

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 30 年 7 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

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 主蒸気逃がし安全弁の遮熱板について

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

46-1

SA 設備基準適合性一覧表

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	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	海水を通水しない	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	A	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等から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	環境温度・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	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		高圧窒素ガスポンベ (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	環境温度・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		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 S A 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 S A 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		高圧窒素ガスボンベ (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	環境温度・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		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	第 1 号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉等内 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	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉等内	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

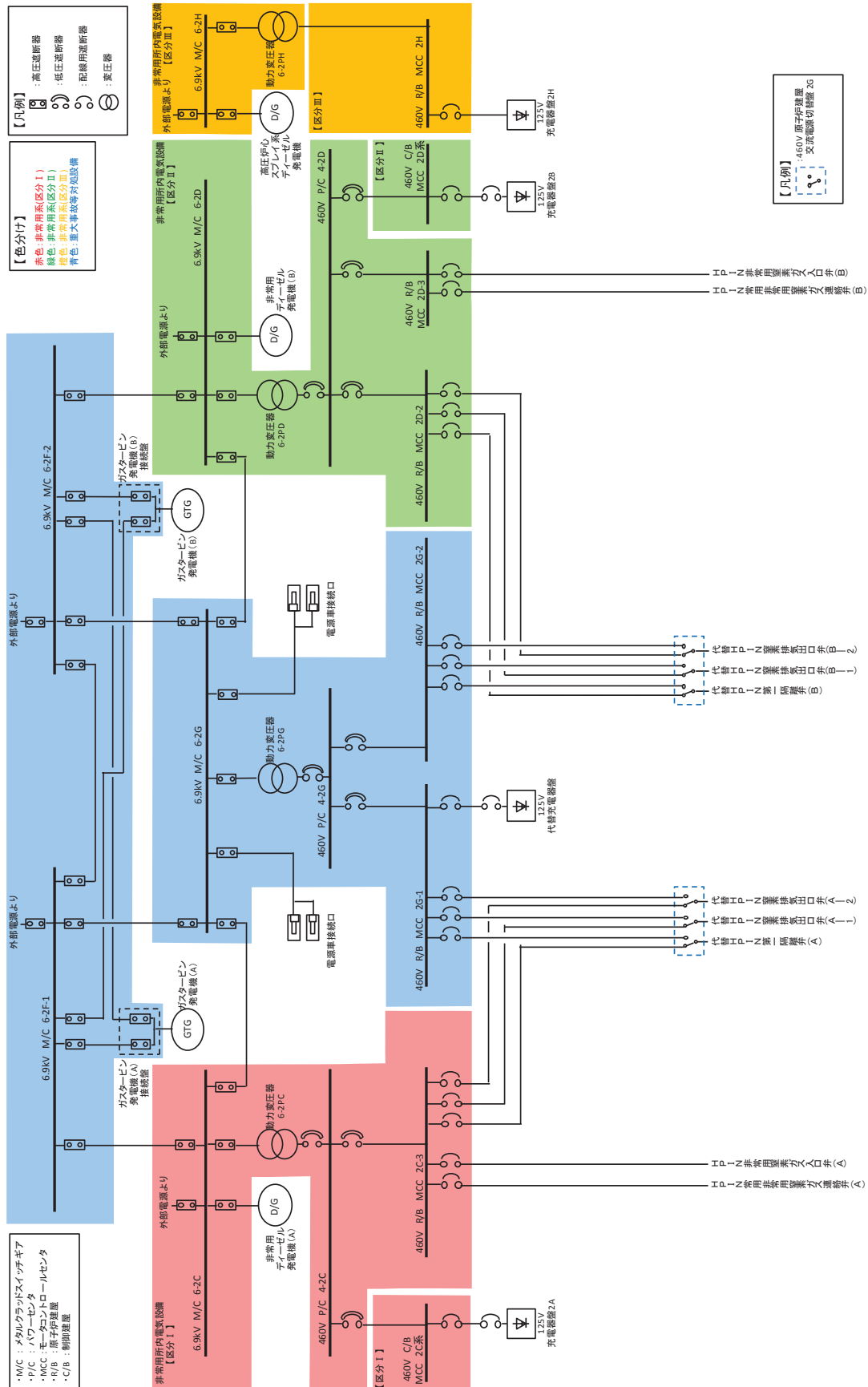


図 46-2-1 交流電源単線結線図

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

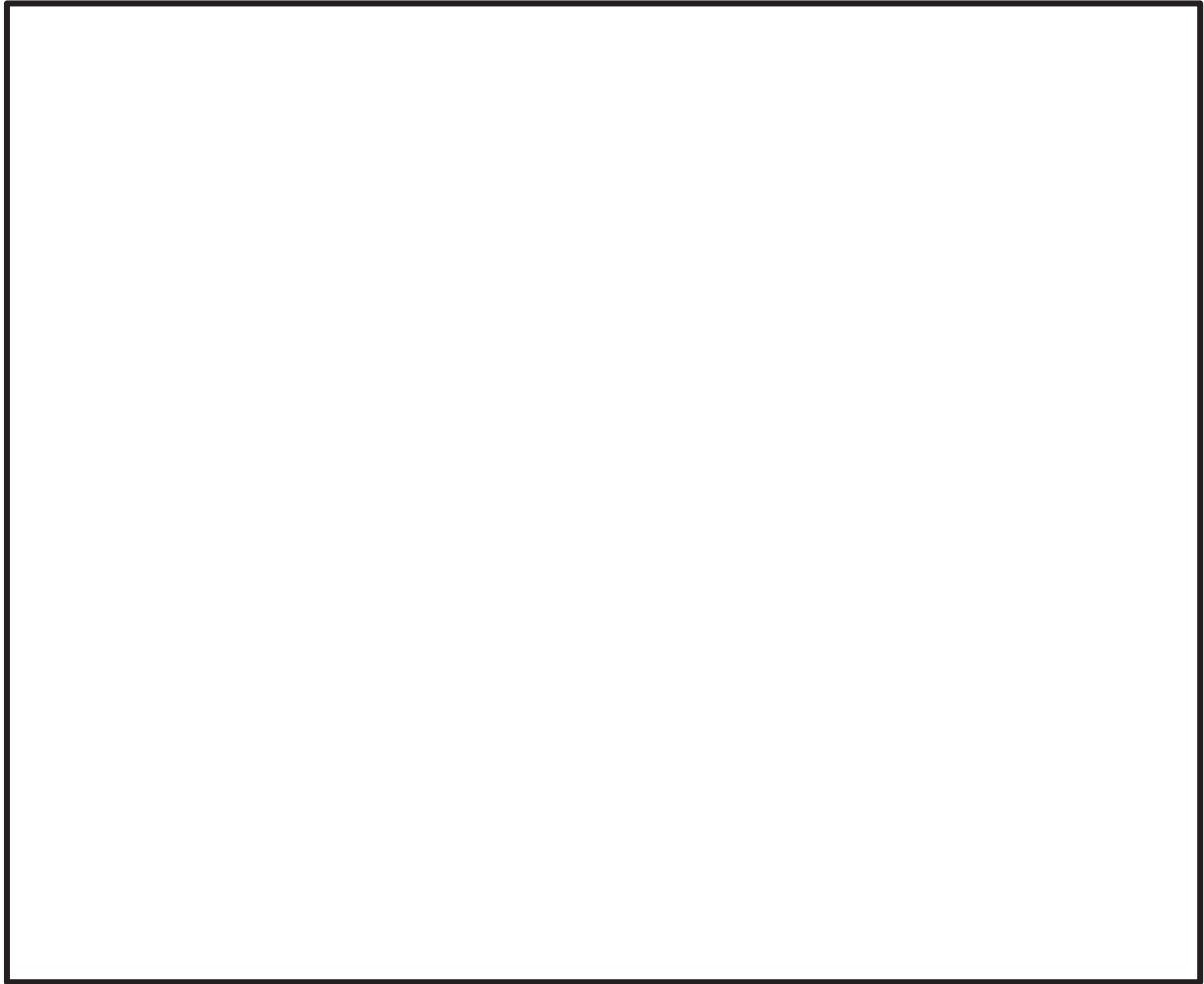


図 46-3-1 配置図 (主蒸気逃がし安全弁)

