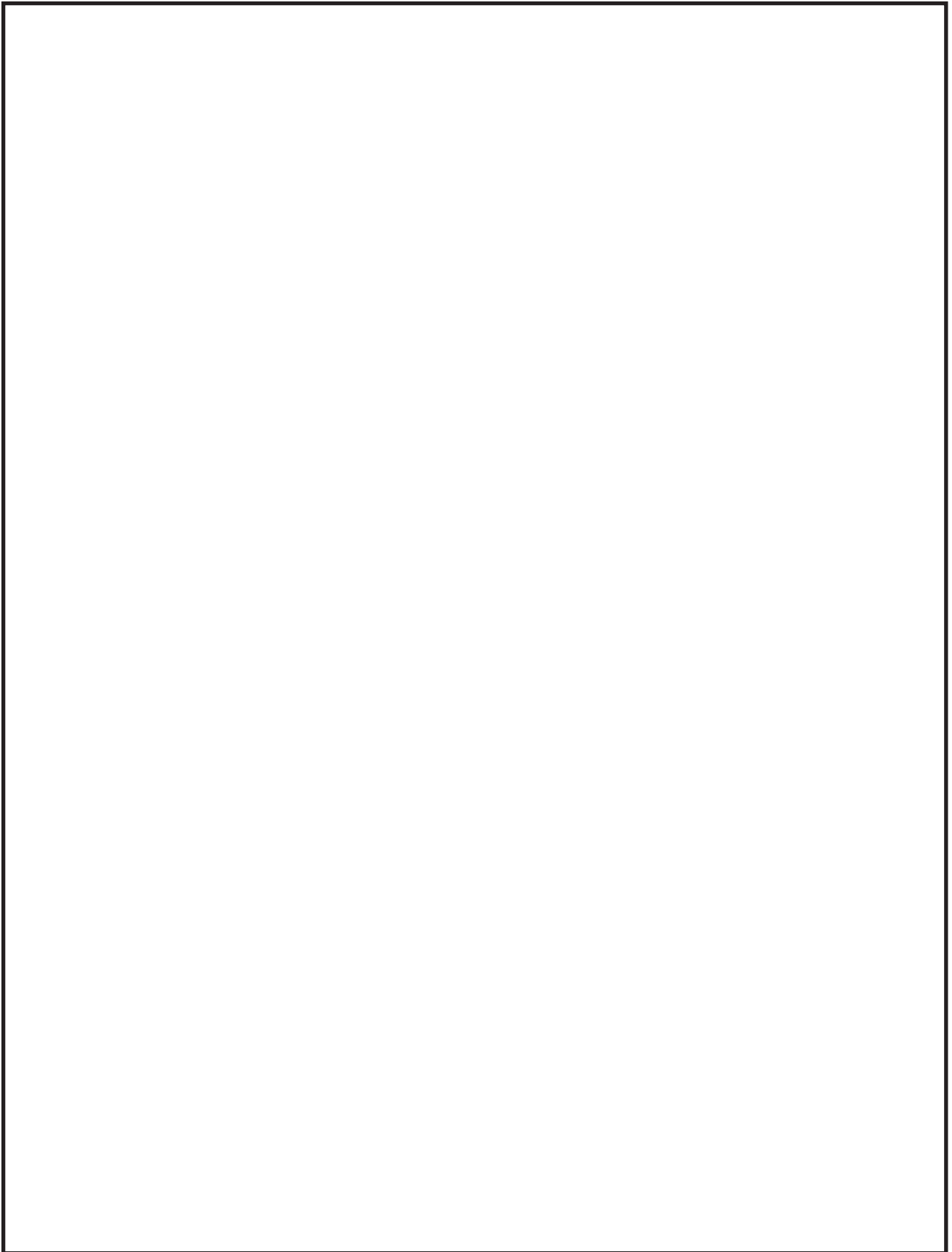


図 52-3-1 配置図（原子炉建屋地下 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-3-1

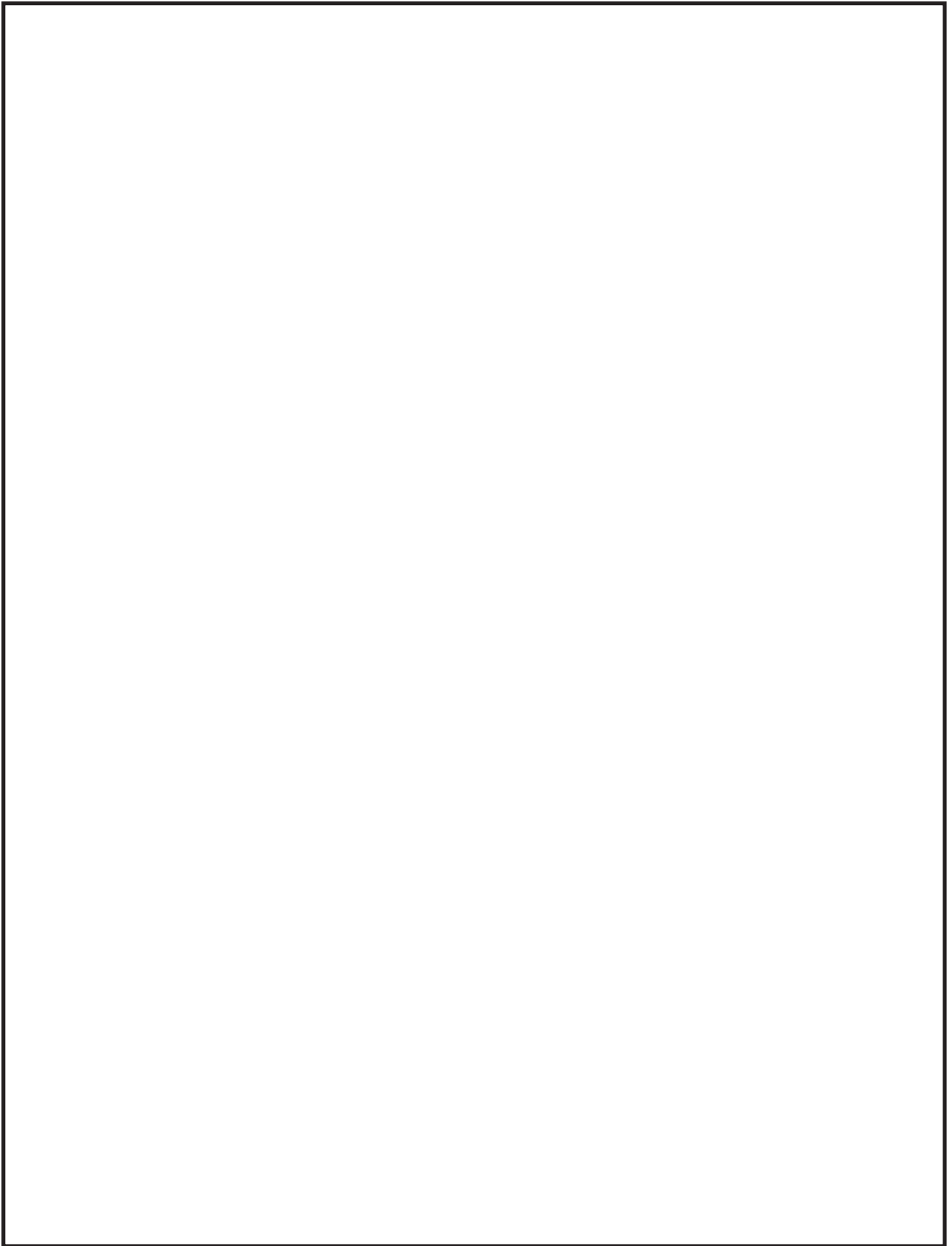


図 52-3-2 配置図（原子炉建屋地上 1 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-3-2

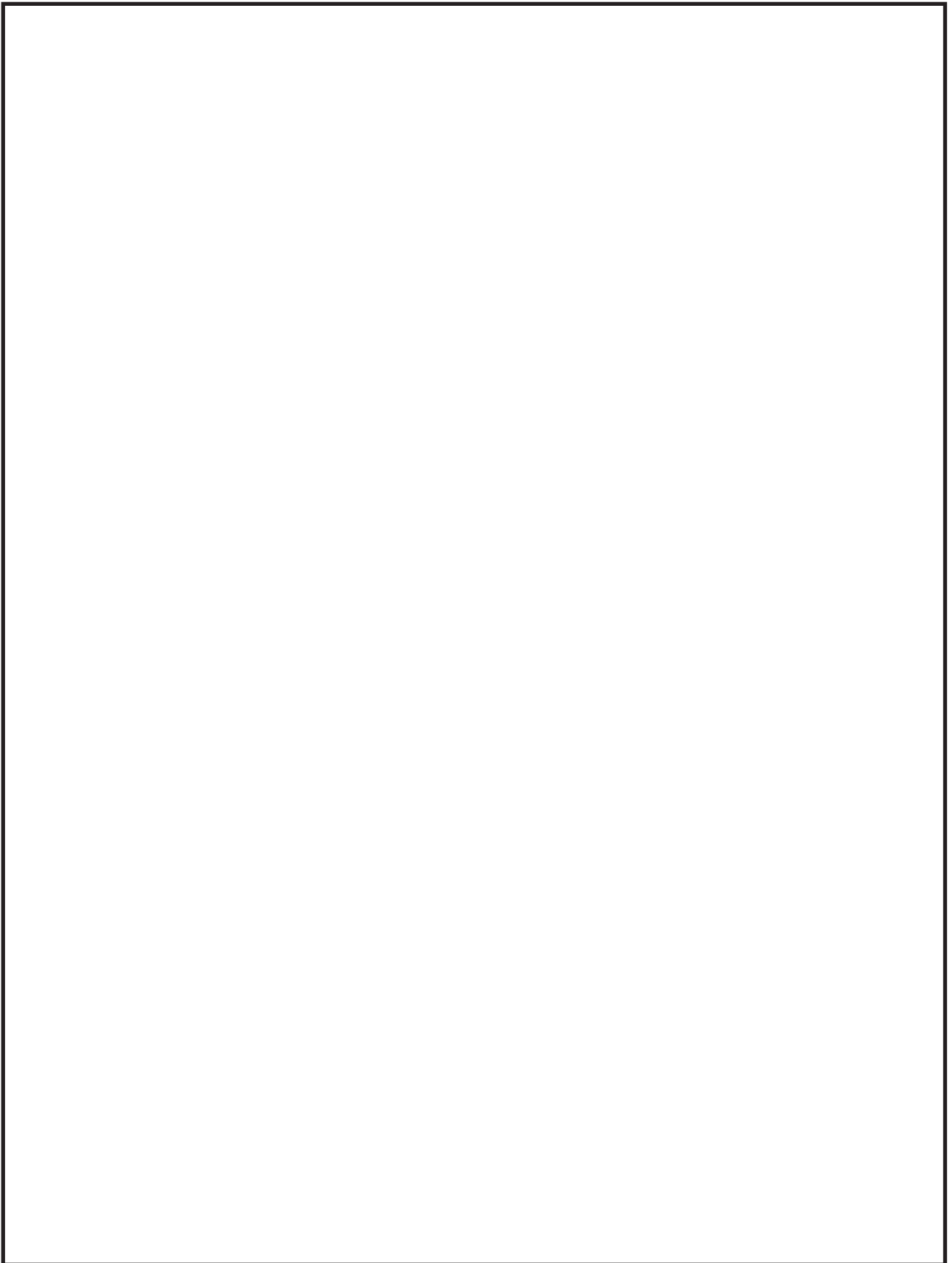


図 52-3-3 配置図（原子炉建屋地上 2 階）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-3-3

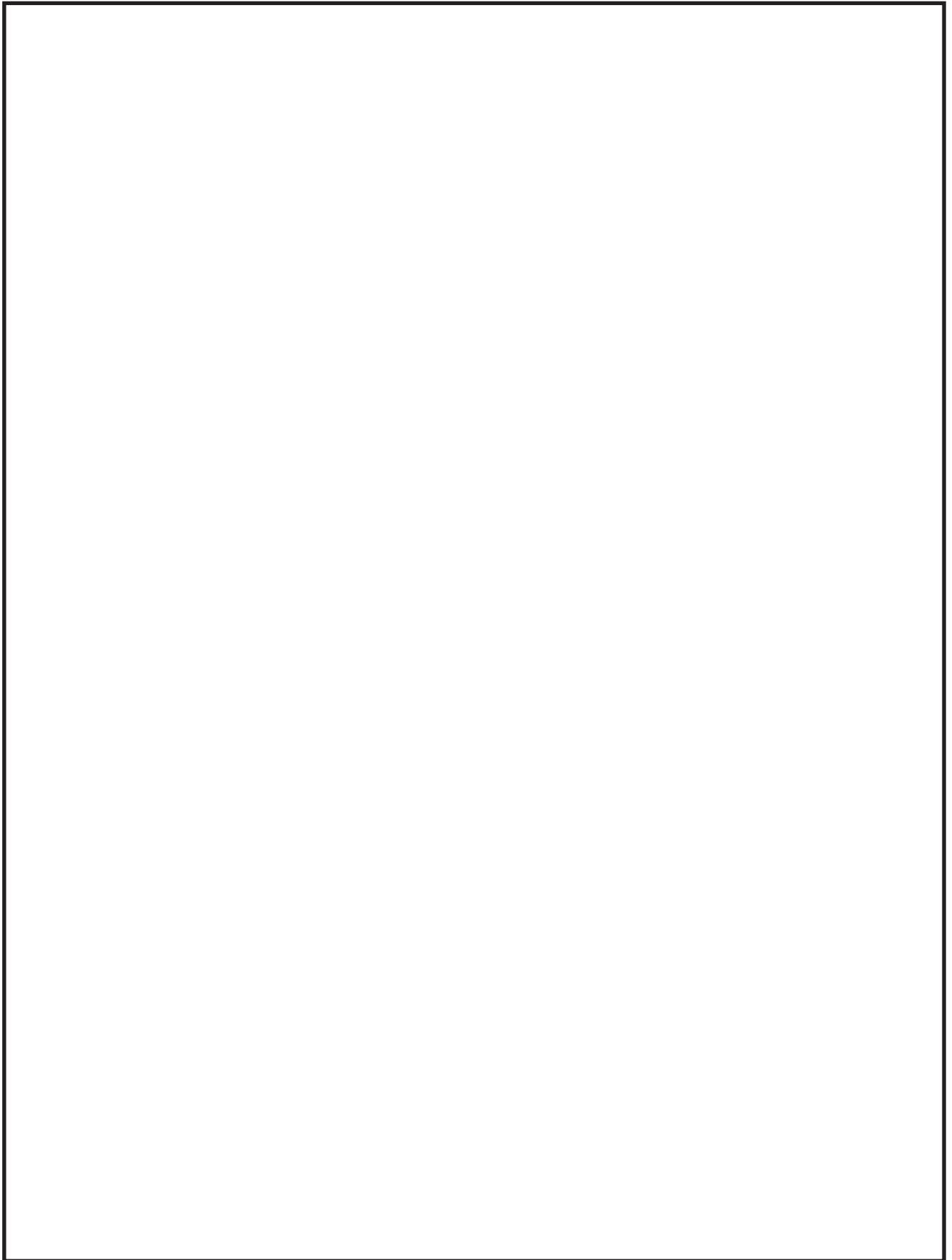


図 52-3-4 配置図（中央制御室（制御建屋地上 3 階））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-3-4