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

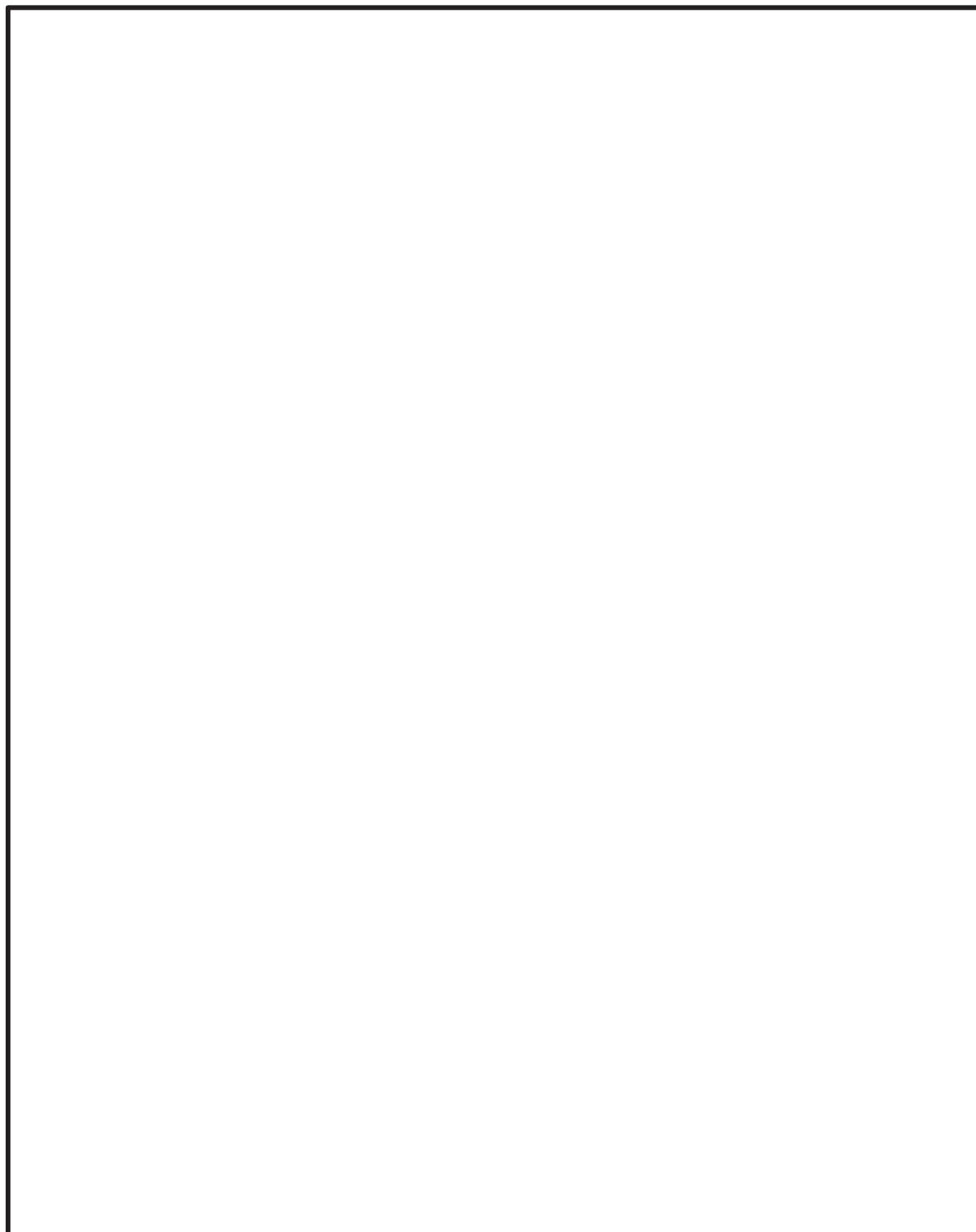


図 46-3-2 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

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

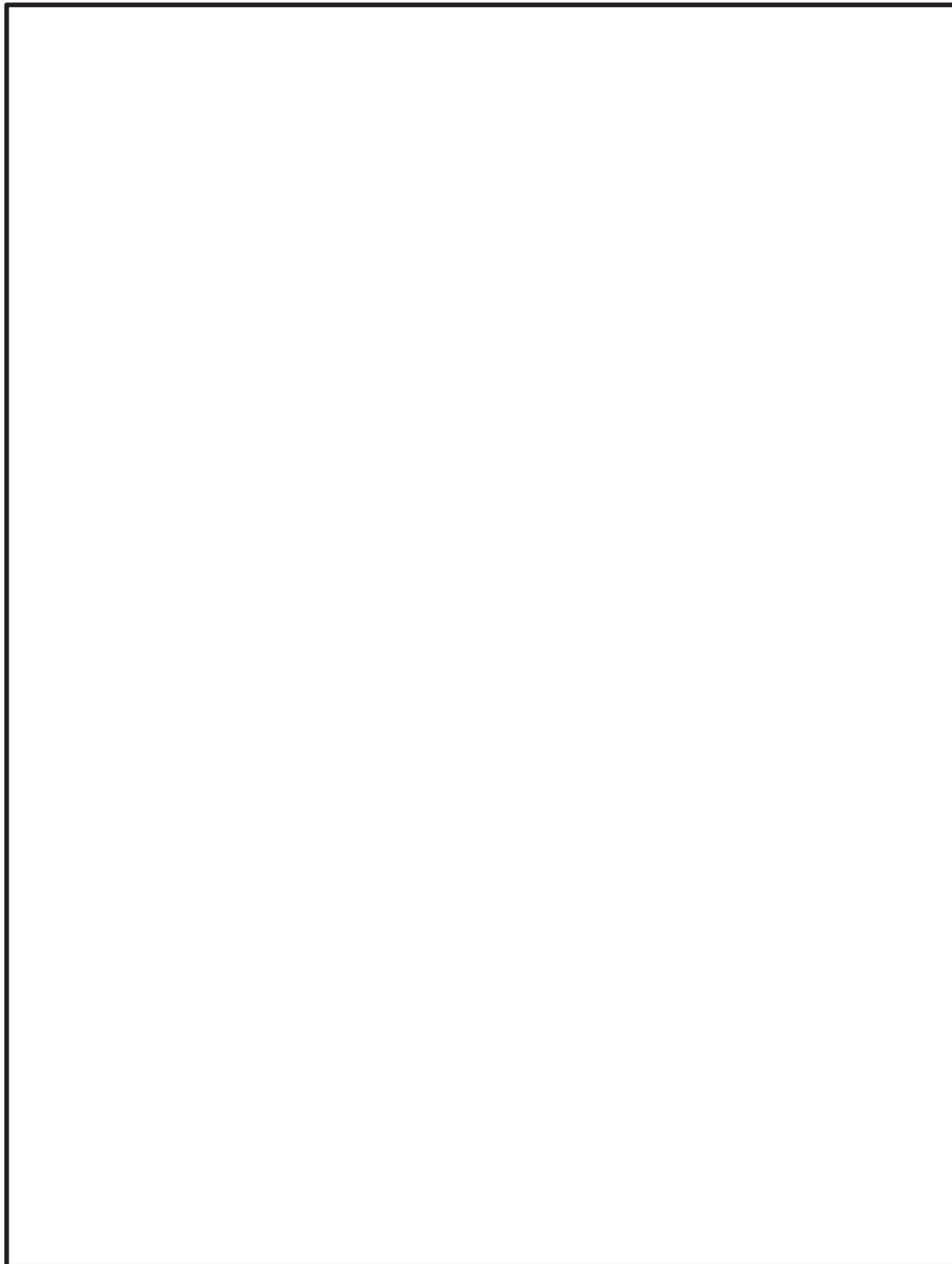


図 46-3-3 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

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）

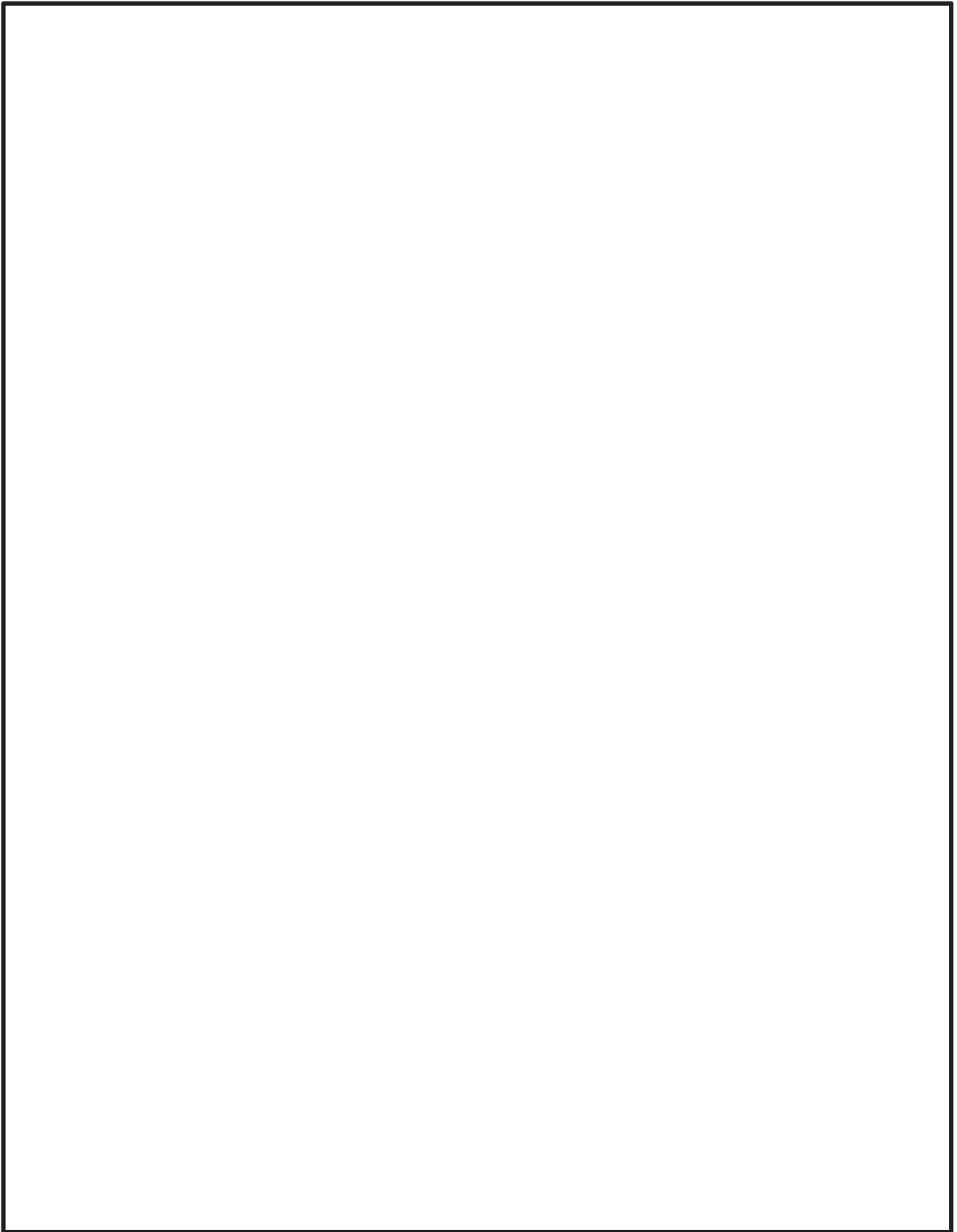


図 46-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

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）

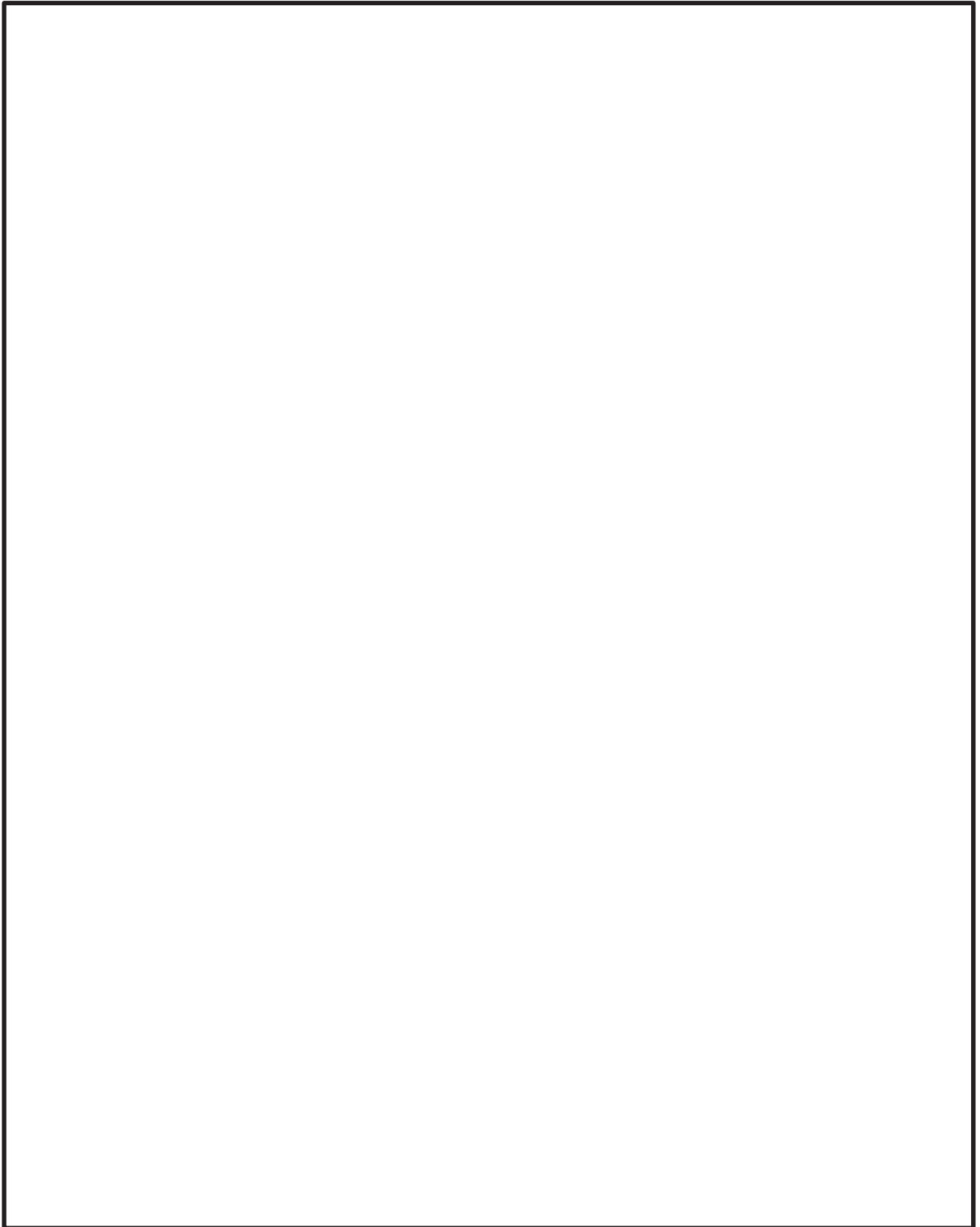


図 46-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

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）

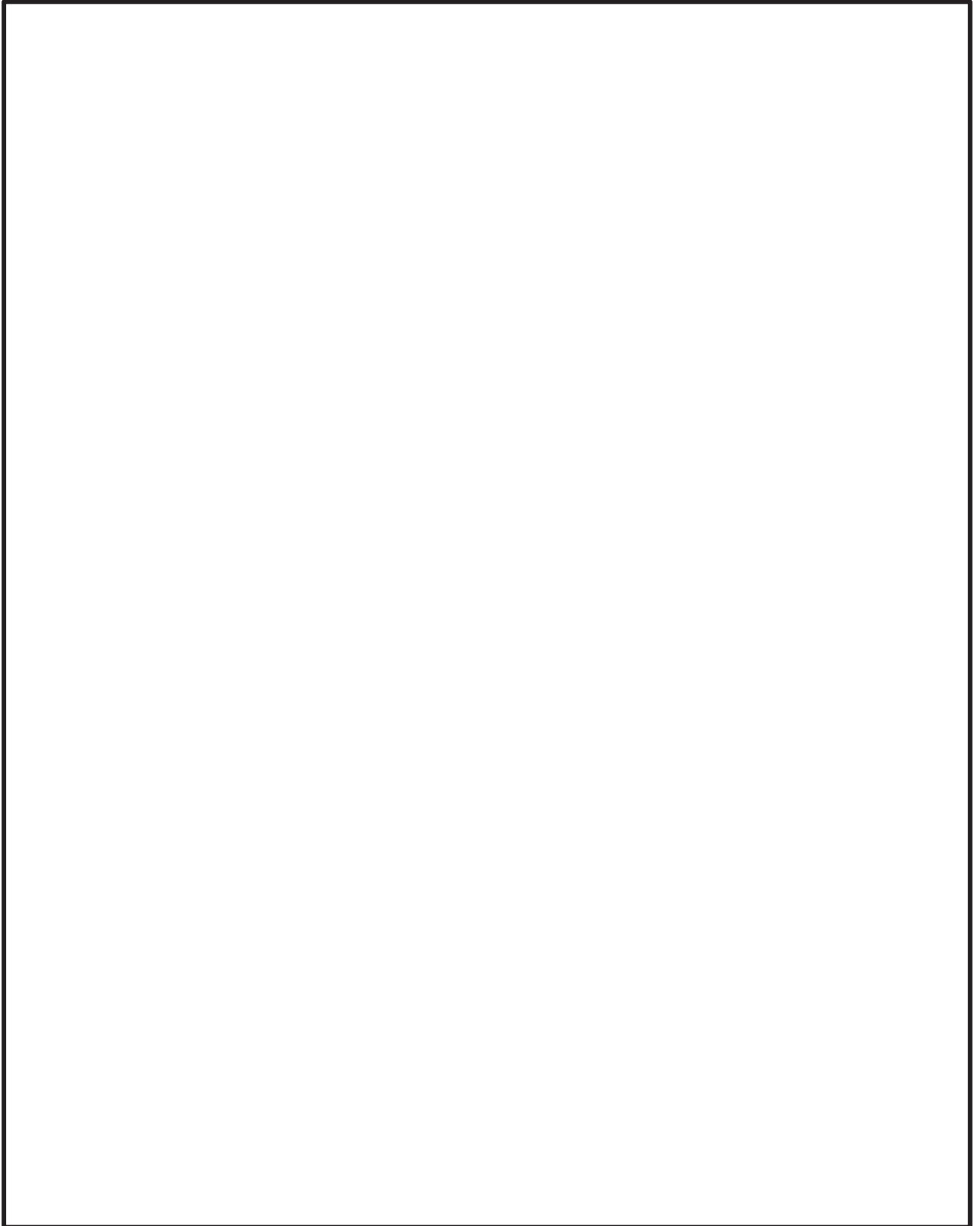


図 46-3-6 配置図（原子炉建屋 ）

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）

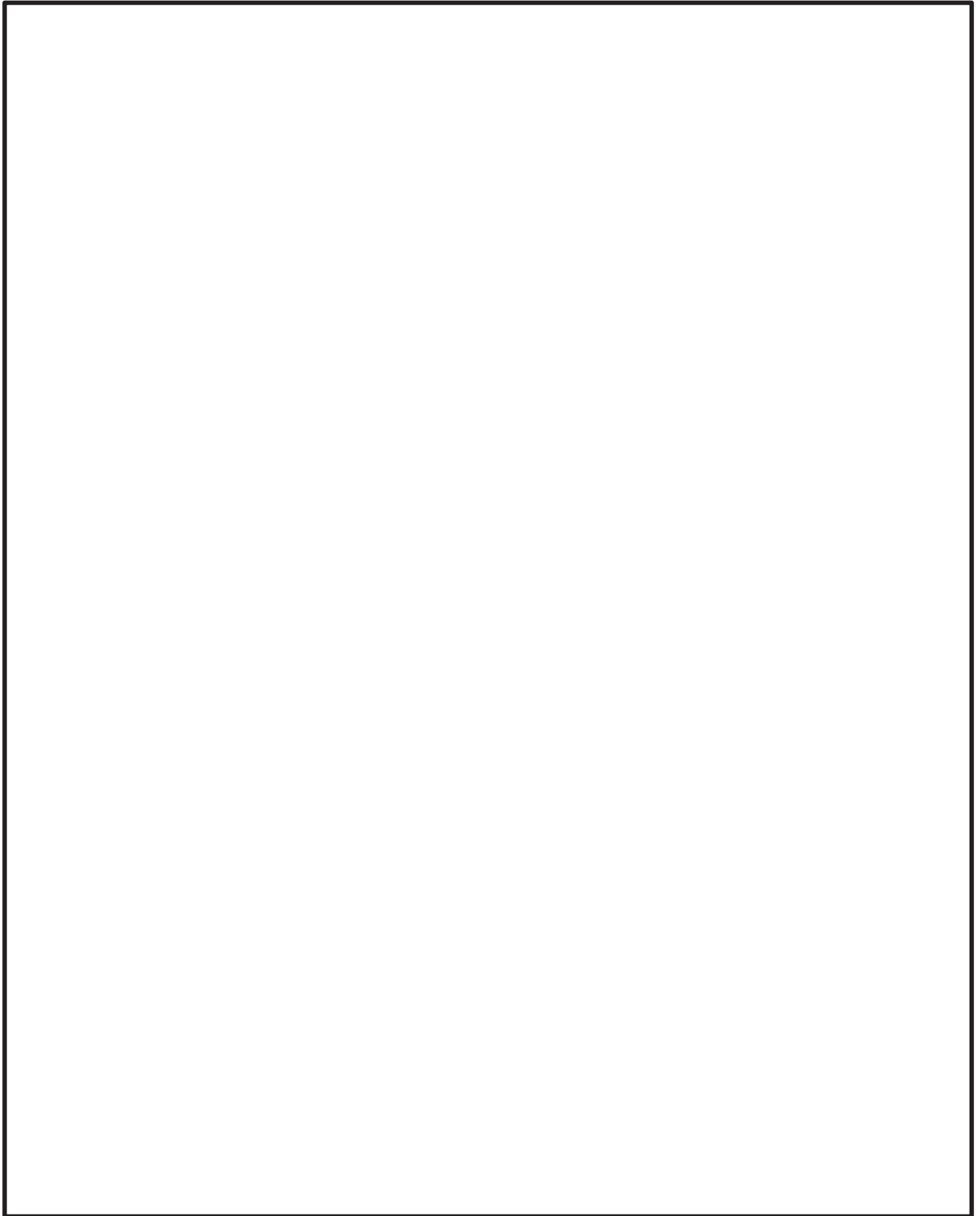


図 46-3-7 配置図（原子炉建屋 ）

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）

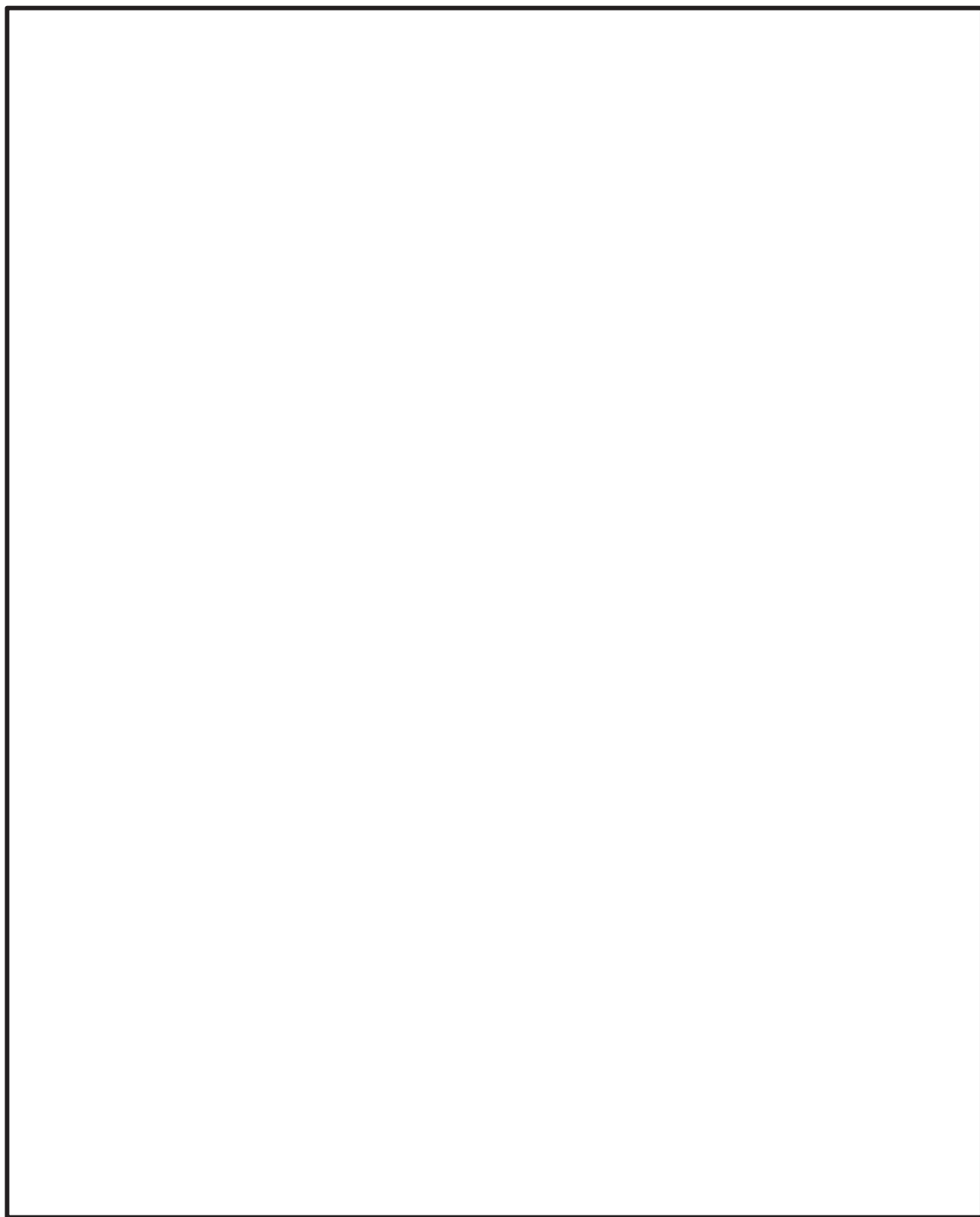


図 46-3-8 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

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）

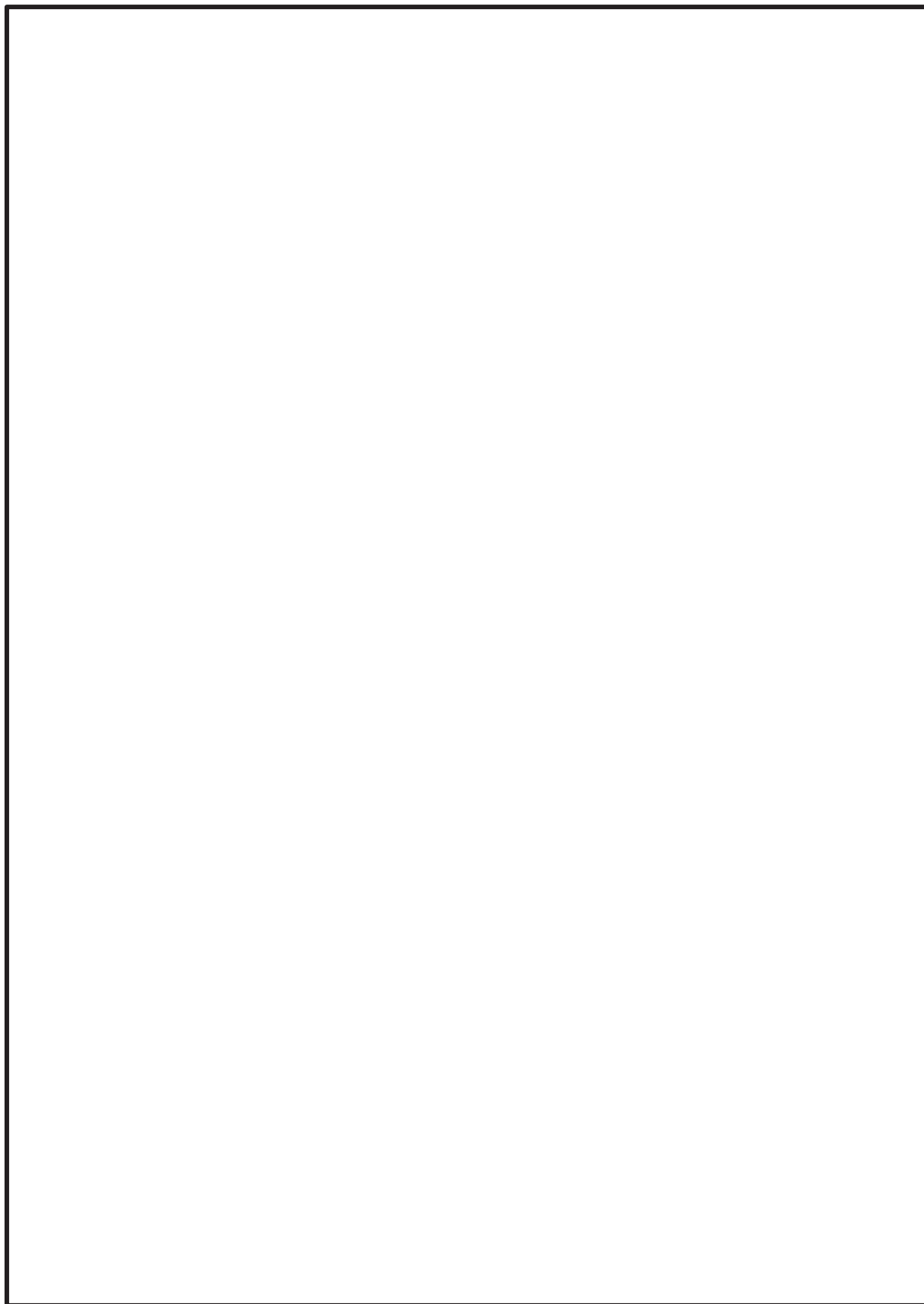


図 46-3-9 配置図（原子炉建屋 ）

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）

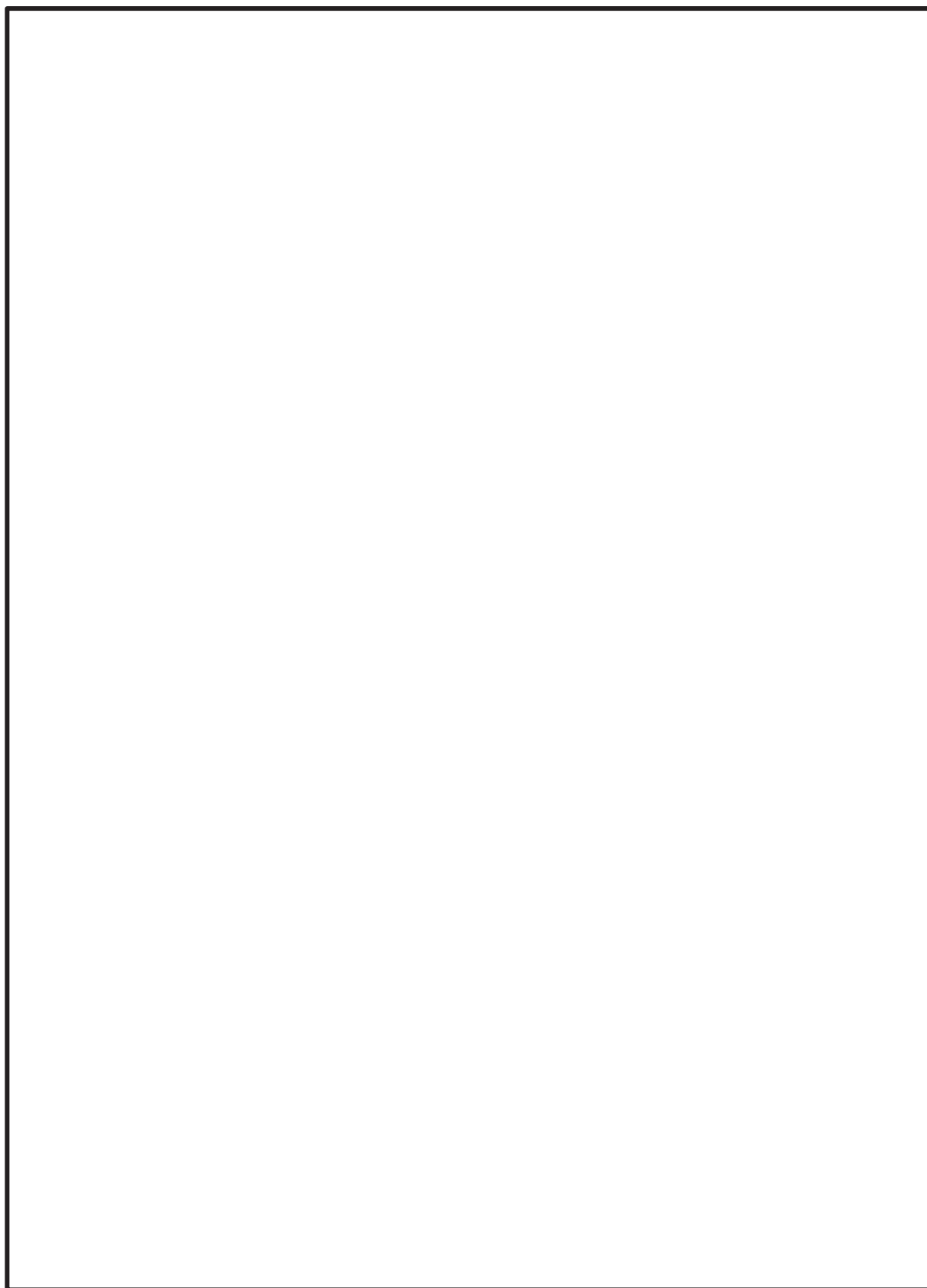


図 46-3-10 配置図（高圧窒素ガスボンベラック）

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）

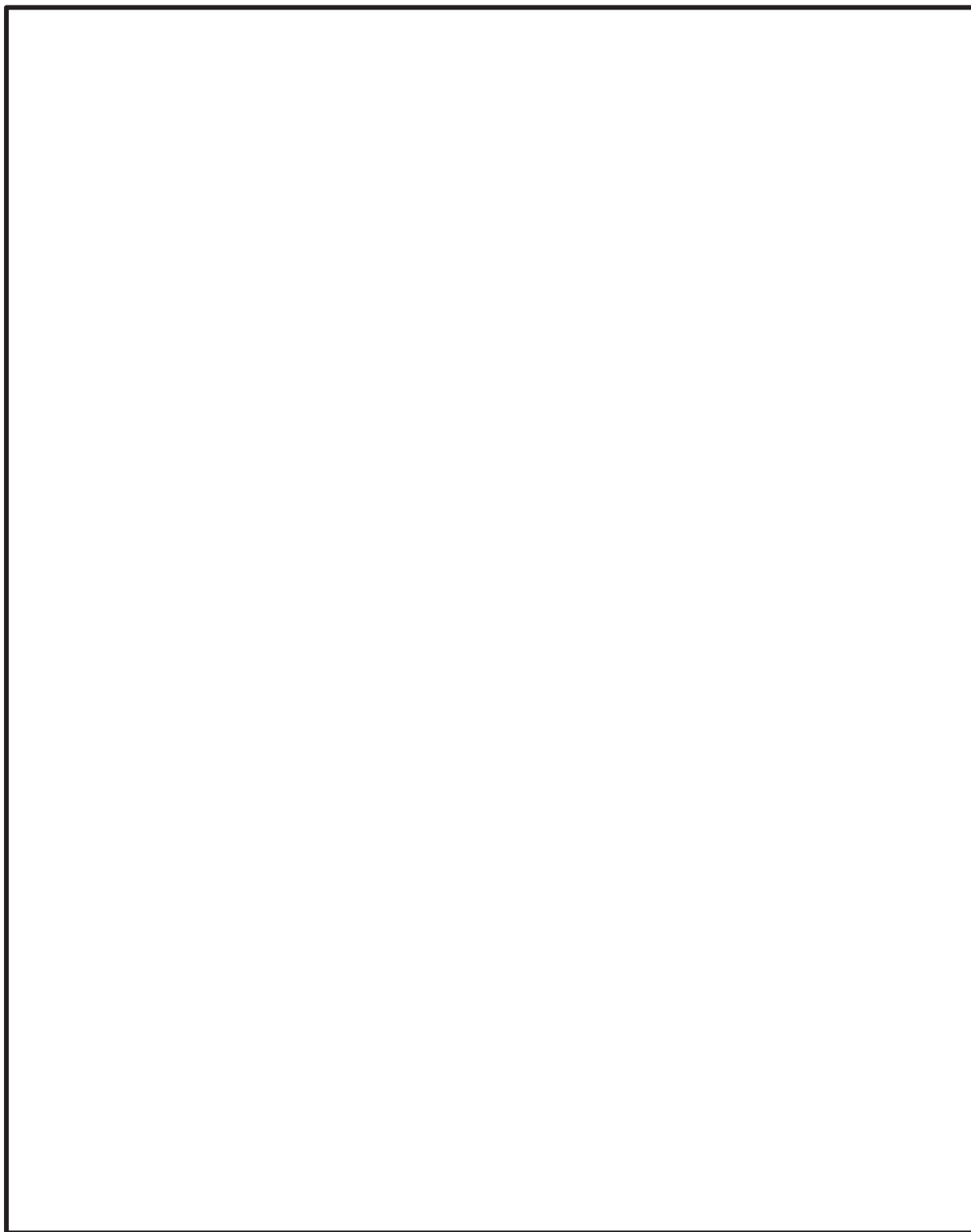


図 46-3-11 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

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）

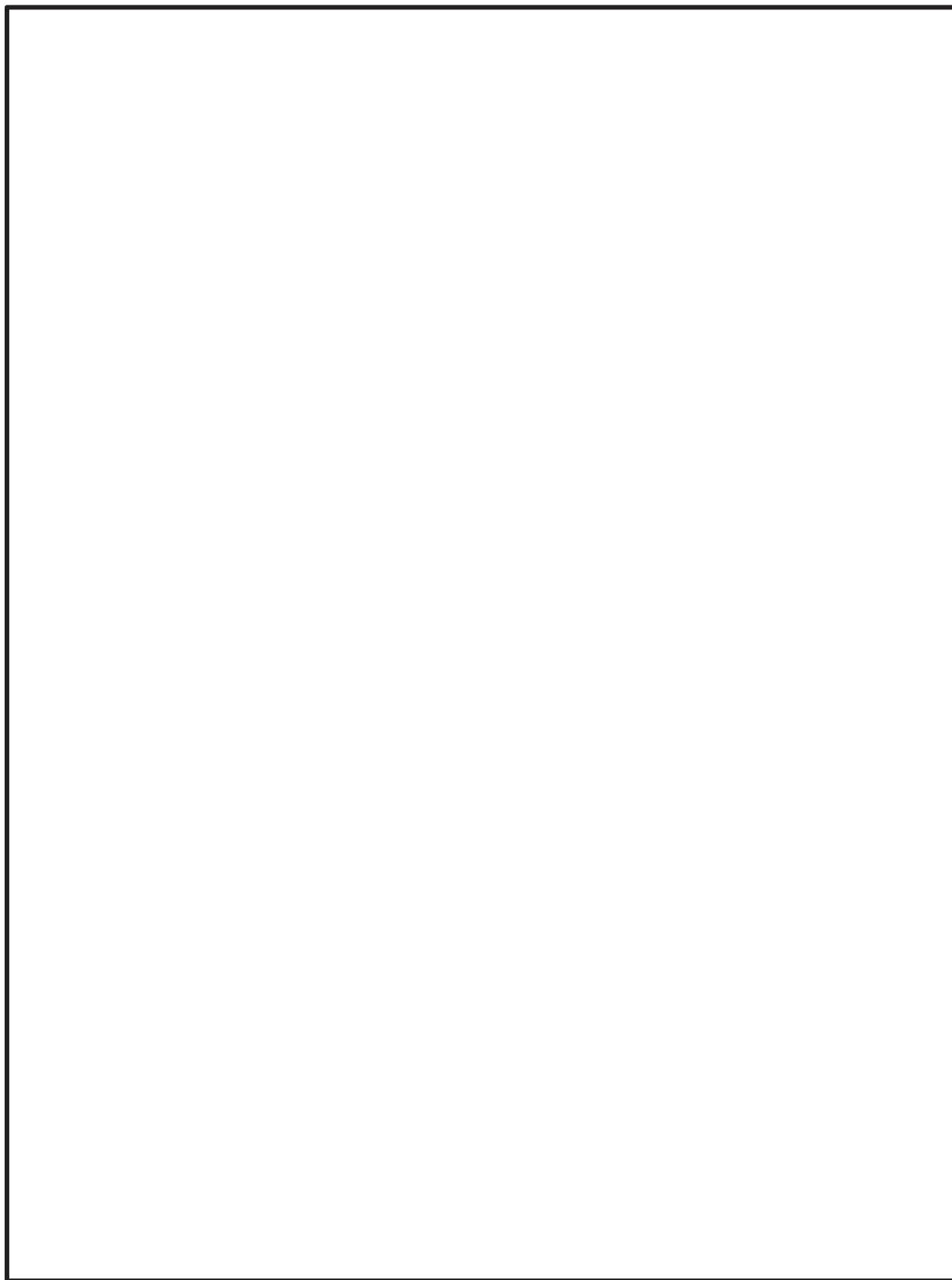


図 46-3-12 配置図（制御建屋 ）

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

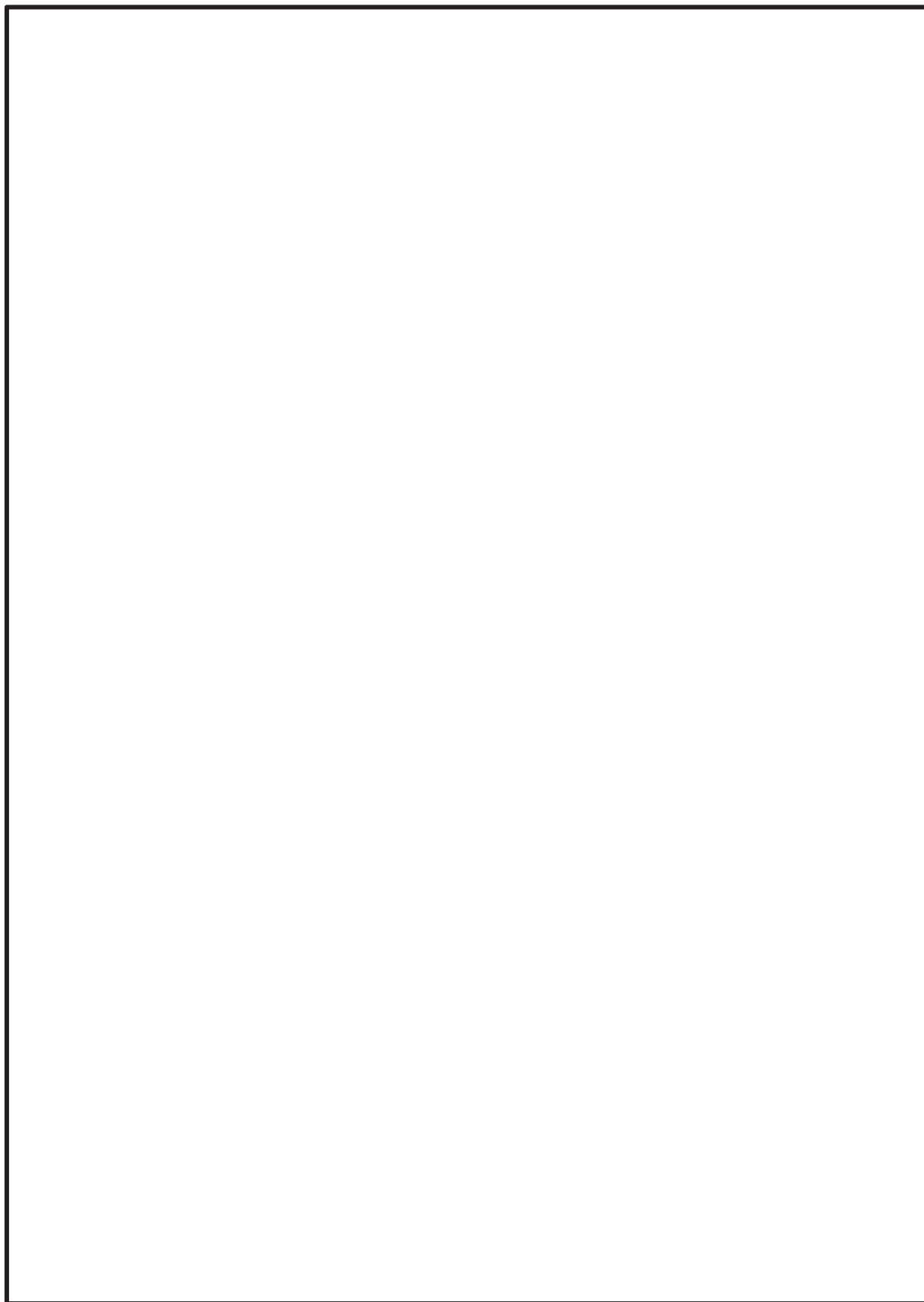


図 46-3-13 配置図 (原子炉建屋)

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

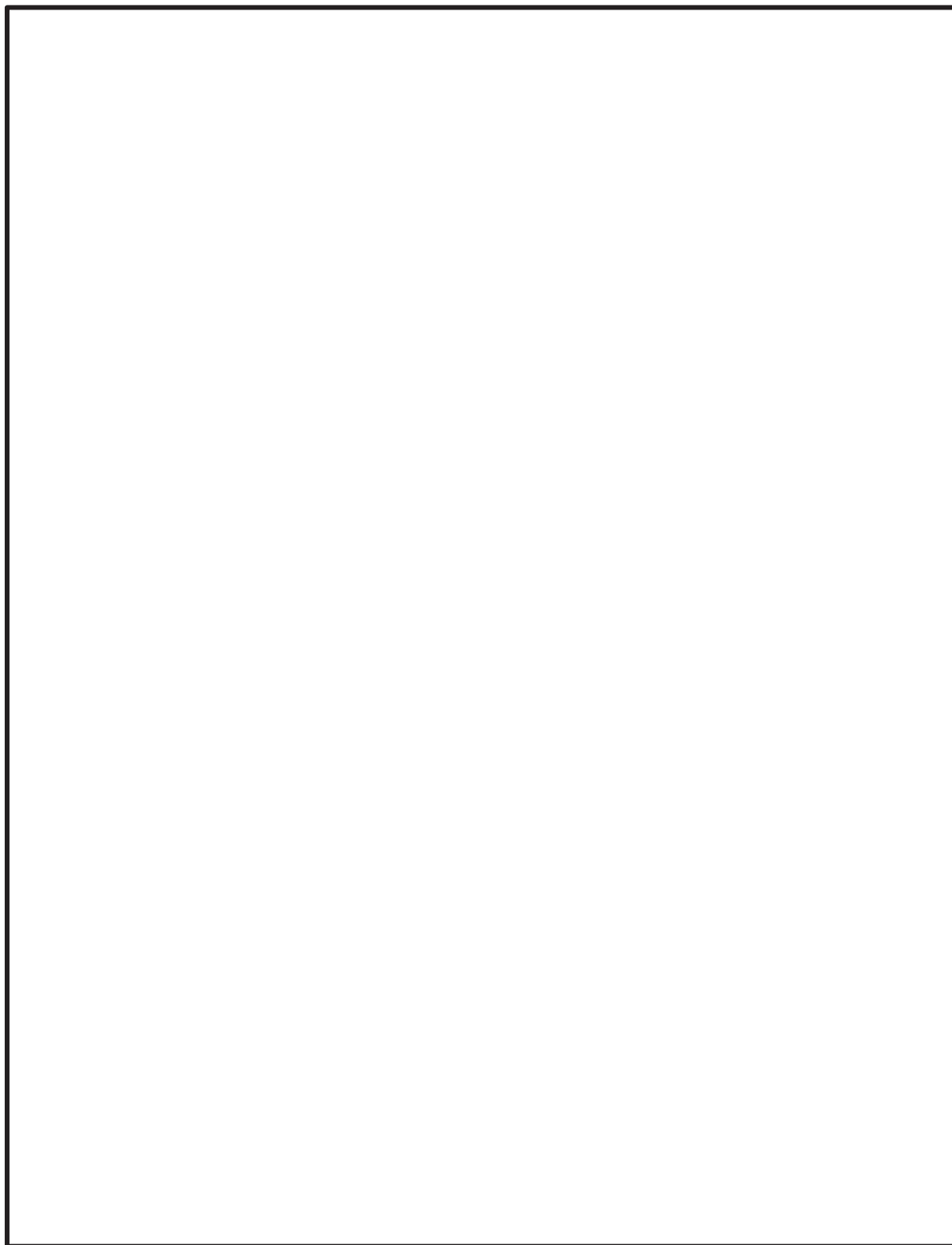


図 46-3-14 配置図（主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ）

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

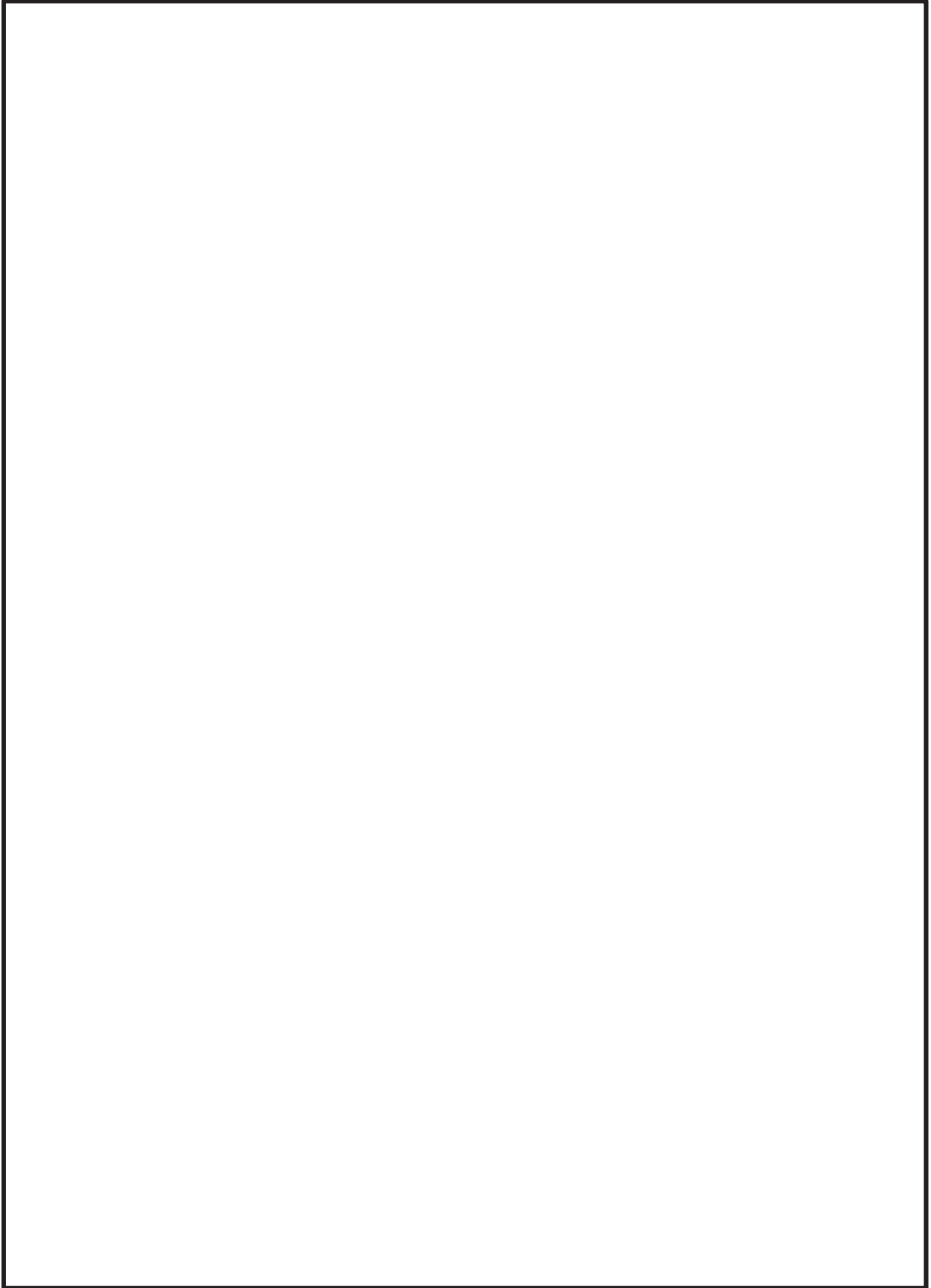


図 46-3-15 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

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

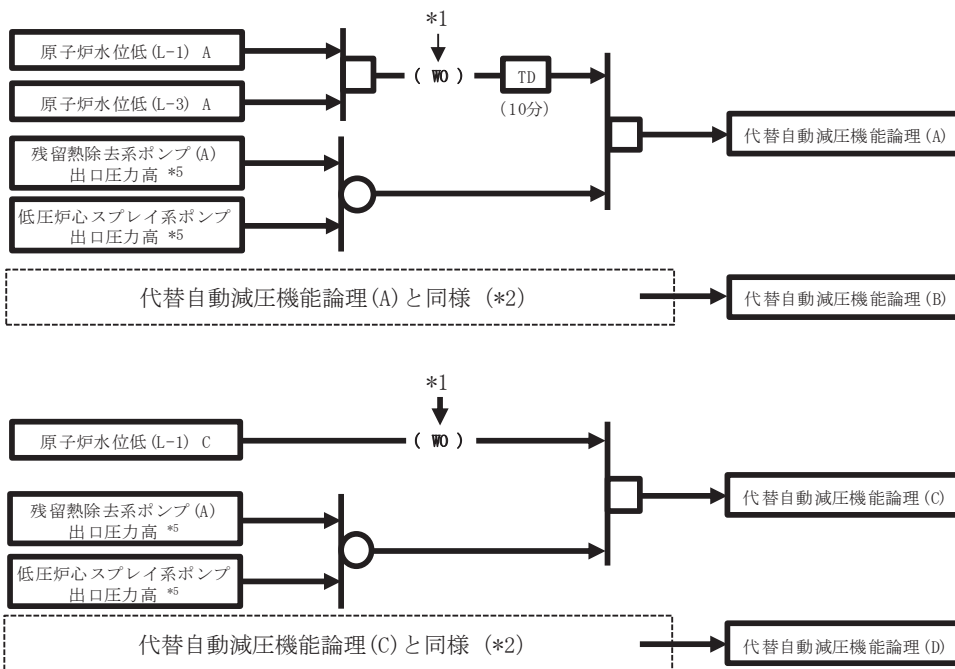
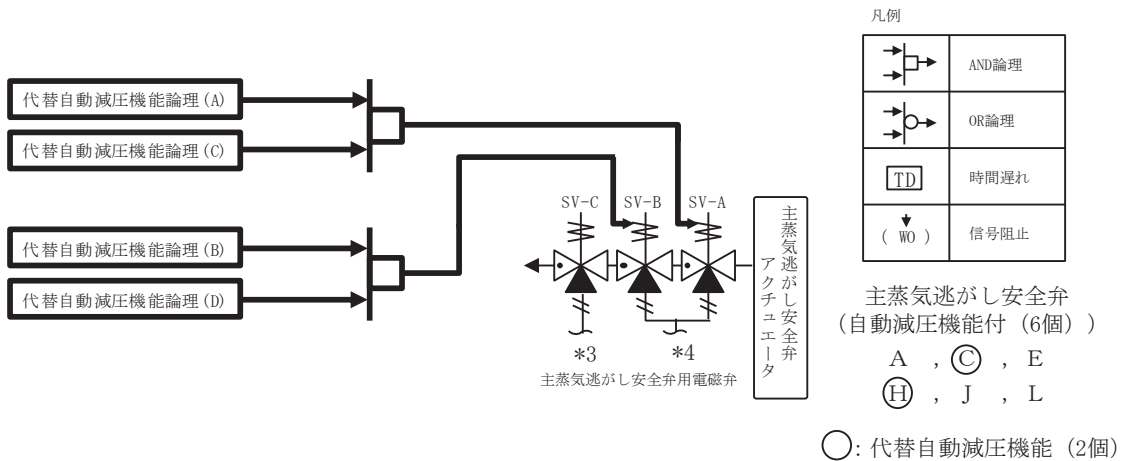


図 46-3-16 配置図
(原子炉建屋ブローアウトパネルおよび原子炉建屋ブローアウト閉止装置
(原子炉建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-4
系統図

・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

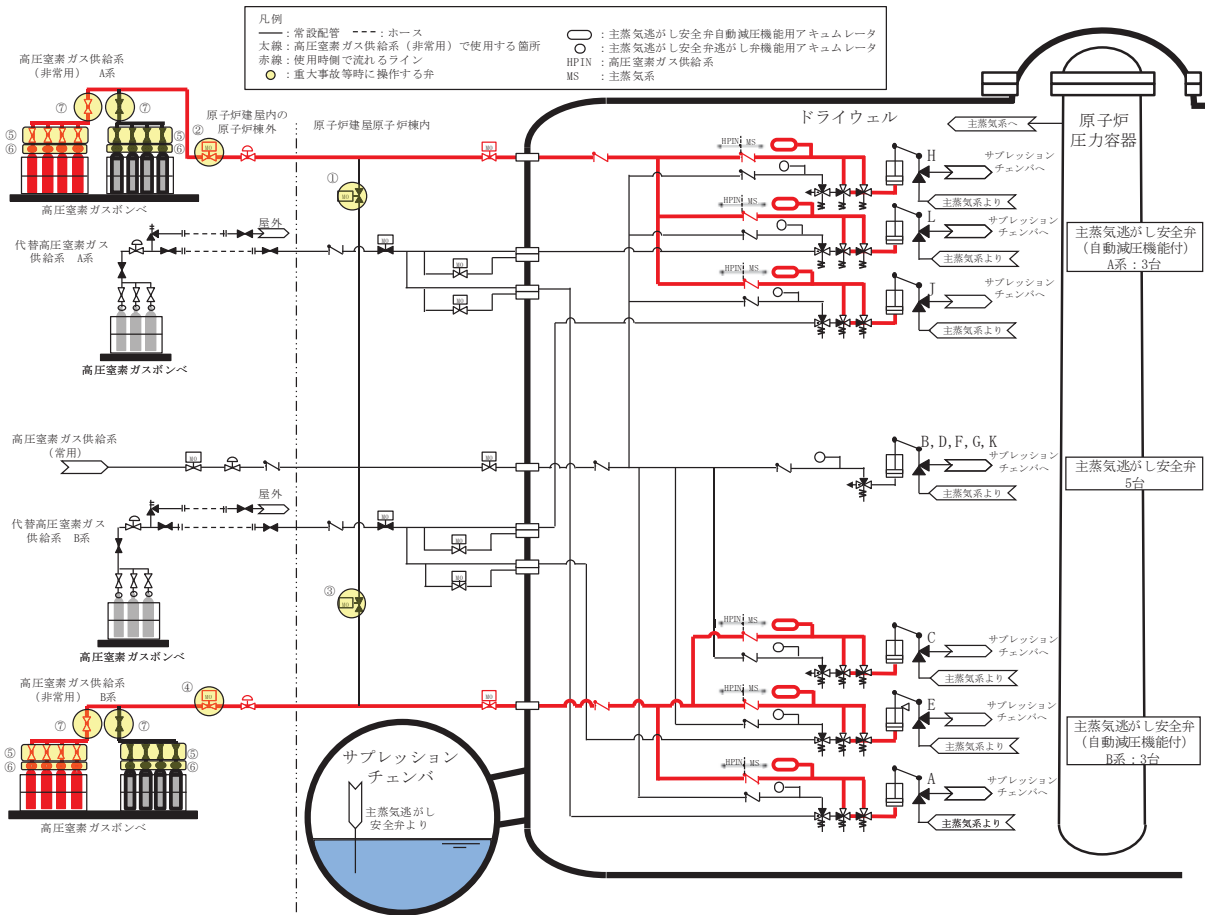


- *1: 自動減圧系(A) 作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
 *2: 論理 (B) 及び論理 (D) については、各信号を下記のとおり読み替える。
 ・原子炉水位低 (L-1) A, C → 原子炉水位低 (L-1) B, D
 ・原子炉水位低 (L-3) A → 原子炉水位低 (L-3) B
 ・残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力高
 ・低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力高
 ・自動減圧系 (A) 作動阻止信号 → 自動減圧系 (B) 作動阻止信号
 *3: 高圧窒素ガス供給系 (常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

・ 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	

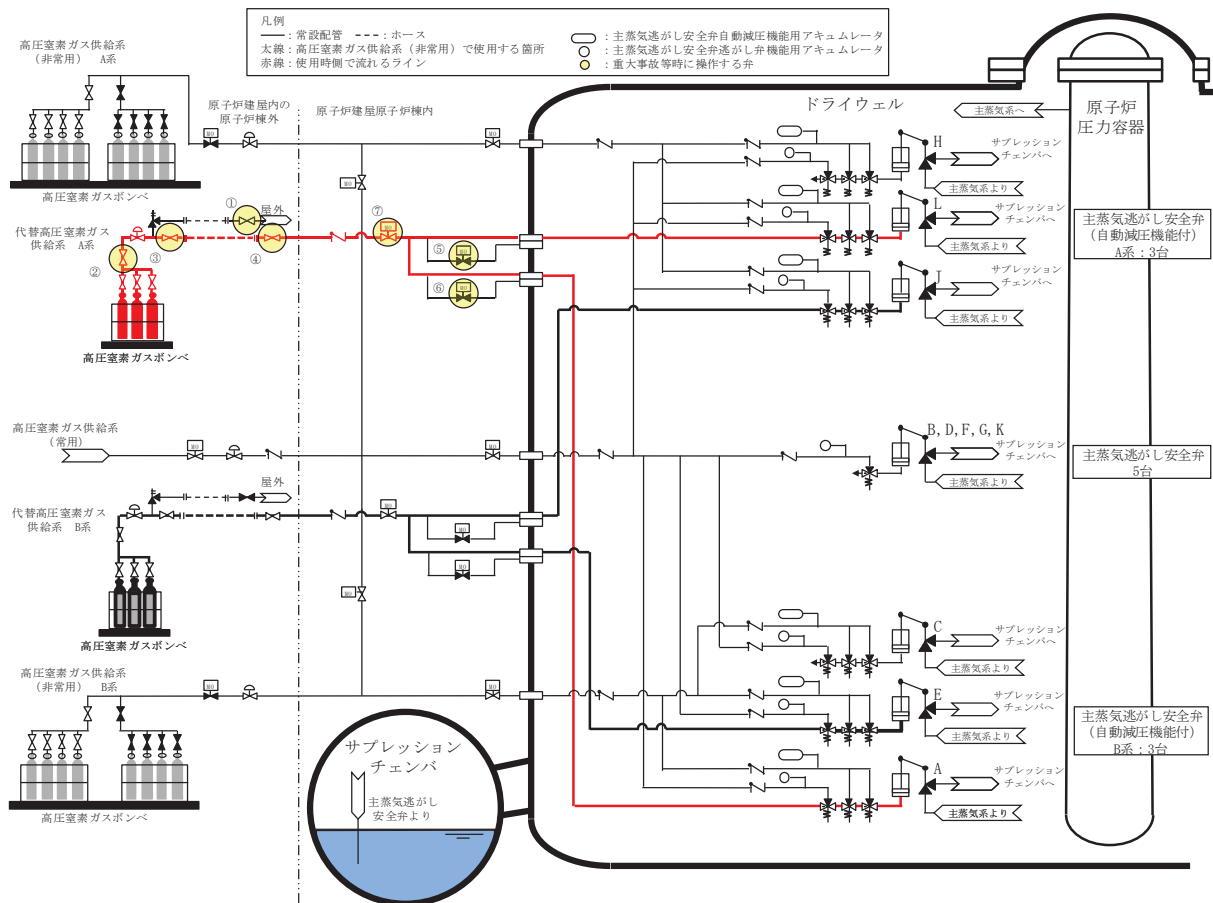


図 46-4-3 代替高压窒素ガス供給系 (A 系) 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所	備考
①	高压窒素ガスポンペ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 窒素ガスポンペ供給弁 (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 窒素ガスポンペ供給止め弁 (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	

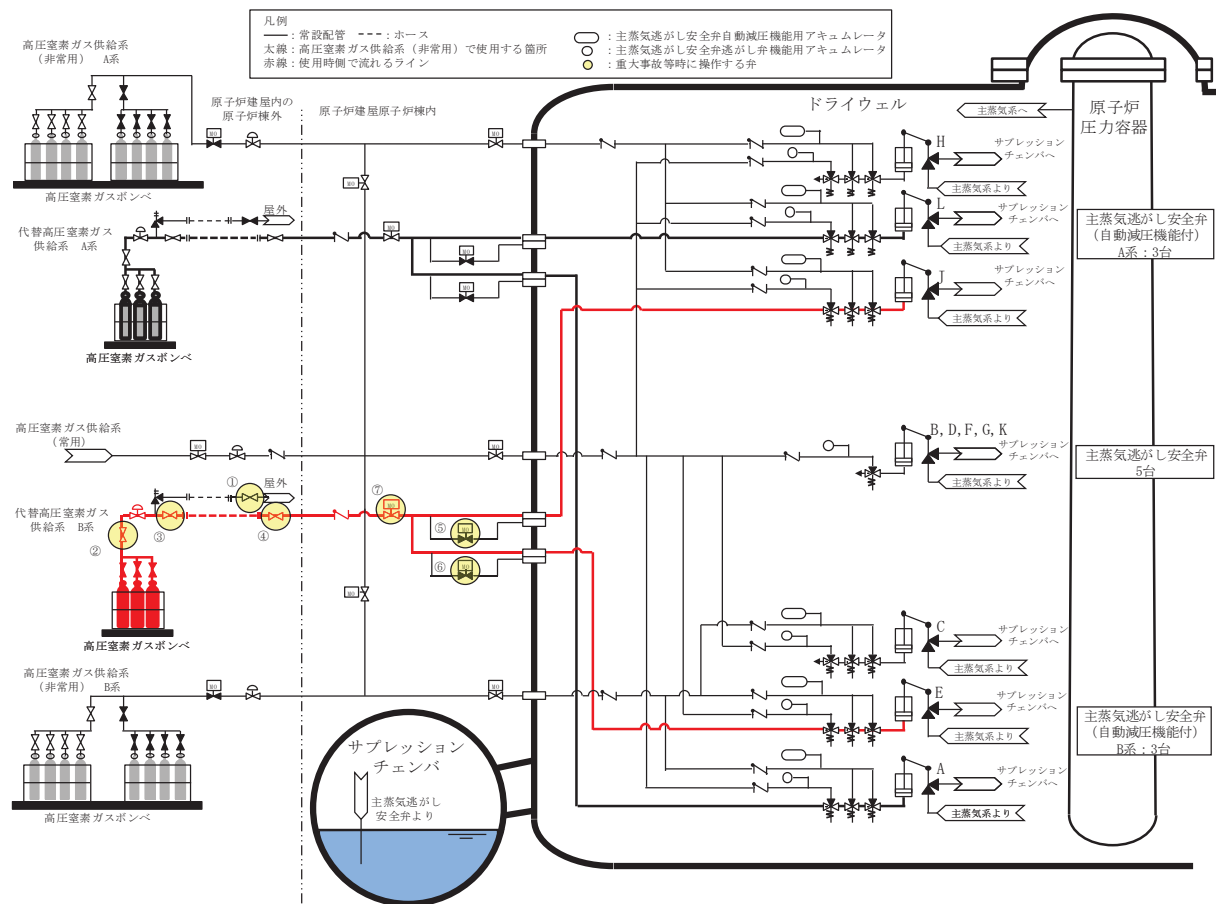


図 46-4-4 代替高压窒素ガス供給系 (B 系) 系統概要図

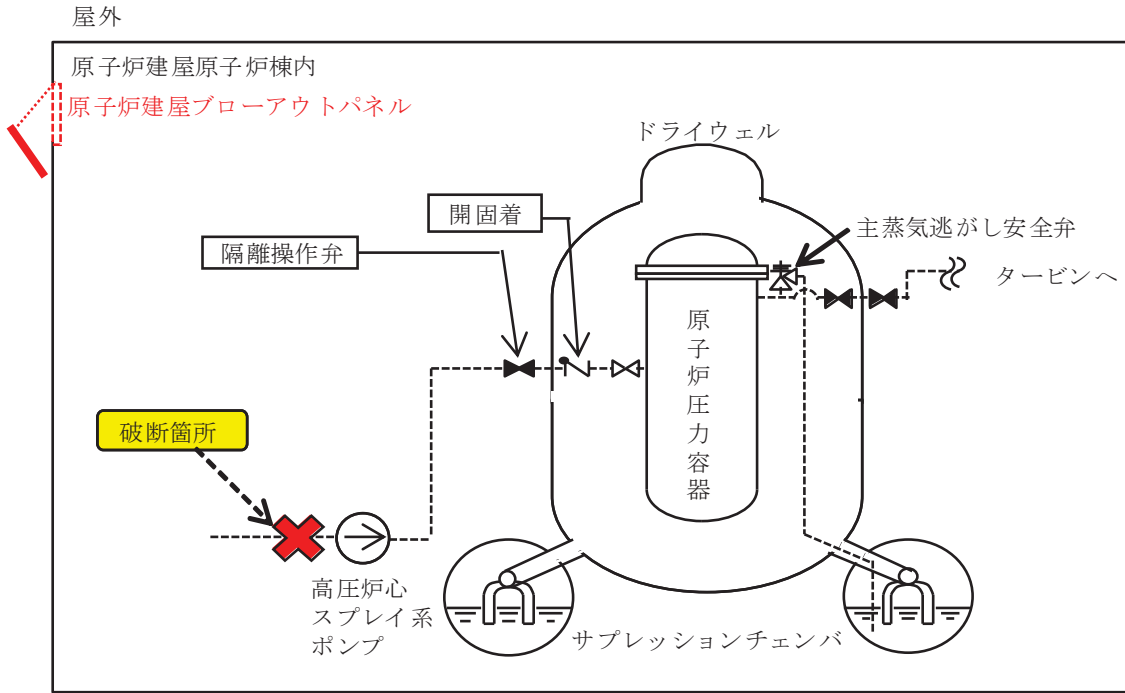


図 46-4-5 原子炉建屋ブローアウトパネルの系統概略図
(インターフェイスシステム LOCA 発生時)

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)

機器名(又は形式)	取組む(機器名)	取組むべき内容・検査の目的	検査の頻度	保全方式 又は編成	備考	備考 (1) 対応する自動停止装置
原子炉機油機油	ボイラコック	外観点検	高	10 Y	—	定検停止機
	炉心モニタリ(主油ポンプ)	外観点検	高	10 Y	炉内構造物検査	定検停止機
原子炉蒸	主蒸気逃がし安全弁 (A) (C) (E) (H) (J) (L)	機能・性能試験	A, 高	1-C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止機
		機能・性能試験	A, 高	1-C	目録維持弁機能検査	定検停止機
		分解点検	A, 高	13 M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止機
		機能・性能試験	A, 高	13 M	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止機
	主蒸気逃がし安全弁 (B) (D) (F) (G) (K)	機能・性能試験	高	1-C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止機
		分解点検	高	13 M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止機
		機能・性能試験	高	13 M	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止機
	主蒸気逃がし安全弁 (M) (N) (P) (Q) (R) (S) 【中継制御】(コンシダ、電磁弁)	分解点検	高	13 M	—	定検停止機
	主蒸気調整弁・8台	機能・性能試験	A, 高	1-C	主蒸気調整弁機能検査	定検停止機
		漏えい試験	A, 高	1-C	主蒸気調整弁漏えい率検査	定検停止機
		特性試験	A, 高	1-C	蒸気調整弁健全性確認検査 (ゴロモス弁組)	定検停止機
		機能・性能試験	A, 高	1-C	原子炉保護系インターロック機能検査 (8台共通動作確認試験)	定検停止機
機能・性能試験		A, 高	1-C	原子炉保護系インターロック機能検査 (原子炉保護系・蒸気調整システム共通)	定検停止機	
主蒸気第一調整弁 (A)	分解点検	A	13 M	主蒸気調整弁分解検査	定検停止機	
	確認点検	A	13 M	—	定検停止機	
主蒸気第一調整弁 (A) 【中継制御】	分解点検	A	13 M	—	定検停止機	
主蒸気第一調整弁 (B)	分解点検	高	13 M	主蒸気調整弁分解検査	定検停止機	
	確認点検	高	13 M	—	定検停止機	
主蒸気第一調整弁 (B) 【中継制御】	分解点検	高	13 M	—	定検停止機	
主蒸気第一調整弁 (C)	分解点検	高	13 M	主蒸気調整弁分解検査	定検停止機	
	確認点検	高	13 M	—	定検停止機	
主蒸気第一調整弁 (C) 【中継制御】	分解点検	高	13 M	—	定検停止機	

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）

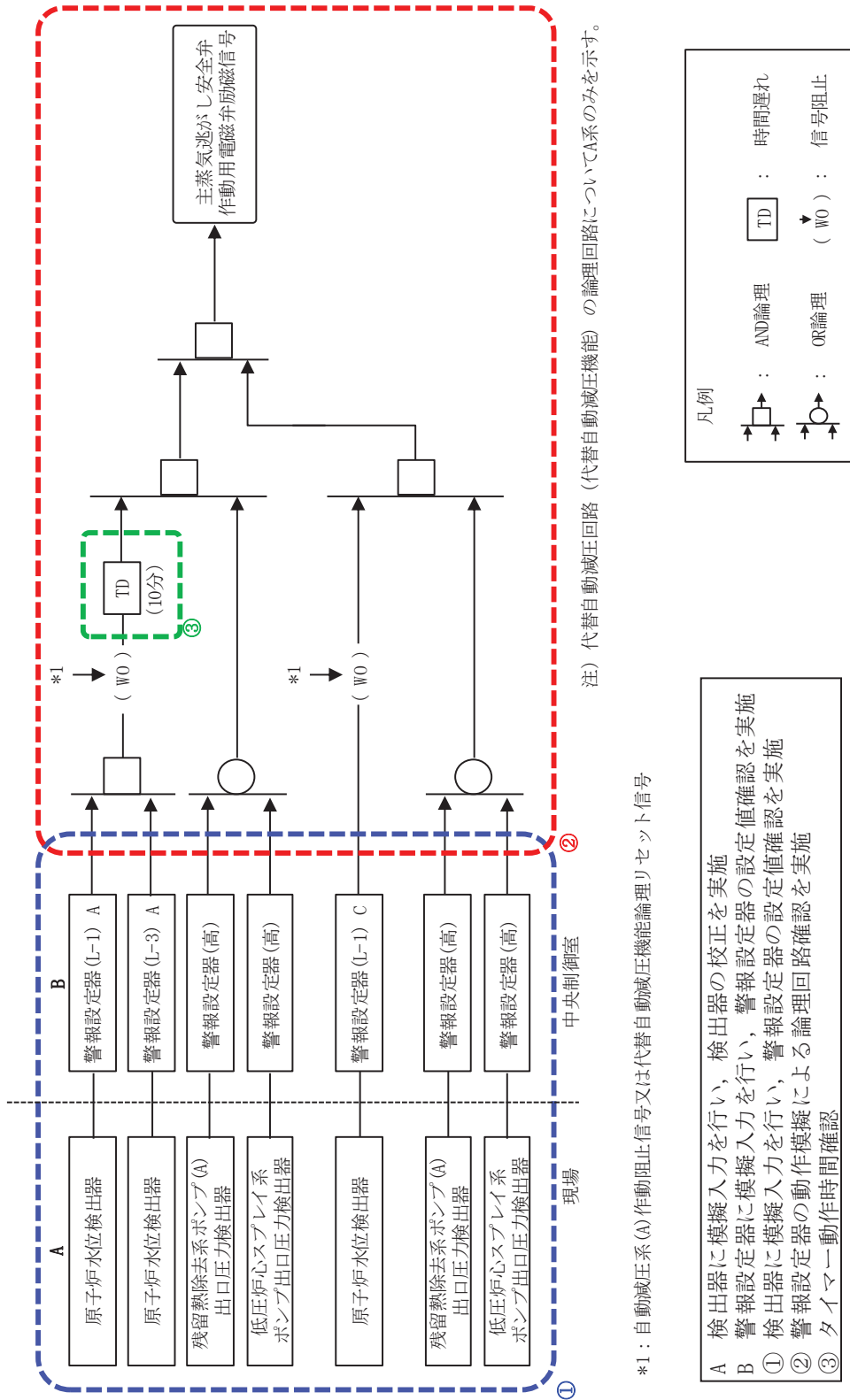


図 46-5-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の試験及び検査

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たっては、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つては、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、試験及び検査にあたっては、各チャンネルが独立に試験可能である。

・ 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。

・代替高压窒素ガス供給系

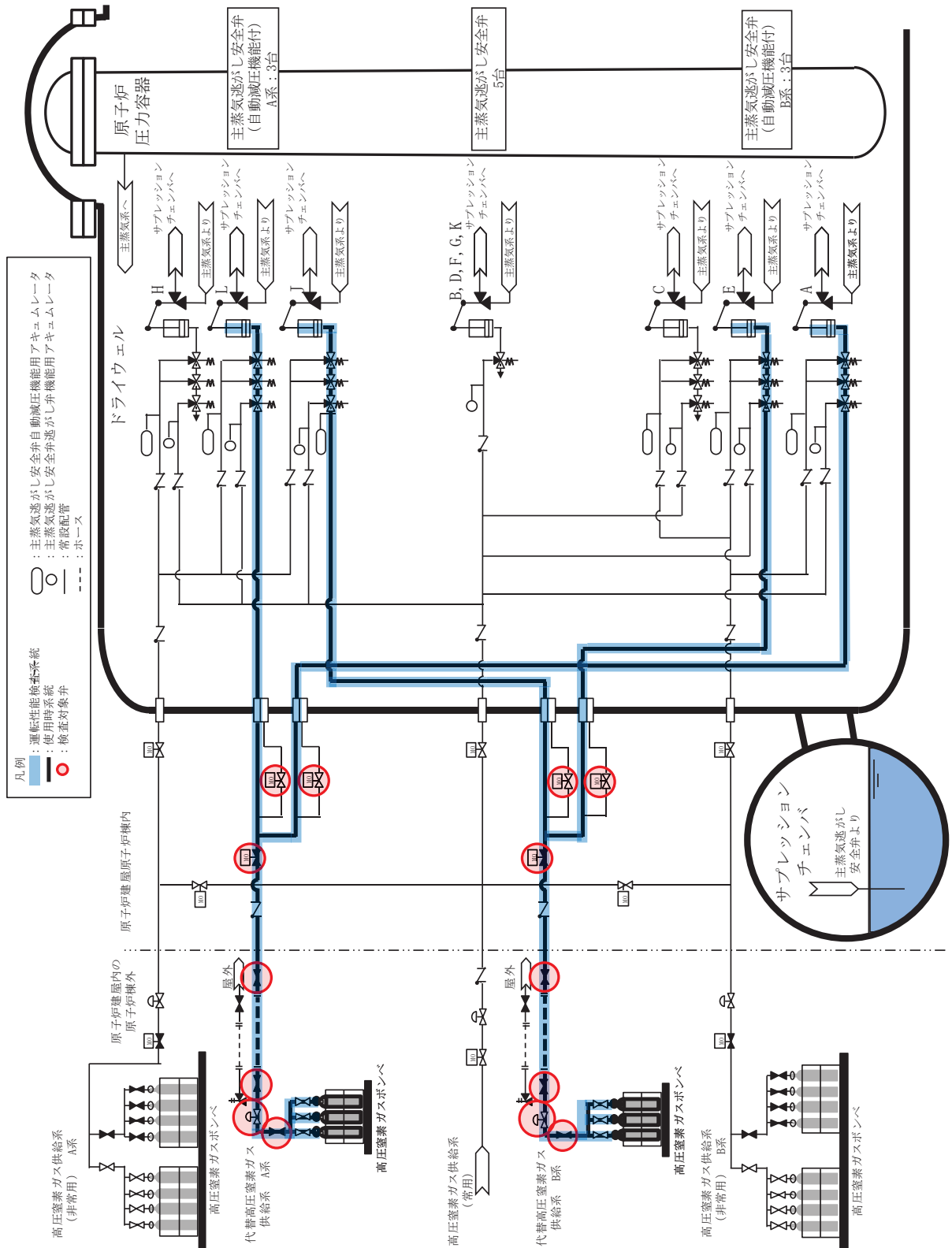


図 46-5-3 運転性能検査系統図 (代替高压窒素ガス供給系)

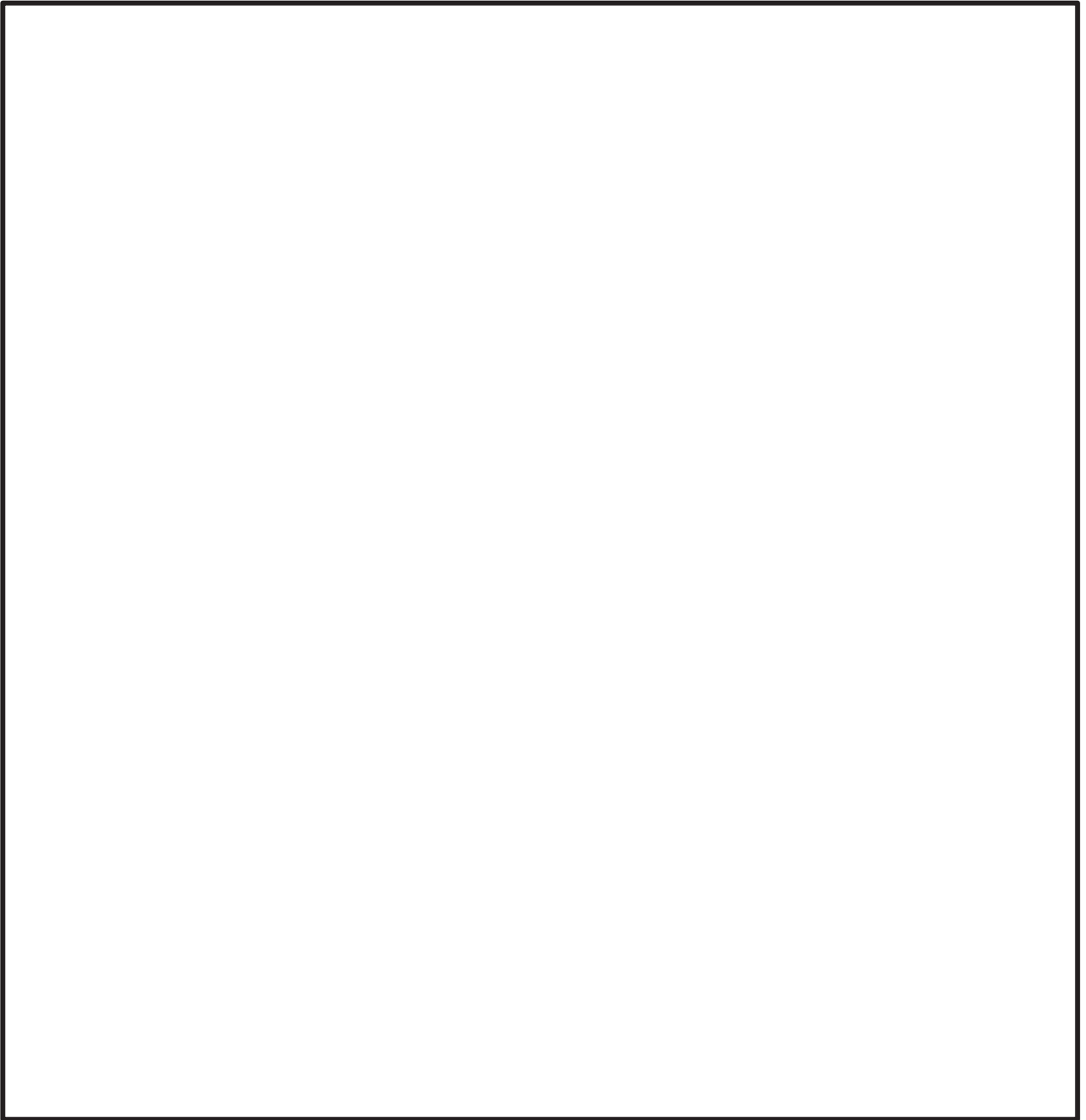


図 46-5-4 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

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 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)

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

(通常時)

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

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

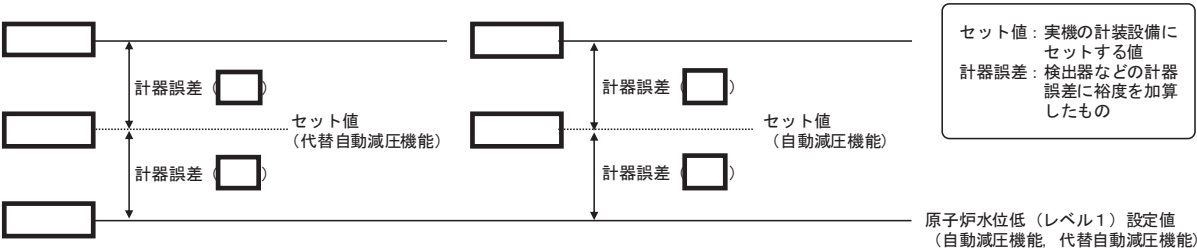
主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

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。

・ 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。

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

よって、3 弁開動作するためには $\square[\ell(normal)] \times 3 \text{ 弁} \div \square[\ell(normal)]$ 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（ $[\ell(normal)]$ ）

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

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（ $\square[\text{MPa}(abs)]$ ）*1

V_1 : 自動減圧機能用アキュムレータ容量（200 $[\ell]$ ）

V_2 : 空気シリンダ容量（ $\square[\ell]$ ）

*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 弁を全て 7 日間、開保持できるガス量は
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 : $\boxed{}$ [$\ell(\text{normal})$]

高圧窒素ガス供給系 (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 高圧窒素ガスポンベによる供給量

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

Q_b : 高圧窒素ガスポンベの供給量 [$\ell(\text{normal})$]

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

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

P_L : 大気圧 (0.101 [$\text{MPa}(\text{abs})$])

V_b : ポンベ容量 (46.7 [$\ell/\text{本}$])

M : 必要ポンベ本数 [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、

$$\frac{\square [\ell(\text{normal})] \times M}{M > \square} > \square [\ell(\text{normal})]$$

よって、必要ポンペ本数は3本となる。

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

1.2 代替高压窒素ガス供給系に使用する高压窒素ガスポンペ容量

代替高压窒素ガス供給系に使用する高压窒素ガスポンペは、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。

高压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。

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

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 : 高压窒素ガスポンペ初期充填圧力 (\square MPa[gage])

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

T : 窒素ガス温度 (\square °C)

V : 高压窒素ガスポンペ1本当たりの容量 (46.7 ℓ)

Q_1 : 設計漏えい量 (\square $\ell/\text{min}[\text{normal}]$)

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

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 (\square $\ell(\text{normal})$)

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]*） 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]*） *最高使用圧力の2倍(2Pd)まで過圧された状態を想定 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。

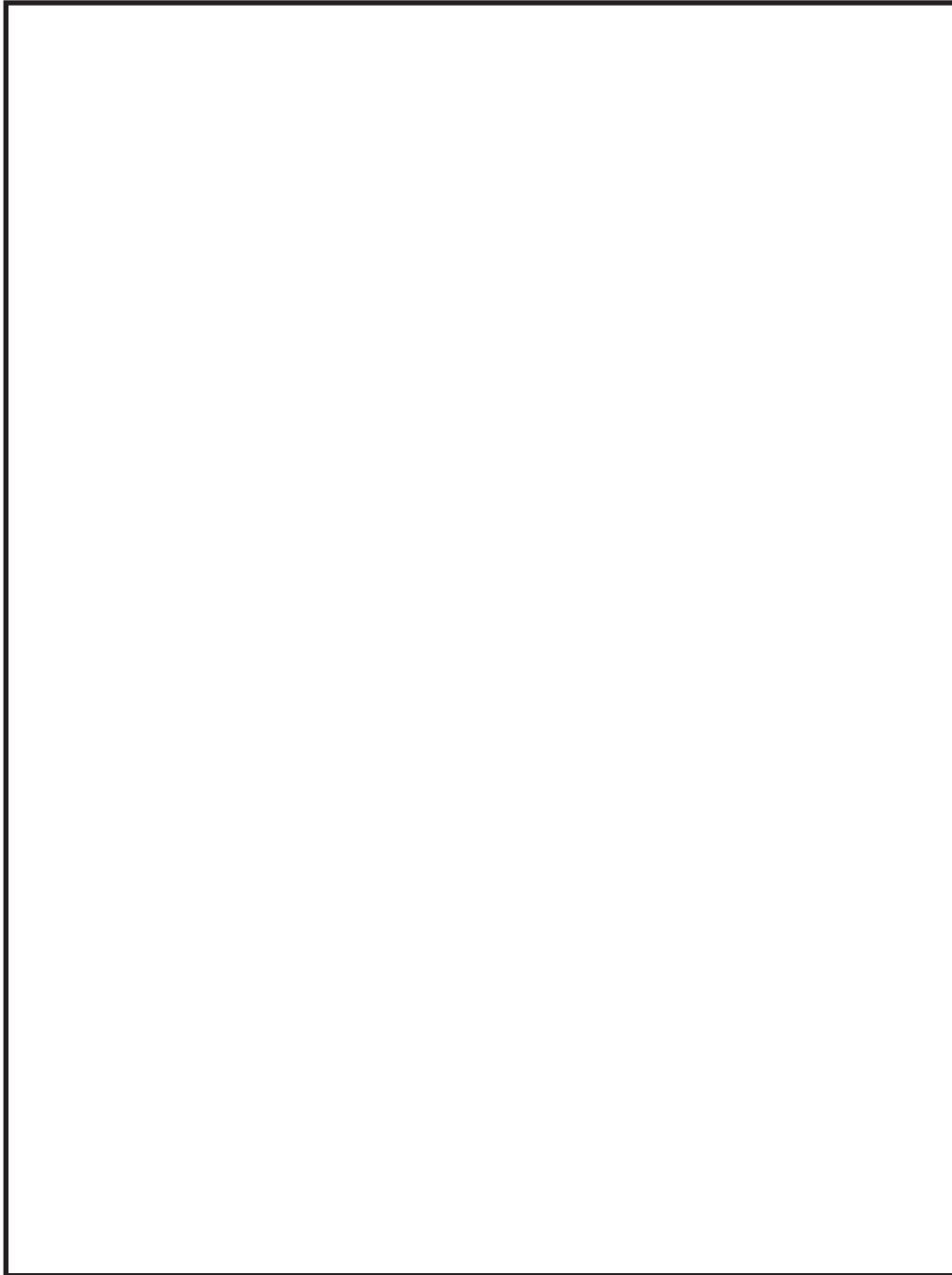


図 46-6-2 主蒸気逃がし安全弁構造概要図

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

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）、代替高圧窒素ガス供給系

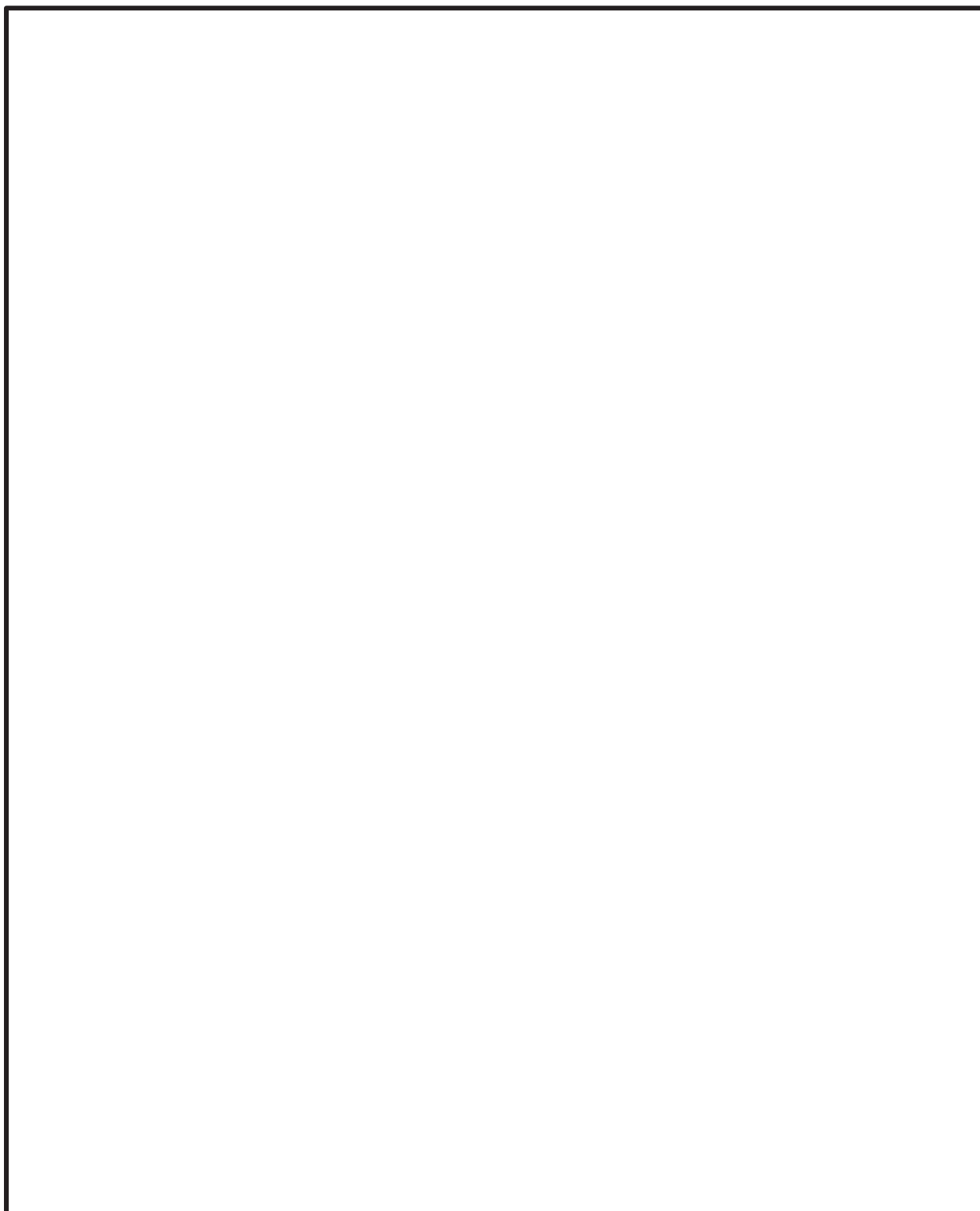


図 46-7-1 接続部詳細図（窒素ガスボンベラック）

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

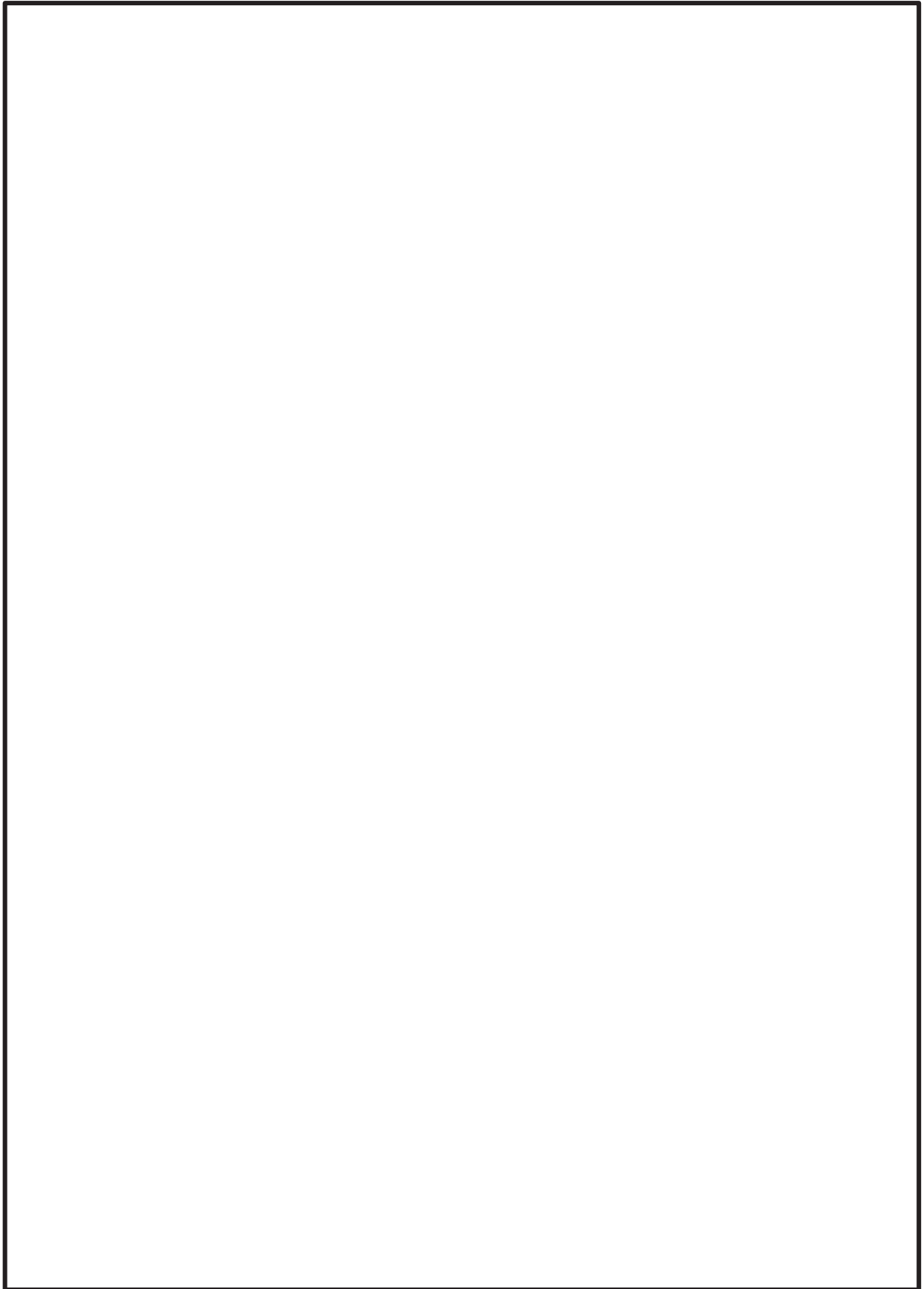


図 46-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9

アクセスルート図

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

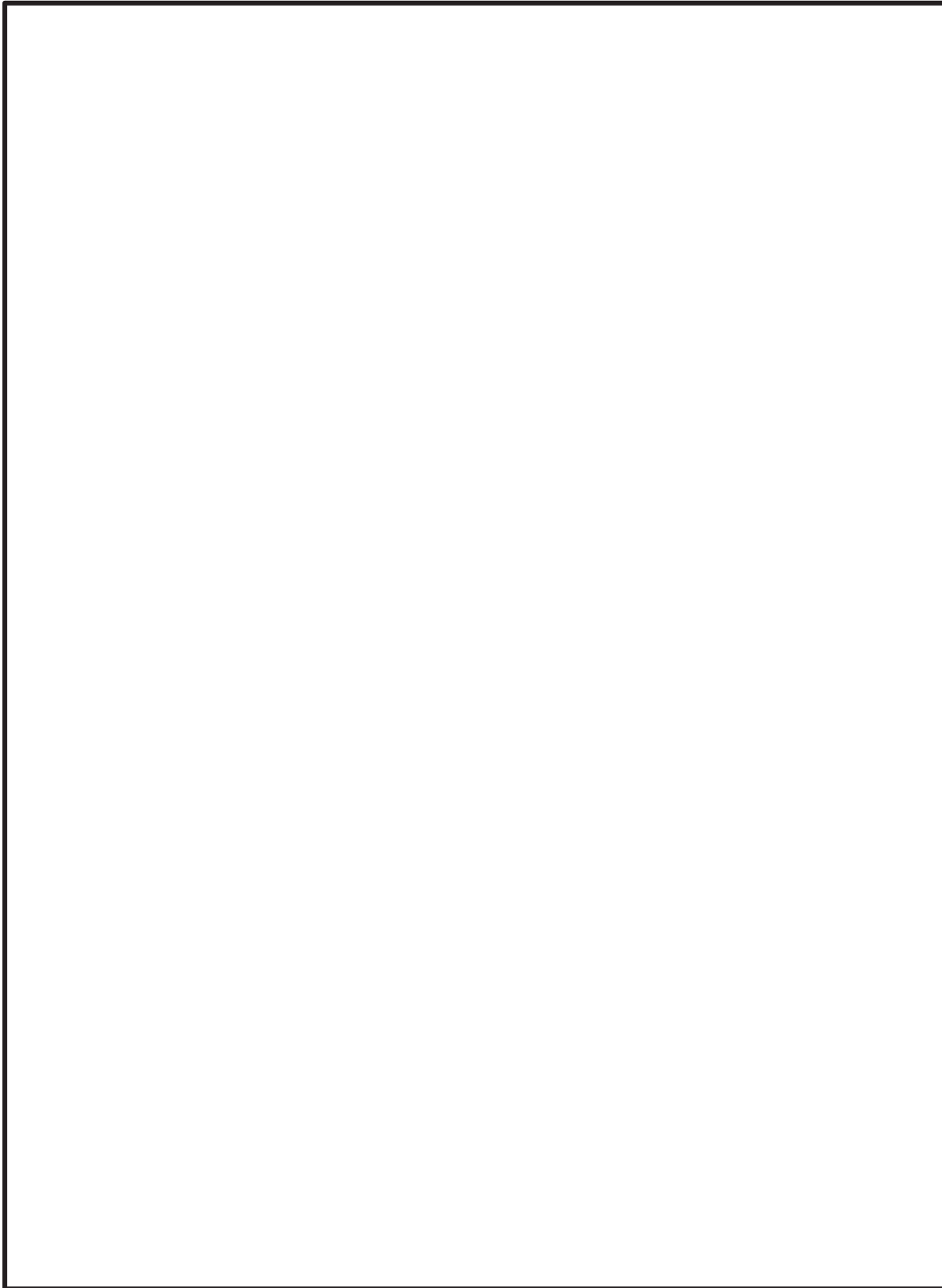


図 46-9-1 屋内アクセスルート（1/4）

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（O2-NP-0026（改
7）」（平成 30 年 4 月 19 日 提出版）より抜粋