52-4
系統図

表 52-4-1 可搬型窒素ガス供給装置 機器リスト

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	ホース	ホース接続	手動操作	屋外	
②	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	サプレッションチェンバ側への窒素供給時
③	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	ドライウェル側への窒素供給時
④	可搬型窒素ガス供給装置	停止→起動	スイッチ操作	屋外	
⑤	PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外接続時
⑥	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	手動操作	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋内接続時
⑦	窒素ガス発生装置出口共用ヘッダ分岐弁 A	全閉→全開	手動操作	屋外	窒素供給用ヘッダ付属弁
⑧	窒素ガス発生装置出口共用ヘッダ分岐弁 C	全閉→全開	手動操作	屋外	窒素供給用ヘッダ付属弁

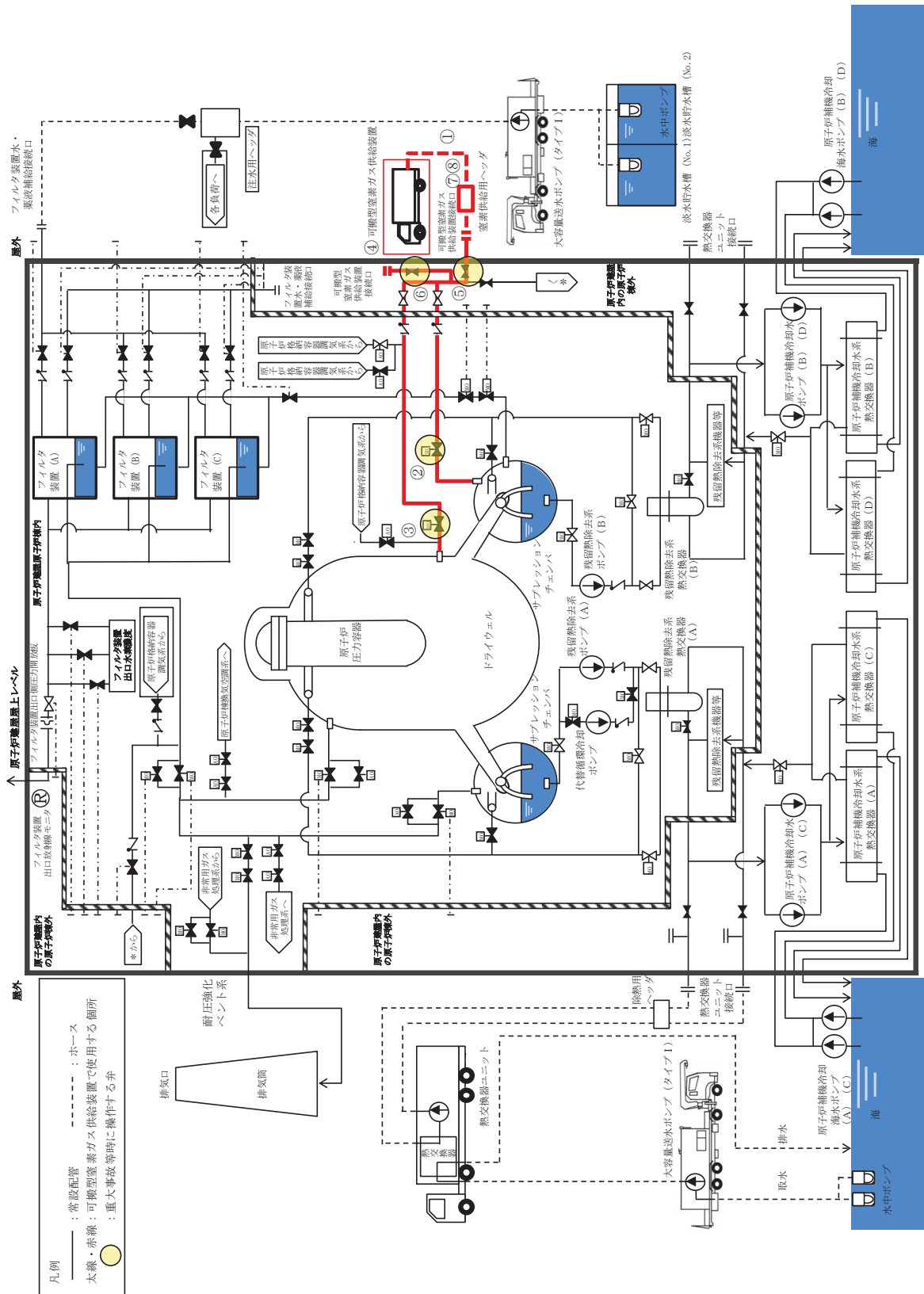


図 52-4-1 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化に関する系統概要図

格納容器内水素濃度，格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の系統概要図を図 52-4-2 に示す。