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）

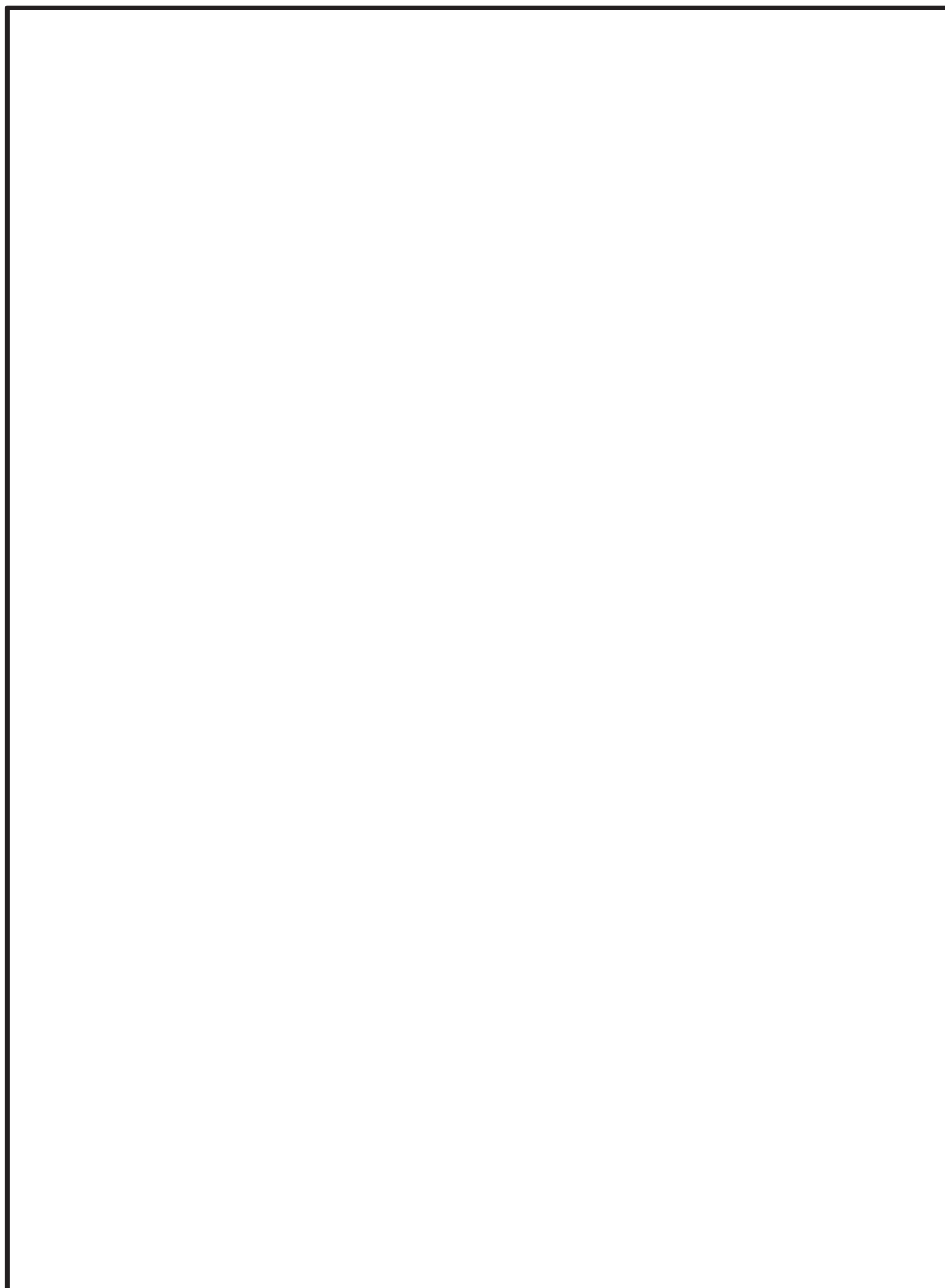


図 46-9-2 屋内アクセスルート（2/4）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-9-2

- ・ 高圧窒素ガス供給系（非常用）

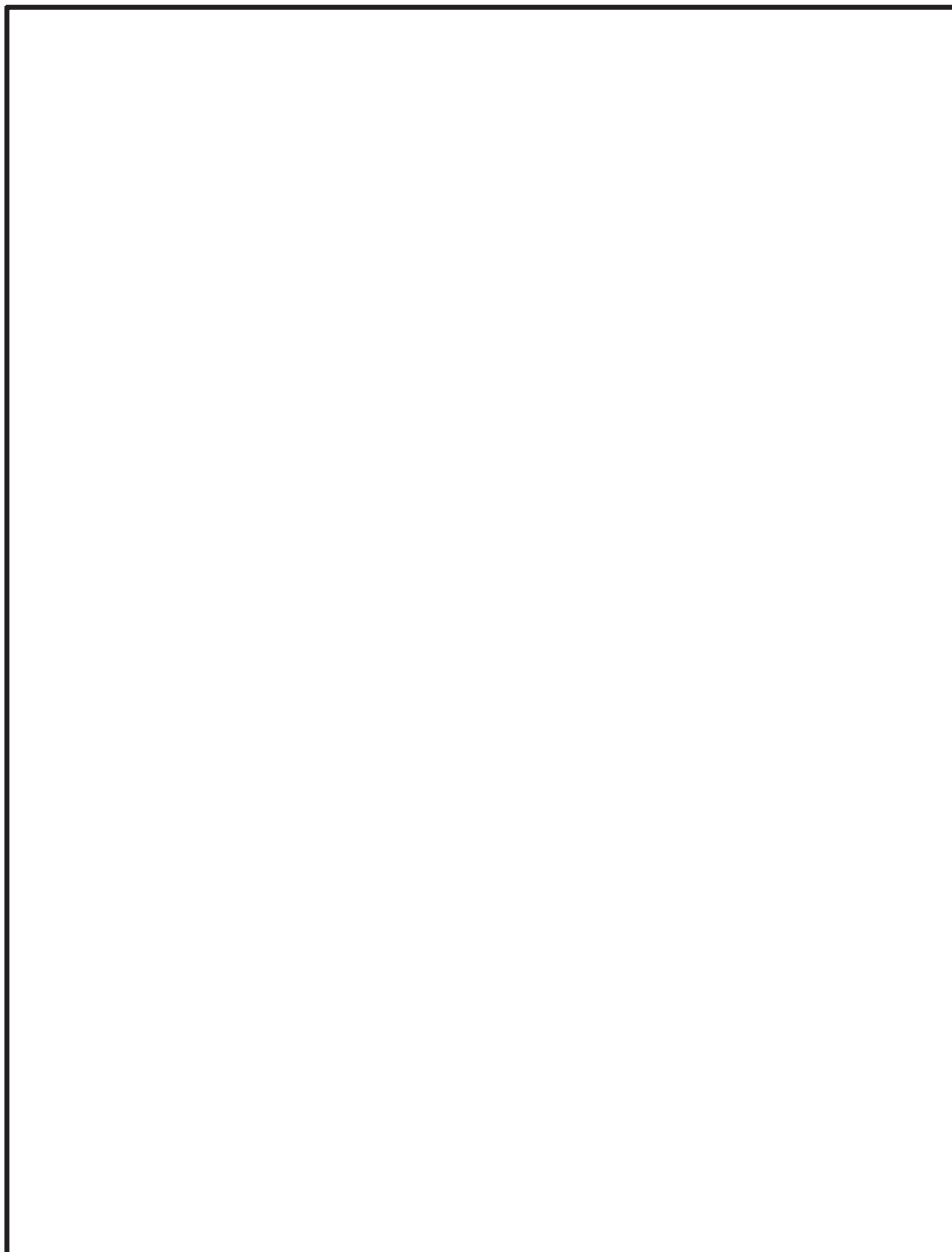


図 46-9-3 屋内アクセスルート (3/4)

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）

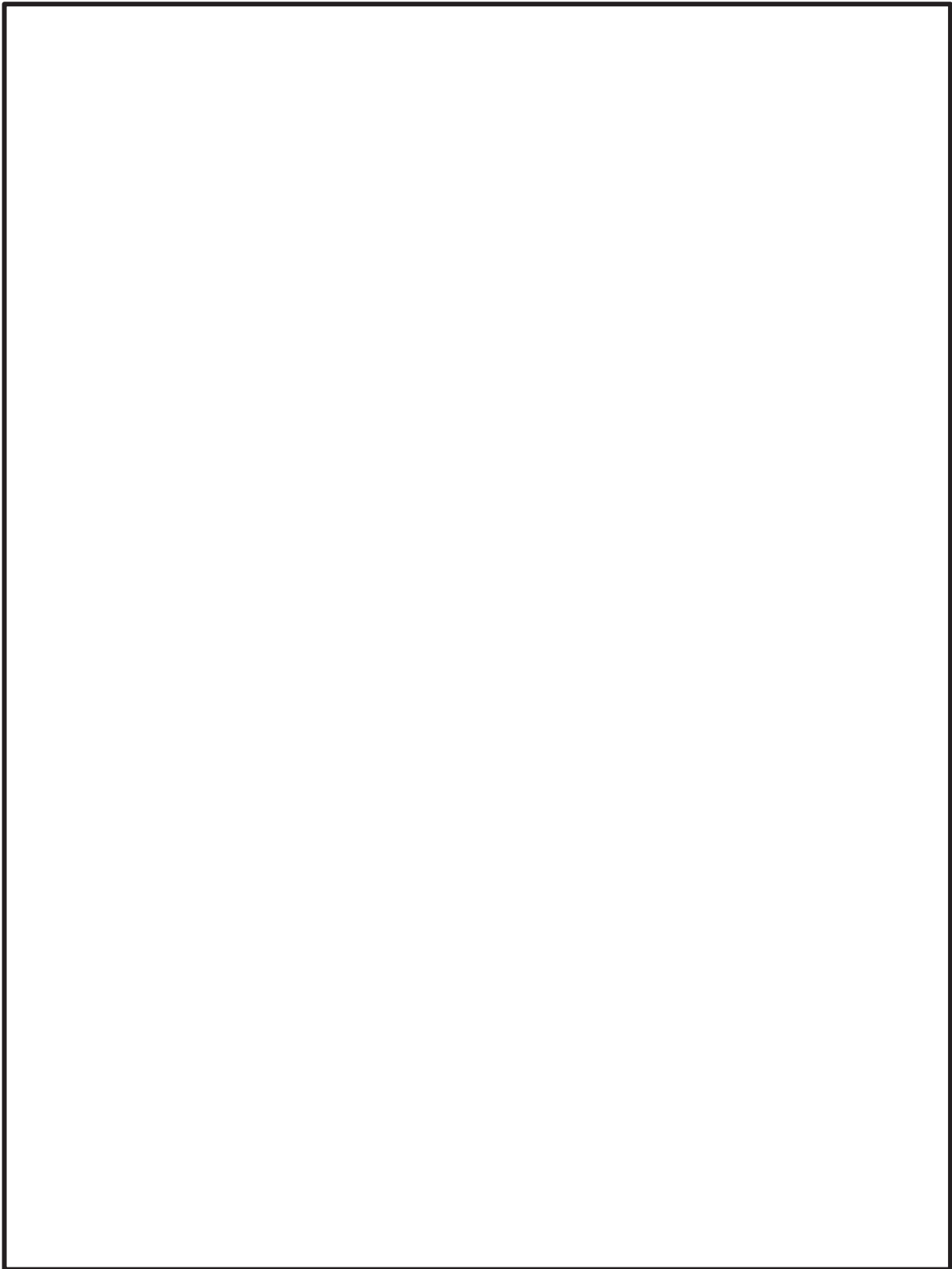


図 46-9-4 屋内アクセスルート（4/4）

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



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

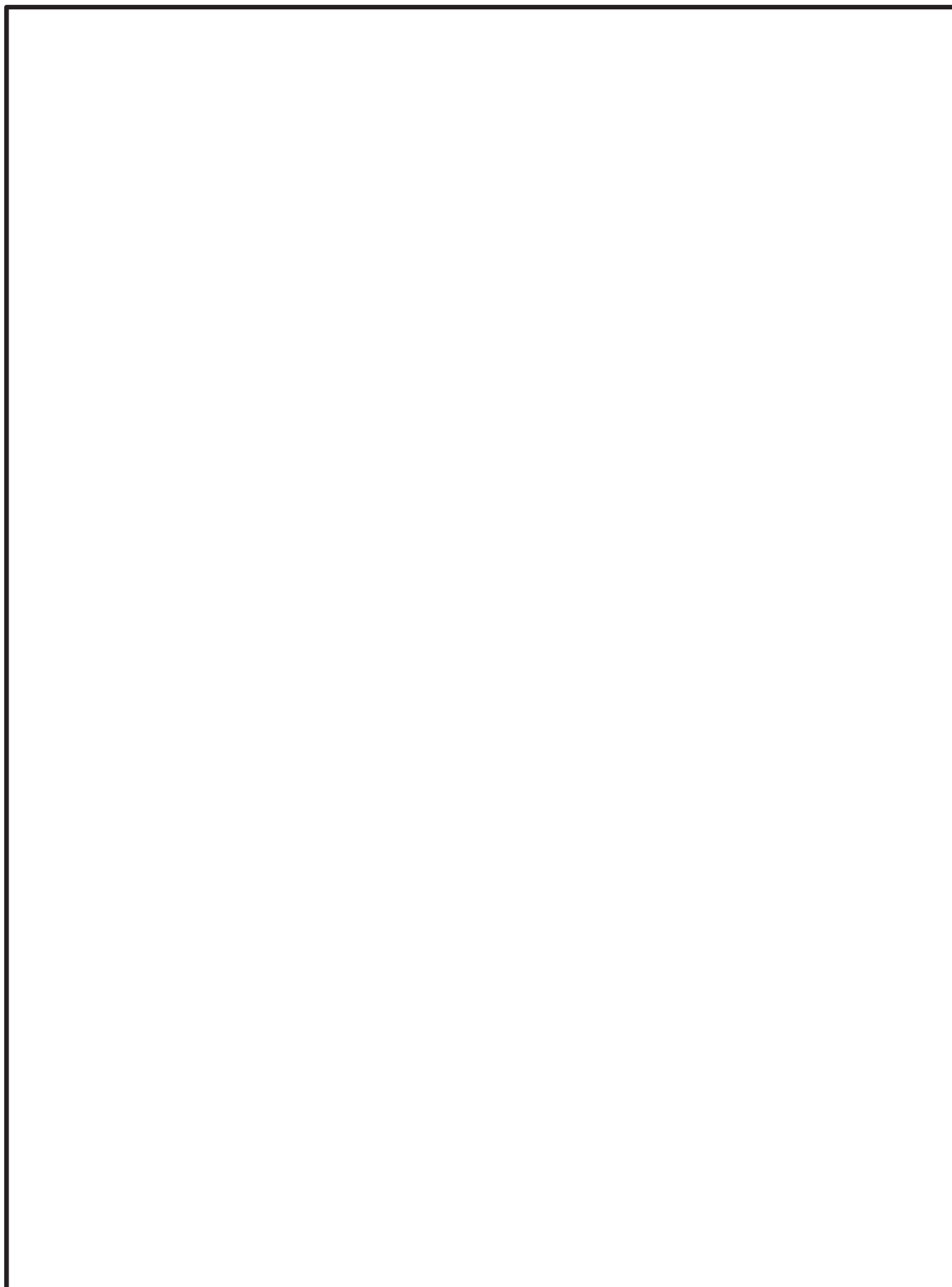


図 46-9-6 屋内アクセスルート (2/3)

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

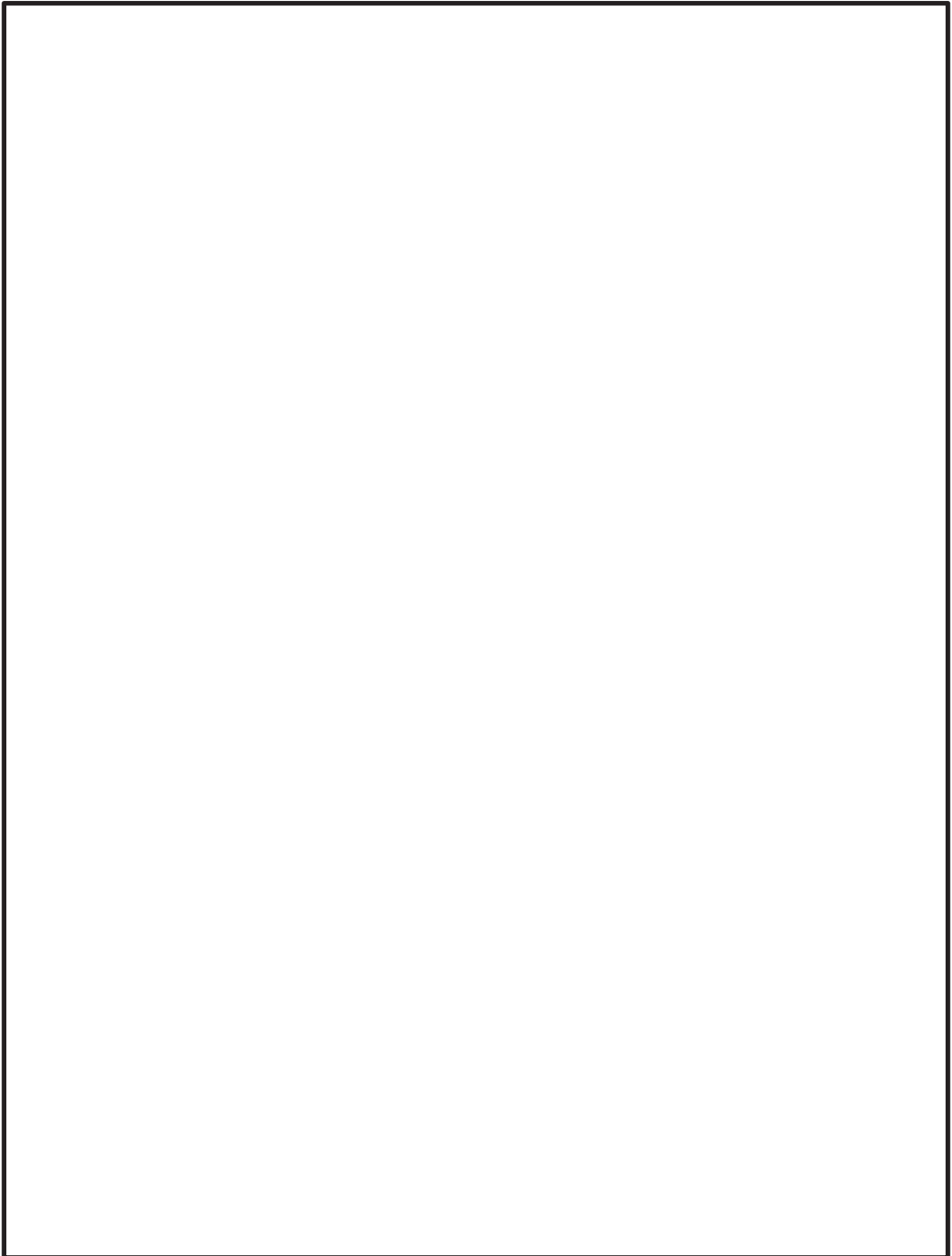


図 46-9-7 屋内アクセスルート (3/3)

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

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
 - e. 保管場所 : 原子炉建屋

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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

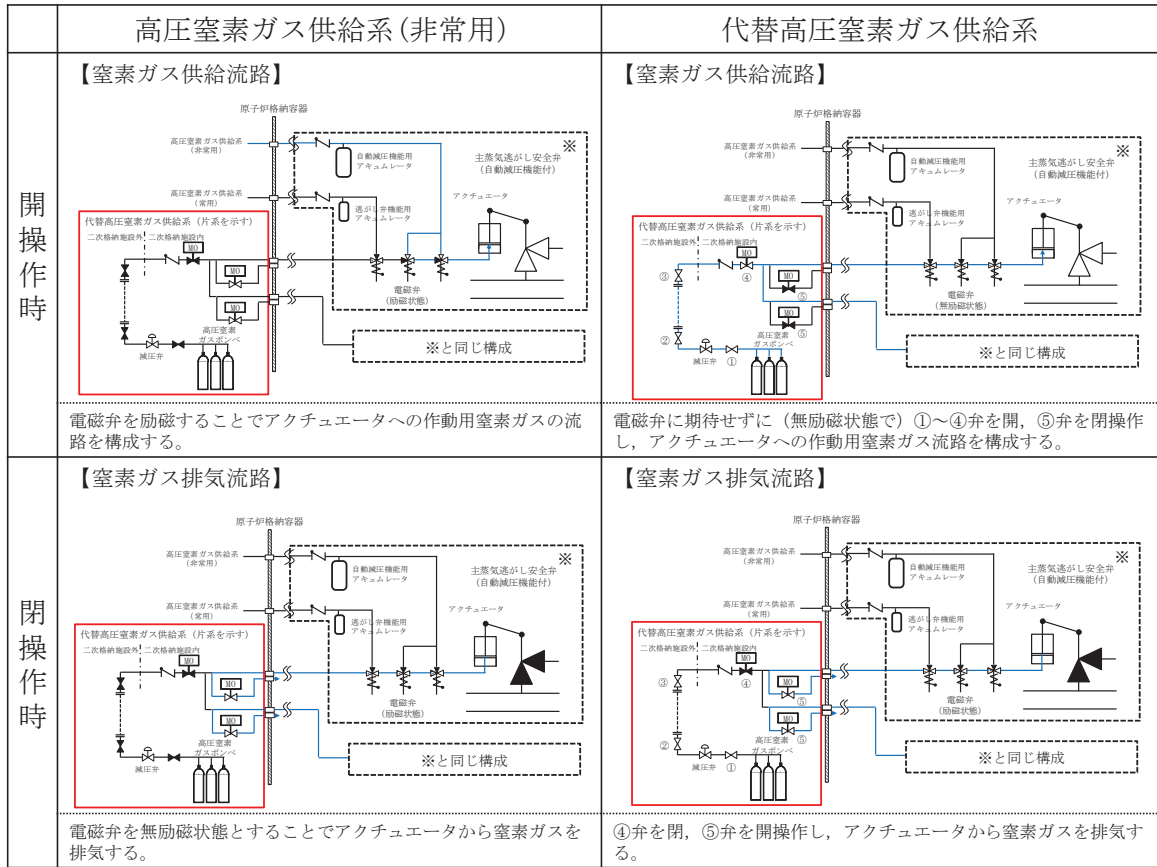


図 46-10-1 高压窒素ガス供給系(非常用)と代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁の作動原理

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 , , 原子炉建屋 , 原子炉建屋 及び原子炉建屋 （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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

(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氣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。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。

原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、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。

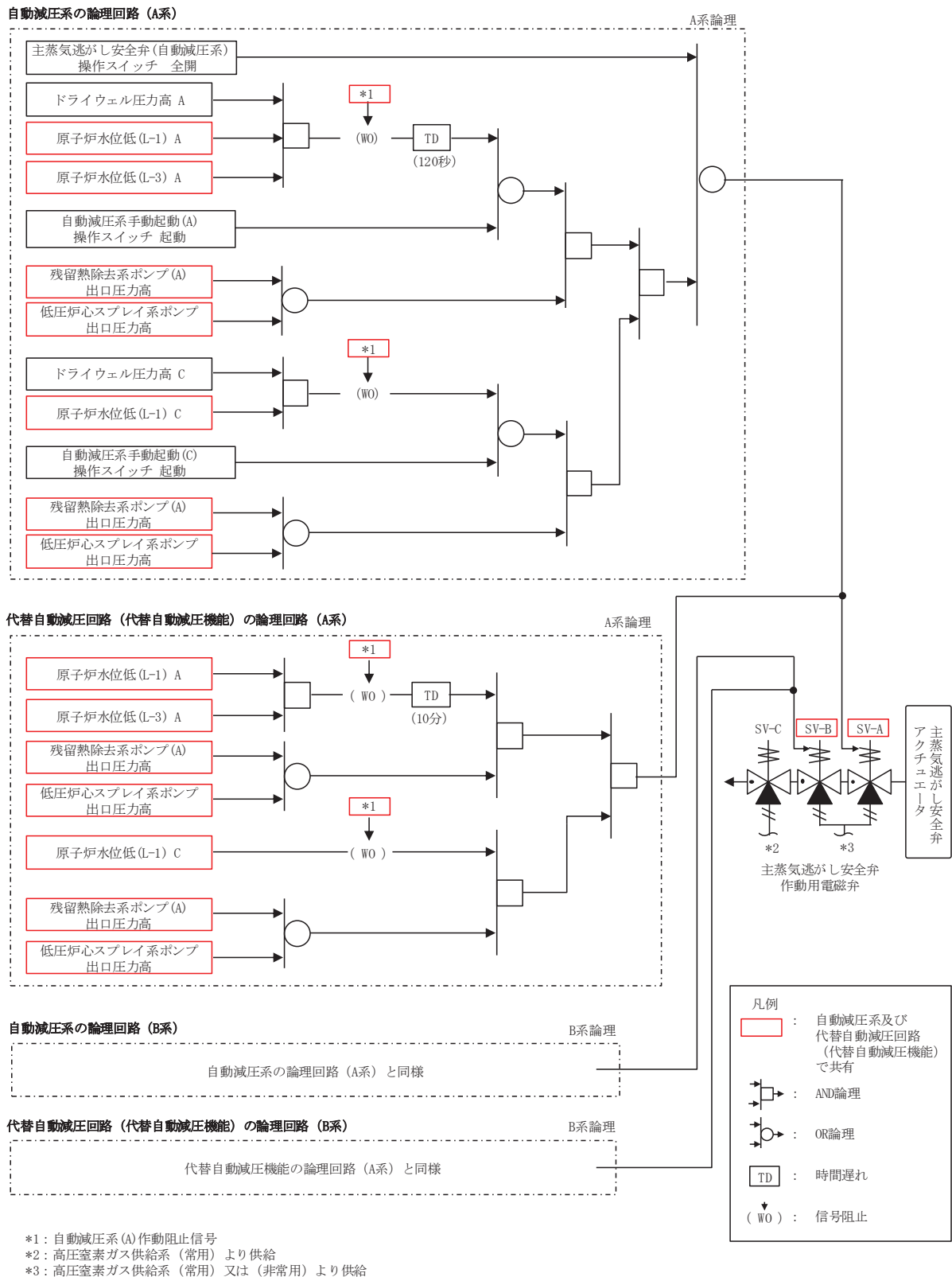


図 46-11-1 自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の論理回路

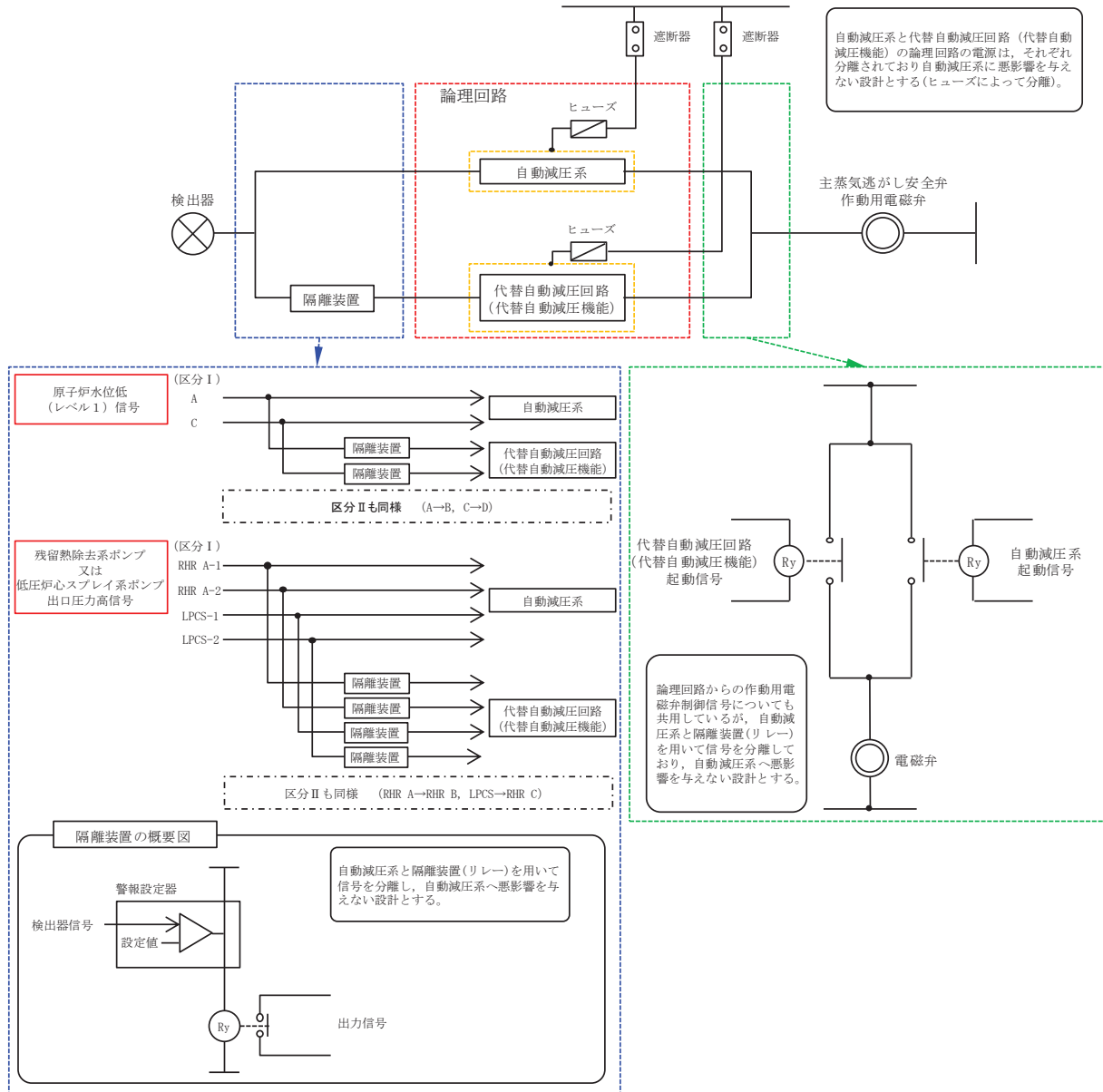


図 46-11-2 信号の分離について

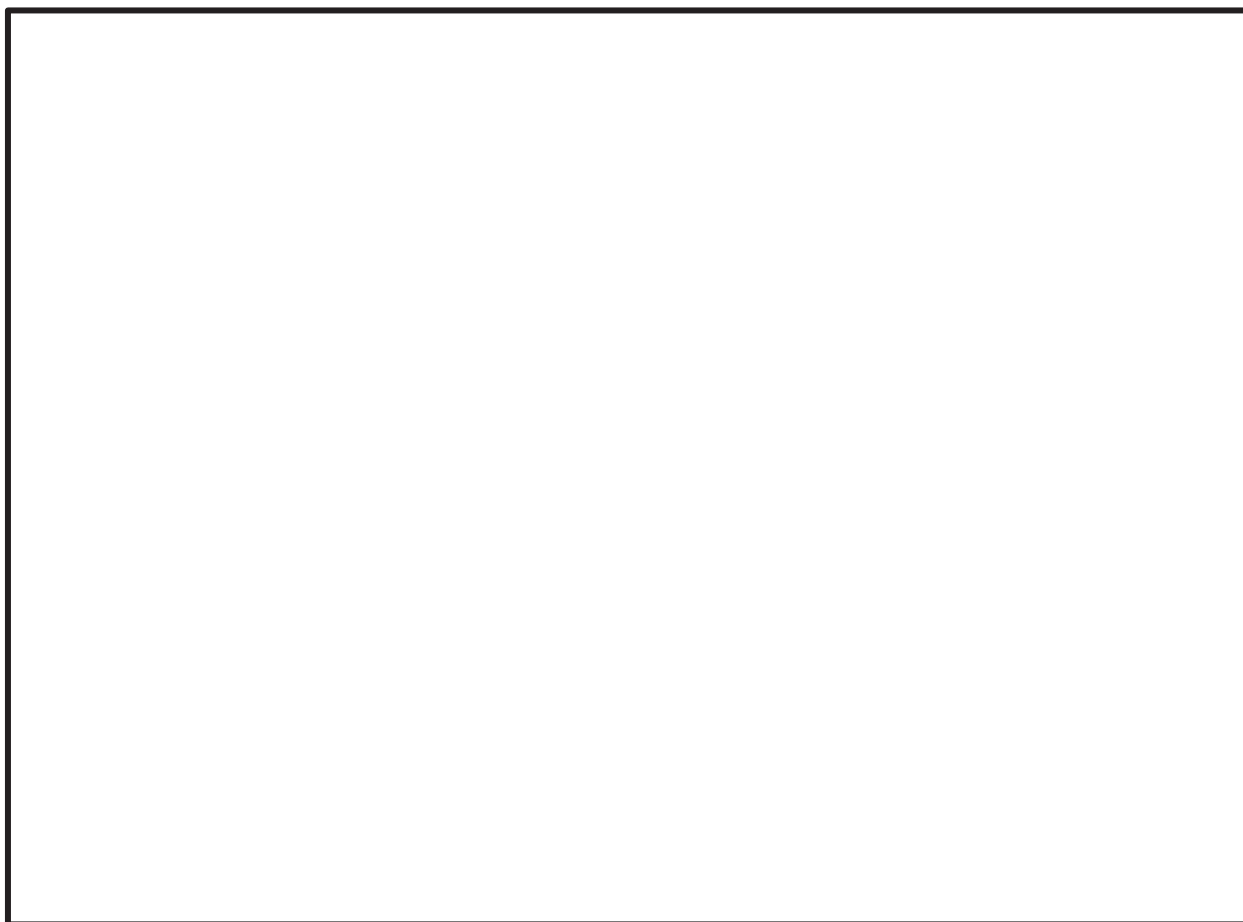


図 46-11-3 代替自動減圧機能及び自動減圧系の制御盤の設置場所

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

(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1278cm
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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

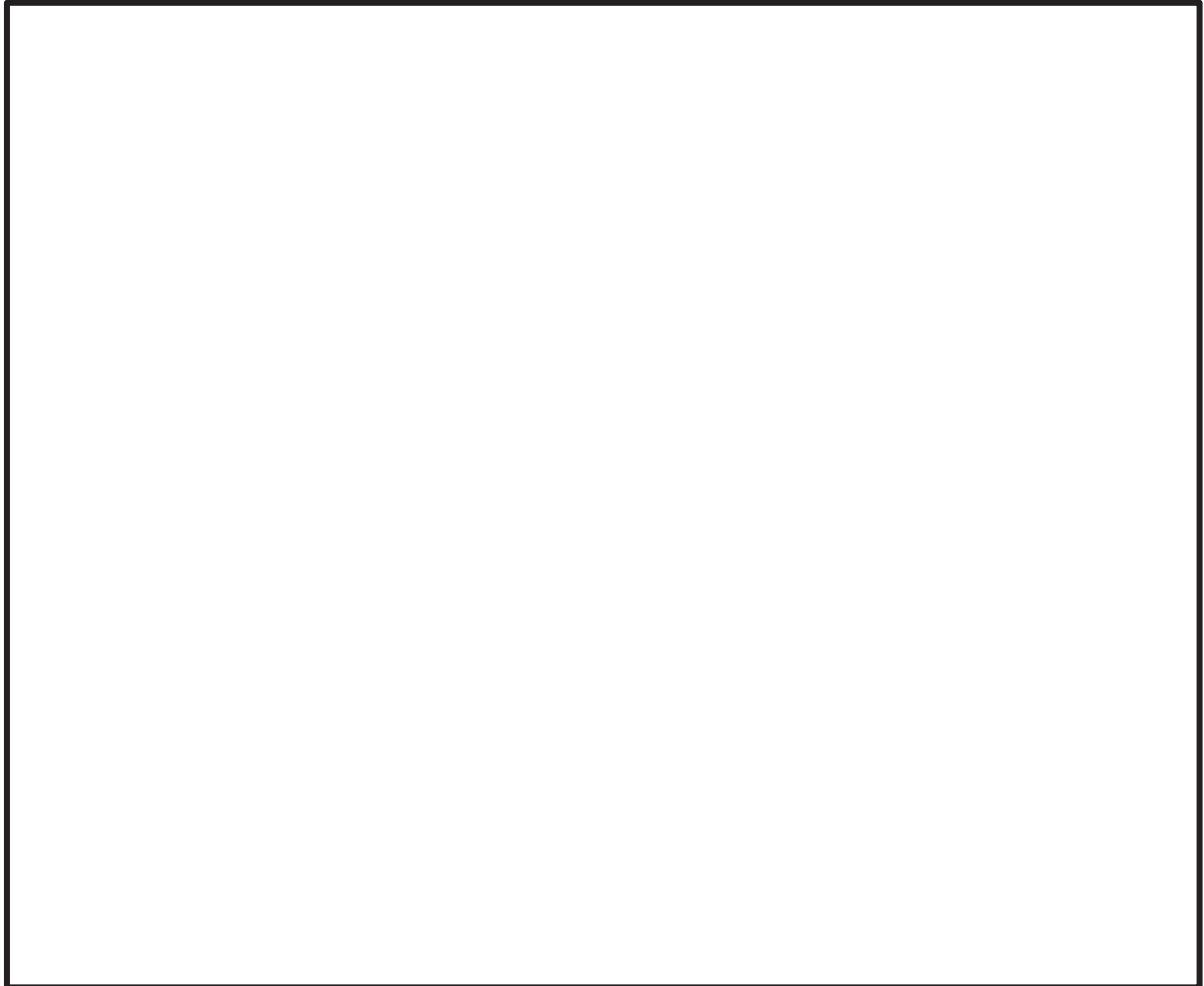


図 46-12-1 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）（盤）の設置場所

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。

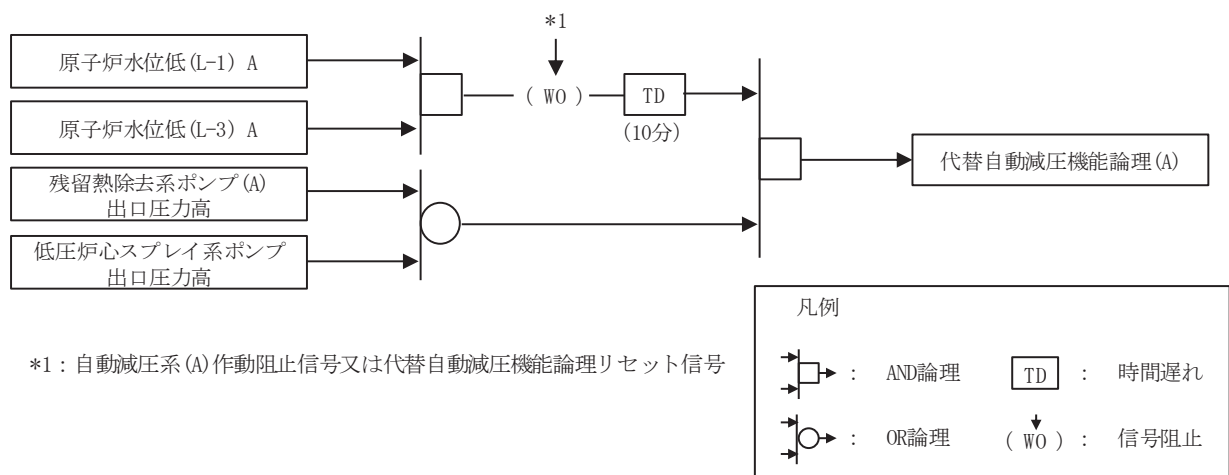


図 46-12-2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理回路

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。

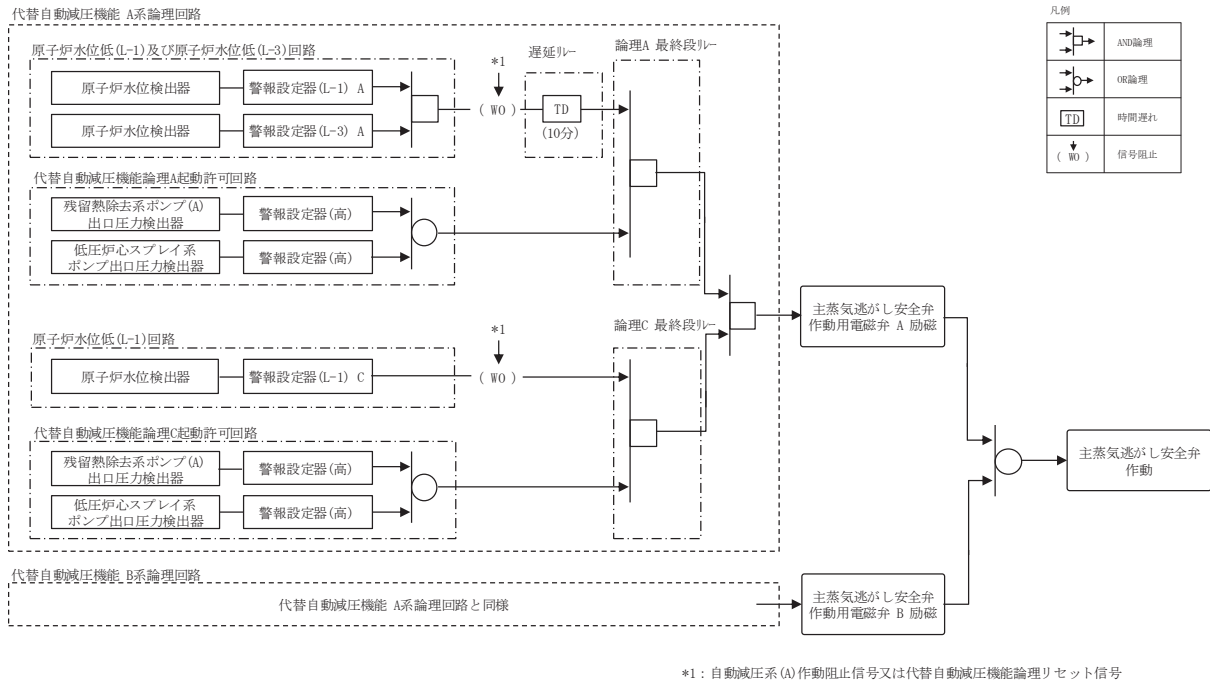


図 46-12-3 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作率評価に適用したロジックのモデル

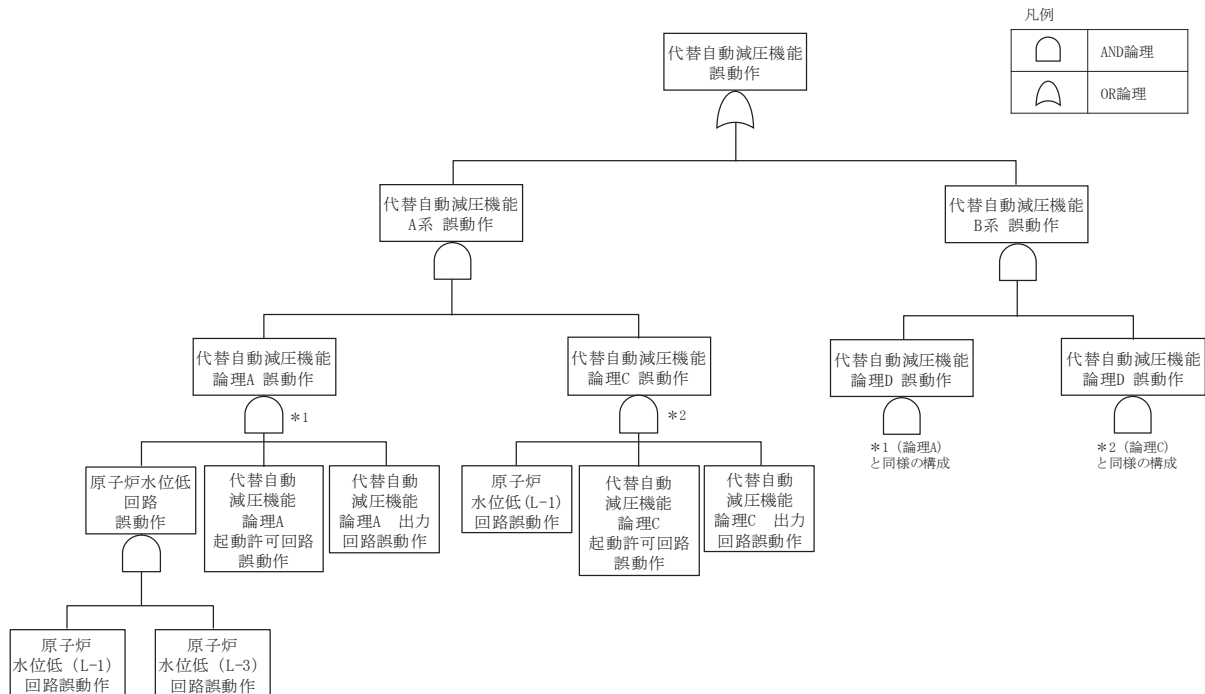


図 46-12-4 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の誤動作発生頻度評価に用いたフォールトツリー（概略）