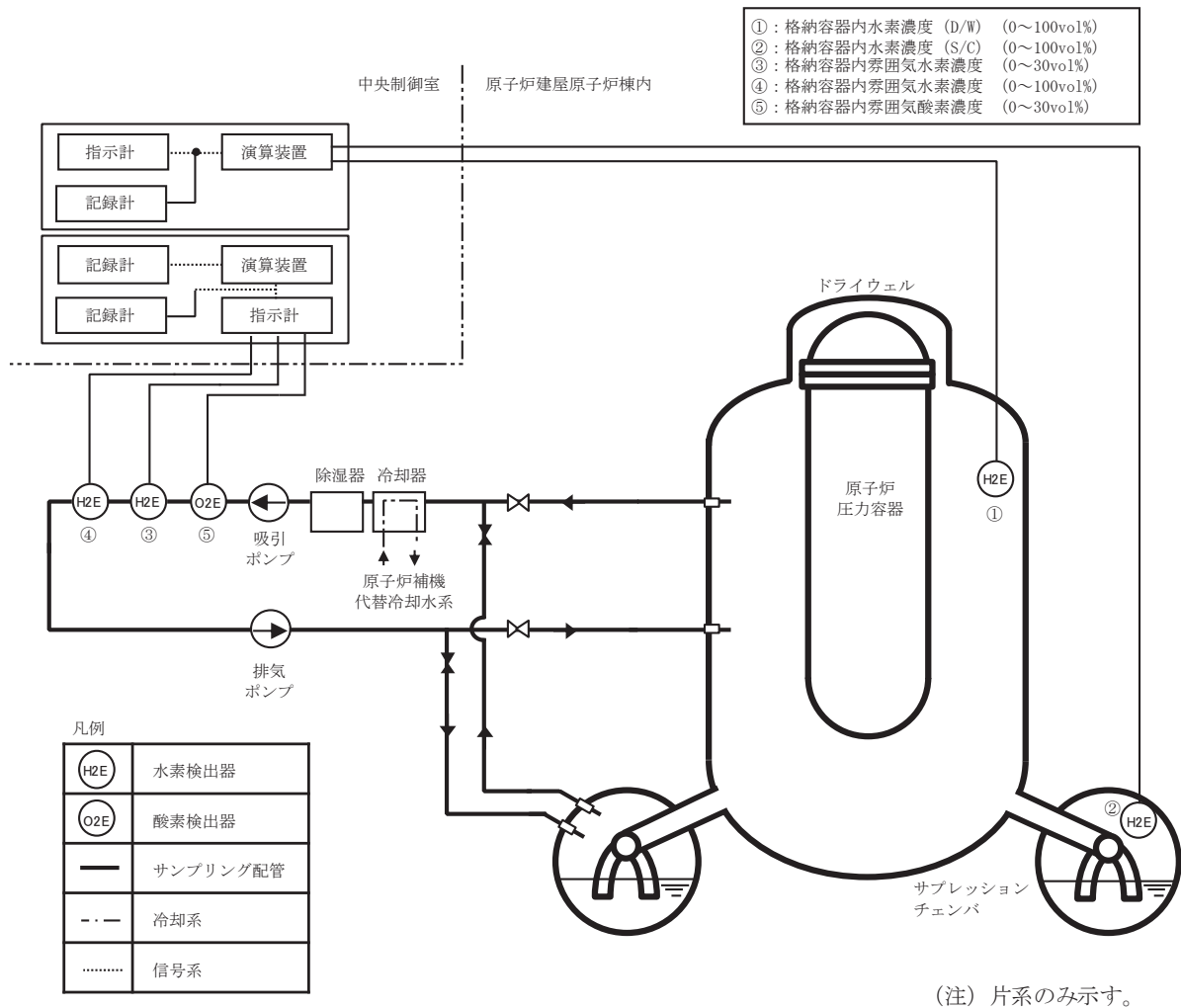


図 52-4-2 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

52-5
試験及び検査

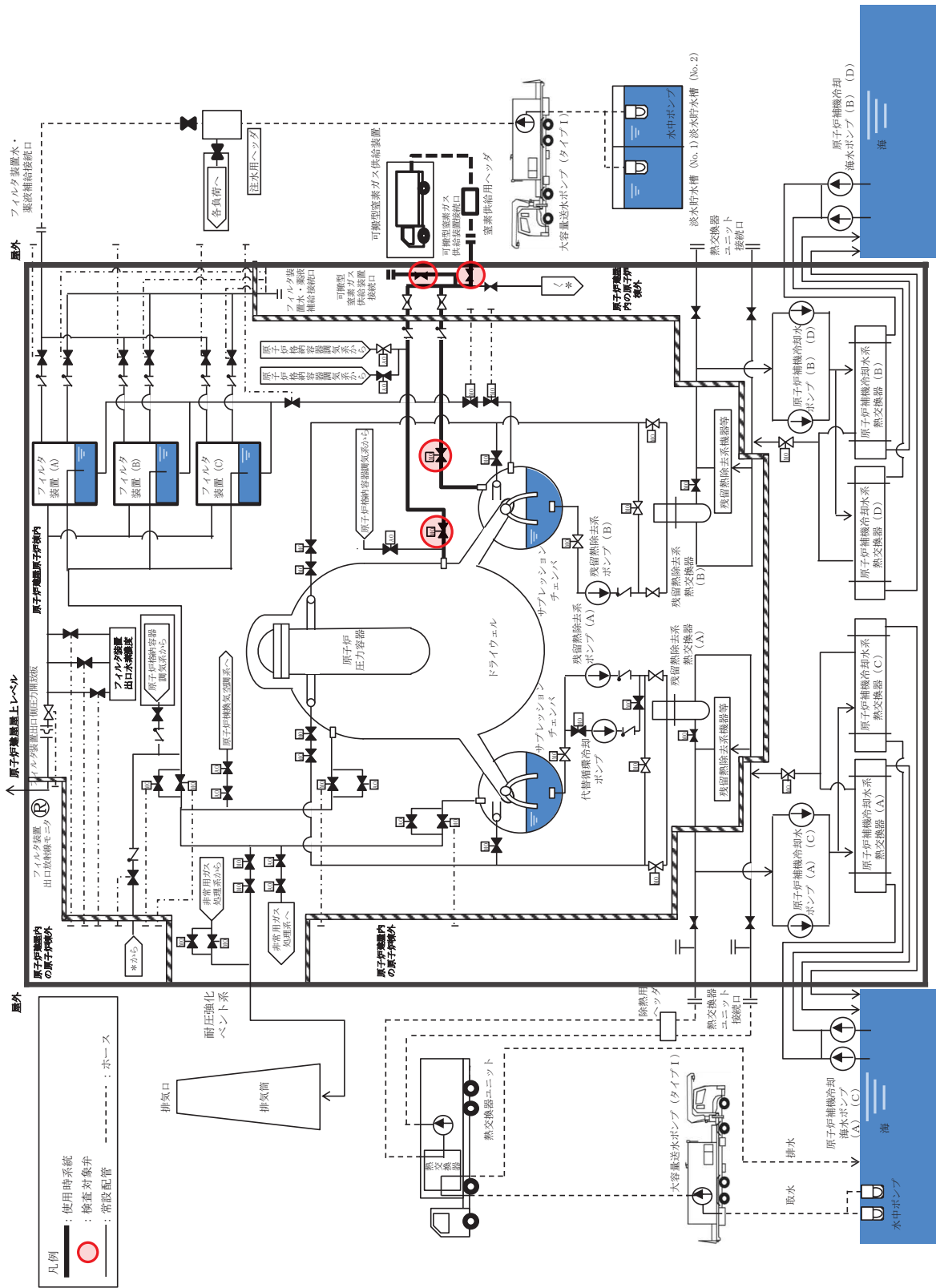


図 52-5-1 可搬型窒素ガス供給装置の試験及び検査

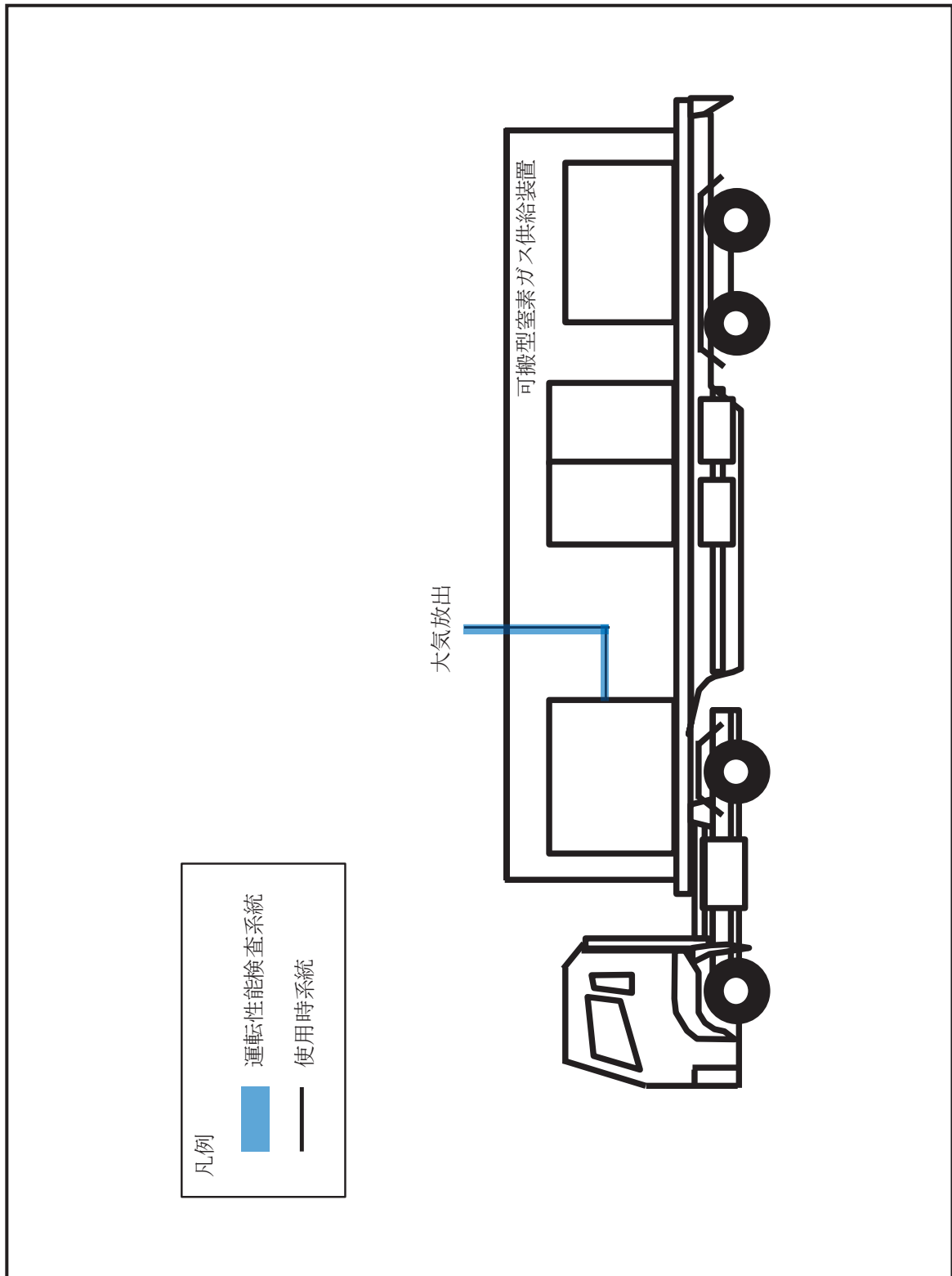


図 52-5-2 運転性能検査系統図（可搬型窒素ガス供給装置）

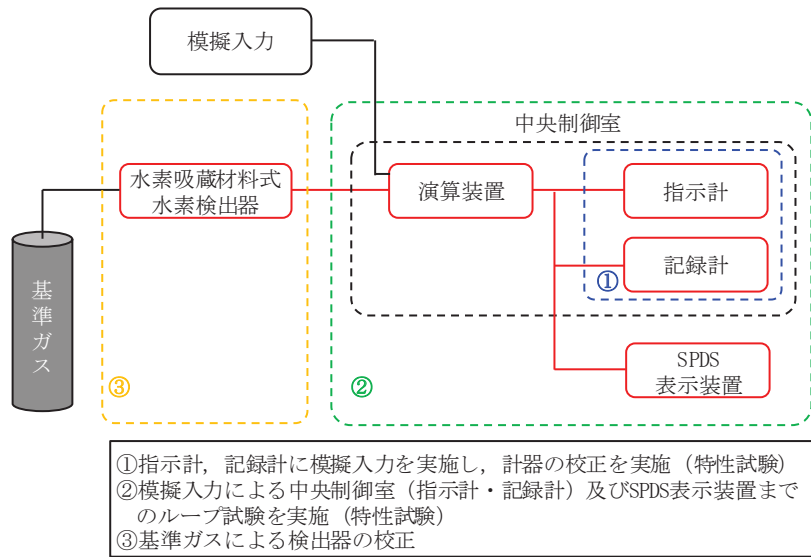


図 52-5-3 格納容器内水素濃度の試験及び検査

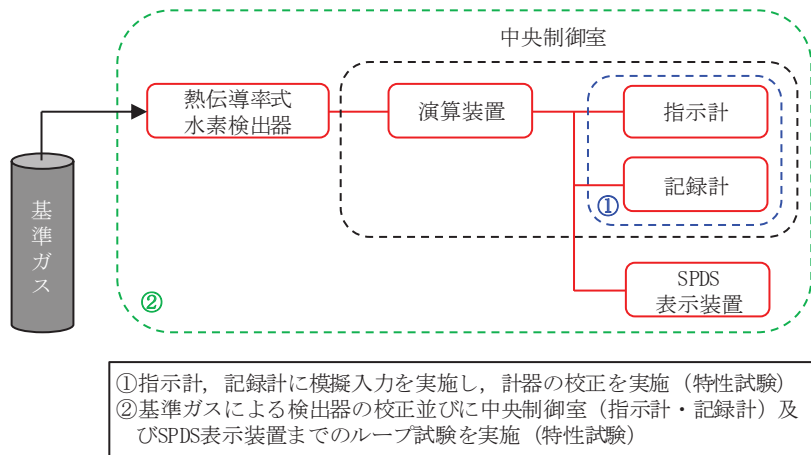


図 52-5-4 格納容器内雰囲気水素濃度の試験及び検査

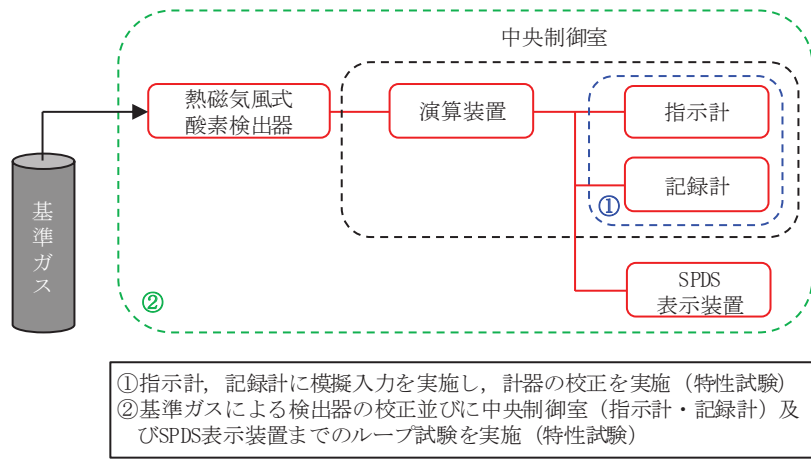


図 52-5-5 格納容器内雰囲気酸素濃度の試験及び検査

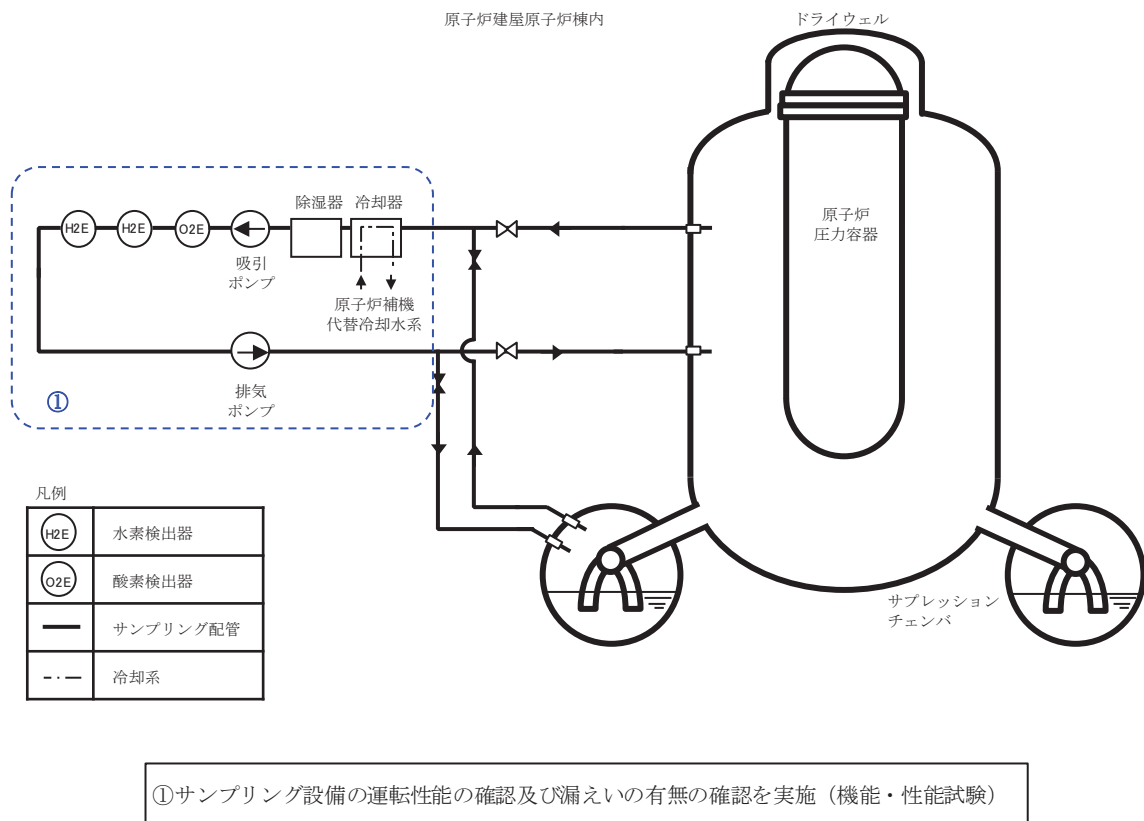


図 52-5-6 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の試験及び検査

52-6
容量設定根拠

名 称		可搬型窒素ガス供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	220
窒素純度	Vol%	99.0 以上
供給圧力	kPa	427

【設定根拠】

(1) 窒素供給量及び純度

可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、原子炉格納容器酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達した時点で原子炉格納容器への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエル及びサプレッションチェンバの気相の推移（ドライ条件）を図 52-6-1 及び図 52-6-2 に示す。事象発生約 48 時間後にサプレッションチェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol%に到達するため、サプレッションチェンバへの窒素供給を開始し、最大 220Nm³/h にて窒素供給を実施する。その後、格納容器圧力の上昇に伴い、格納容器内への窒素の注入量が減少することから、ドライウエル及びサプレッションチェンバの酸素濃度が上昇するが、事象発生 7 日後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol%に到達することはない。

LOCA 後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサプレッションチェンバに送り込まれるため、事象発生から数時間後のドライウエルの気体濃度はほぼ 100%が水蒸気となる。このため、この時のドライ条件での気体組成は水の放射線分解によって生じる水素ガス及び酸素ガスの割合となるが、そのウェット条件での濃度は 1vol%未満であり、ドライウエルの圧力が低下すればサプレッションチェンバから気体が流入することから、この時点でのドライ条件が成立することは現実には起こり得ない。

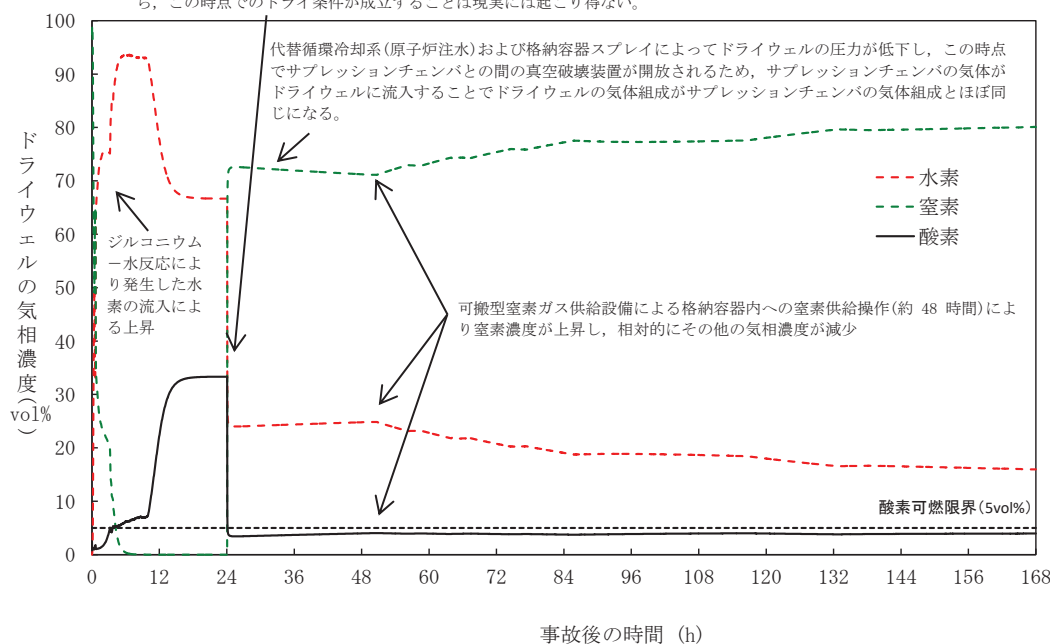


図 52-6-1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

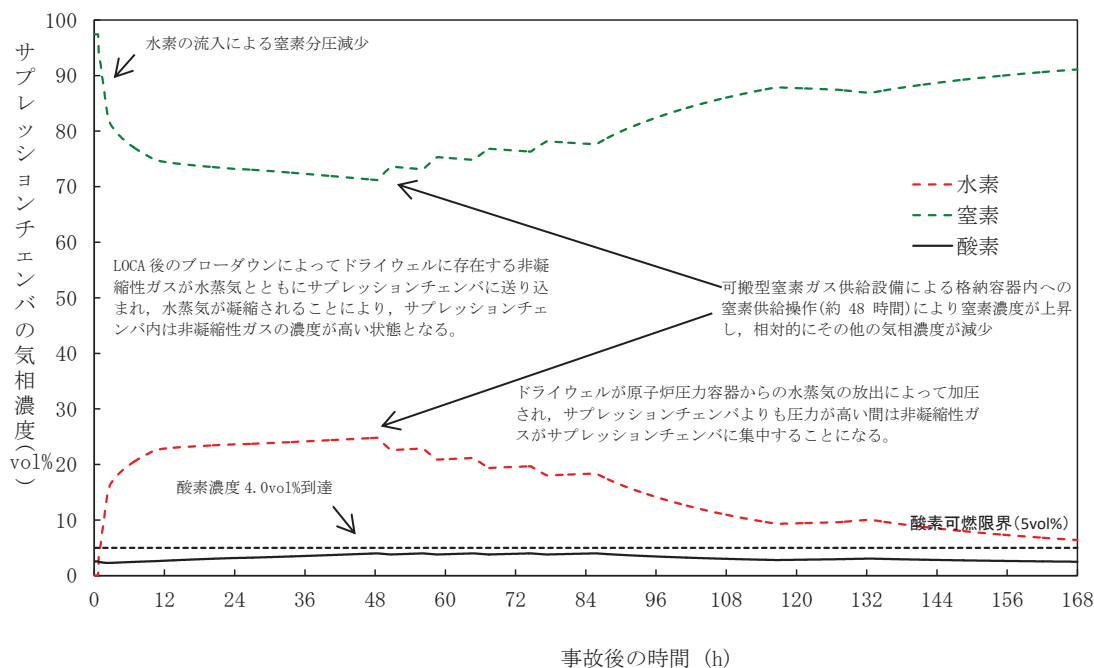


図 52-6-2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用している G 値を採用した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉格納容器の最高使用圧力である 427kPa[gage]以上に過圧することがないように、窒素の供給圧力を 427kPa[gage]とする。

窒素ガス供給量の特性を図 52-6-3 に示す。

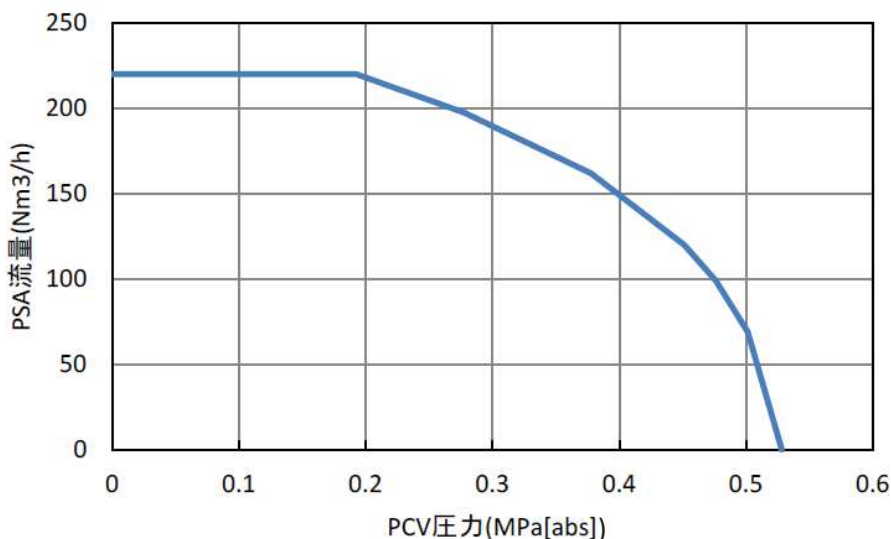


図 52-6-3 窒素ガス供給量特性表

1. 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C)

(1) 設置目的

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) として中央制御室に指示し、記録する。(図52-6-4「格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図」参照。)

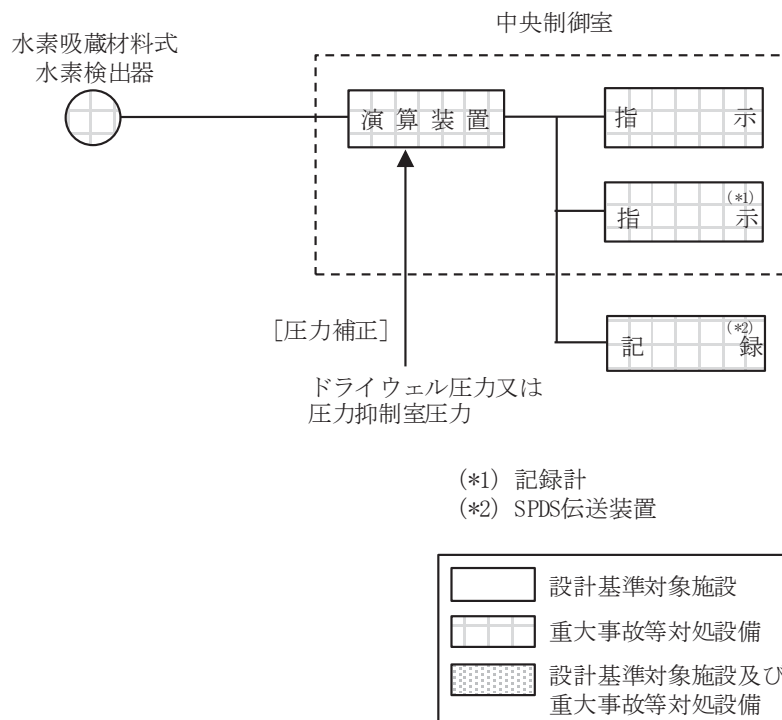


図52-6-4 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の仕様を表 52-6-1 に、計測範囲を表 52-6-2 に示す。

表 52-6-1 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内

表 52-6-2 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*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	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 水素濃度 (D/W)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0~ 23.9vol%	重大事故等時において、 原子炉格納容器内の水 素燃焼の可能性 (水素濃 度: 4vol%) を把握する上 で監視可能。 炉心の著しい損傷時に 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%) を監視可能。
格納容器内 水素濃度 (S/C)						

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であつて、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：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障も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つて、発生する頻度は稀であるが、発電用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：発電用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. 格納容器内雰囲気水素濃度

(1) 設置目的

格納容器内雰囲気水素濃度は、炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として、原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器内雰囲気水素濃度は、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、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図52-6-5「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」参照。）

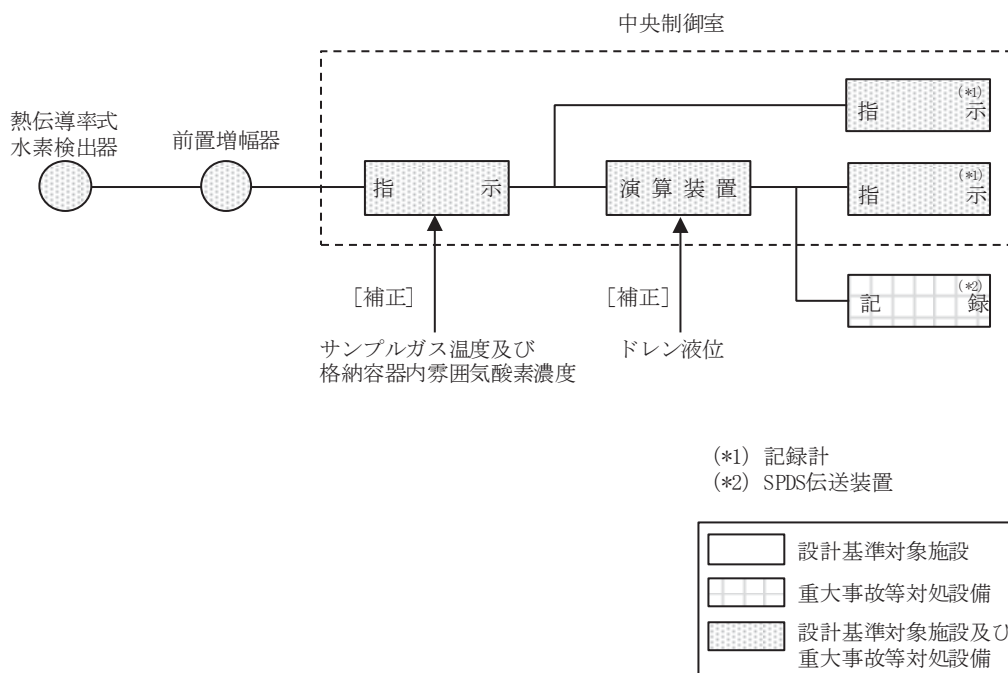


図52-6-5 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内雰囲気水素濃度の仕様を表 52-6-3 に、計測範囲を表 52-6-4 に示す。

表 52-6-3 格納容器内雰囲気水素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

表 52-6-4 格納容器内雰囲気水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*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	設計基準事故時 (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 雰囲気水素濃度	0~30vol% 0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0~ 23.9vol%	重大事故等時において、原子炉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。 炉心の著しい損傷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%)を監視可能。

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障も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、発電用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：発電用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。

(3) 計測範囲

格納容器内雰囲気酸素濃度の仕様を表 52-6-5 に、計測範囲を表 52-6-6 に示す。

表 52-6-5 格納容器内雰囲気酸素濃度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～30vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

表 52-6-6 格納容器内雰囲気酸素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*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	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内 雰囲気酸素濃度	0～30vol%	2.5vol% 以下	約 4.3vol%	2.5vol% 以下	約 3.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲(0～4.3vol%)を監視可能。

*: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用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：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障も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、発電用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：発電用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。

52-7
接続図

- ・可搬型窒素ガス供給装置



図 52-7-1 接続図
(可搬型窒素ガス供給装置から接続口までの接続)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-8
保管場所図

- ・可搬型窒素ガス供給装置

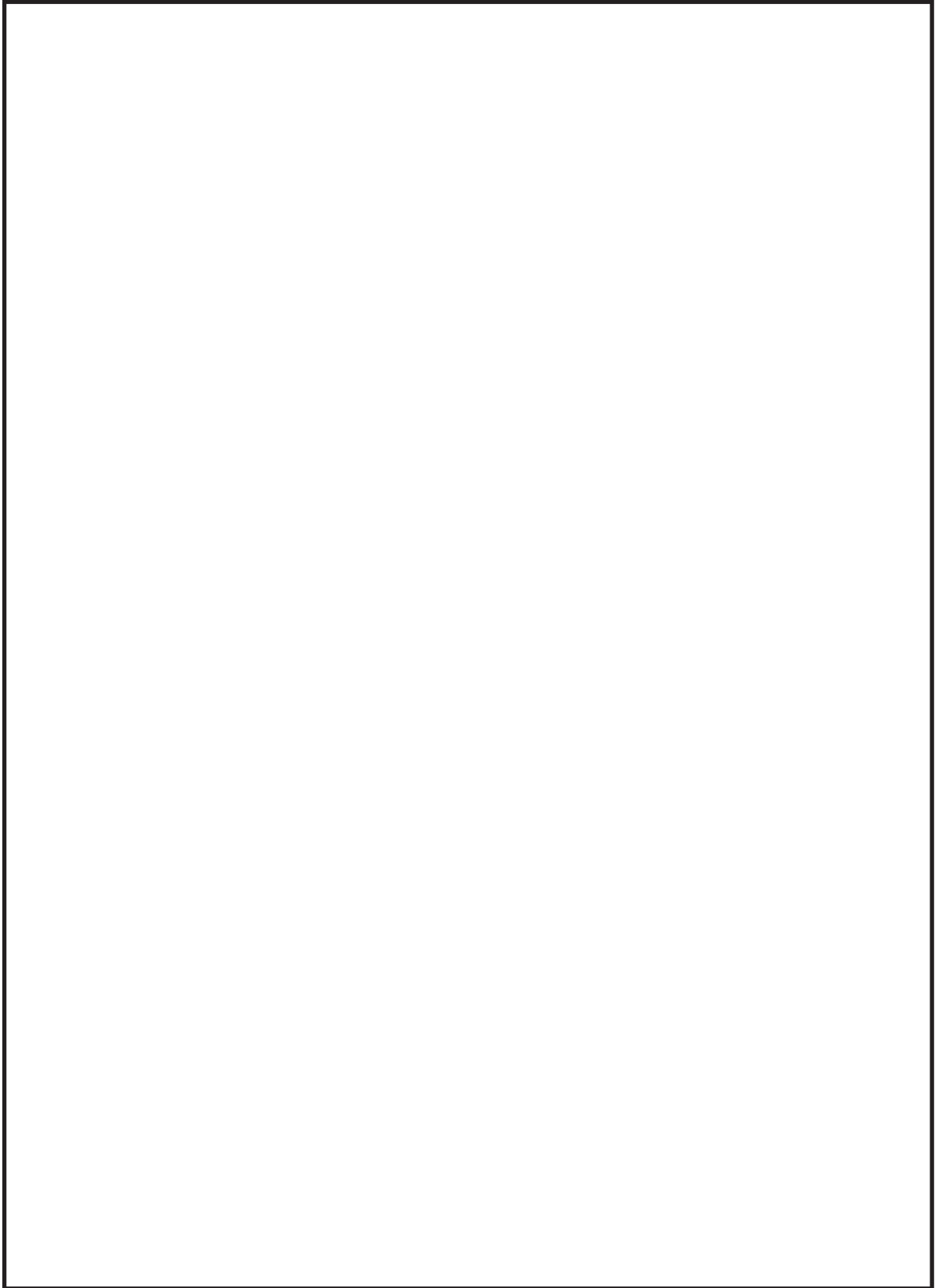


図 52-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置



図 52-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

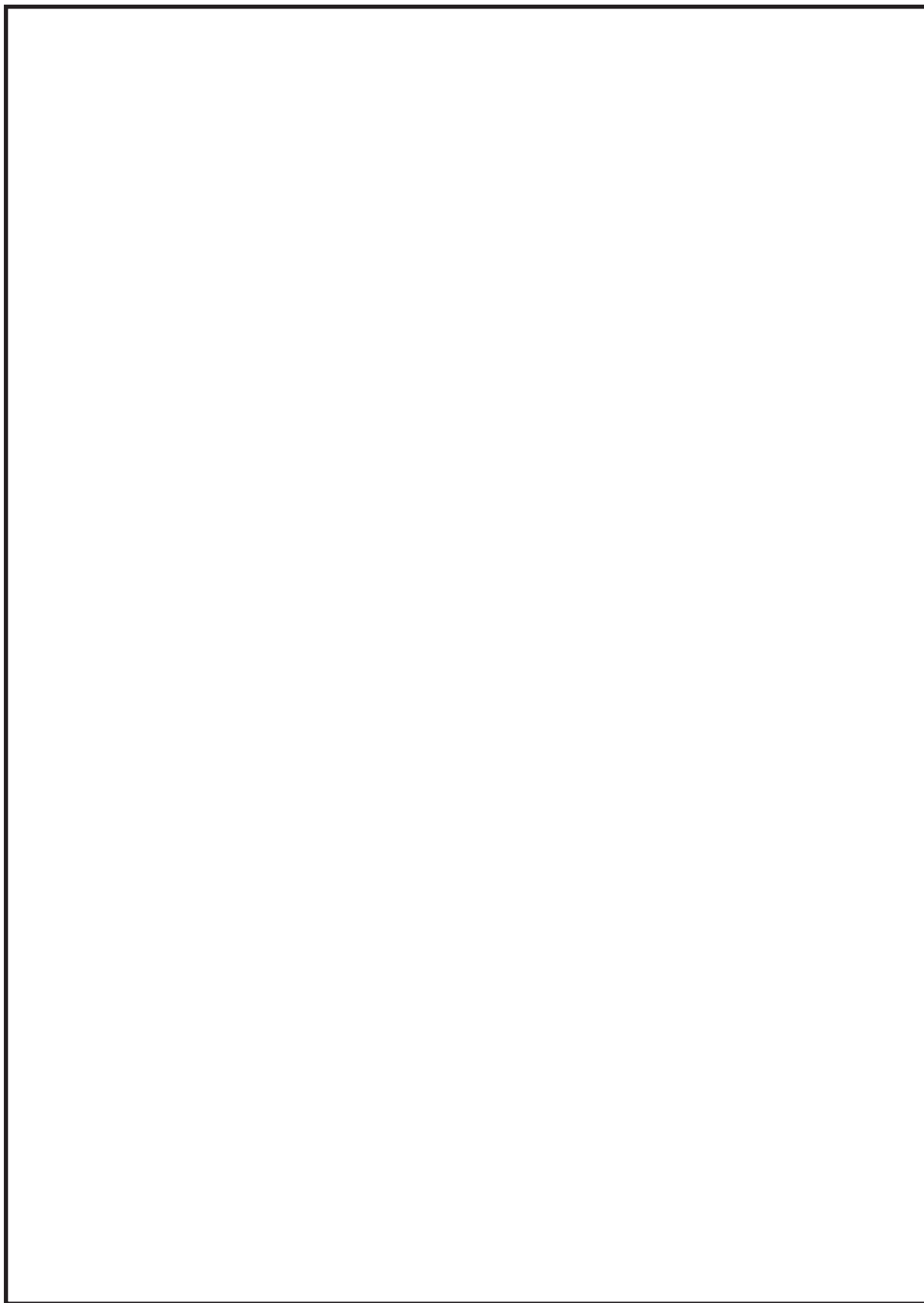
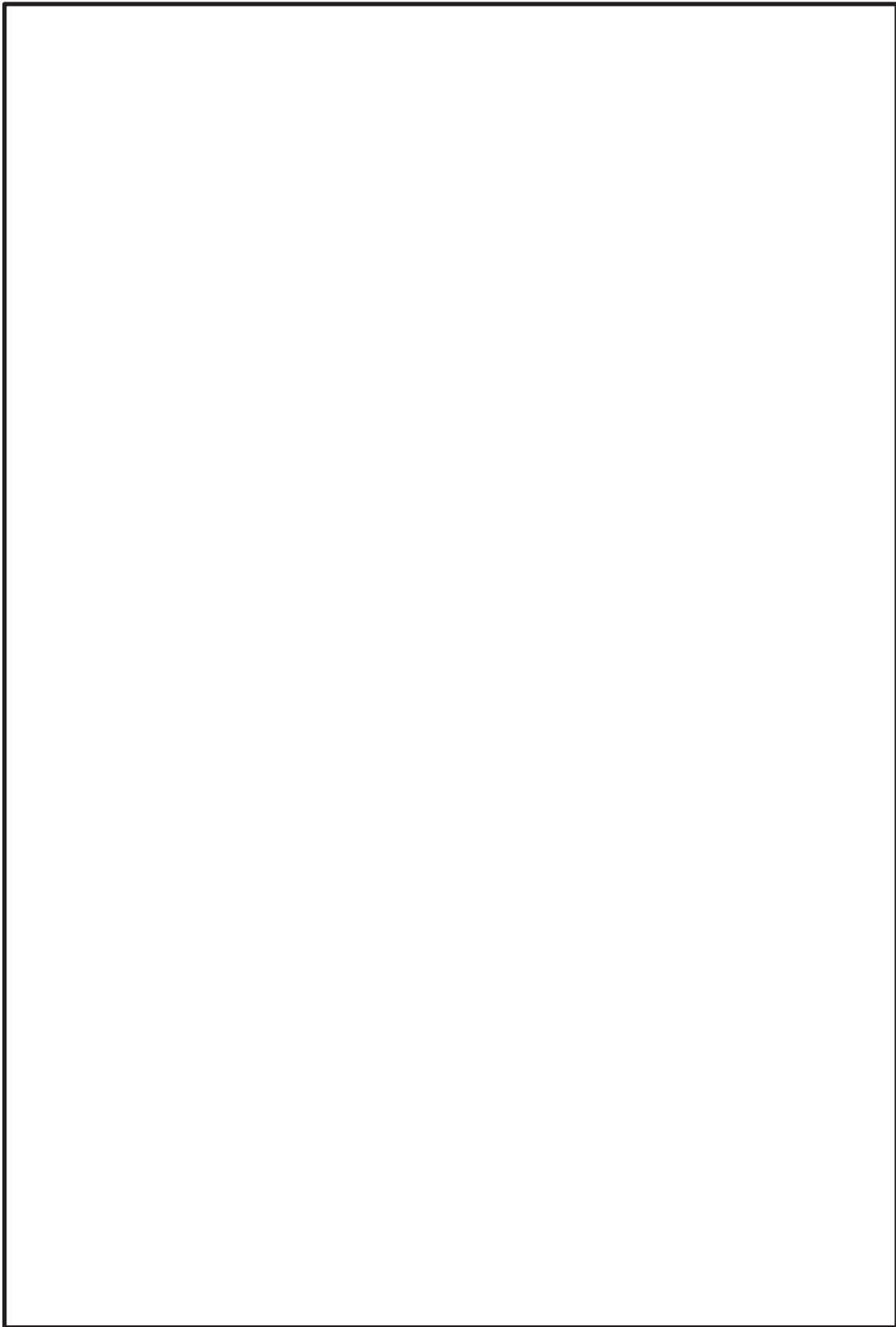