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。

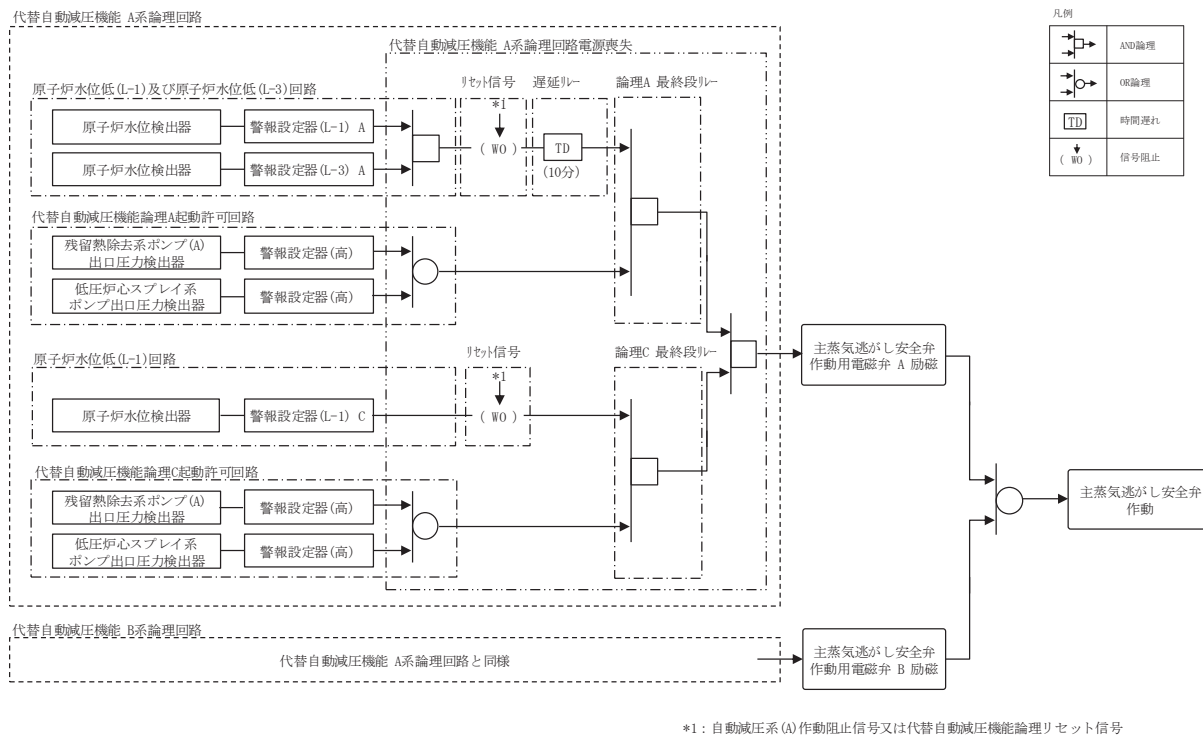


図 46-12-5 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に適用したロジックのモデル

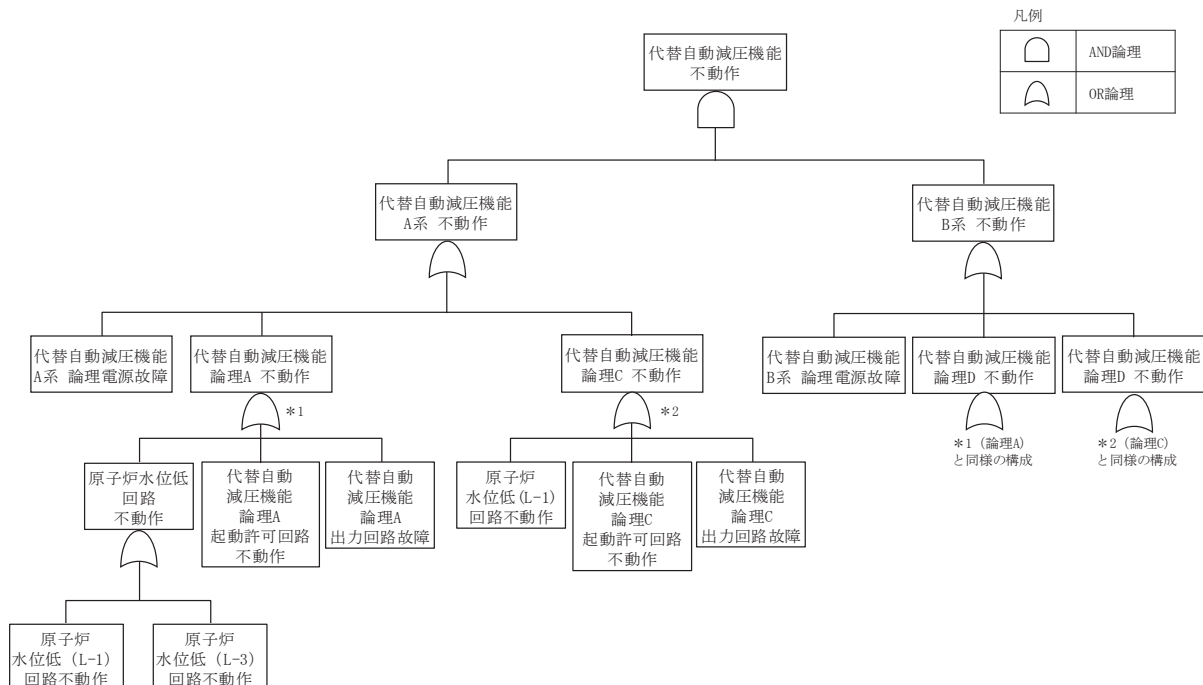


図 46-12-6 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の非信頼度評価に用いたフォールトツリー（概略）

46-13

主蒸気逃がし安全弁の遮熱板について

1. 概要

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、主蒸気逃がし安全弁を開保持し、原子炉圧力容器内の圧力を 2MPa 以下の低圧に維持する必要がある。

DCH 防止のため、主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要な期間において確実に機能を発揮するために必要な対策について説明する。

2. 基本方針

主蒸気逃がし安全弁は、本体部とアクチュエータ及び電磁弁等で構成し「7. 本体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、アクチュエータ及び電磁弁の温度が上昇すると、アクチュエータの空気シリンダピストン及び電磁弁のシール部が熱によって損傷し、主蒸気逃がし安全弁の機能維持に影響を及ぼすおそれがある。

このため、高温蒸気が流れる弁箱表面からの輻射熱の入熱を抑制する遮熱板を設置し、補助作動装置の温度上昇を抑制することにより主蒸気逃がし安全弁による減圧が必要な期間（約 3.8 時間）において確実に機能を発揮する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の構造を図 46-13-1 に示す。



図 46-13-1 主蒸気逃がし安全弁構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 遮熱板の設計方針

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主蒸気逃がし安全弁の温度を評価し、機能維持を確認している下記の条件と比較することで主蒸気逃がし安全弁の健全性を評価する。

- ・ 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

4. 評価方法

MAAP 解析によって得られた DCH 対応シナリオでの原子炉压力容器内気相平均温度とドライウェル内気相平均温度を包絡する評価温度条件において、汎用有限要素法解析コード (ABAQUS) により、入熱一定とし主蒸気逃がし安全弁の温度を解析により評価する。

5. 評価条件

(1) 温度条件

図 46-13-2 に原子炉压力容器内気相平均温度、図 46-13-3 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原子炉压力容器破損までの期間内で原子炉压力容器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、保守的に最も厳しい温度 (最大値) を評価条件として設定した。

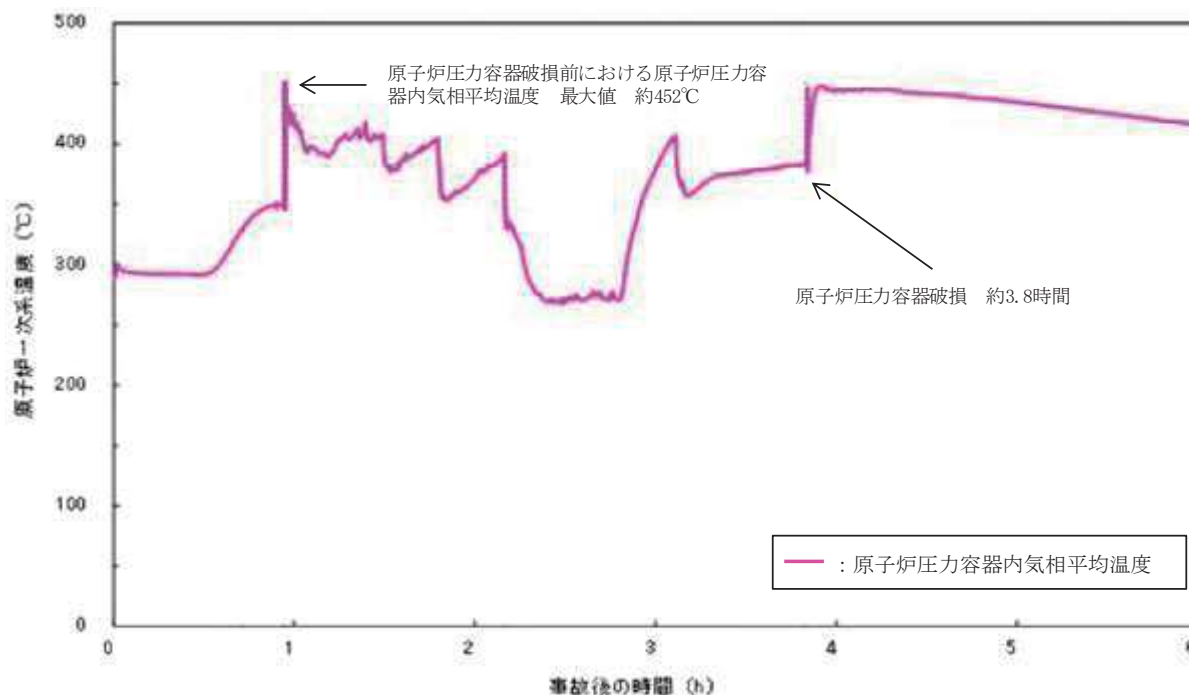


図 46-13-2 原子炉压力容器内気相平均温度推移

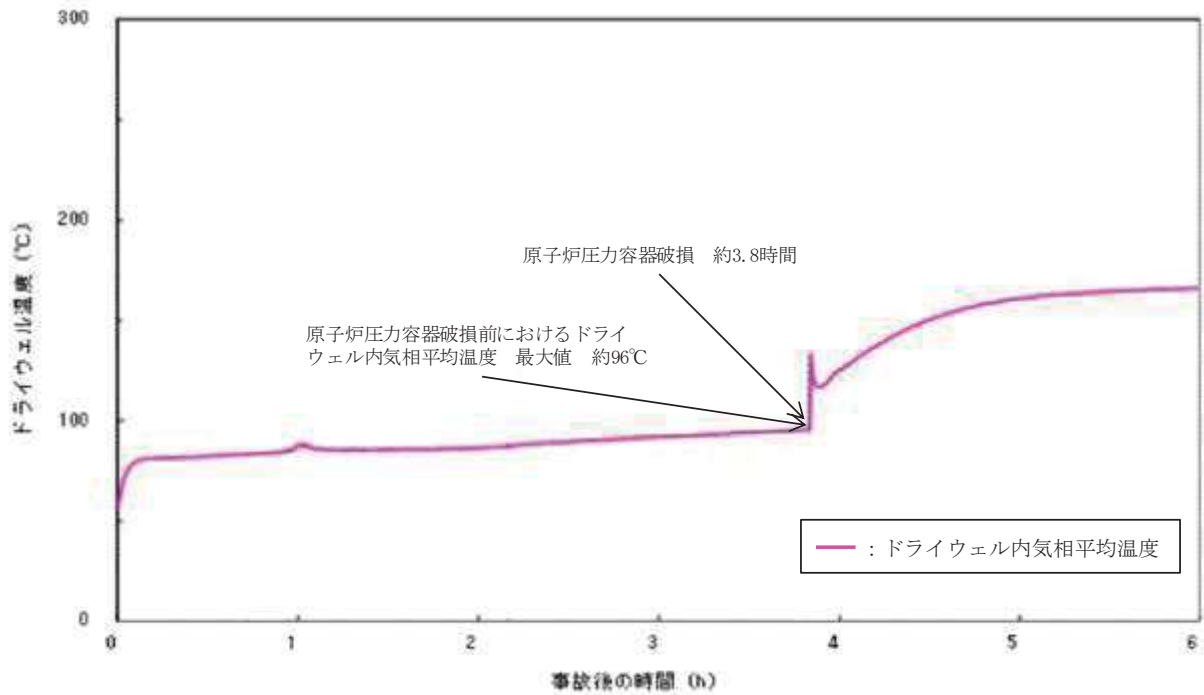


図 46-13-3 ドライウェル内気相平均温度推移

表 46-13-1 三次元熱流動解析での評価温度条件

評価温度	温度条件【入熱一定】	備考
原子炉圧力容器内 気相平均温度	470℃	MAAP による原子炉圧力容器内気相平均温度の最大値約 452℃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 96℃を包絡する温度として 100℃を設定

(2) 評価モデル

DCH 防止のため、機能維持が必要となる自動減圧機能付の主蒸気逃がし安全弁を評価対象弁とした。境界条件は、弁箱内面を 470℃、外面（雰囲気）を 100℃とし、入熱は、弁箱からの熱伝導に加え電磁弁及び空気シリンダ下部に弁箱表面と等温になる仮想平行平面を設け、仮想平行平面から輻射を受けるモデルとしている。

解析モデル及び境界条件を図 46-13-4、解析メッシュを図 46-13-5 に示す。

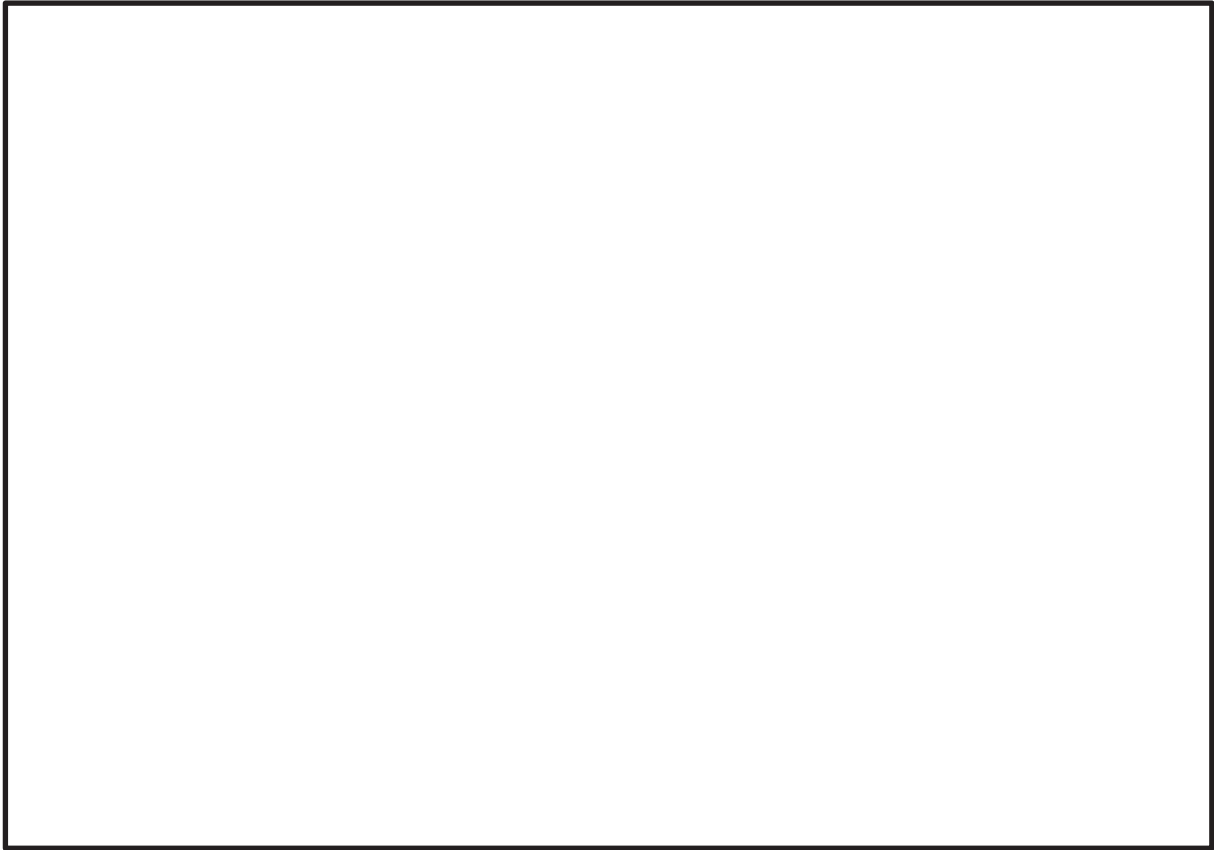


図 46-13-4 解析モデル及び境界条件

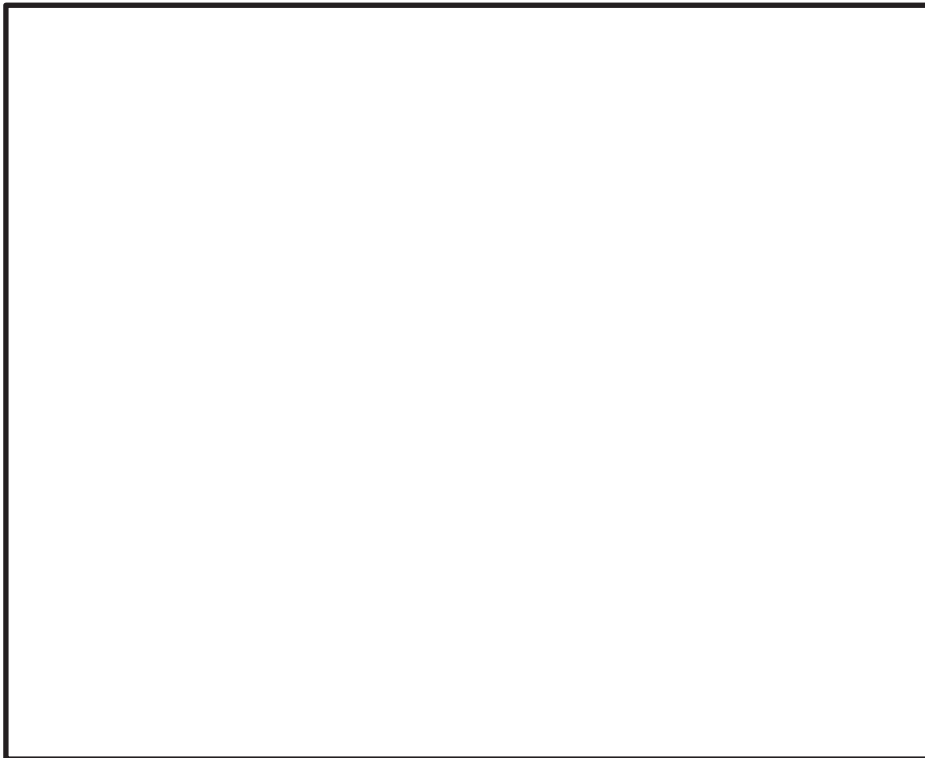


図 46-13-5 解析メッシュ

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

6. 評価結果

解析評価の結果、電磁弁及び空気シリンダピストンのシール部の温度は、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が必要となる約 3.8 時間時点で約 147°C であり、その後も約 5.5 時間まで主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている条件を下回った。評価結果を図 46-13-6 及び図 46-13-7 に示す。

評価結果は、MAAP による環境条件を包絡する厳しい温度を設定して実施した解析であり、実際に主蒸気逃がし安全弁が曝される温度はさらに低い値になるものと考えられる。

以上より、炉心損傷後、DCH 防止のために原子炉圧力容器の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、主蒸気逃がし安全弁の機能は維持できる。

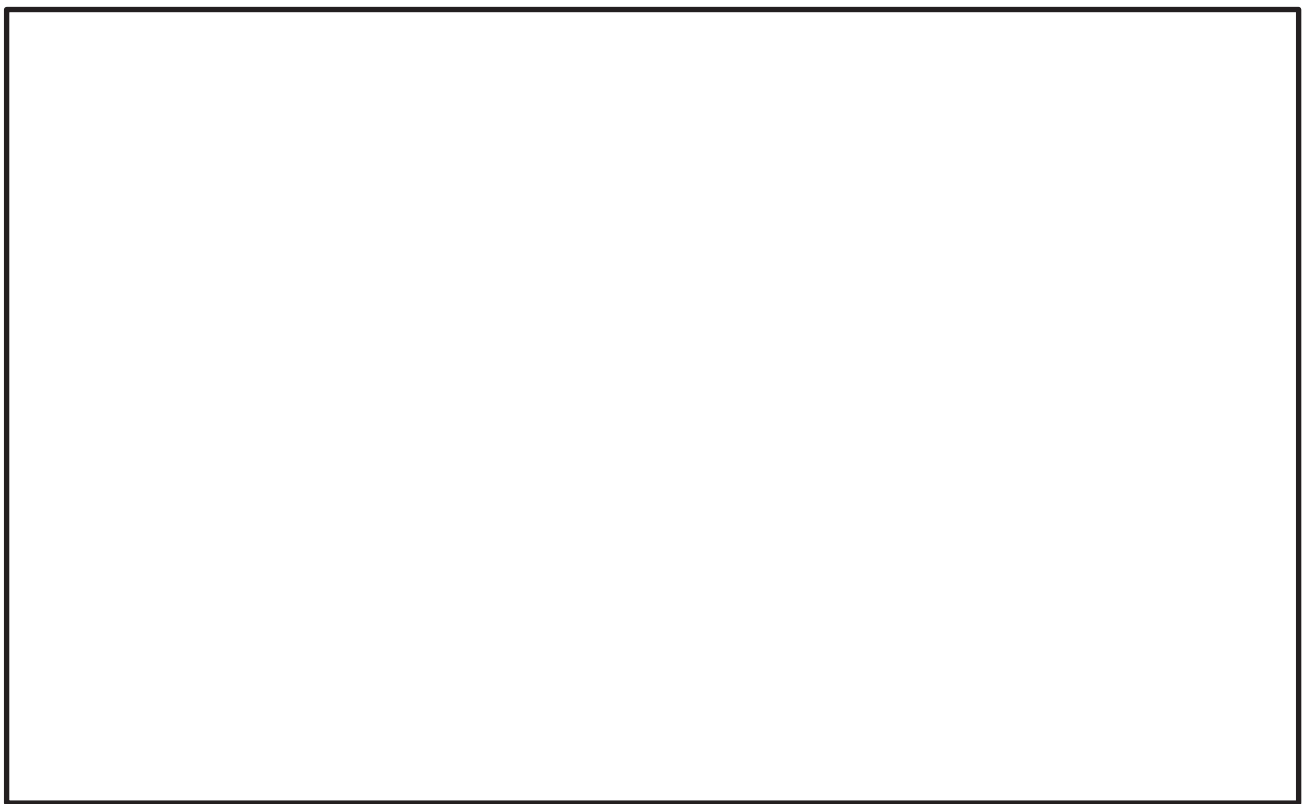


図 46-13-6 温度解析結果

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

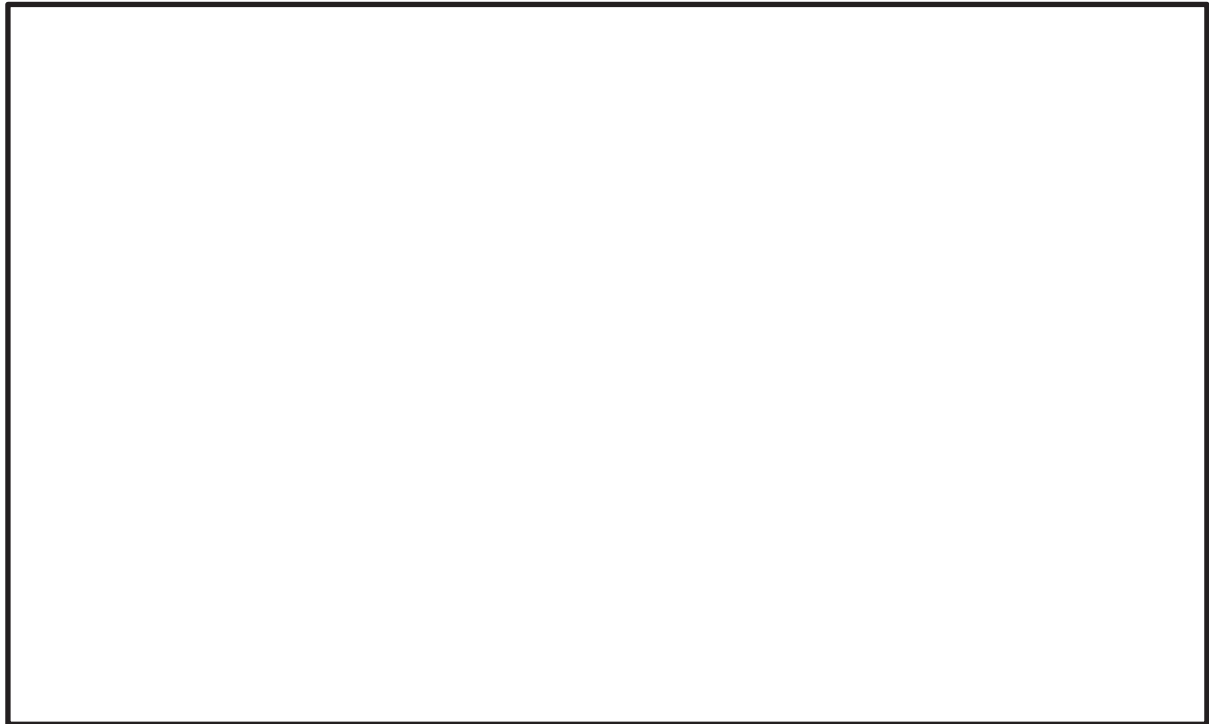


図 46-13-7 電磁弁及び空気シリンダ下部温度推移

7. 本体の温度上昇による影響

閉状態の主蒸気逃がし安全弁が強制開するためには、アクチュエータの駆動力が主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力を上回る必要がある。主蒸気逃がし安全弁本体の抵抗力に対する温度上昇の影響は表 46-13-2 のとおり、いずれも温度上昇によって抵抗力が低下するよう設計上配慮されており、温度上昇が強制開の妨げになることはない。

表 46-13-2 主蒸気逃がし安全弁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
主蒸気逃がし安全弁スプリング閉止力	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主蒸気逃がし安全弁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	弁棒は SUS431、ネッキブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せとなっており、ネッキブッシュによる弁棒拘束は発生しない。
ピストン・ブッシュ摺動抵抗	ピストンは SUS403、ブッシュはニッケルブロンズであり、入熱時に隙間が拡大する材料の組合せになっており、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	弁体ソケット及び弁体ガイドは SUS403 で同材質であり、温度上昇に伴う弁体ガイドの弁体ソケット拘束は発生しない。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

8. 遮熱板設置による悪影響

遮熱板は、図 46-13-1 に示すとおり SUS 製のプレート を 3 段設置し、空気シリンダ及び電磁弁下面全体を覆う構造とすることで弁の動作に悪影響を与えない設計とする。遮熱板設置による追加質量は、約 15kg であり既設の電磁弁を含むアクチュエータ部質量約 260kg に対し 6%程度の増加であることから、強度及び耐震性に悪影響を与えない設計とする。

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. 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な常設直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（2 個）を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段を自主対策設備として整備する。

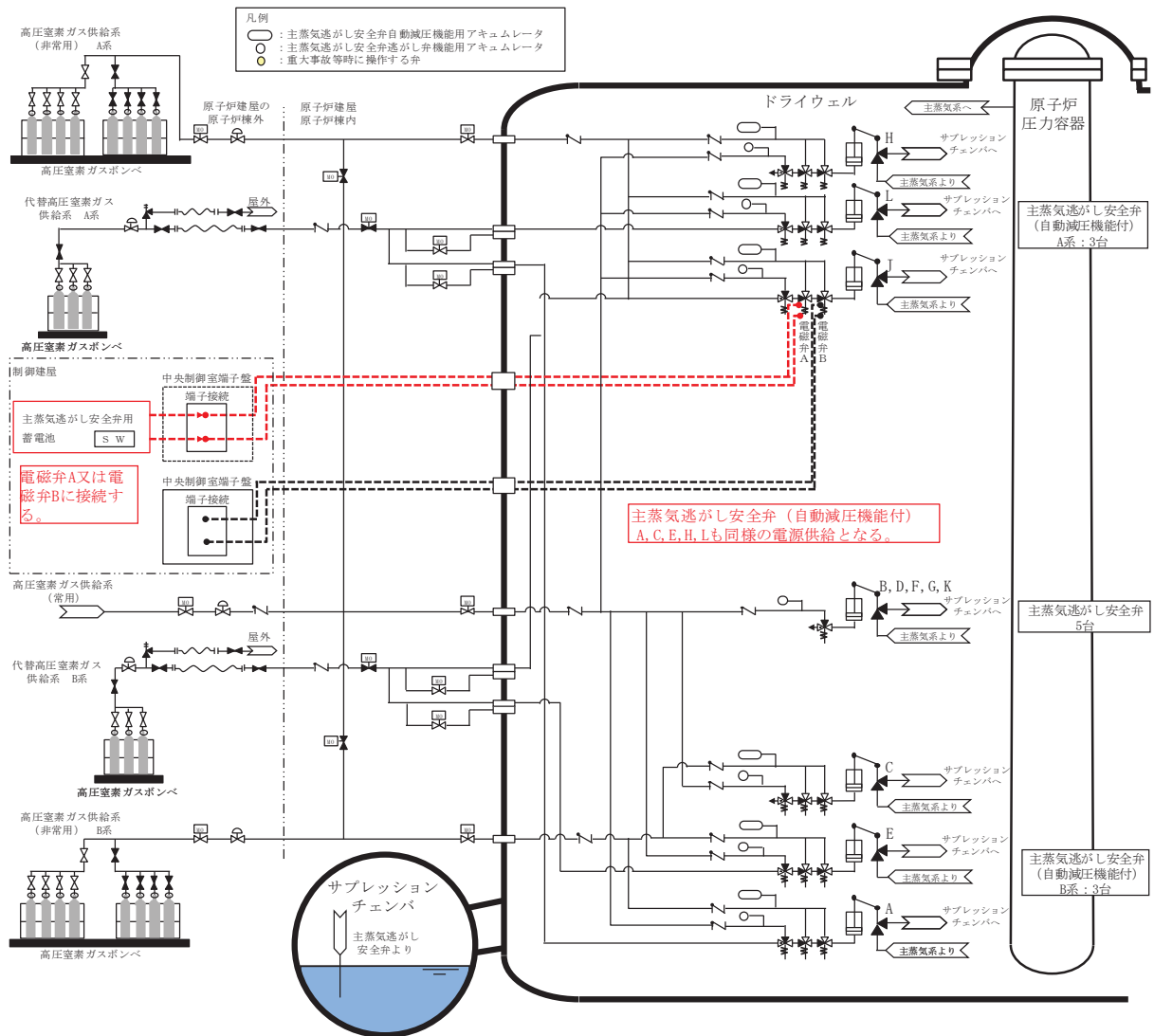


図 46-14-1 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開放の概要図

(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。

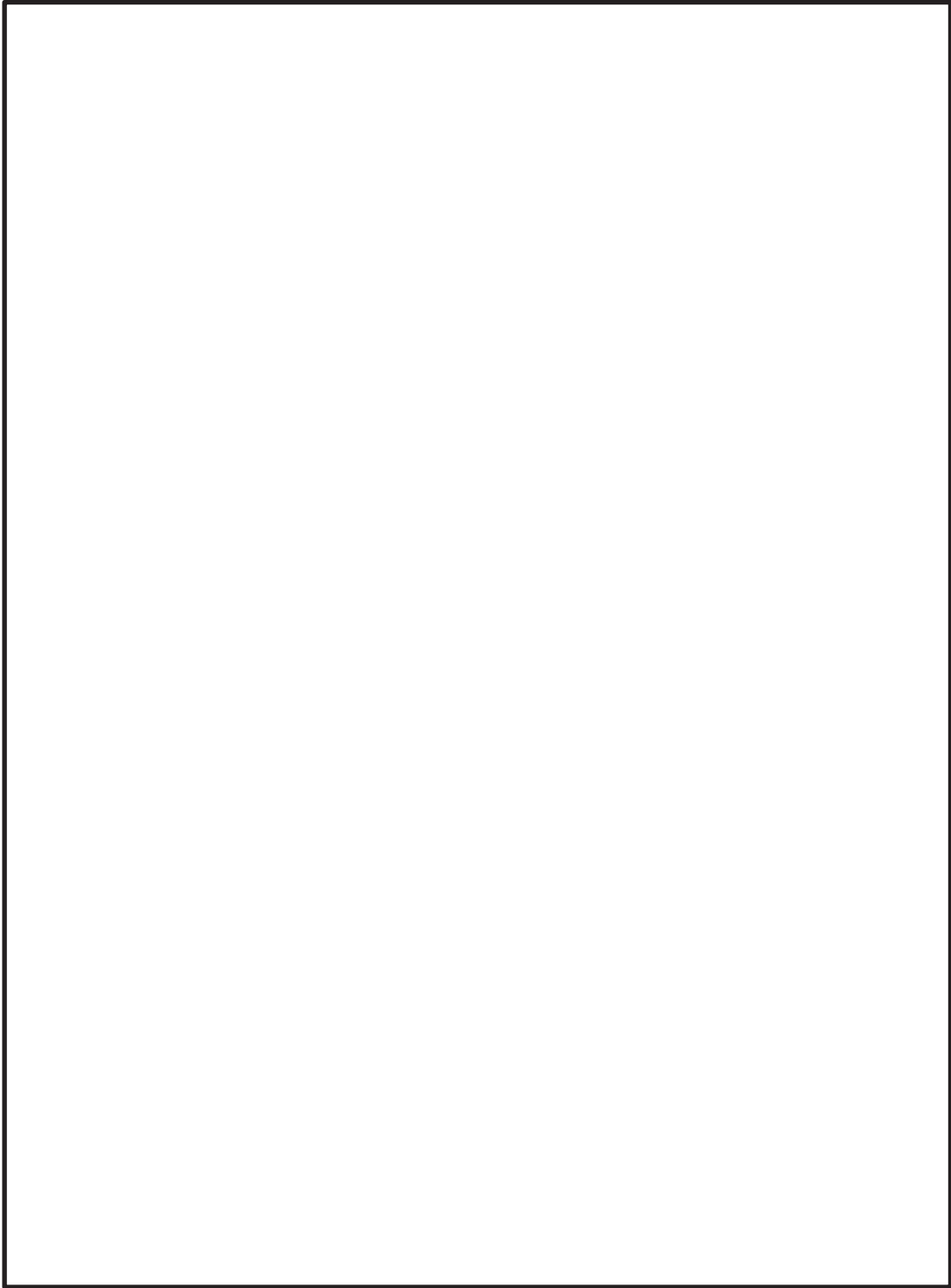
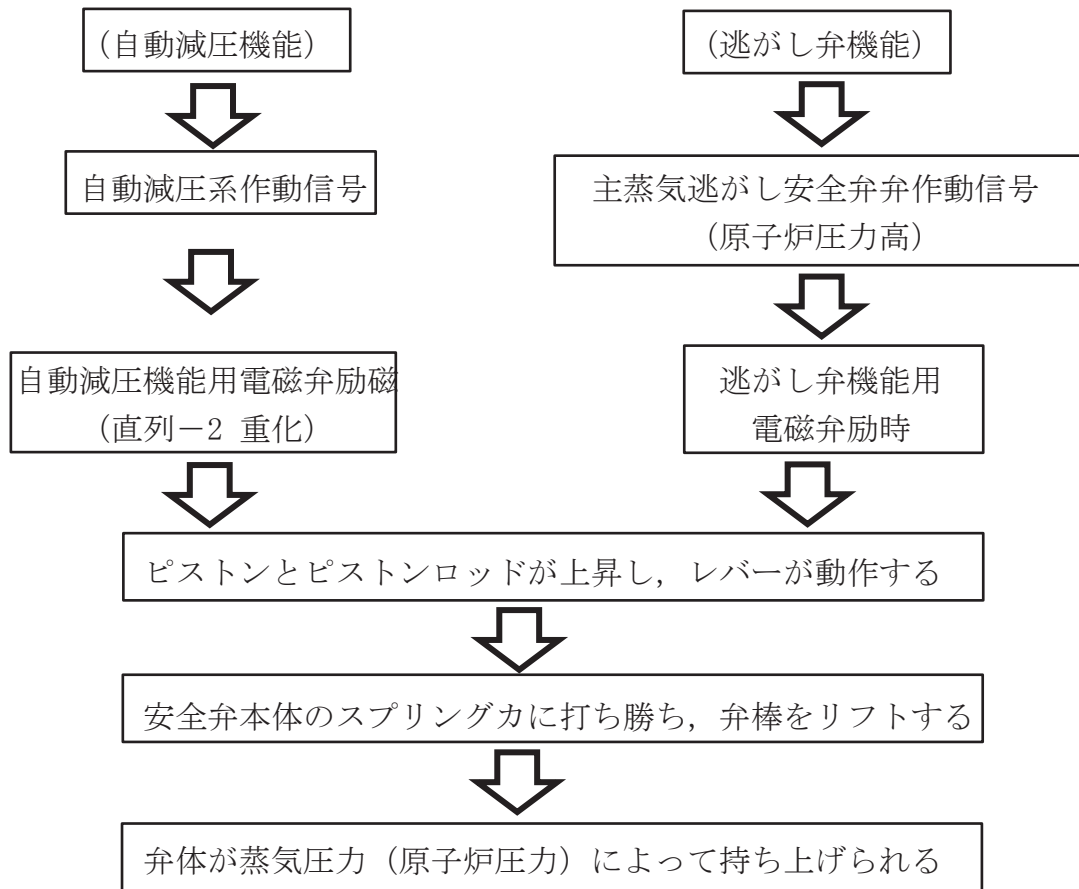