図 52-8-3 保管場所図（機器配置）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-9
アクセスルート図

- ・可搬型窒素ガス供給装置



女川原子力発電所2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（02-NP-0026（改7）」
（平成30年4月19日 提出版）より抜粋

図 52-9-1 保管場所及びアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

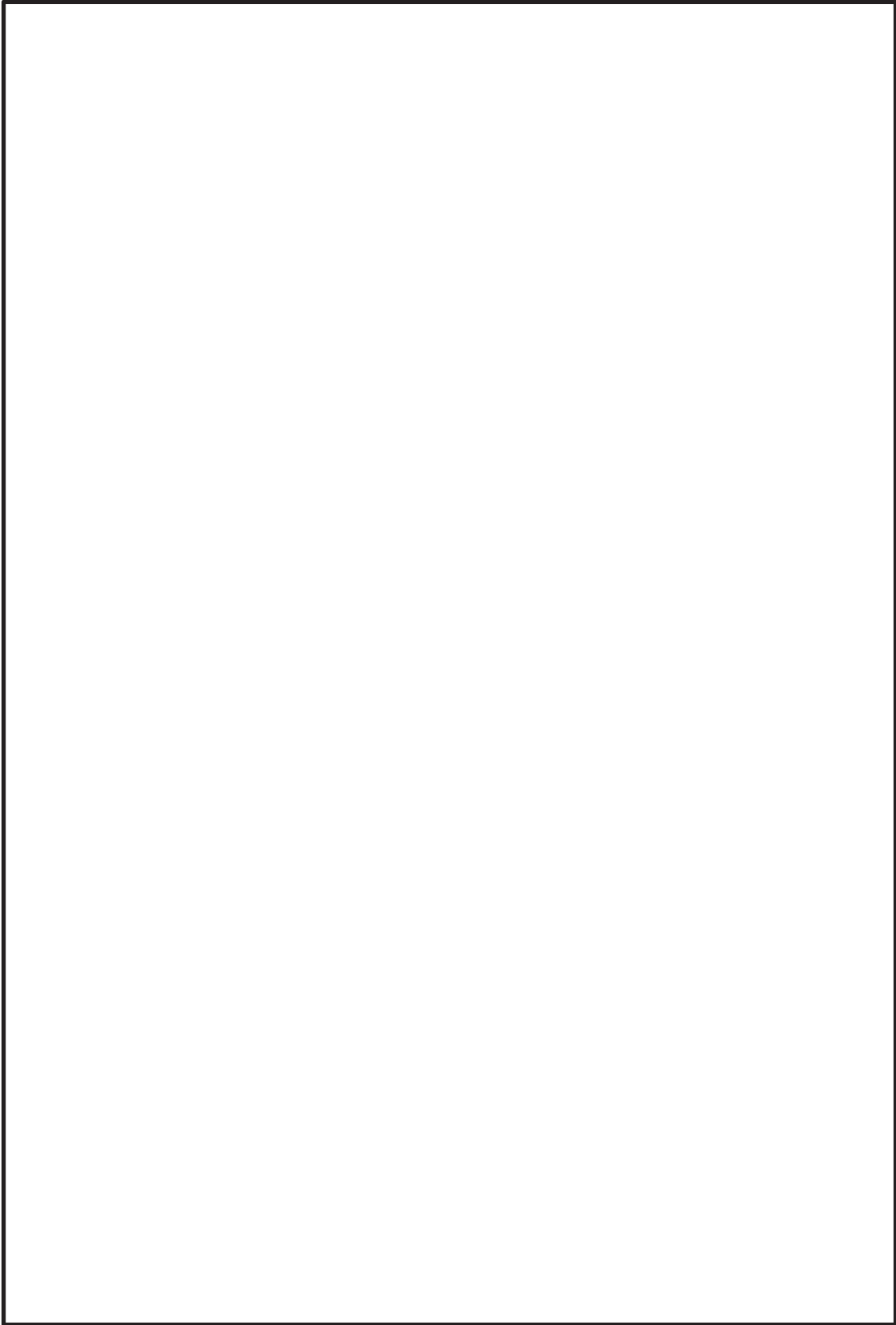


図 52-9-2 地震時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

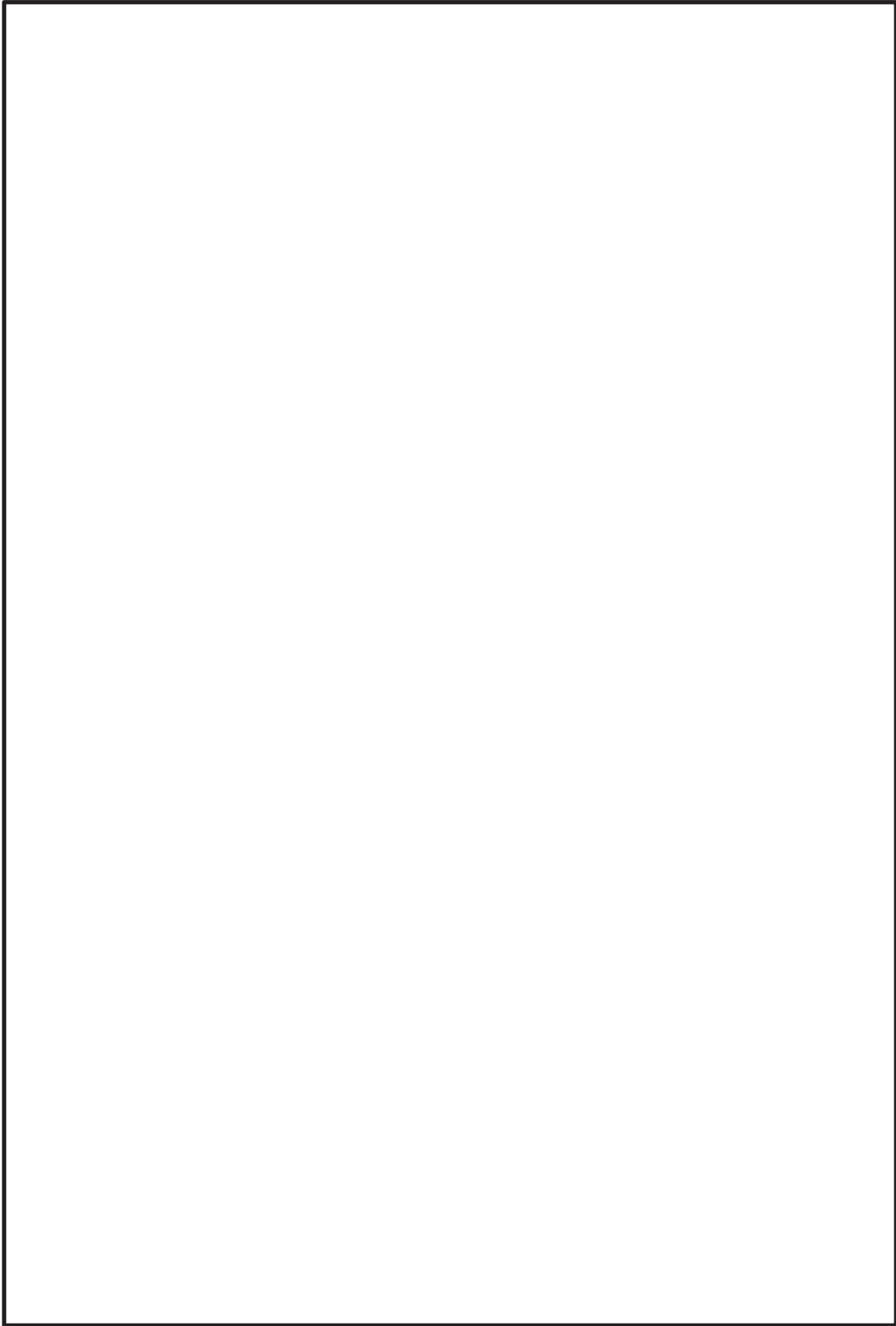


図 52-9-3 津波時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

- ・可搬型窒素ガス供給装置

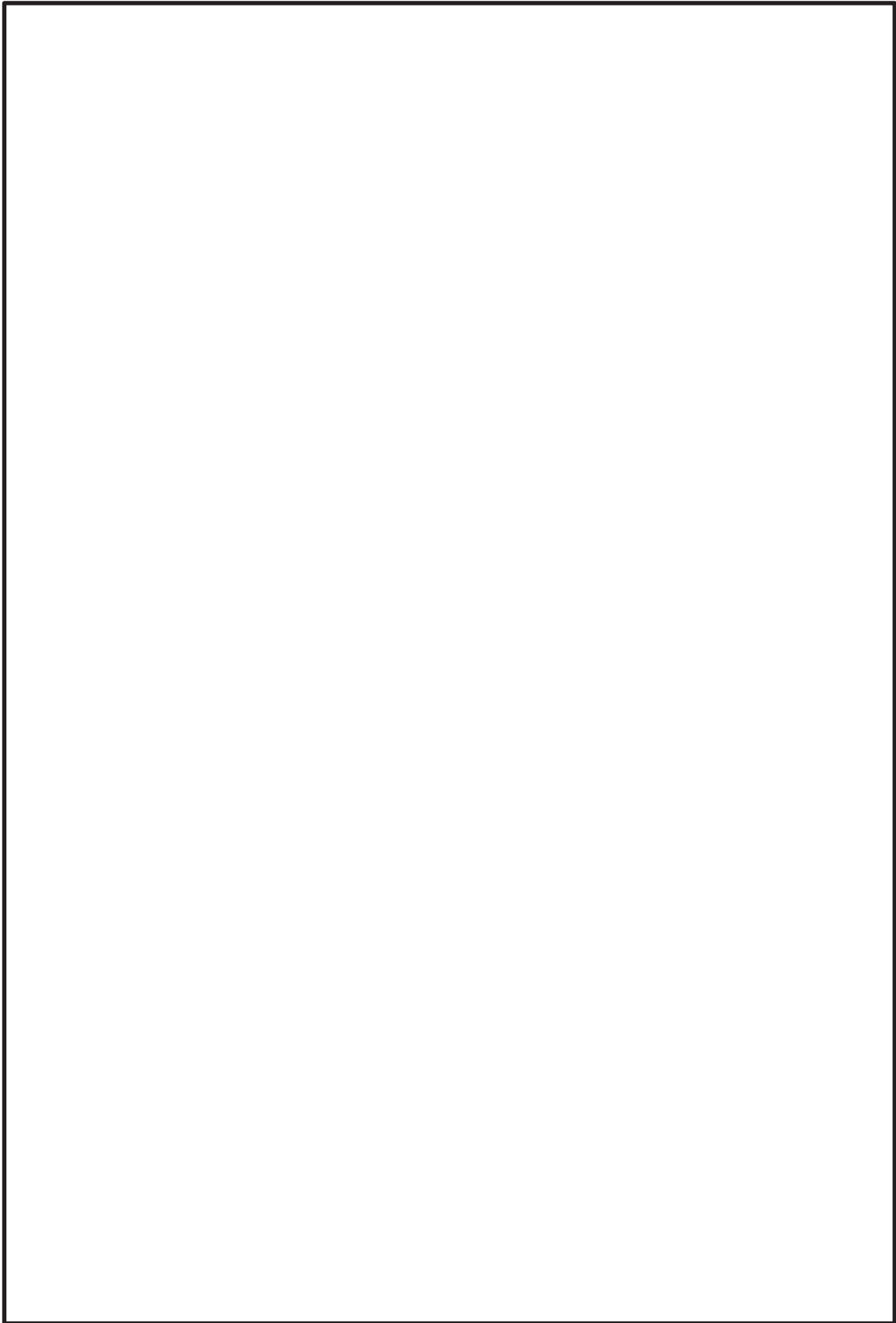


図 52-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

52-10
その他設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

1. 可燃性ガス濃度制御系を用いた格納容器内水素濃度制御

可燃性ガス濃度制御系は設計基準事故対処設備として設置するものであり、重大事故時には使用できない可能性があるが、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手段として有効であるため、可燃性ガス濃度制御系を用いた格納容器内水素濃度制御の手段を自主対策設備として整備している。

可燃性ガス濃度制御系は、ドライウェルのガスを FCS 再結合装置ブロウによって吸気し、再結合器でガス中の水素ガスと酸素ガスを再結合させる。再結合反応により生じた水蒸気は、冷却器で冷却凝縮した後、サプレッションチェンバへ戻す設計とする。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FCS 再結合装置ブロウ (A)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	FCS 再結合装置ブロウ (A) 起動で一括連動
②	FCS A 系入口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	FCS A 系入口流量調節弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	FCS A 系出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FCS A 系冷却水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FCS A 系冷却水入口弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

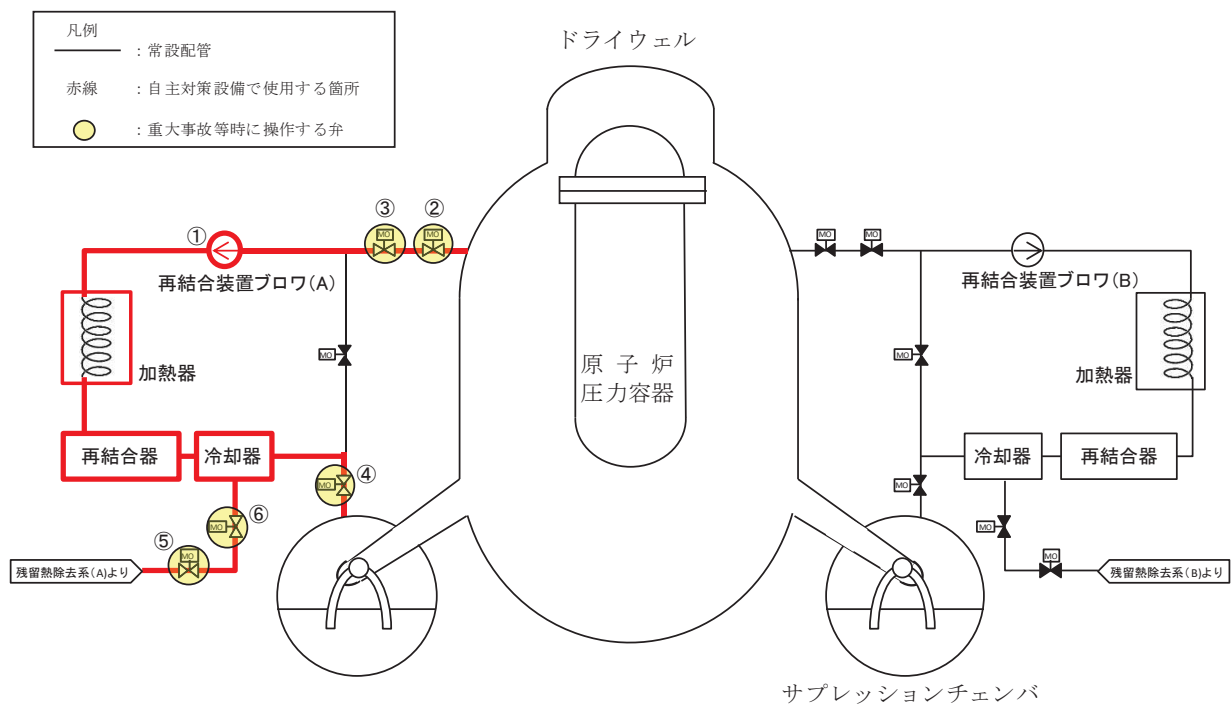


図 52-10-1 可燃性ガス濃度制御系 A 系による格納容器内水素濃度制御

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	FCS 再結合装置ブロワ (B)	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室	FCS 再結合装置ブロワ (B) 起動で一括連動
②	FCS B系入口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
③	FCS B系入口流量調節弁	全閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室	
④	FCS B系出口隔離弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑤	FCS B系冷却水止め弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	
⑥	FCS B系冷却水入口弁	全閉→全開	スイッチ操作	中央制御室	

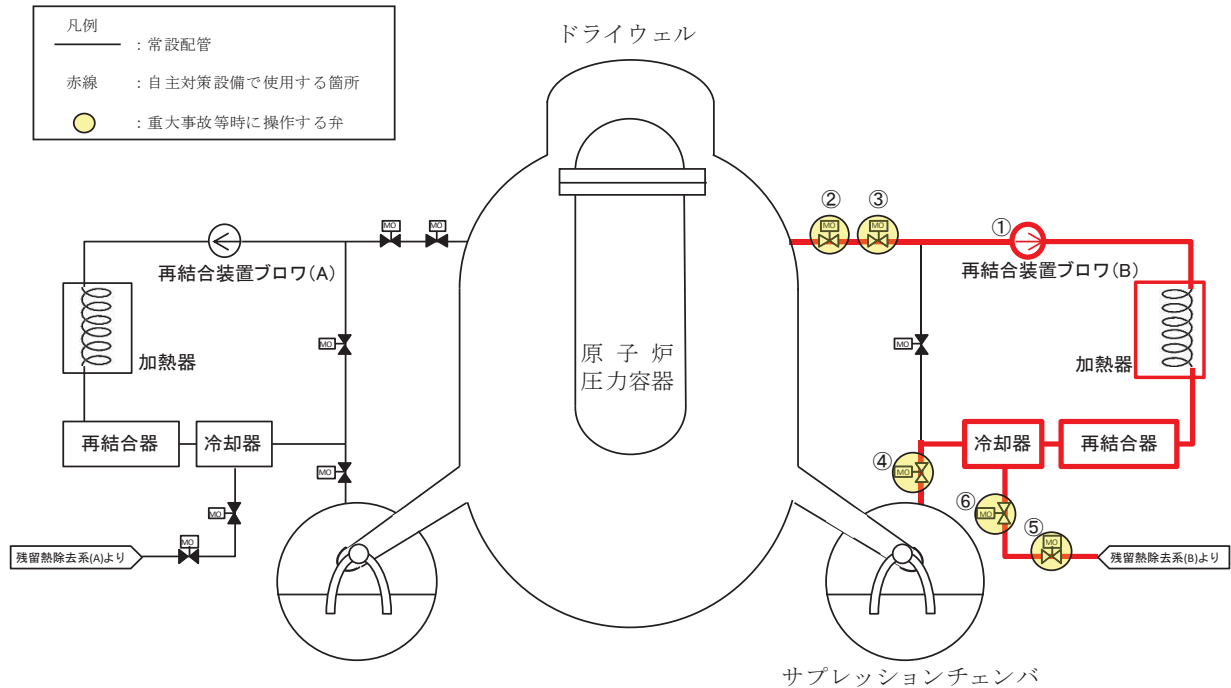


図 52-10-2 可燃性ガス濃度制御系 B 系による格納容器内水素濃度制御

52-11
計装設備の測定原理

1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は、水素吸蔵材料式水素検出器を用いる。

水素吸蔵材料式水素検出器は、水素吸蔵材料 (Pd: パラジウム) が水素を吸蔵すると電気抵抗が増加する性質を利用している。

水素吸蔵材料式水素検出器の測定原理を図 52-11-1 に示す。パラジウムに水素分子が吸着すると水素分子は水素原子へ分離する。分離した水素原子はパラジウムの内部へ侵入し、パラジウムの格子の歪みと水素原子のポテンシャルの影響により、パラジウムの中で自由電子が散乱することにより、パラジウムの電気抵抗が増加する。

水素検出器に内蔵しているパラジウム素子に水素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスが接触すると、水素吸蔵によりパラジウム素子の電気抵抗が大きくなる。この電気抵抗の変化を計測することにより、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度は、 $\pm 2\text{vol}\%$ 程度の誤差を有している。

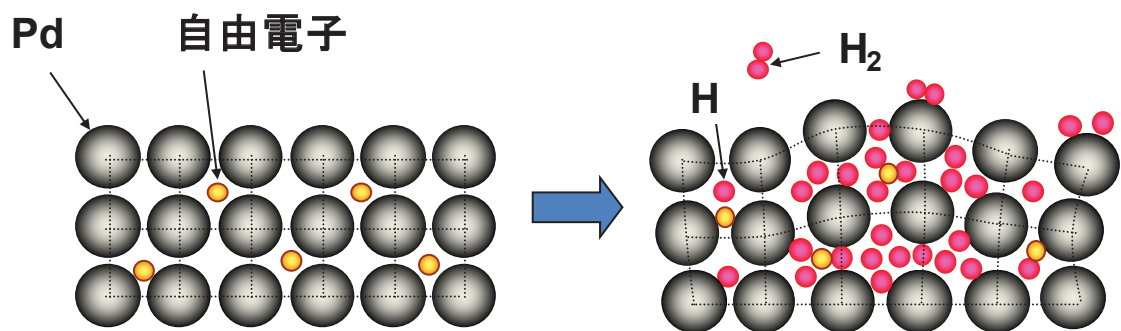


図 52-11-1 水素吸蔵材料式水素検出器の測定原理

(2) 格納容器内雰囲気気水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内雰囲気気水素濃度は、熱伝導率式水素検出器を用いる。

熱伝導率式水素検出器は、図 52-11-2 に示すとおり、検出素子、補償素子及び 2 つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検出素子にはサンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気気ガスが流れ、補償素子には基準ガスである窒素が封入されており、サンプリングされた原子炉格納容器内の雰囲気気ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示部より電圧を印加して検出素子と補償素子の両方を加熱した状態で、検出素子側に水素を含むガスを流すと、ガスが熱を奪い、検出素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検出素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図 52-11-2 の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内雰囲気気水素濃度は、 $\pm 0.6\text{vol}\%$ (0~30vol%) 程度及び $\pm 2\text{vol}\%$ (0~100vol%) 程度の誤差を有している。

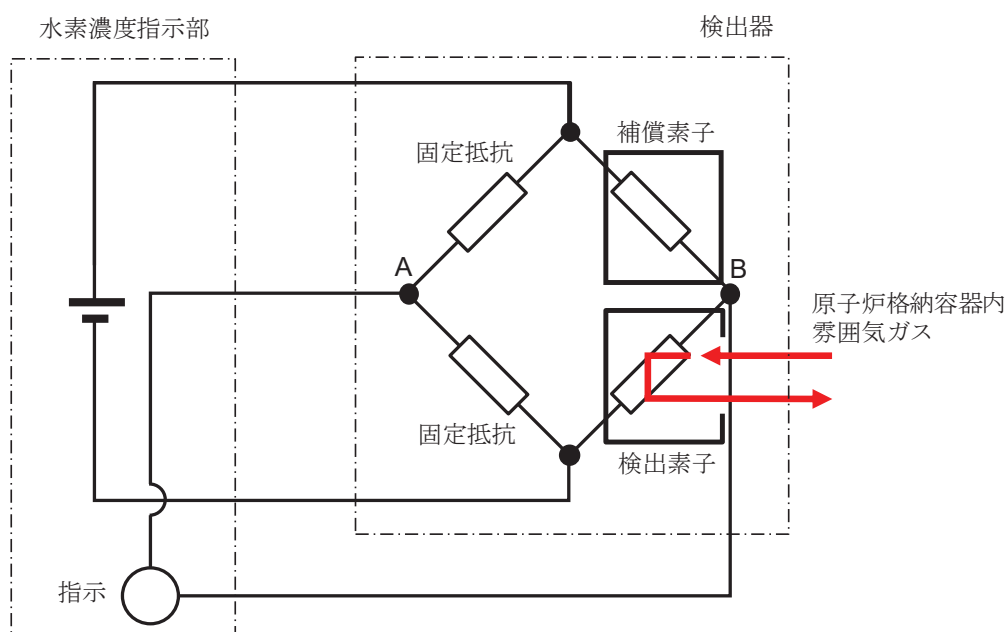


図52-11-2 熱伝導率式水素検出器の測定原理

(3) 格納容器内雰囲気酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度は、熱磁気風式酸素検出器を用いる。

熱磁気風式酸素検出器は、図 52-11-3 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。

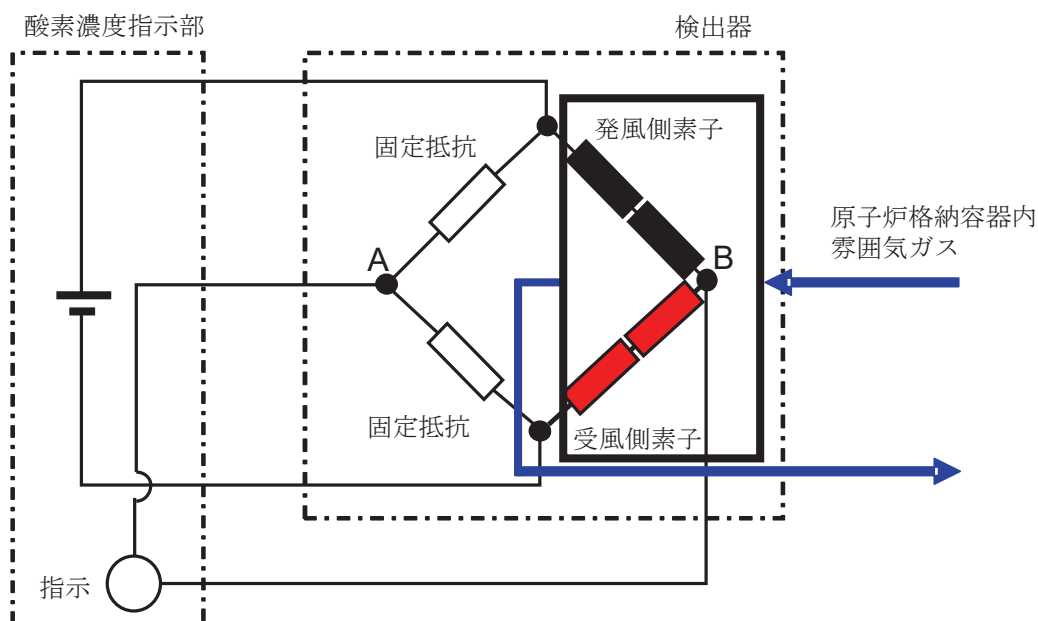


図 52-11-3 熱磁気風式酸素検出器の測定原理

酸素を含むガスの流れを図 52-11-4 に示す。検出器は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプリング入口より下部流入チャンバー内にサンプリングガスが流入する。サンプリングガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプリング出口へ流出するが、少量のサンプリングガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプリングガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプリングガスにより、高温となったサンプリングガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプリングガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。