図 46-14-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

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 46-15-2 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。

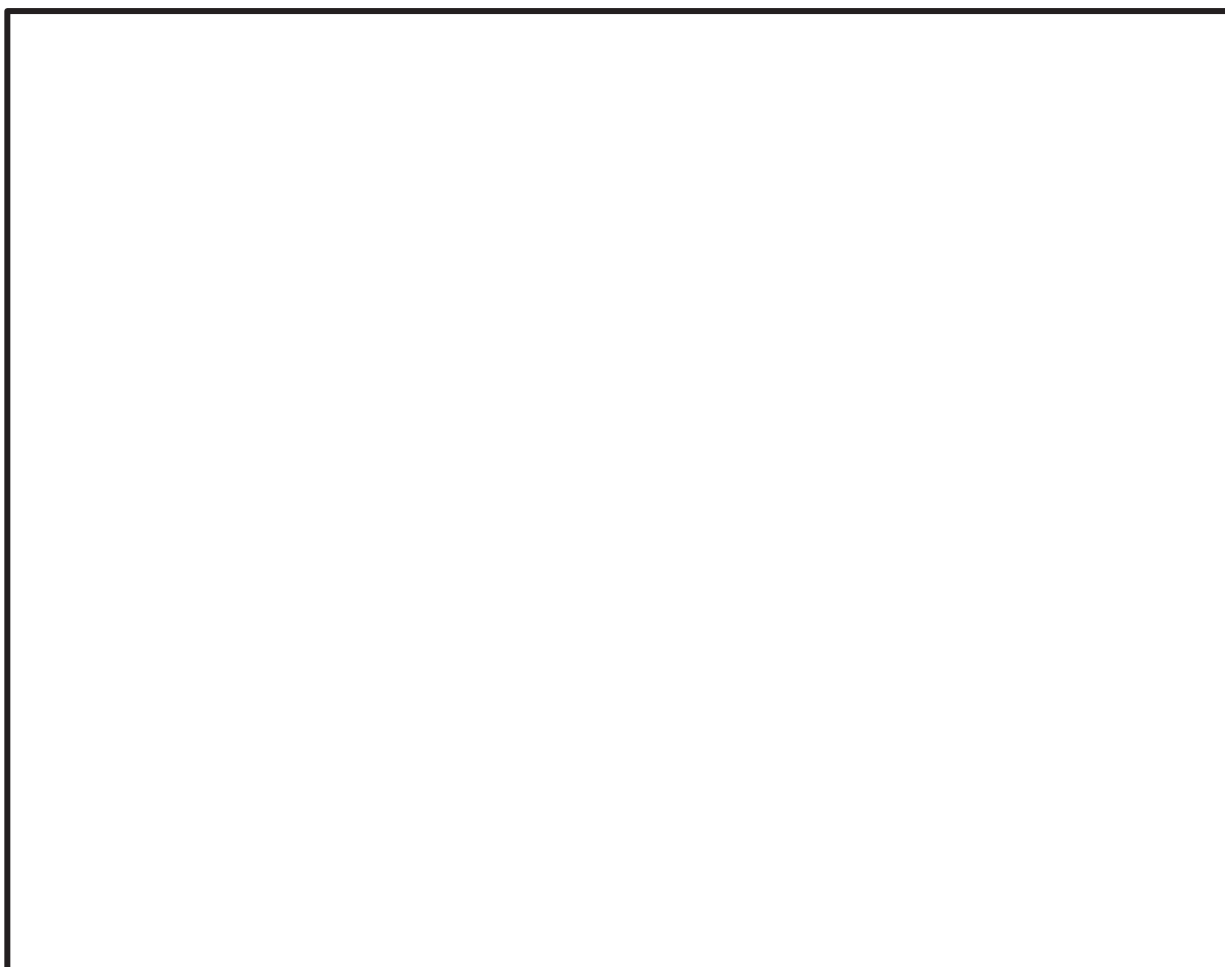


図 46-15-1 原子炉建屋ブローアウトパネル構造図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

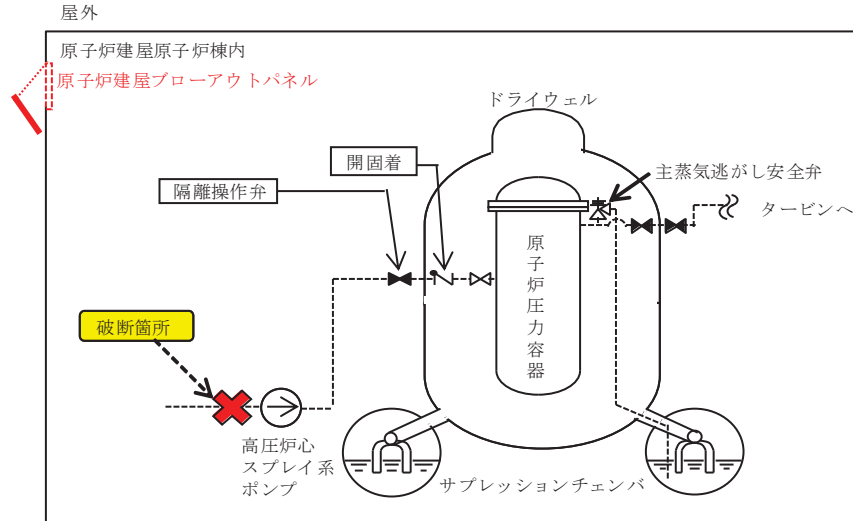


図 46-15-2 原子炉建屋ブローアウトパネル概要図
(格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 発生時)

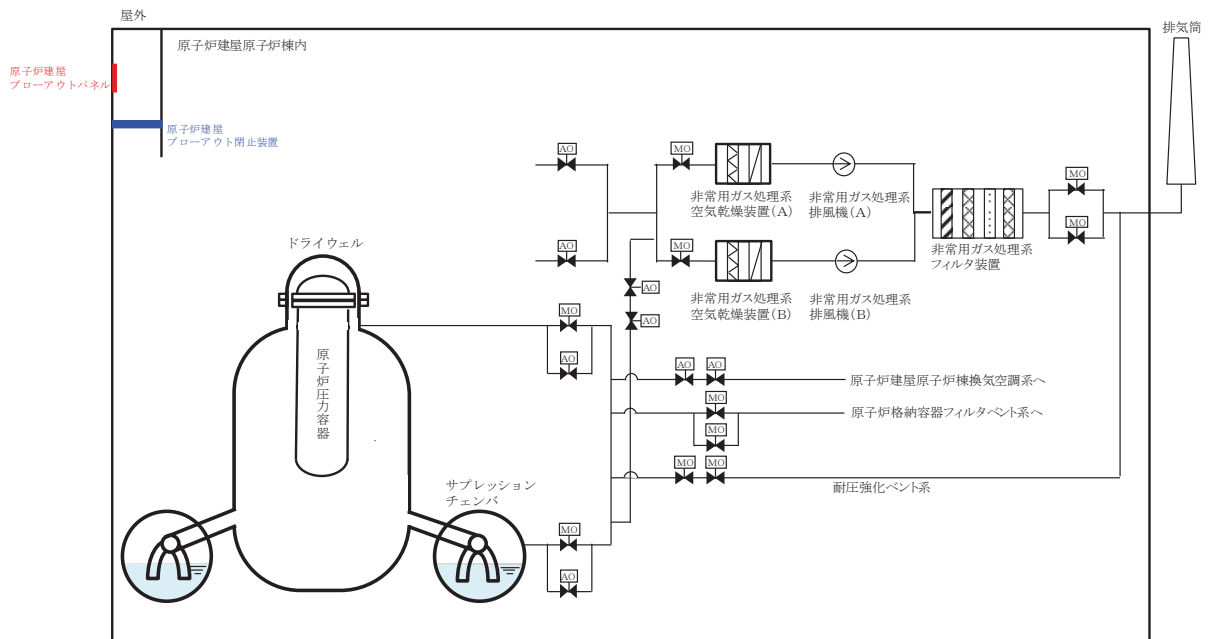


図 46-15-3 原子炉建屋ブローアウトパネル及び
原子炉建屋ブローアウト閉止装置概要図
(原子炉建屋原子炉棟の気密要求時)

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は、気密ダンパの組合せにより構成する。

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から蒸気を放出する際の流路に設置する設計とする。また、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、遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで、電源喪失時においても、現場において人力による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。

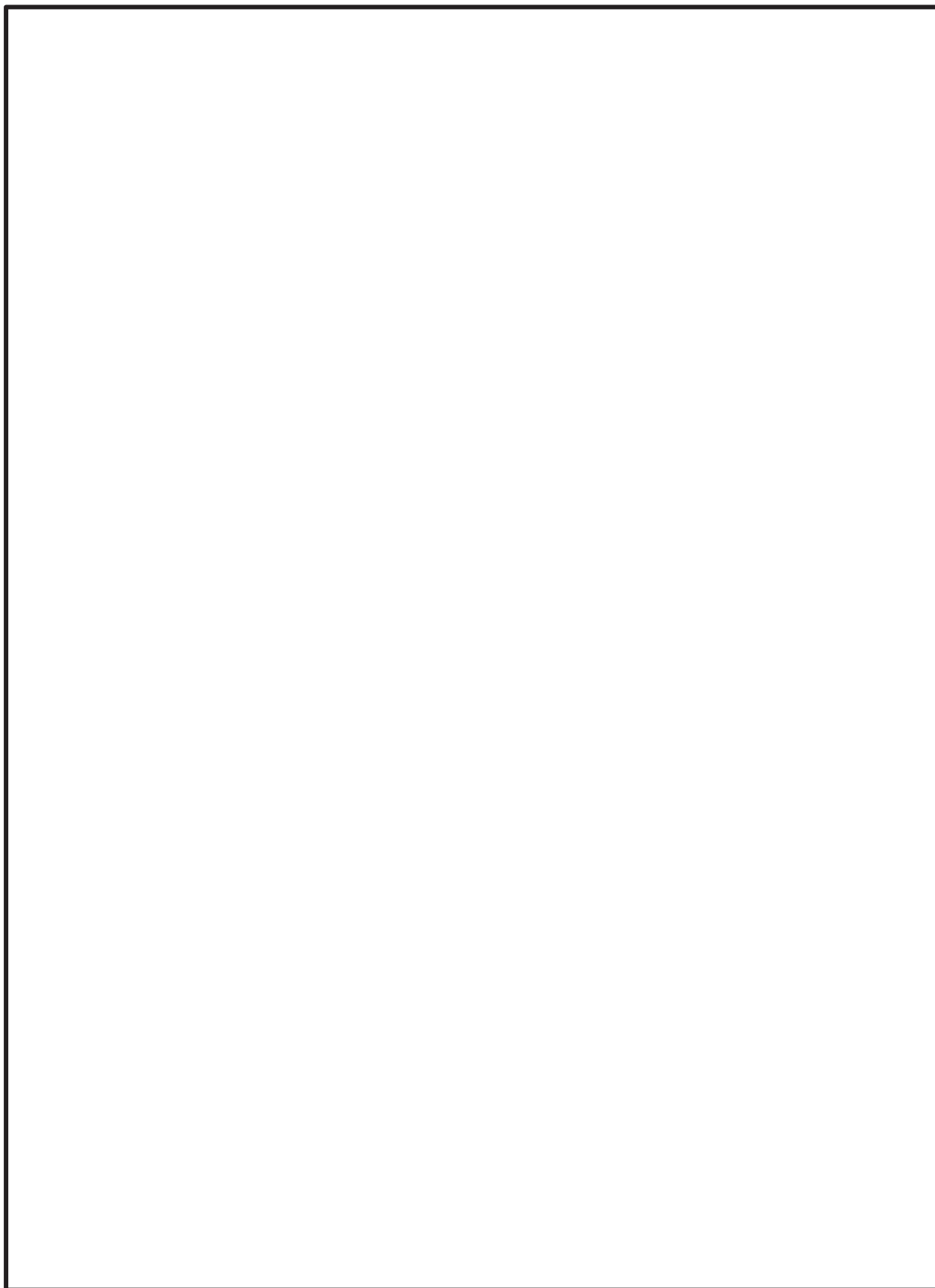


図 46-15-4 原子炉建屋ブローアウト閉止装置概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

46-15-6

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

4.2.1.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表46-15-1に示す設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作は，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，電源喪失時においても，遠隔手動ダンパ操作設備を設けることで，現場において人力による操作が可能な設計とする。

表 46-15-1 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのない設計とする。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。)
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，その機能が損なわれない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作は、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作が可能な設計とする。また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動ダンパ操作設備により人力で操作可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作に必要な機器を表 46-15-2 に示す。

表 46-15-2 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
原子炉建屋ブローアウト閉止装置	開→閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
		[] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動ダンパ操作設備)

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、表 46-15-3 に示すように、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認が可能な設計とする。

表 46-15-3 原子炉建屋ブローアウト閉止装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の外観の確認
停止中	機能・性能確認	原子炉建屋ブローアウト閉止装置の動作状態の確認

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備える

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、本来の用途以外の用途として使用しない。

また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、閉動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置の操作に必要な機器の操作場所を表 46-15-2 に示す。このうち、中央制御室での操作は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、電源喪失時においては、操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としているため操作が可能である。

4.2.1.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、重大事故等時において、運転員を過

度の被ばくから防護するために必要な容量を有する設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(i) 要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

原子炉建屋ブローアウト閉止装置は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置については、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と、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、近隣工場等の火災、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

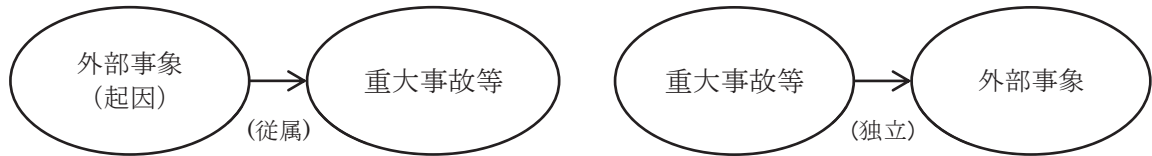
3.1 考慮すべきシナリオ等の前提の整理

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2事象（近隣工場等の火災，電磁的障害）とする。



①外部事象を起因とした重大事故等が発生する場合

②重大事故等発生後に外部事象が発生する場合

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、近隣工場等の火災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及び原子炉建屋ブローアウト閉止装置
(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、近隣工場等の火災、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		
人為事象	近隣工場等の火災	
	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	近隣工場等の火災	近隣工場等の火災、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。
	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 (遠隔手動ダンパ操作設備により、手動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。

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 設備基準適合性一覽表

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	環境温度・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	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-
			海水		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 (設置場所で操作可能)	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