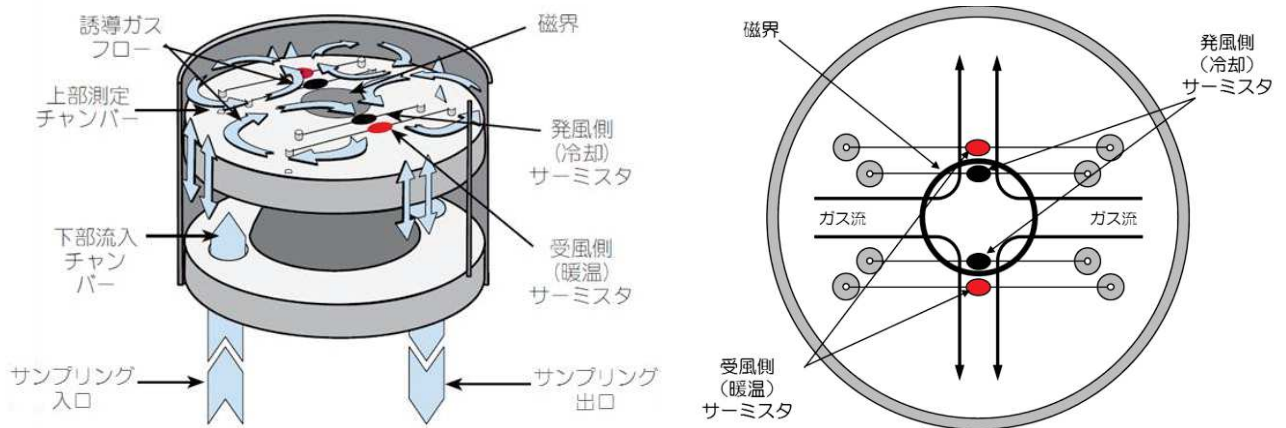


図 52-11-4 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内の雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が失われ、図 52-11-3 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内雰囲気酸素濃度は、 $\pm 0.6\text{vol}\%$ 程度の誤差を有している。

1. サンプル装置における測定ガス条件の水素濃度及び酸素濃度計測精度への影響について

(1) 温度

原子炉格納容器内の雰囲気ガスは、冷却器において原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換することにより、検出器の許容温度範囲内（水素検出器：50℃以下，酸素検出器：40℃以下）に冷却し、ほぼ一定温度で検出器にサンプルングガスを供給することが可能である。よって、重大事故等時において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスの温度による水素濃度及び酸素濃度測定への影響は小さい。

(2) 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、 ℓ/min の小流量としており、流量の変動がないよう流量の制御を行う。なお、検出器へ流れるサンプルングガス流量を ℓ/min の範囲で変動させた試験を行っており、水素濃度及び酸素濃度の指示に有意な変化が認められなかったことを確認している。

(3) 湿度

検出器へ流れるサンプルングガスに含まれる水蒸気が除去されていない場合は、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響することが考えられるが、サンプルングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスは冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水と熱交換されることで冷却され*、下流の除湿器によりサンプルングガス中の湿分を除去する設計としており、水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また、湿度が変動する要因としては、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の供給温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが、いずれも急激な変動は考えられず、冷却器及び除湿器を用いることにより、検出器での湿度をほぼ一定に保つことで、測定が可能な状態にあることから、水素濃度及び酸素濃度の測定へ影響を及ぼすことはない。

* 重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 178℃とし、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系の冷却水の温度を最大値の 35℃とした場合でも、冷却器により約 40℃に冷却できる。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. サンプルング装置内における水素ガスの滞留について

サンプルング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

- 通常運転時、原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され、酸素濃度は2.5vol%以下に維持されており、常時サンプルングしていることから、サンプルング装置の配管内においても同様である。
- 設計基準事故時（運転時の異常な過度変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の事故解析（可燃性ガスの発生）で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で1.9vol%、酸素濃度はドライ換算で4.3vol%であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で約3.4vol%以下であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- 水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については、図 52-11-5 に示す水素、空気及び水蒸気の三元図が知られている。図 52-11-5 は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度の比率を図中に可燃領域又は爆轟領域として示している。重大事故等対策の有効性評価（格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」）におけるシナリオでは、ドライ条件下で最大の酸素濃度となる事故発生から7日後（168時間）の酸素濃度が約3.4vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21%であることから、酸素濃度が約3.4vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約16.2vol%以下となる。これは図 52-11-5 で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

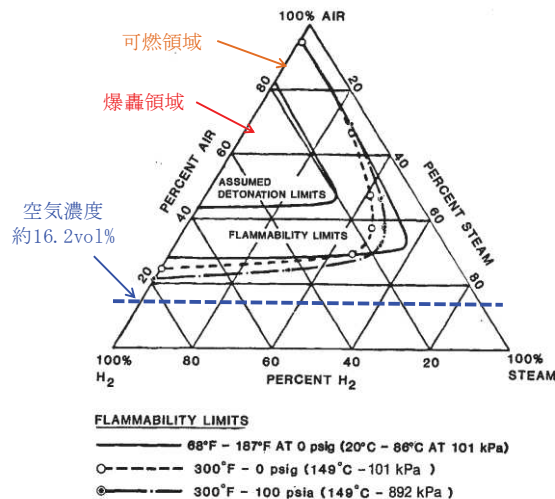


図 52-11-5 水素、空気、水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界*

*出典：NUREG/CR-2726

3. 格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測に伴うサンプリングガスの冷却について

重大事故等対策の有効性評価（格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」）における原子炉格納容器内の雰囲気温度は、最大で約 178℃まで上昇する。一方、重大事故時の格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測のためには、サンプリングガスを冷却する必要があるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）より冷却水が供給されるが、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失時には、原子炉補機代替冷却水系より冷却水が供給される。

原子炉補機代替冷却系を用いた場合の冷却性能を評価した結果を以下に示す。

(1) 評価条件

- ・サンプリング入口温度：℃
- ・サンプリング出口温度：℃
- ・サンプリング流量： ℓ/min
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
- ・冷却水入口温度：35℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：400 kg/h

(2) 評価条件の根拠

- ・サンプリング入口温度：℃
(根拠) 原子炉格納容器設計限界圧力 (0.854 MPa) における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・サンプリング出口温度：℃
(根拠) 除湿器の吸込み温度条件 (℃以下) を設定している。
- ・サンプリング流量： ℓ/min
(根拠) 酸素検出器の流量保証範囲が ℓ/min であるため、流量は ℓ/min に設定している。
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90%
(根拠) 格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90%以下で使用可能となる設備としている。
- ・冷却水入口温度：35℃
(根拠) 重大事故等時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定して

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

いる。

- ・冷却水出口温度：制約なし

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため、制約はない。

- ・冷却水流量：400 kg/h

(根拠) 原子炉補機代替冷却水系による通水流量 (0.4 m³/h) を 10≒1kg で換算。

(3) 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプリング出口温度を °C へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要断面積約 m² を上回る冷却器伝熱面積 m² を有することを確認した。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策について

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成としており、外部に対して閉じた系である。系外への漏えいが発生しないよう表 52-11-1 に示すと通りの漏えい防止対策を行う設計である。よって、サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 52-11-1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	サンプルング装置の配管, 弁は原子炉格納容器内の雰囲気ガスを測定するために設計された系統であり, 系外へサンプルングガスが漏えいするような設計ではない。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, 溶接部を含む当該冷却器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部はシール構造としており, 内部ガスの気密を保持している。なお, シール構造部を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力条件を包絡した仕様である。
4	水素検出器 酸素検出器	配管接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策をとっている。なお, シール構造部を含む当該水素検出器及び酸素検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルングラック	サンプルング装置のラック内の配管と機器の接続部はシール構造としており, 漏えい防止対策がとられている。また, ラック内は減圧弁により, ほぼ大気圧に減圧しており, 系内外への圧力差で系外への大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。

5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプルング点は原子炉格納容器であり，サンプルング装置によりサンプルングを行い，原子炉建屋地上2階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置される水素検出器及び酸素検出器にて計測を行っているため，サンプルング配管長等に応じた計測時間遅れが生じる。以下に格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測時間遅れを示す。

表 52-11-2 サンプルング配管長による計測時間遅れ

サンプルング点		サンプルング配管長*	サンプルング配管の内容積*	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ*
A系	D/W				
	S/C				
B系	D/W				
	S/C				

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

表 52-11-3 冷却器及びサンプルングラック内配管による計測時間遅れ

機器・配管	配管長*	配管の内容積*	吸引ポンプの定格流量	時間遅れ*
冷却器				
サンプルングラック内配管				

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

表 52-11-4 サンプルング点から検出器までの計測時間遅れ

サンプルング点		時間遅れ*
A系	D/W	
	S/C	
B系	D/W	
	S/C	

* 詳細設計により変更となる可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

52-12

水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

(1) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

原子炉格納容器が窒素置換により不活性化されている BWR では、水素燃焼防止の観点で、酸素濃度が重要となる「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる。評価事故シーケンスとしては、水素発生量が少なく、相対的に酸素濃度が大きくなるシーケンスであり、かつ、炉心損傷防止対策が有効とならないシーケンスである「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」が選定される。

よって、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」の対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

(2) 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、重大事故（格納容器破損モード「水素燃焼」）の有効性評価に示すとおりである。水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報である原子炉格納容器内の気体の組成の推移を図 52-12-1 及び図 52-12-2 に示す。

(3) 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

a. 測定範囲について

一般に気相中の体積割合で 5vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度 4vol%で燃焼、13vol%で爆轟が発生するとされている。この観点から、水素濃度は 4vol%、酸素濃度は 5vol%までの測定が可能であることが必要である。

b. 測定が必要となる時間

図 52-12-1 及び図 52-12-2 のとおり、解析上は事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内の水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、酸素濃度は上昇し続けることから、除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が使用可能となった時点で速やかに酸素濃度を測定可能とすることが必要である（水素濃度については事故初期から継続して監視が可能）。

除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が復旧されない場合、炉心から発生する崩壊熱が原子炉格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器内圧力は上昇する。そのため、格納容器スプレイを間欠的に実施することによって、格納容器内圧力の上昇を抑制し、格納容器スプレイによる外部水源注水量限界に到達後、原子炉格納容器ベントを実施することとなる（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）」のうち「代替循環冷却系を使用できない場合」では約 45 時間後に原子炉格納容器ベントを実施)。原子炉格納容器ベントを実施する約 45 時間までは、水の放射線分解によって発生する酸素ガスの濃度は緩やかに上昇することから、原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界である 5vol%に到達するおそれはない。

なお、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時において、G 値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた値（沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$) とした場合においても、図 52-12-3 及び図 52-12-4 のとおり、解析上は事象発生から除熱系（原子炉補機代替冷却水系）が復旧する約 24 時間後まで酸素濃度が可燃限界である 5vol%を超えることはなく、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。また、原子炉補機代替冷却水系の運転開始以降は酸素濃度を監視しながらの対応が可能となるため、酸素濃度を可燃限界（5vol%）未満に抑制しながらの運転操作が可能である。

さらに、過圧破損の回避を目的とした原子炉格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは原子炉格納容器ベントを通じて排出されることになることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

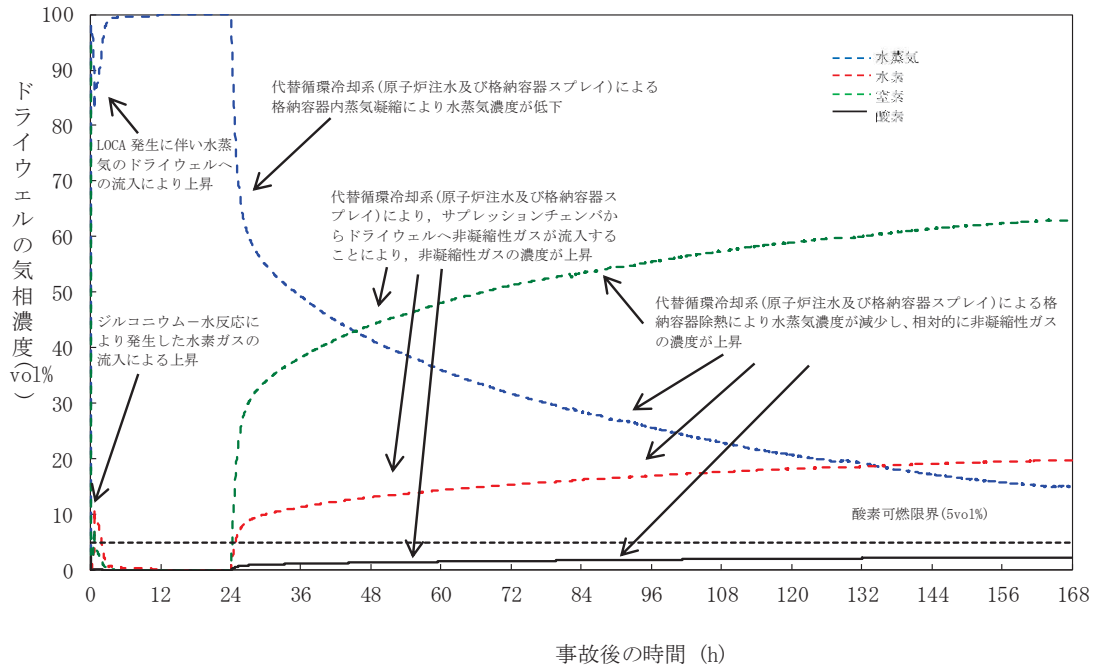


図 52-12-1 ドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)
水素燃焼 (代替循環冷却系を使用する場合)

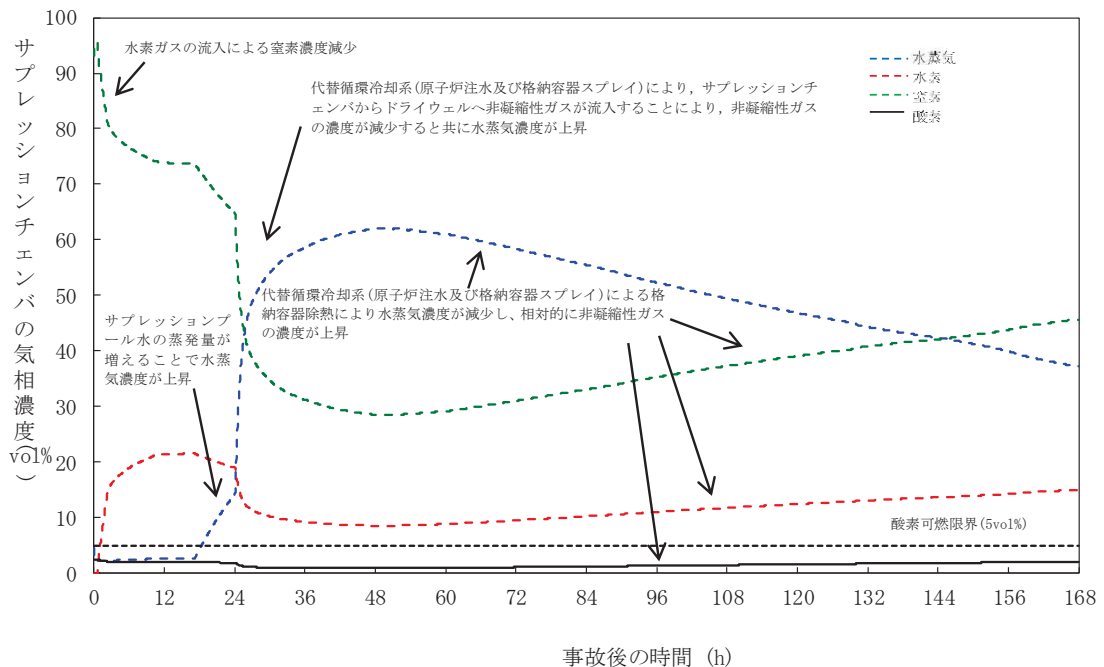


図 52-12-2 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)
水素燃焼 (代替循環冷却系を使用する場合)

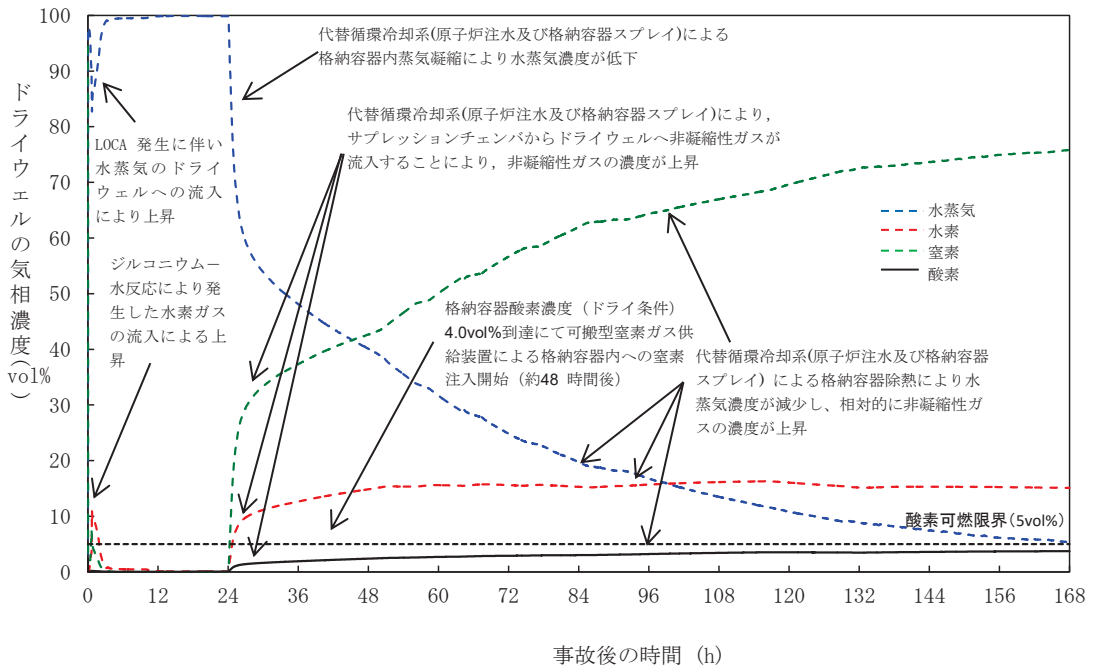


図 52-12-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

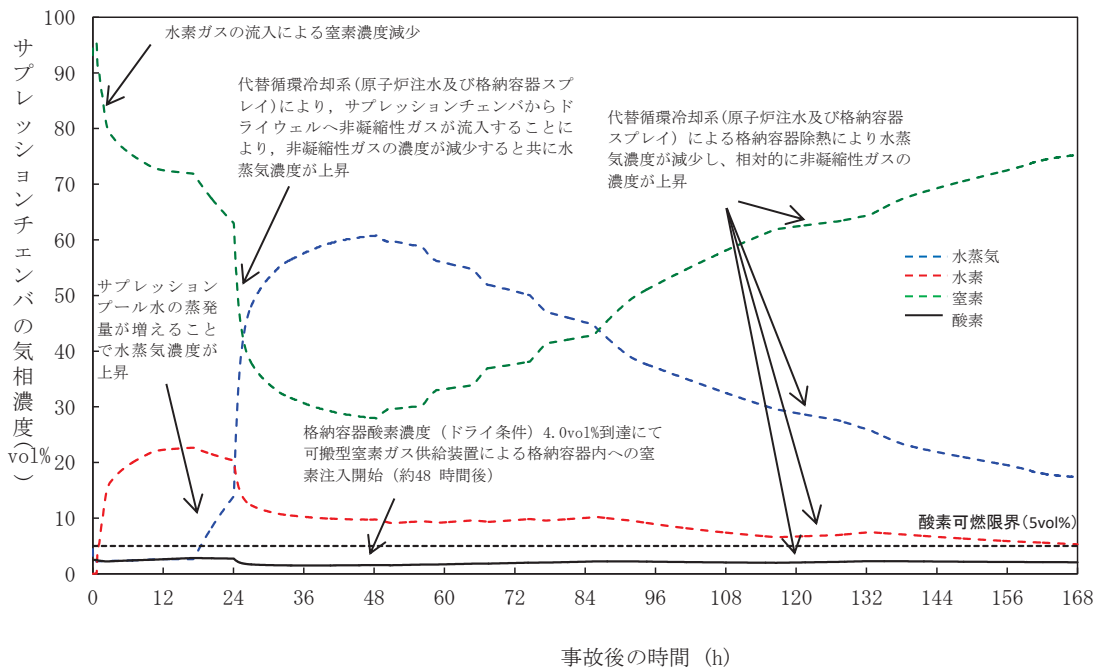


図 52-12-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

2. 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は 4vol%，酸素濃度は 5vol%までの測定が必要であることから、「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」事故時における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 52-12-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気 水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気 酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

3. 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下における G 値に基づき、7 日間以内に水素ガス及び酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が水素燃焼の可能性が生じる濃度に到達した場合と事故発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

(1) 7 日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は原子炉格納容器フィルタベント系により格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が 5vol%に至るまでに原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器外への放出を実施する。なお、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器外への放出の実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

(2) 事故発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

状況に応じて、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解

により発生する酸素ガスを処理する。また、(1)と同様に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器外への放出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

4. 原子炉補機代替冷却水系の運用以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の推定
原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の原子炉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。

有効性評価においては、原子炉補機代替冷却水系による除熱機能の復旧が完了する事故発生後約 24 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が 5vol%に至らないことを確認しているが、事故発生後から約 24 時間までの原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、推定手段を整備している。

格納容器内雰囲気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モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な G 値 (沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$, 非沸騰状態の場合 $G(H_2)=0.25$, $G(O_2)=0.125$) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度の推移を図 52-12-5 及び図 52-12-6 に示す。

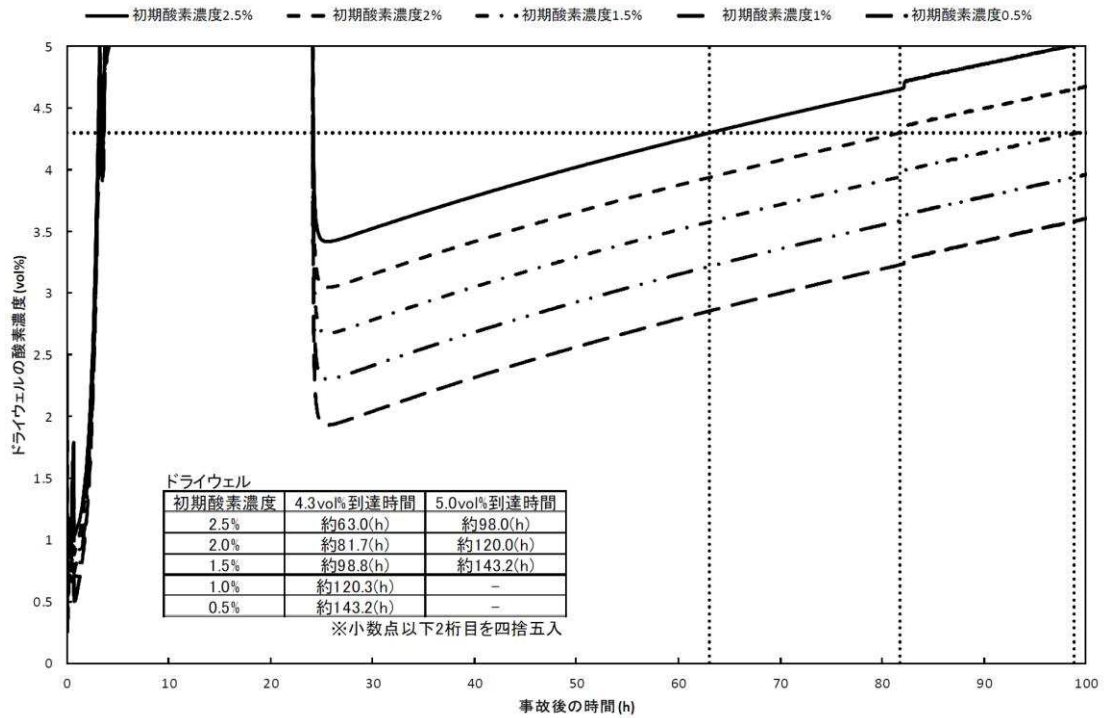


図 52-12-5 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度（ドライウエル）（原子炉格納容器内への窒素供給なし）

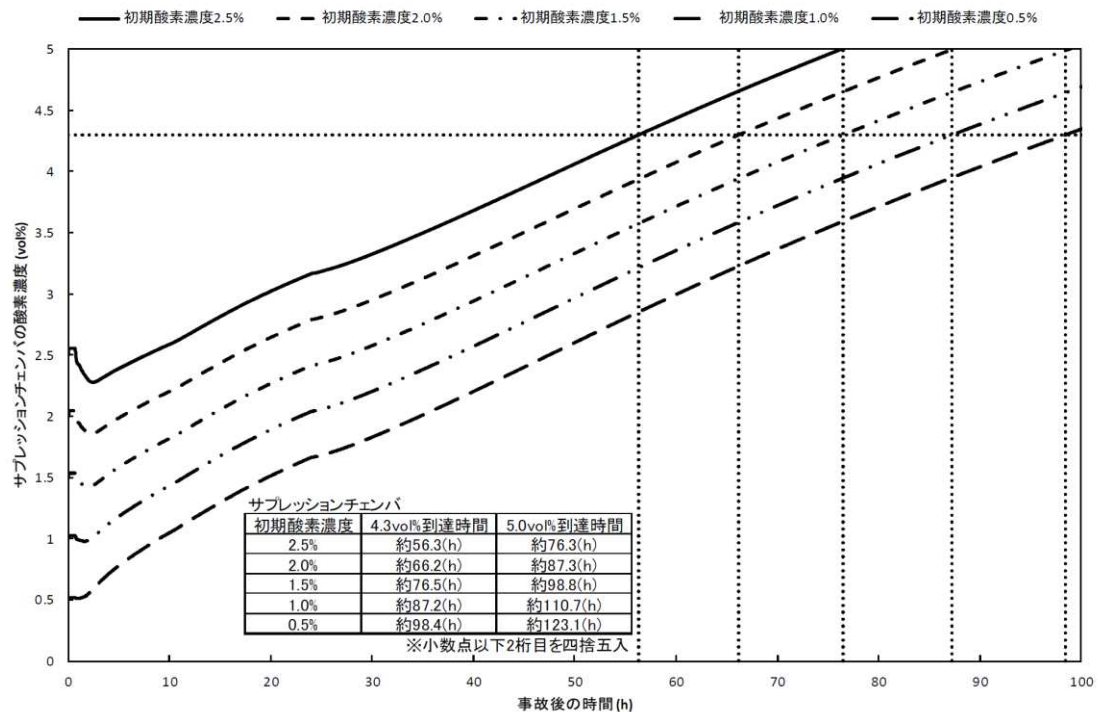


図 52-12-6 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度（サブプレッションチェンバ）（原子炉格納容器内への窒素供給なし）

また、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力により、原子炉格納容器内の圧力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、非常時操作手順において、原子炉格納容器内の圧力を変化させる原子炉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、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 13.7kPa[gage]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。

格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 52-12-7 に示す。有効性評価の結果では、原子炉格納容器の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。

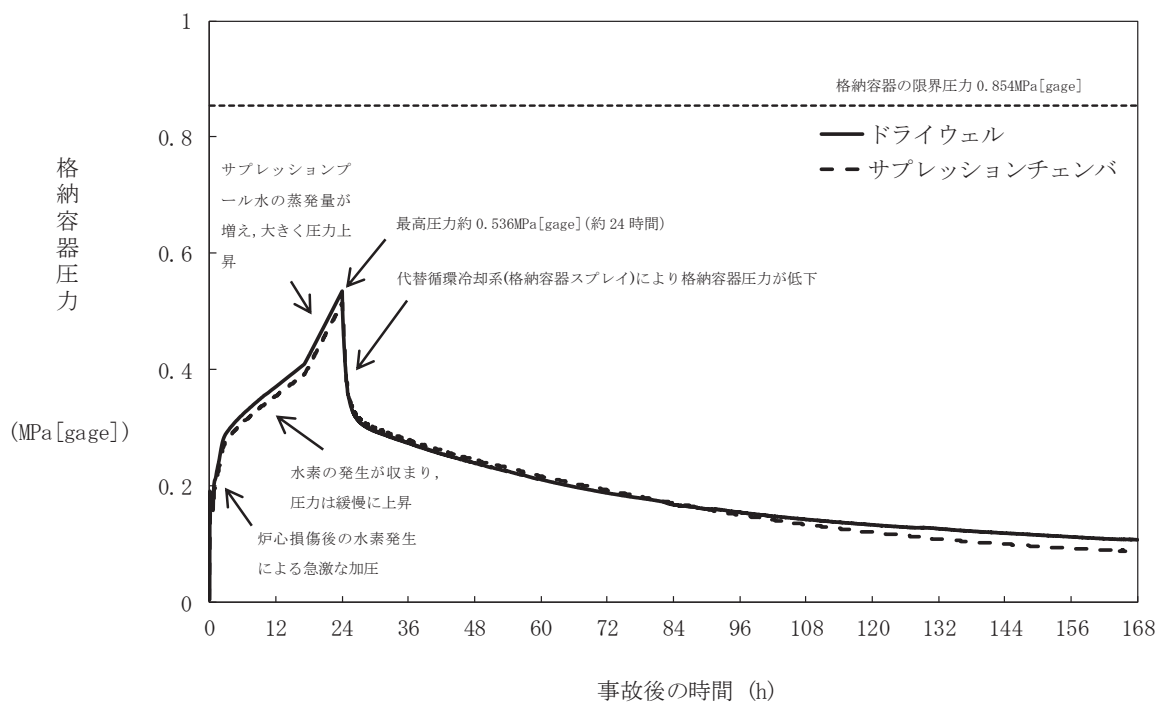


図 52-12-7 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

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目的のためには、妥当な推定手段である。

また、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可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な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。

なお，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モニタ(D/W)，格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)，ドライウェル圧力，圧力抑制室圧力）による原子炉格納容器内の酸素濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき，計器誤差（格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)の誤差： ± 0.29 デカード($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$)，格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)の誤差： ± 0.29 デカード($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$)，ドライウェル圧力の誤差： $\pm 0.006 \text{MPa}$ ，圧力抑制室圧力の誤差： $\pm 0.006 \text{MPa}$)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。