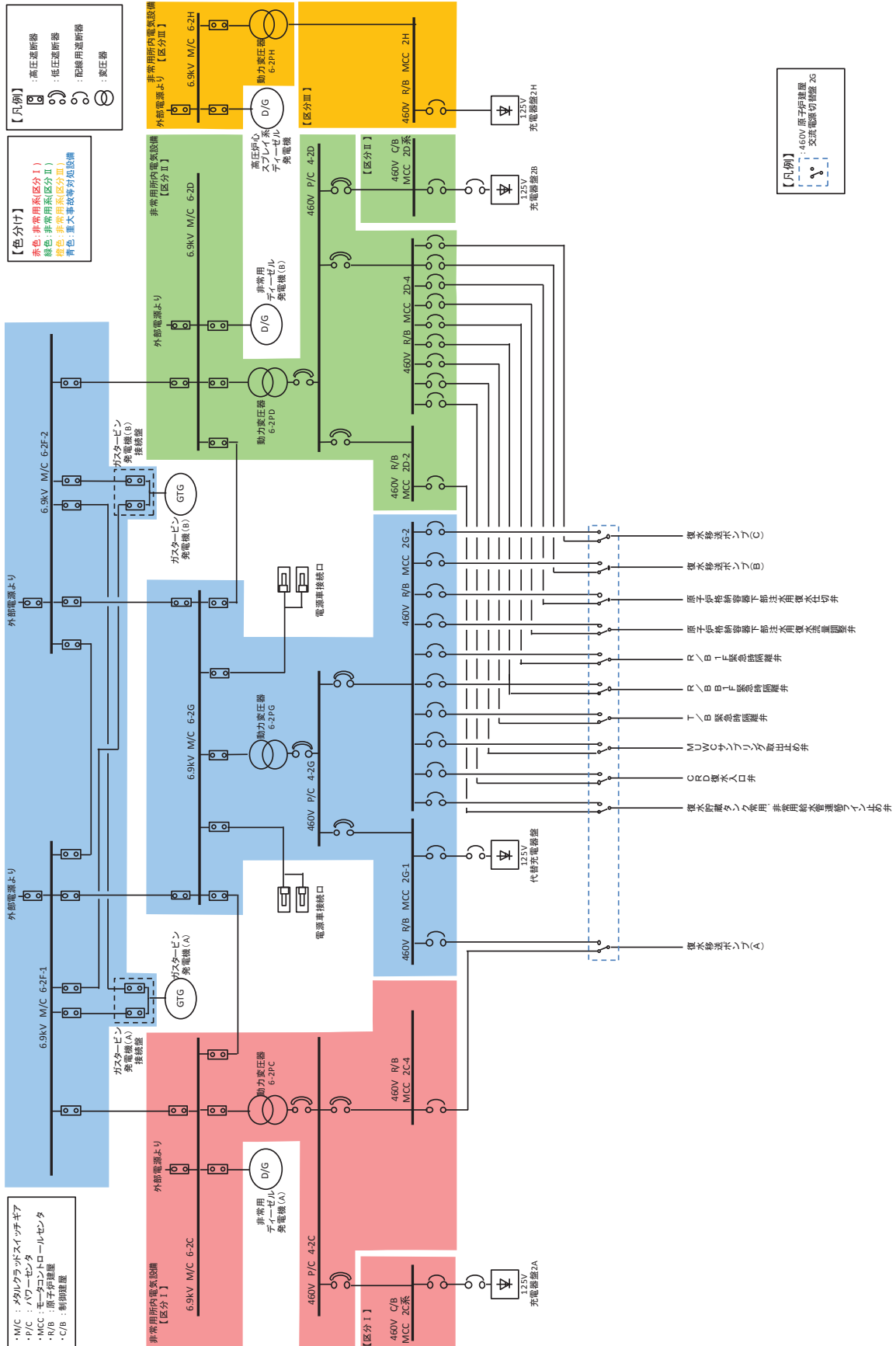


図 51-2-1 原子炉格納容器下部注水系に係る交流電源単線結線図

51-3
配置図

 : 重大事故等対処設備

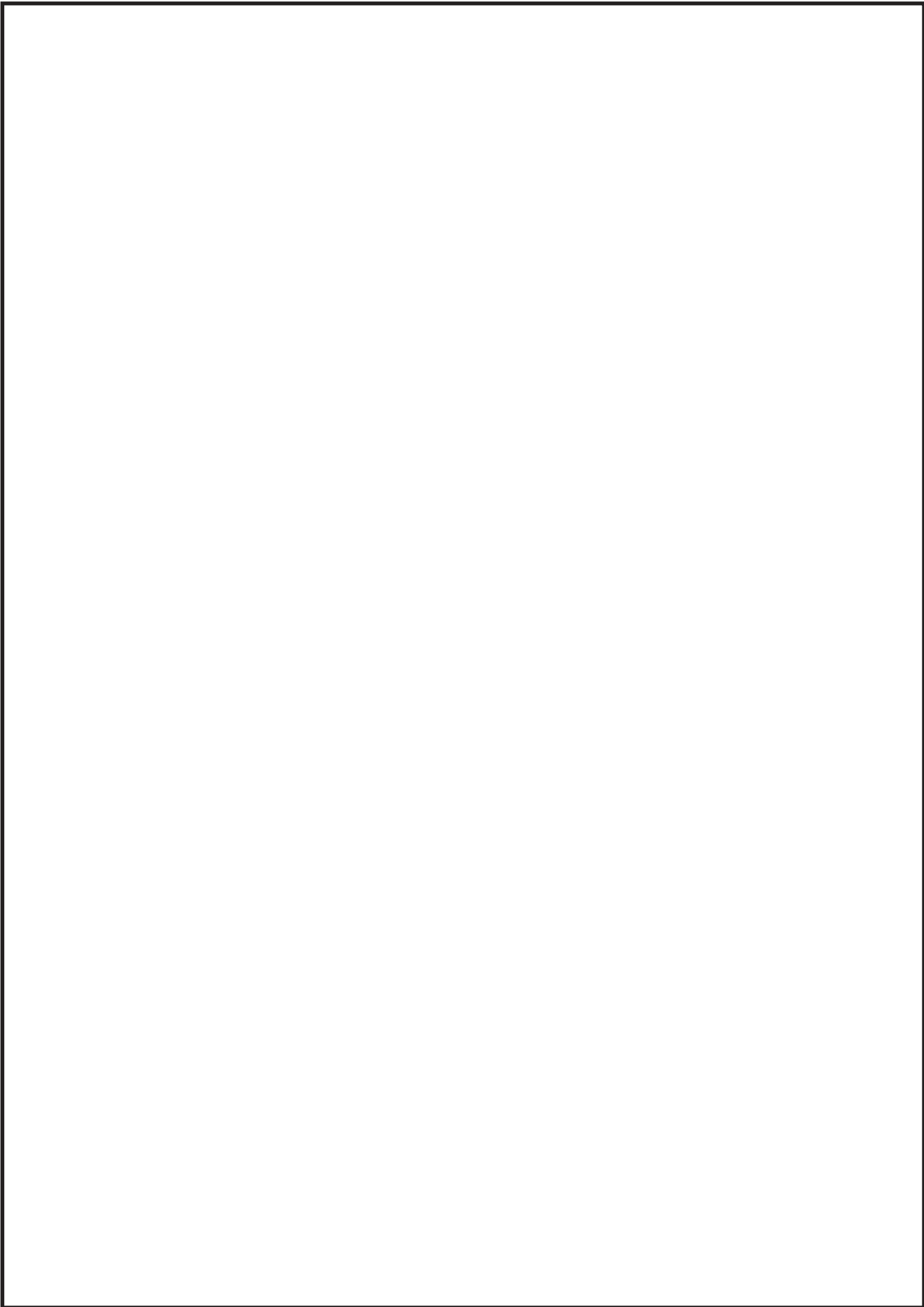


図 51-3-1 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

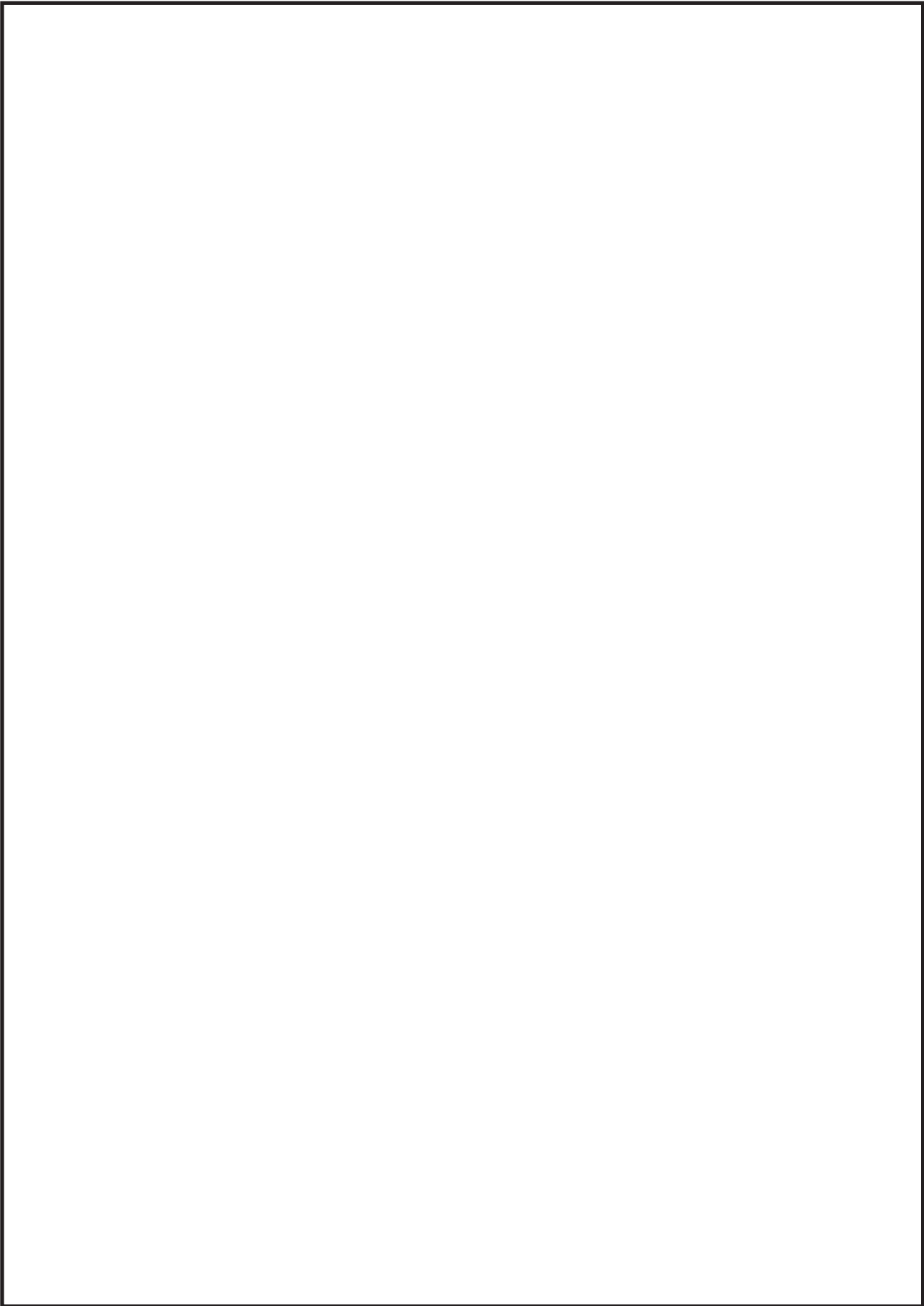


図 51-3-2 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

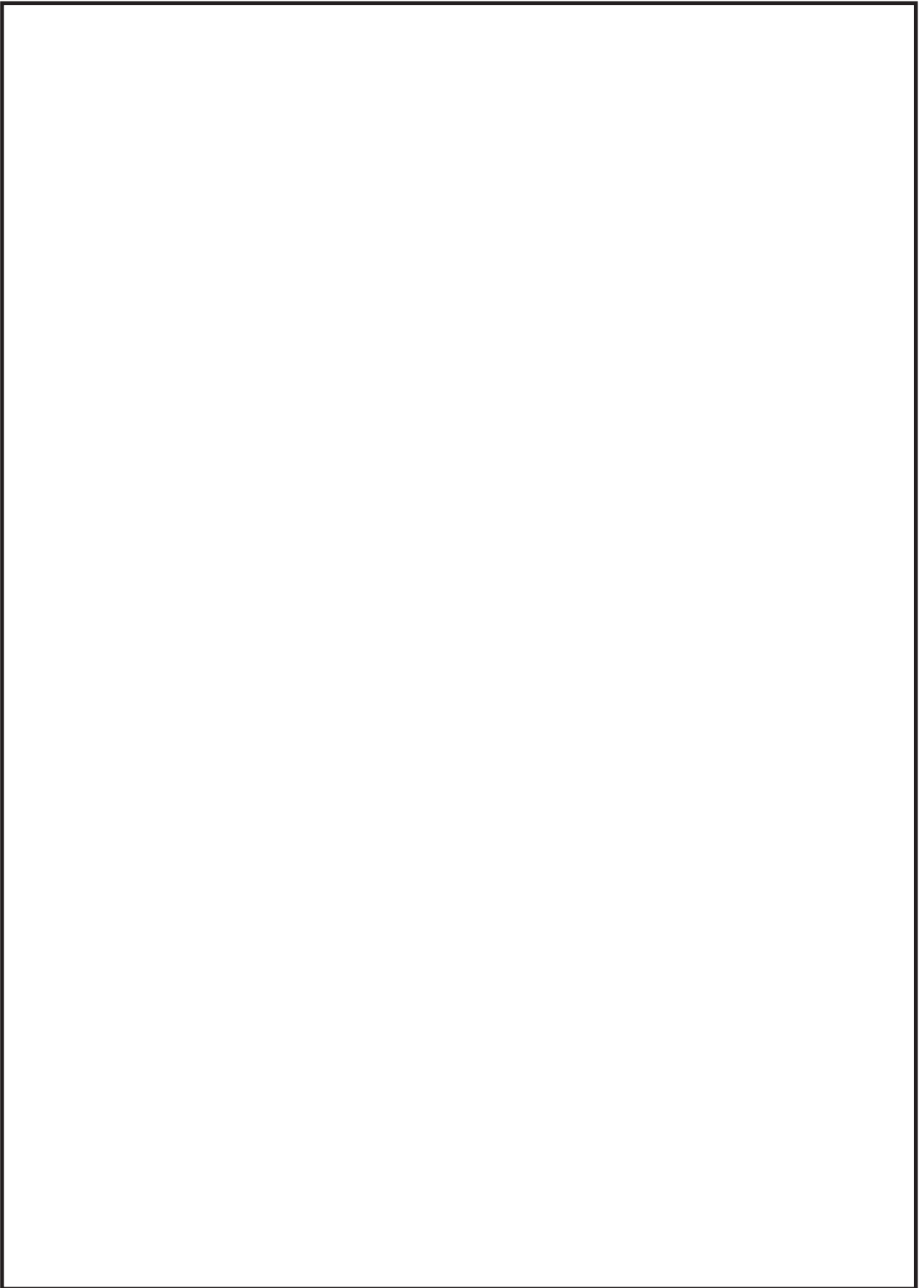


図 51-3-3 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

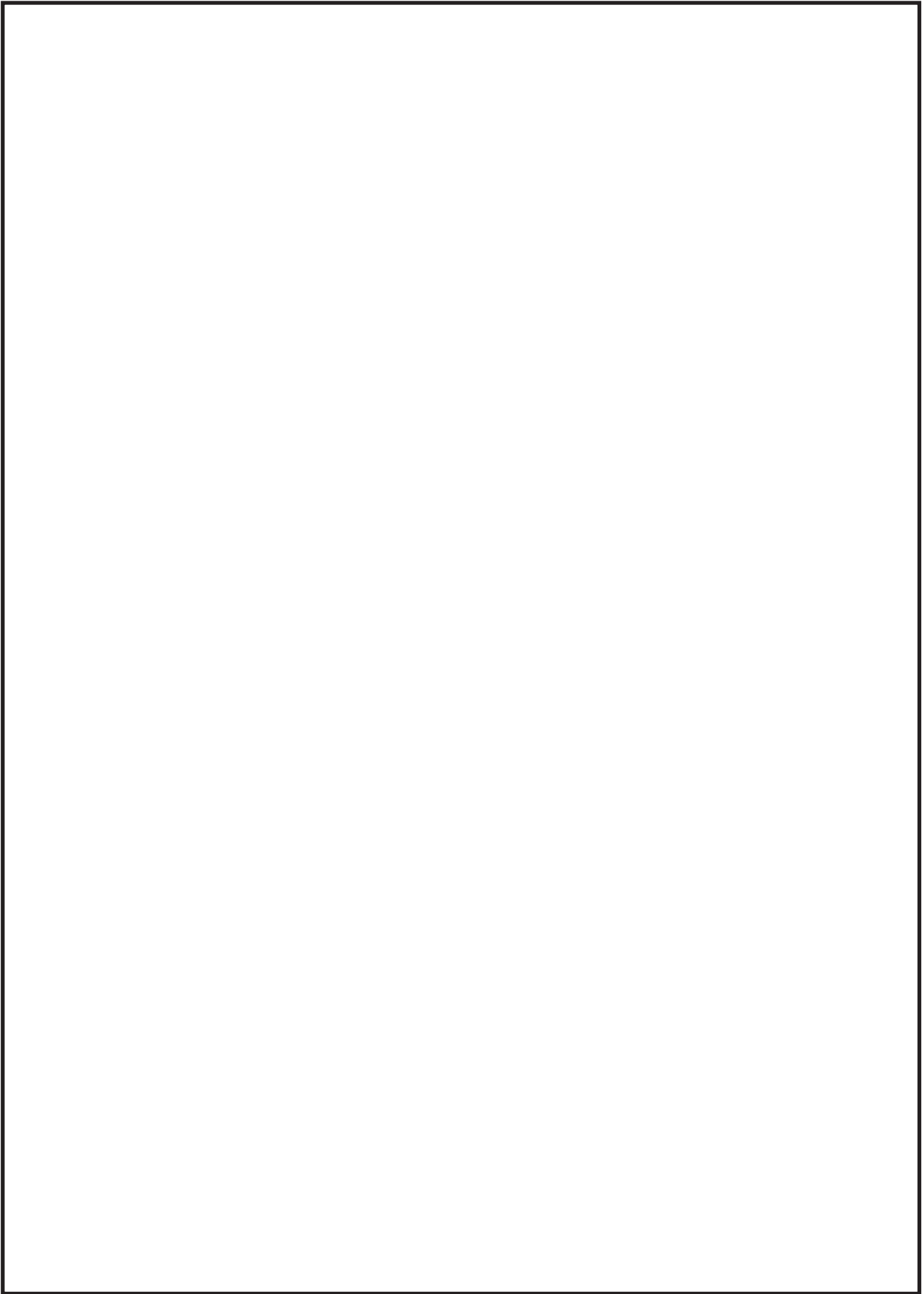


図 51-3-4 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

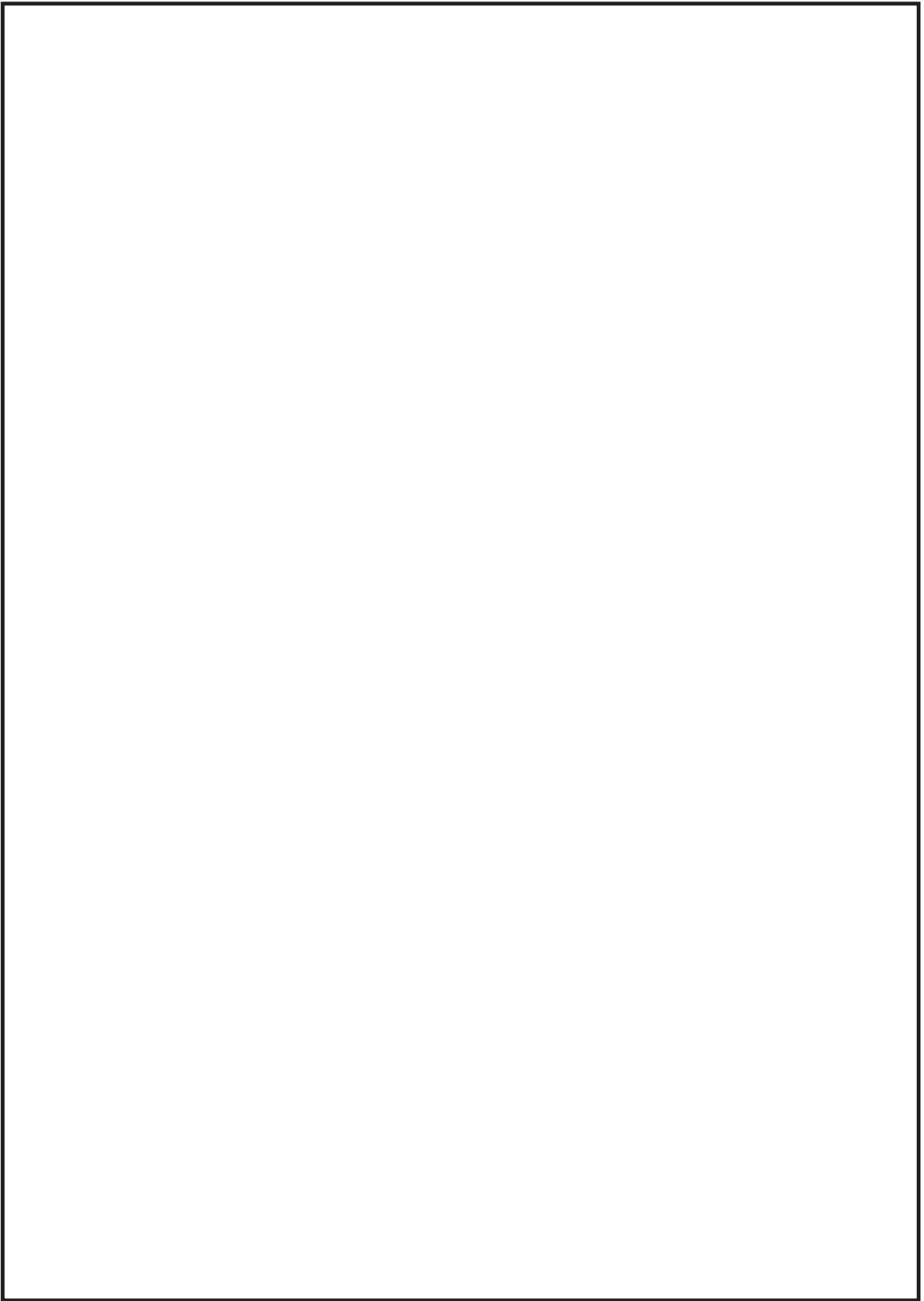


図 51-3-5 配置図（原子炉建屋 ）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

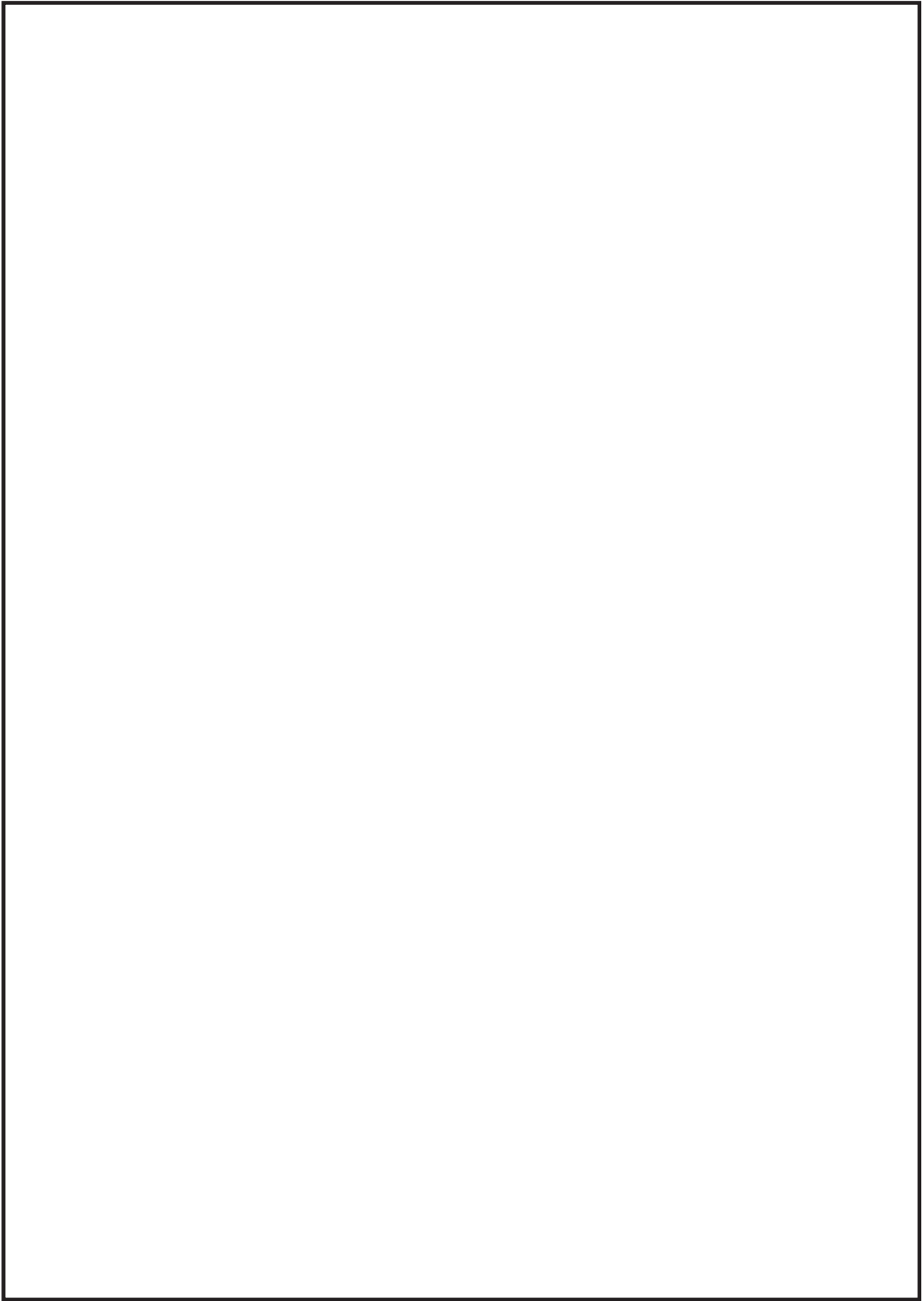

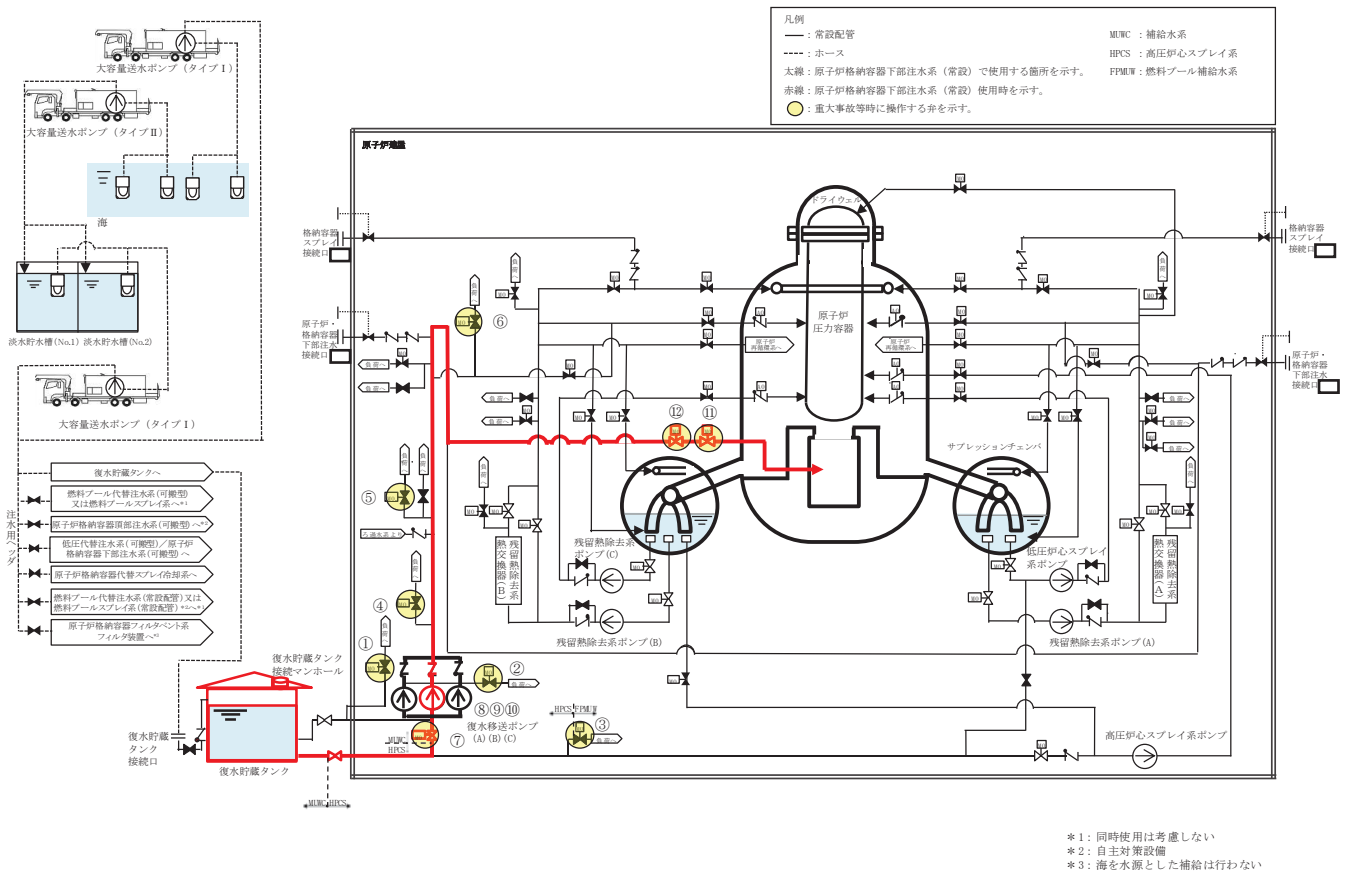


図 51-3-6 配置図（中央制御室（制御建屋 ））

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

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	MUMC 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	



枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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	

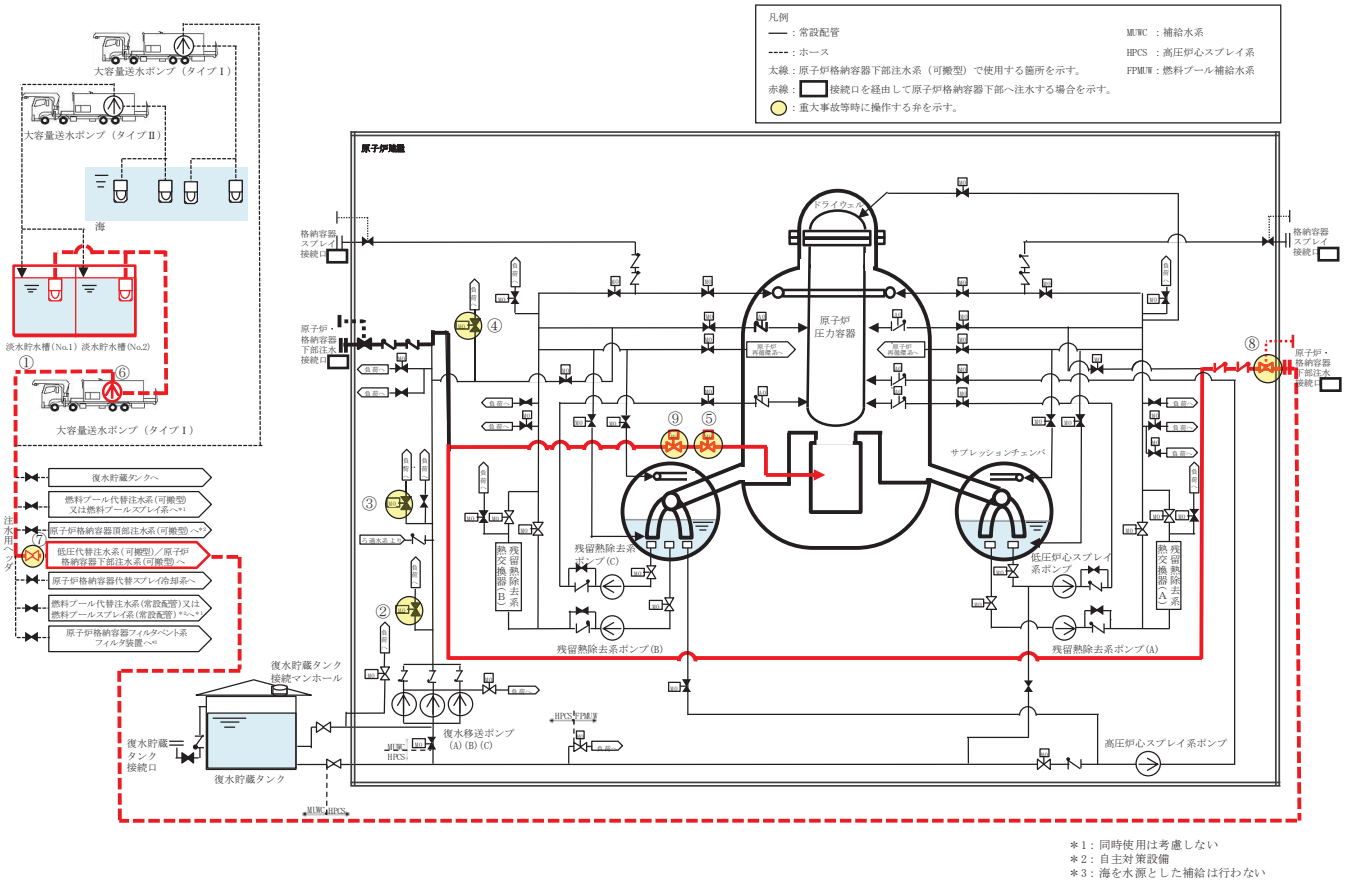


図 51-4-2 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 系統概要図
 (原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から原子炉格納容器下部へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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	

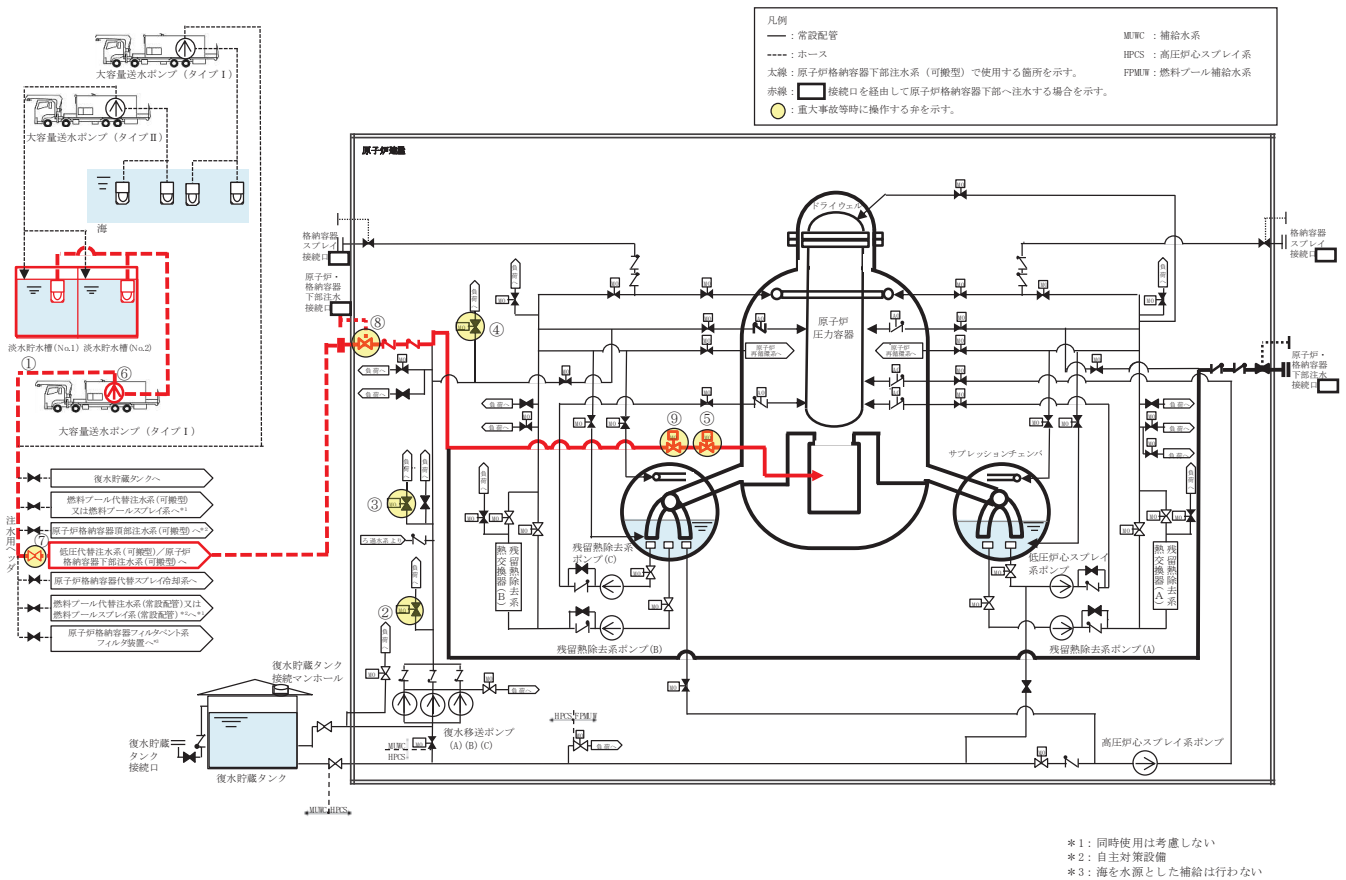


図 51-4-3 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 系統概要図
(原子炉・格納容器下部注水接続口 □ から原子炉格納容器下部へ注水する場合)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-5
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(ベータ))

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

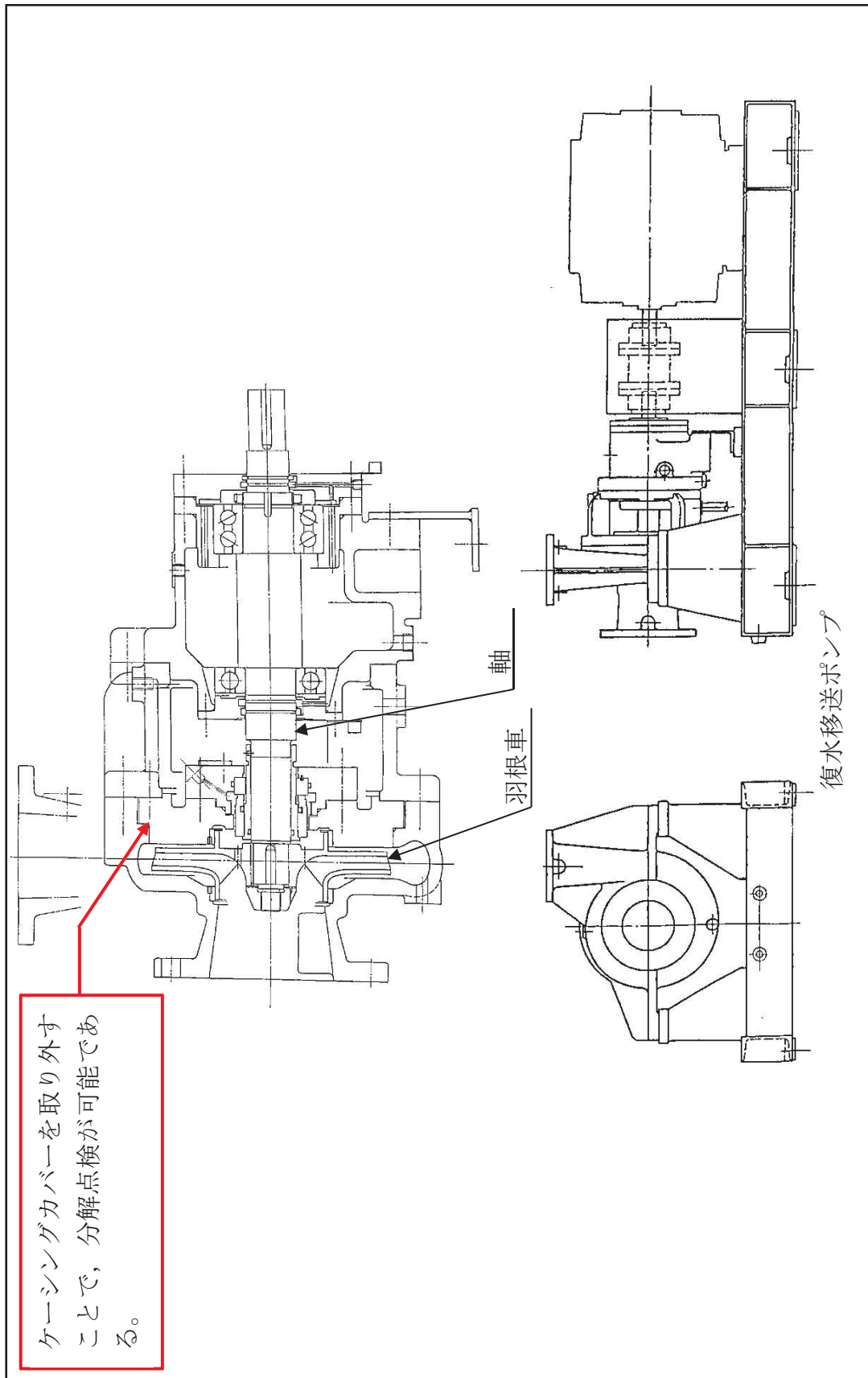
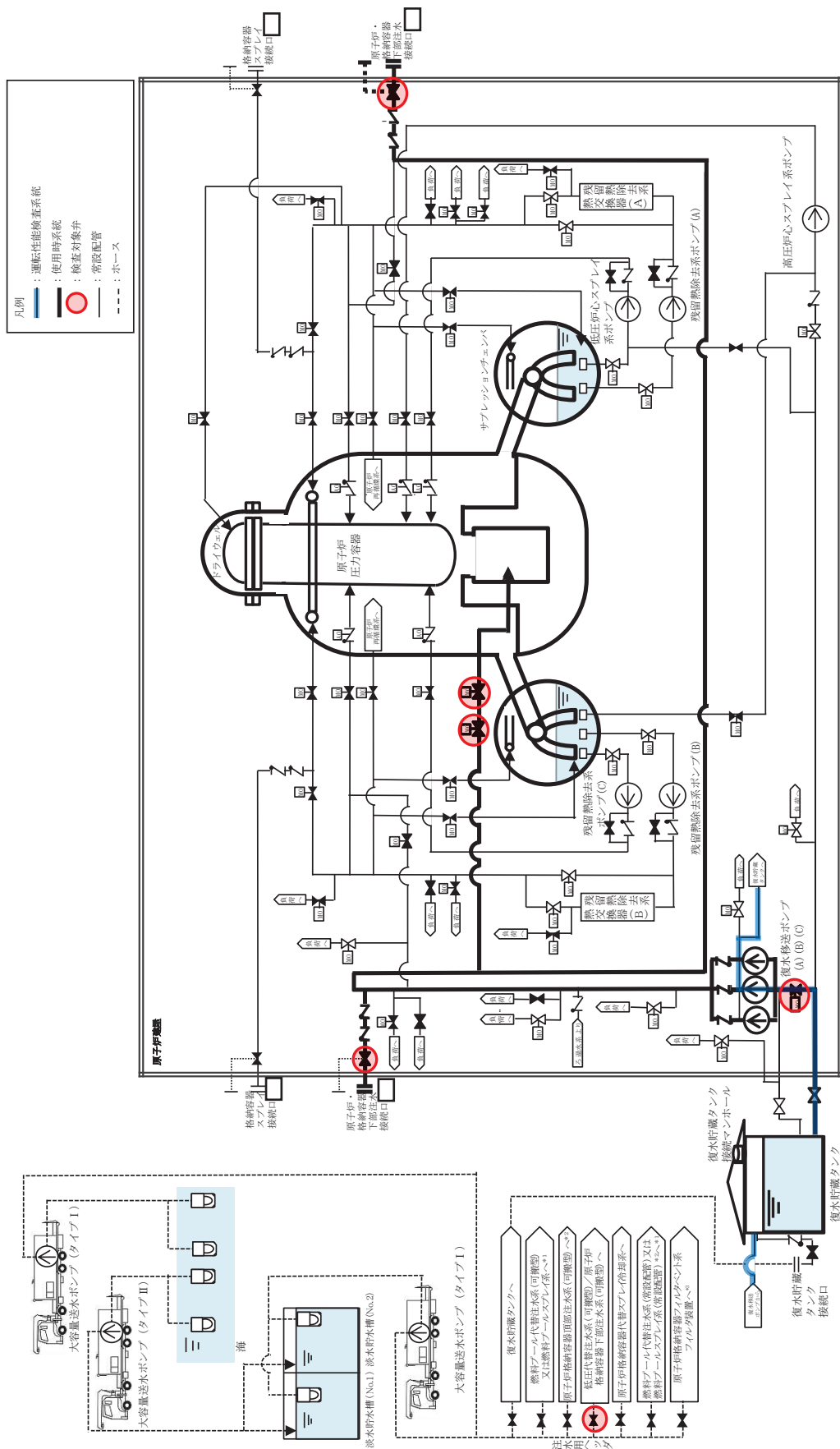


図 51-5-1 構造図 (復水移送ポンプ)



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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

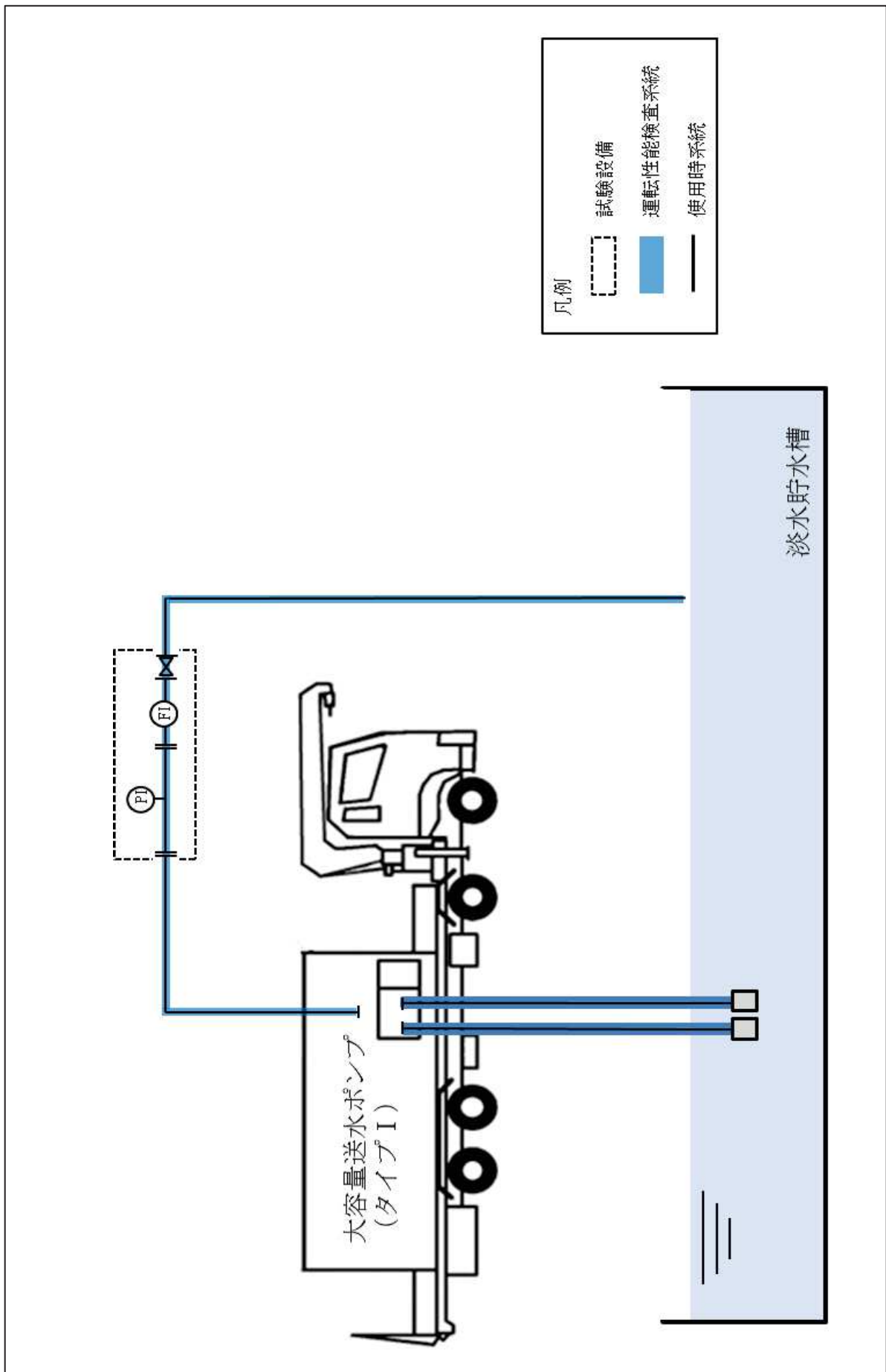


図 51-5-3 運転性能検査系統図 (大容量送水ポンプ (タイプ I))

51-6
容量設定根拠

名 称		復水移送ポンプ
容量	m ³ /h/個	120 以上 (注 1), 72.5 以上 (注 2), 50 以上 (注 3), 35 以上 (注 4), (100 (注 5))
全揚程	m	78.2 以上 (注 1), 91.1 以上 (注 2), 44.2 以上 (注 3), 83.6 以上 (注 4), (85 (注 5))
最高使用圧力	MPa	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), (45 (注 5))
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：原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0）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 4：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 5：公称値を示す。</p>

【 設 定 根 拠 】

復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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。

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。

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、熔融し、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（MCCI）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。

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、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。

なお、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 台で原子炉压力容器へ注水する場合の容量 120 m³/h/個以上（注 1） / 100 m³/h/個（注 5）

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」、「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压力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で 120m³/h 以上を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 台で原子炉压力容器へ注水する場合の容量 72.5 m³/h/個以上（注 2） / 100 m³/h/個（注 5）

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」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压力容器への注水流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で 145m³/h 以上（復水移送ポンプ 1 台当たり 72.5m³/h 以上）を注水可能な設計とする。

1.3 原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 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 50m³/h/個以上（注 3） / 100 m³/h/個（注 5）

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「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への注水流量として、復水移送ポンプ 1 台運転で 50m³/h 以上を注水可能な設計とする。

1.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で溶融炉心を冷却する場合の容量 35m³/h/個以上（注4） / 100 m³/h/個（注5）

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「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、復水移送ポンプ1台運転で35m³/h以上を注水可能な設計とする。

2. 揚程

2.1 低压代替注水時に復水移送ポンプ1台で原子炉压力容器へ120m³/h注水する場合の揚程 78.2m以上（注1） / 85m（注5）

低压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揚程は、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	78.2 m

以上より、低压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揚程は、78.2m以上とする。

図51-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ120 m³/h/個時の揚程は約83mであることから、原子炉压力容器への注水が可能である。

2.2 低压代替注水時に復水移送ポンプ2台で原子炉压力容器へ145m³/h注水する場合の揚程 91.1m以上（注2） / 85m（注5）

低压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揚程は、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	91.1 m

以上より、低压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揚程は、91.1m以上とする。

図51-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ72.5 m³/h/個時の揚程は約93.4mであることから、原子炉压力容器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。

2.3 原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0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 44.2m以上（注3）/ 85m（注5）

原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0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	44.2 m

以上より、原子炉格納容器下部注水時（原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0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、44.2m以上とする。

図51-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ50 m³/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。

2.4 原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で溶融炉心を冷却する場合の揚程 83.6m以上（注4）/ 85m（注5）

原子炉格納容器下部注水時に復水移送ポンプ1台で溶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	83.6 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台で溶融炉心を冷却する場合の揚程は、83.6m以上とする。

図51-6-1 復水移送ポンプの性能曲線より、復水移送ポンプ35m³/h/個時の揚程は約96.3m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 120m³/h 注水する場合の原動機出力 [] kW 以上（注 1） / 45kW（注 5）

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。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (120/3,600) \times 83\} / ([] / 100) \\ &= [] \text{ kW} \doteq [] \text{ kW} \end{aligned}$$

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) = 120

H : 揚程 (m) = 83 (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145m³/h注水する場合の原動機出力 kW 以上 (注2) / 45kW (注5)

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。

$$\begin{aligned} P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (72.5/3,600) \times 93.4\} / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \div \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

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) = 72.5

H : 揚程 (m) = 93.4 (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2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 原子炉格納容器下部注水時 (原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0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3) / 45 kW (注5)

原子炉格納容器下部注水時 (原子炉压力容器への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0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。

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

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) = 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」)

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，原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 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。

5.4 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 4） / 45 kW（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。

$$\begin{aligned}
 P &= (10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\
 &= \{10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (35/3,600) \times 96.3\} / (\text{} / 100) \\
 &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW}
 \end{aligned}$$

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) = 35

H : 揚程 (m) = 96.3 (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（熔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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

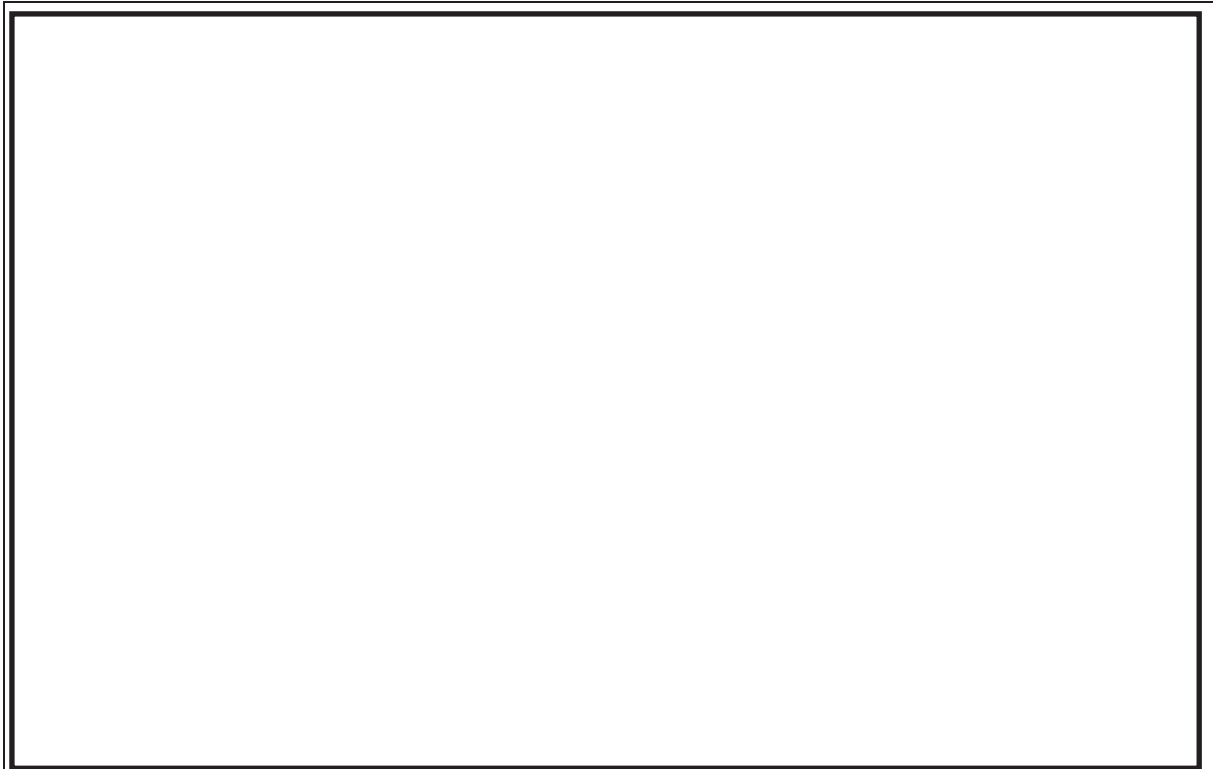


図 51-6-1 復水移送ポンプ性能曲線

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	35m ³ /h	50m ³ /h	72.5m ³ /h	120m ³ /h	130m ³ /h
揚程	96.8m	96.3m	95.6m	93.4m	83.0m	79.8m
ポンプ 効率	[Redacted]					

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	120.5 (注 1), 122 (注 2)
最高使用圧力	MPa [gage]	0.9 (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, 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, 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, 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> <p>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。</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、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、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、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，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，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，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569m³/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569m³/h以上としている。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプI）は，1.8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）	145m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	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 （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））*	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	569m 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）及び燃料プールのスプレイ系は同時使用しないことから，燃料プールのスプレイ系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 120m³/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」，「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圧力容器への注水流量として120m³/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 145m³/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」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145m³/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

(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) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル0時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の注水流量 50m³/h以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「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への注水流量として、50m³/h以上を注水可能な設計とする。

(2) 熔融炉心冷却時の原子炉格納容器下部への注水流量 35m³/h以上

運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、「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、35m³/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

(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 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，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，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。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 120m³/h 時の揚程 60.9m 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 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}＞

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	60.9	m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 79.8m 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 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}＞

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	79.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上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

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 75.6m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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 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	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	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	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	75.6	m	

2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 14.5m 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 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	<input type="checkbox"/>	m	
静水頭	約	<input type="checkbox"/>	m	
ホース等の圧力損失	約	<input type="checkbox"/>	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	<input type="checkbox"/>	m	
合計	約	14.5	m	

(2) 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 54.1m 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。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上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 [] 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	54.1	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 1.8m 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、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [] 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	1.8	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 -3.8m 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	-3.8	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

2.1.5 燃料プールスプレイ系

(1) 使用済燃料プールへスプレイする場合の揚程 37.8m 以上

燃料プールスプレイ系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、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	37.8 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 17.7m 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	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	17.7 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 -11.0m 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	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	-11.0 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.2 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 120m³/h 時の揚程 100.1m 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 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}>

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	100.1m

(2) 原子炉圧力容器への注水流量 145m³/h 時の揚程 120.5m 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、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。

枠囲みの内容は商業機密又は防護上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 [] 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}>

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	120.5	m

2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

(1) 原子炉格納容器内へスプレイする場合の揚程 116.2m 以上

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系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へ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 [] 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	116.2	m

2.3.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

(1) 原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位がレベル 0 時に原子炉格納容器下部へ事前水張りする場合の揚程 53.3m 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 [] 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	53.3	m

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(2) 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 92.5m 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 [] 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	92.5 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、静水頭及びホース等の圧力損失を基に設定する。

<燃料プール注水接続口 [] 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	

枠囲みの内容は商業機密又は防護上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

(1) 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、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、海水へ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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



図 51-6-2 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、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、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 0.9MPa

「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、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、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、0.9MPa 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、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、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	569	11.7				35.4
	取水口	1,200	5.2				25.0
	海水ポンプ室	1,200	16.7				24.2

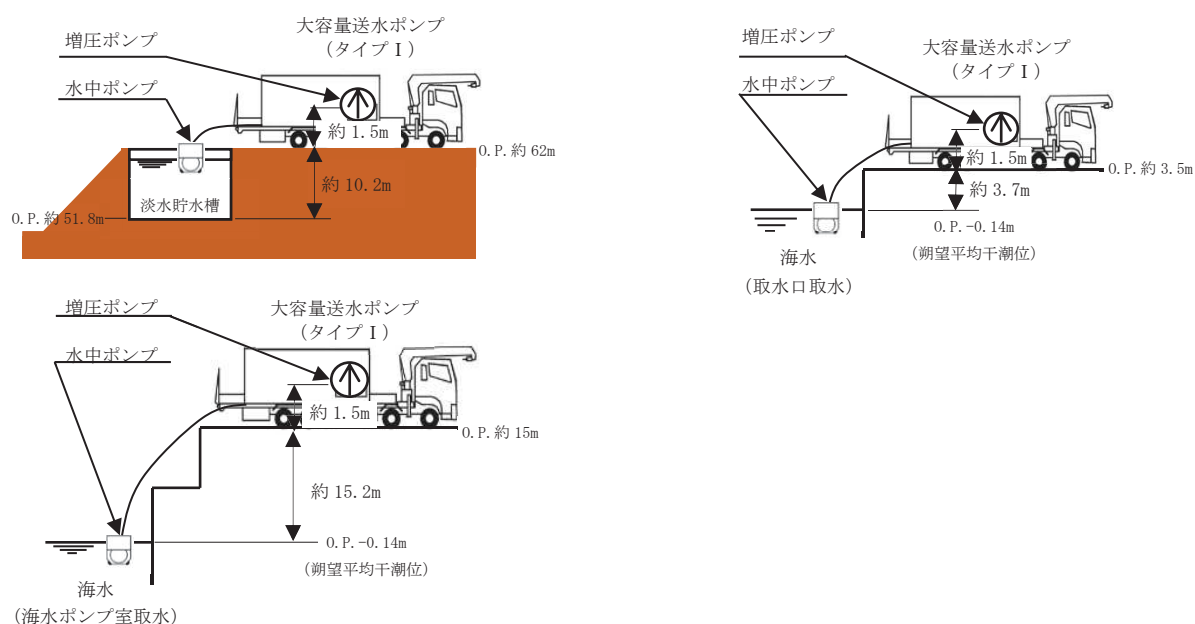


図 51-6-3 大容量送水ポンプ (タイプ I) 配置図

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

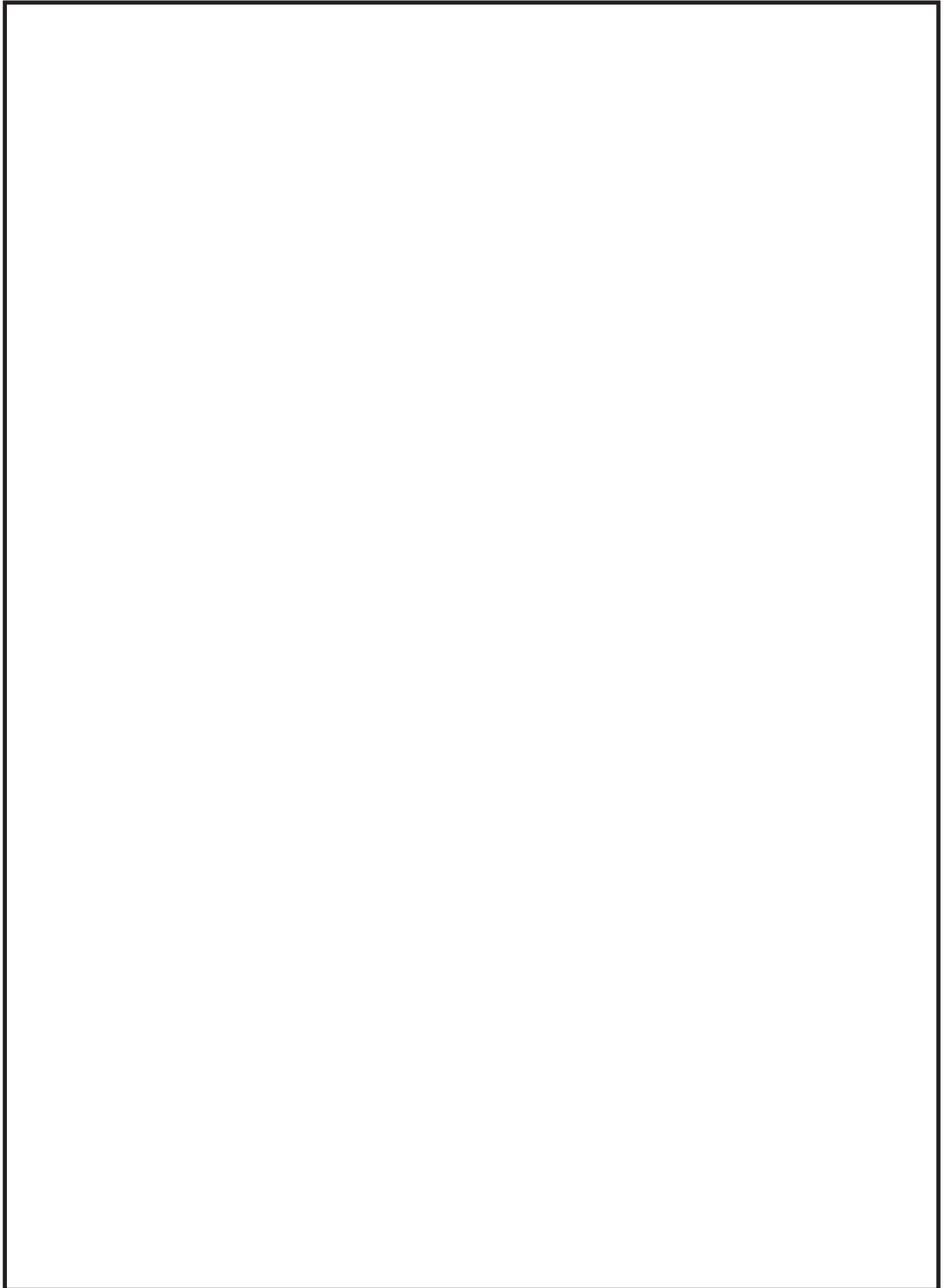


図 51-7-1 接続図

(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

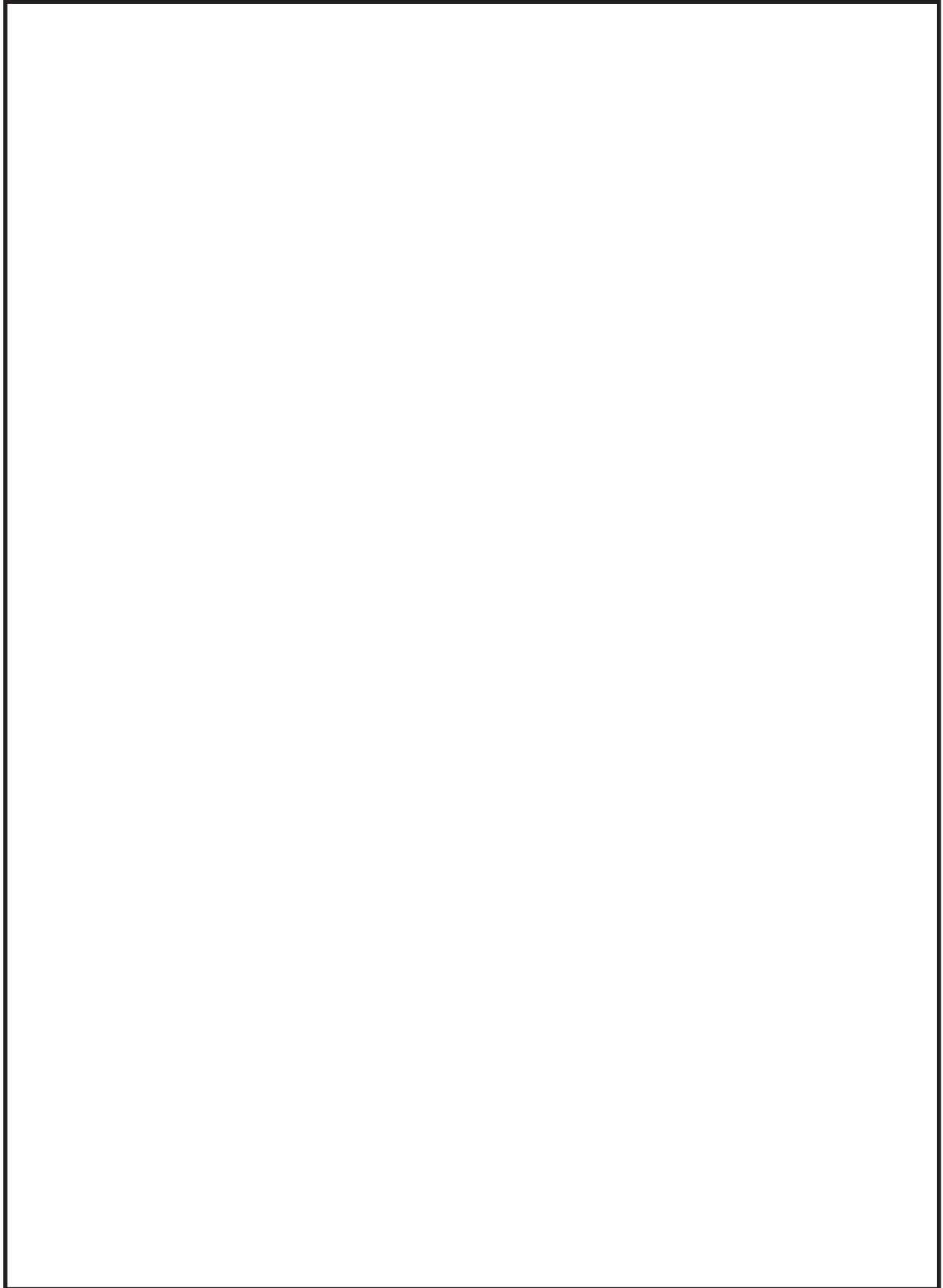


図 51-7-2 接続図

(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。

51-7-2

51-8
保管場所図

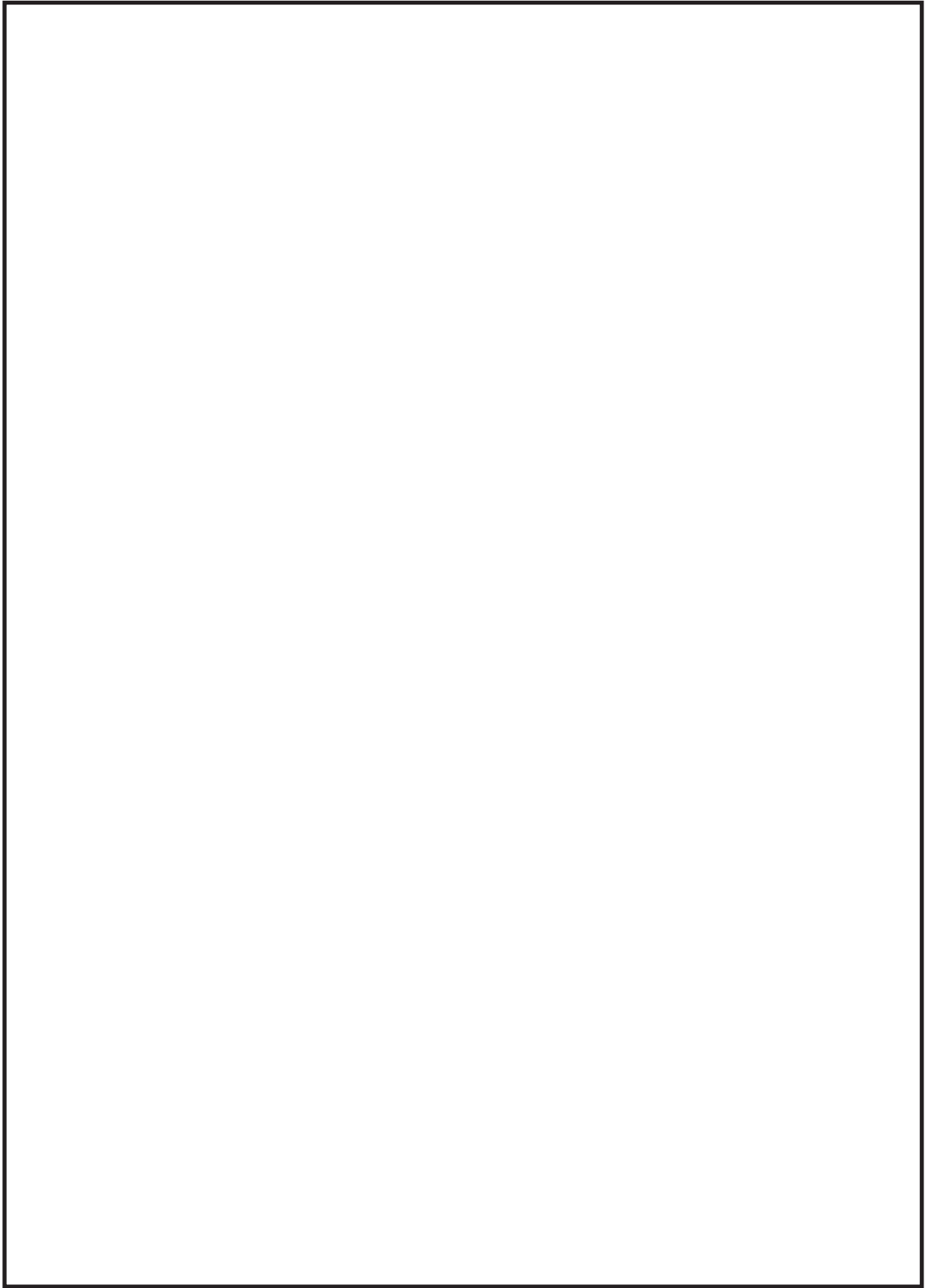


図 51-8-1 保管場所図（位置的分散（原子炉建屋からの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

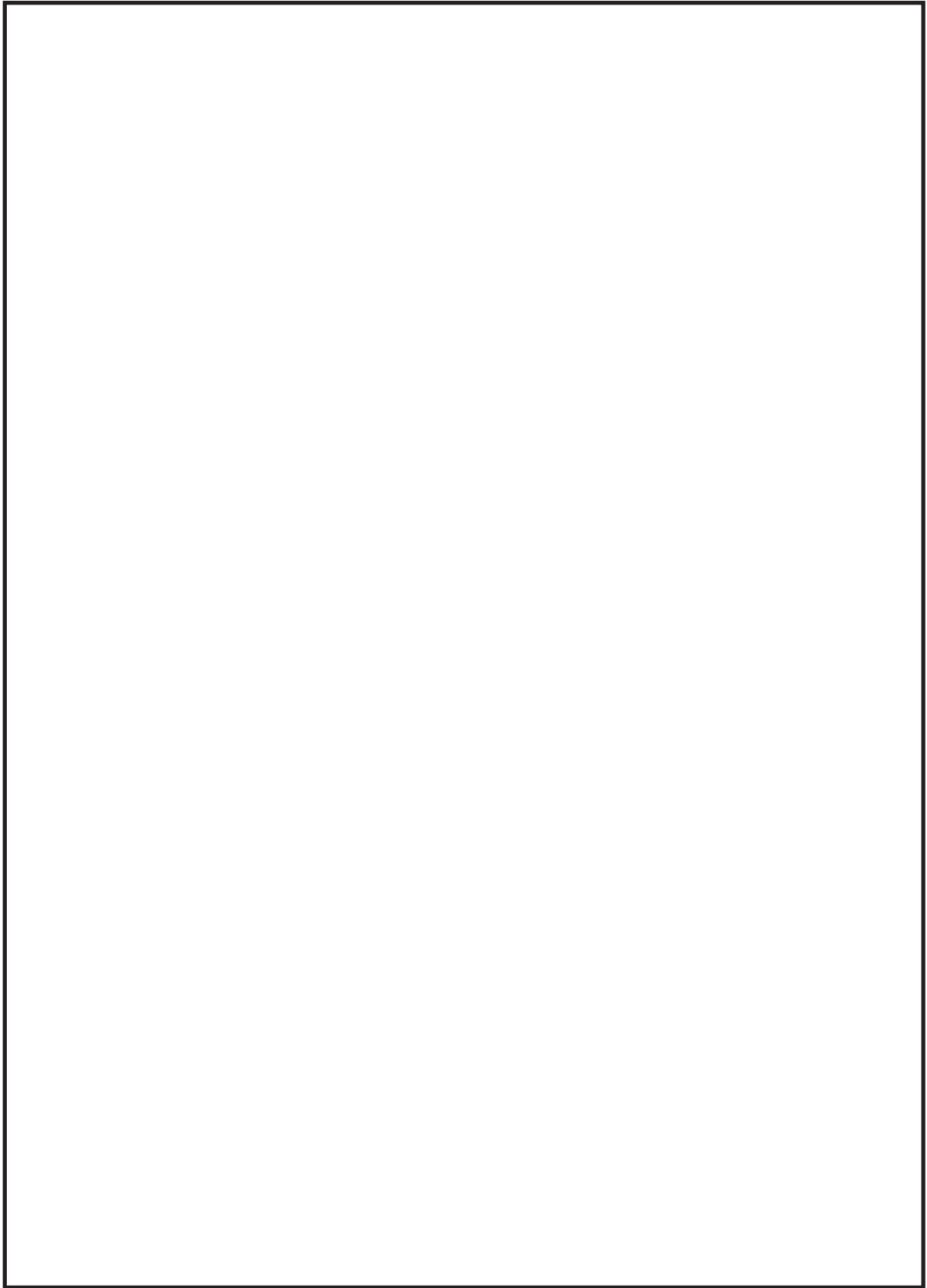


図 51-8-2 保管場所図（位置的分散（保管エリアの離隔距離））

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

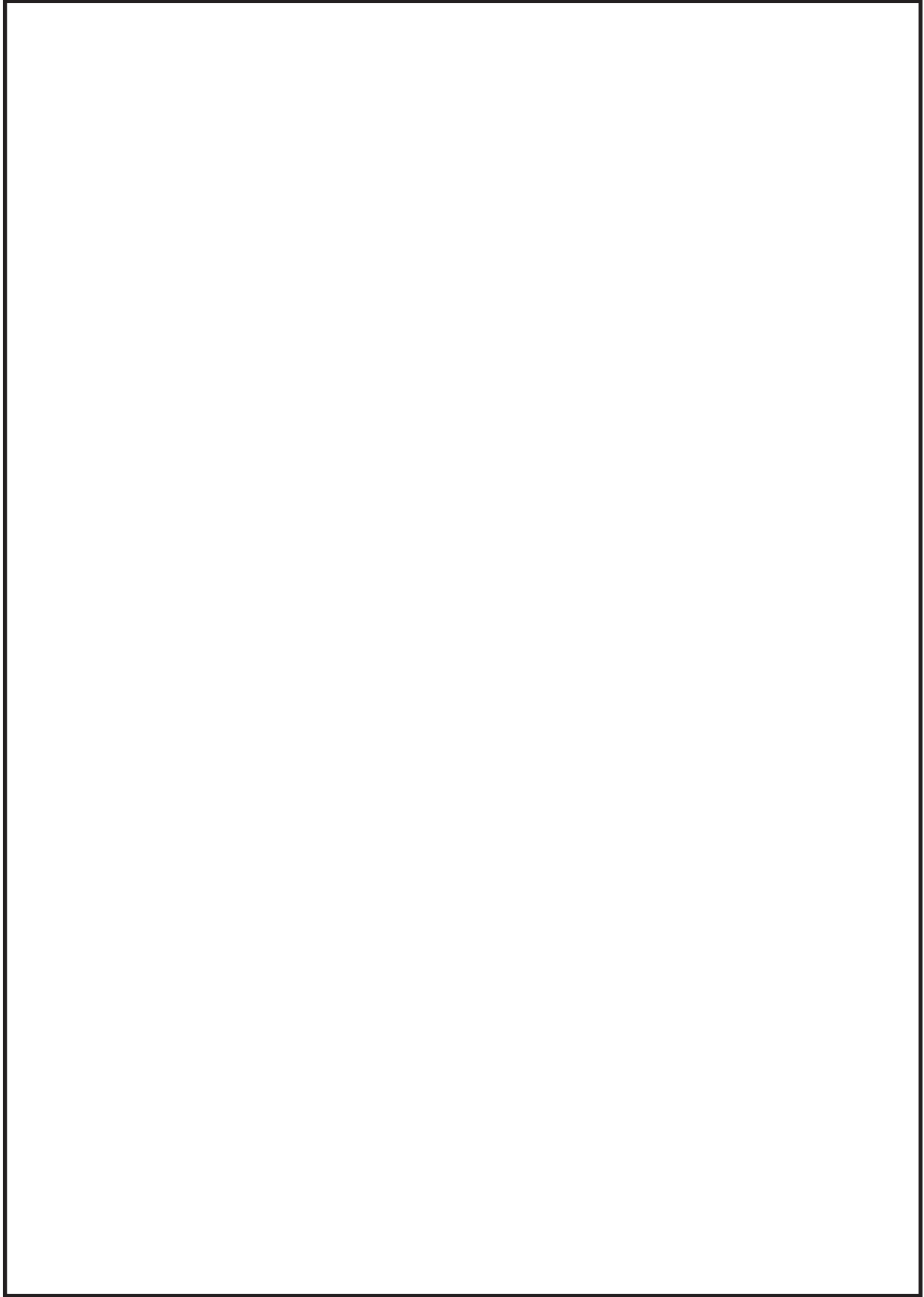
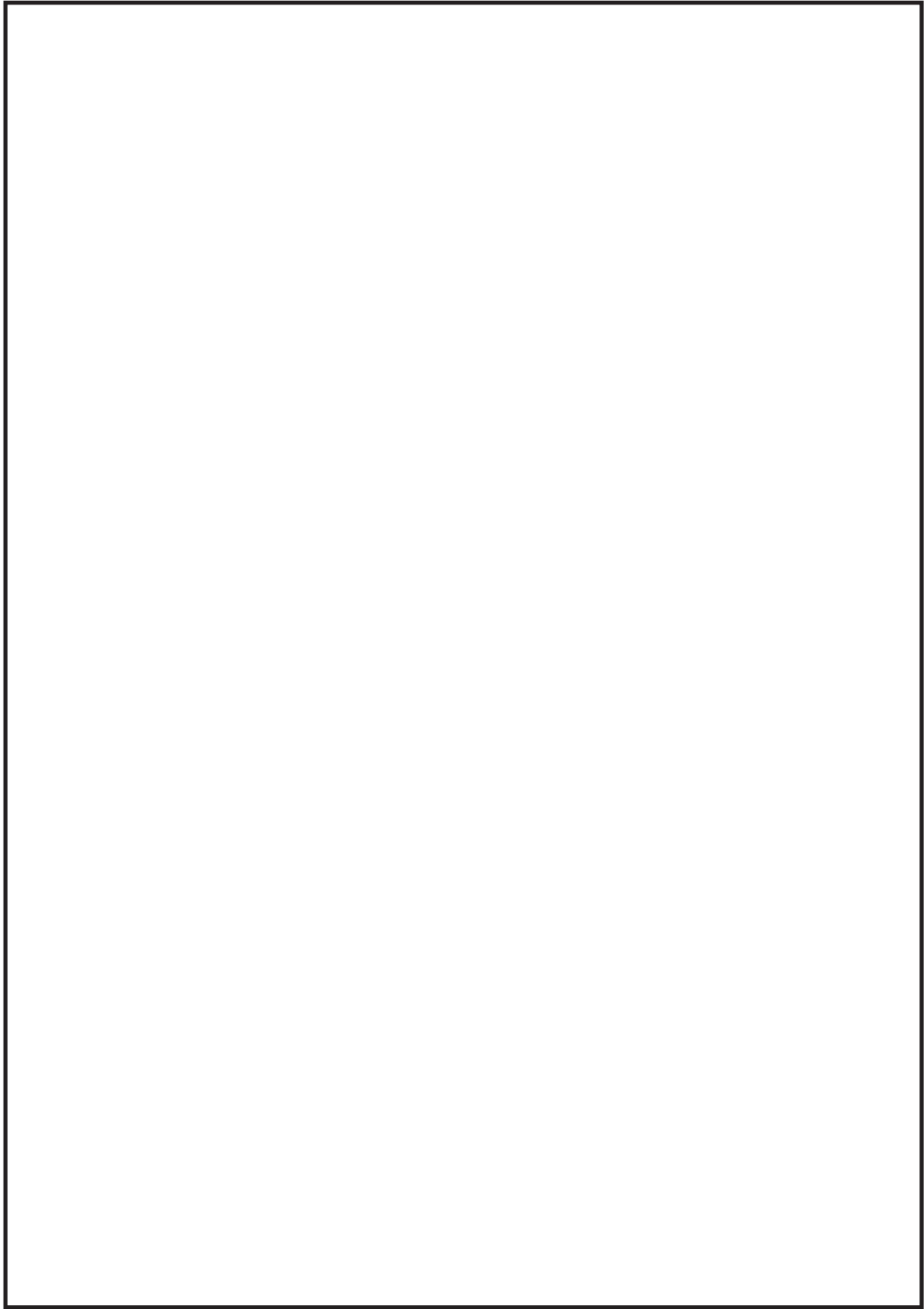


図 51-8-3 保管場所図（機器配置）

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。

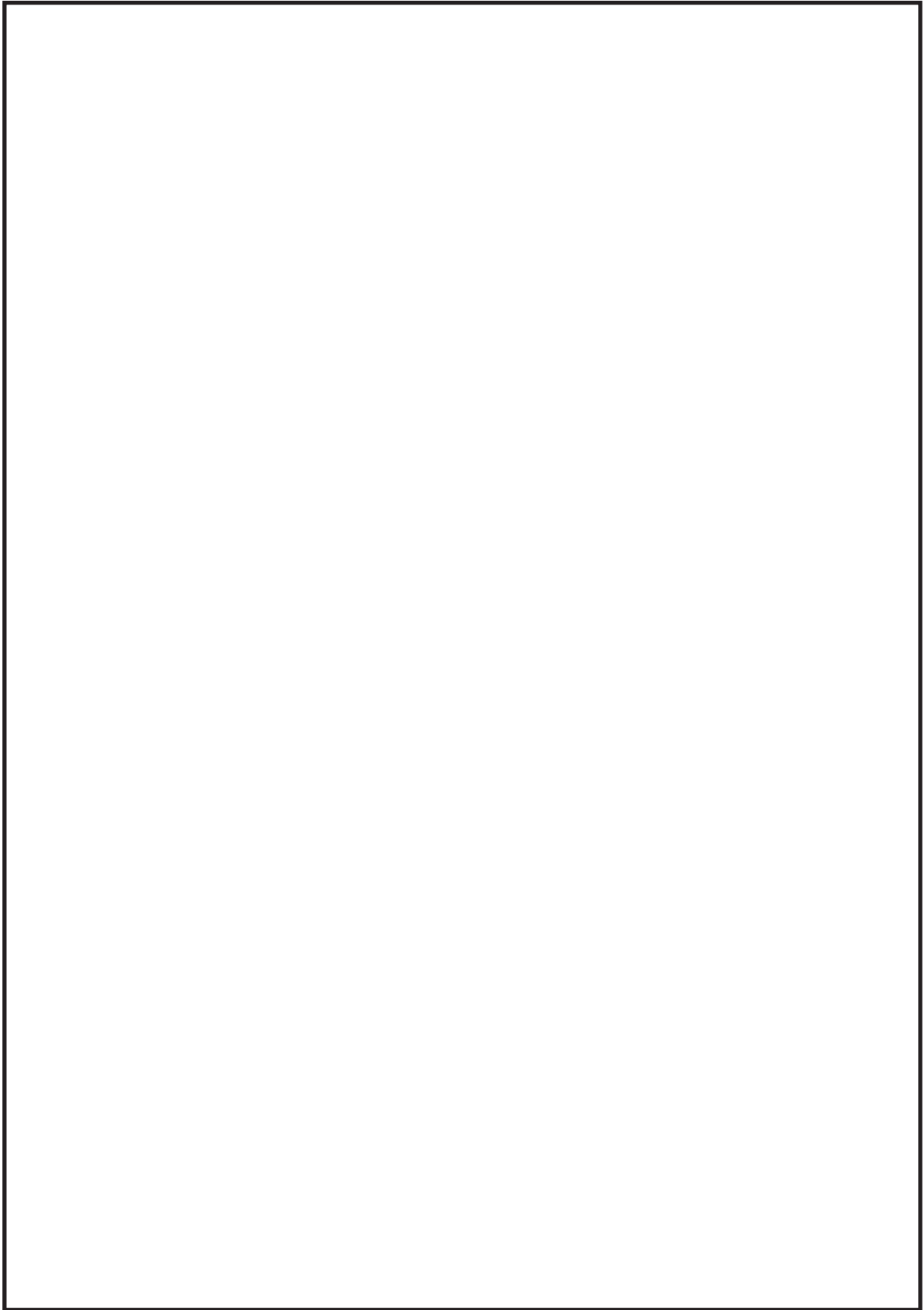


図 51-9-2 地震時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

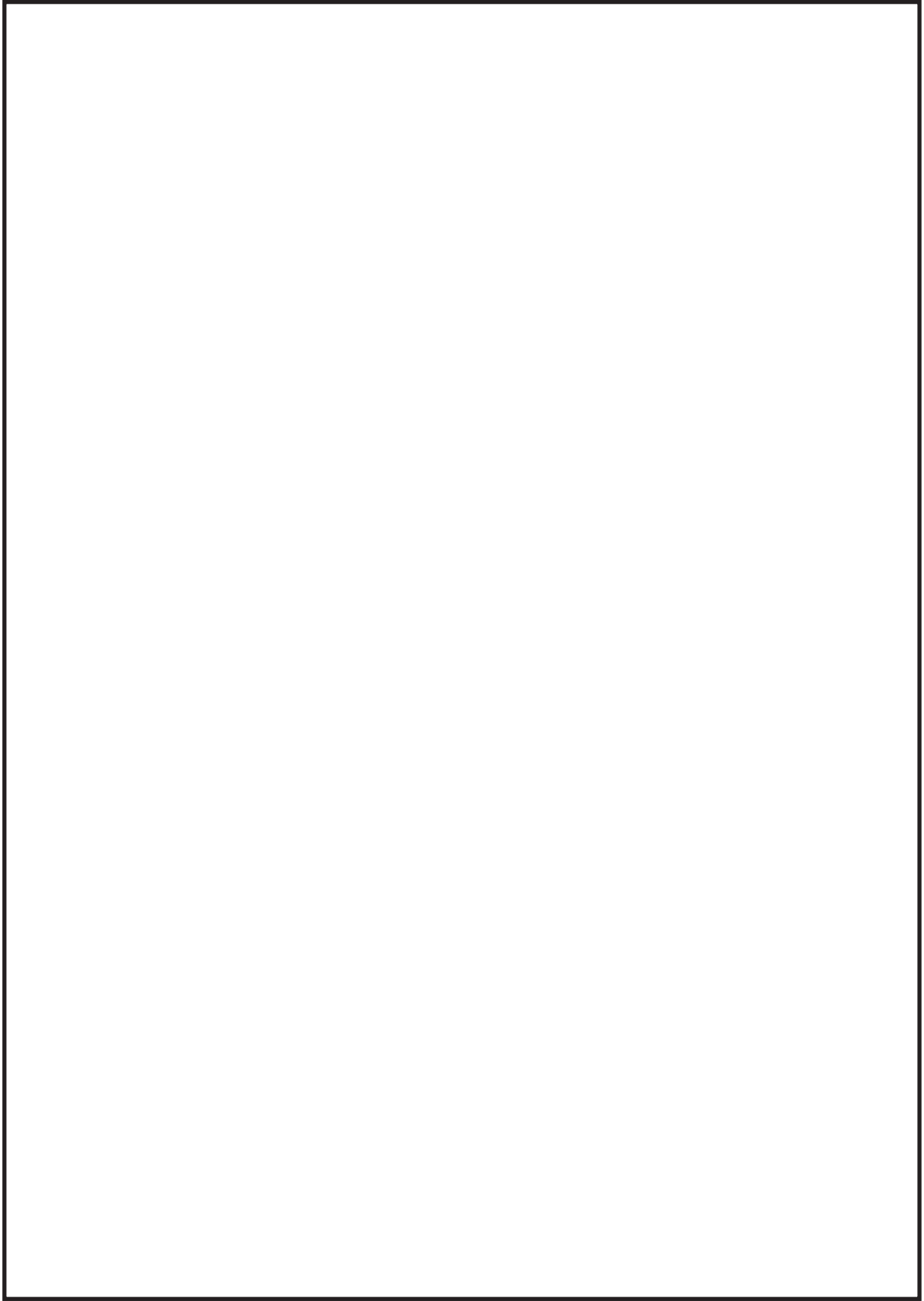


図 51-9-3 津波時のアクセスルート

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

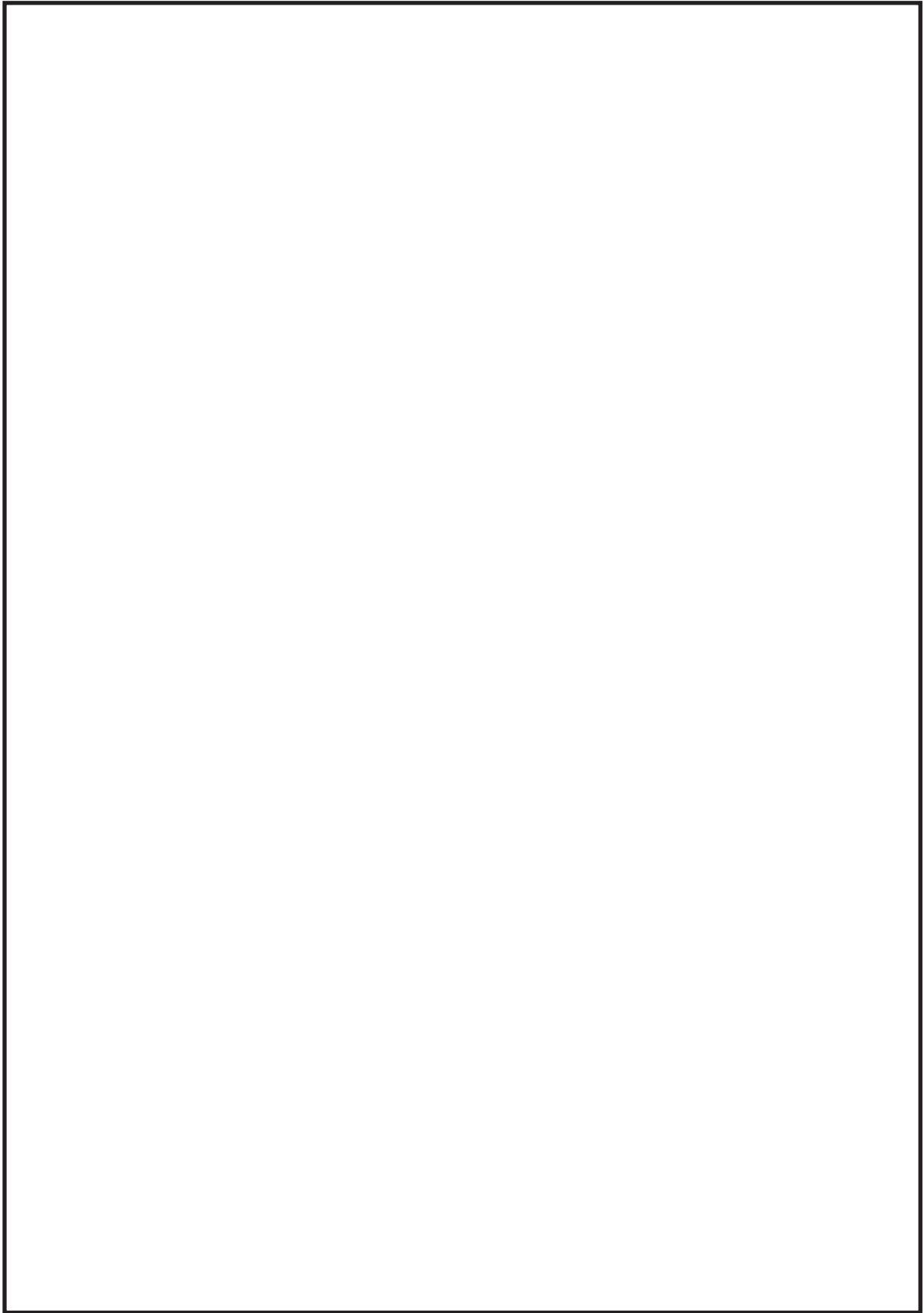


図 51-9-4 可燃物施設損壊時のアクセスルート

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	

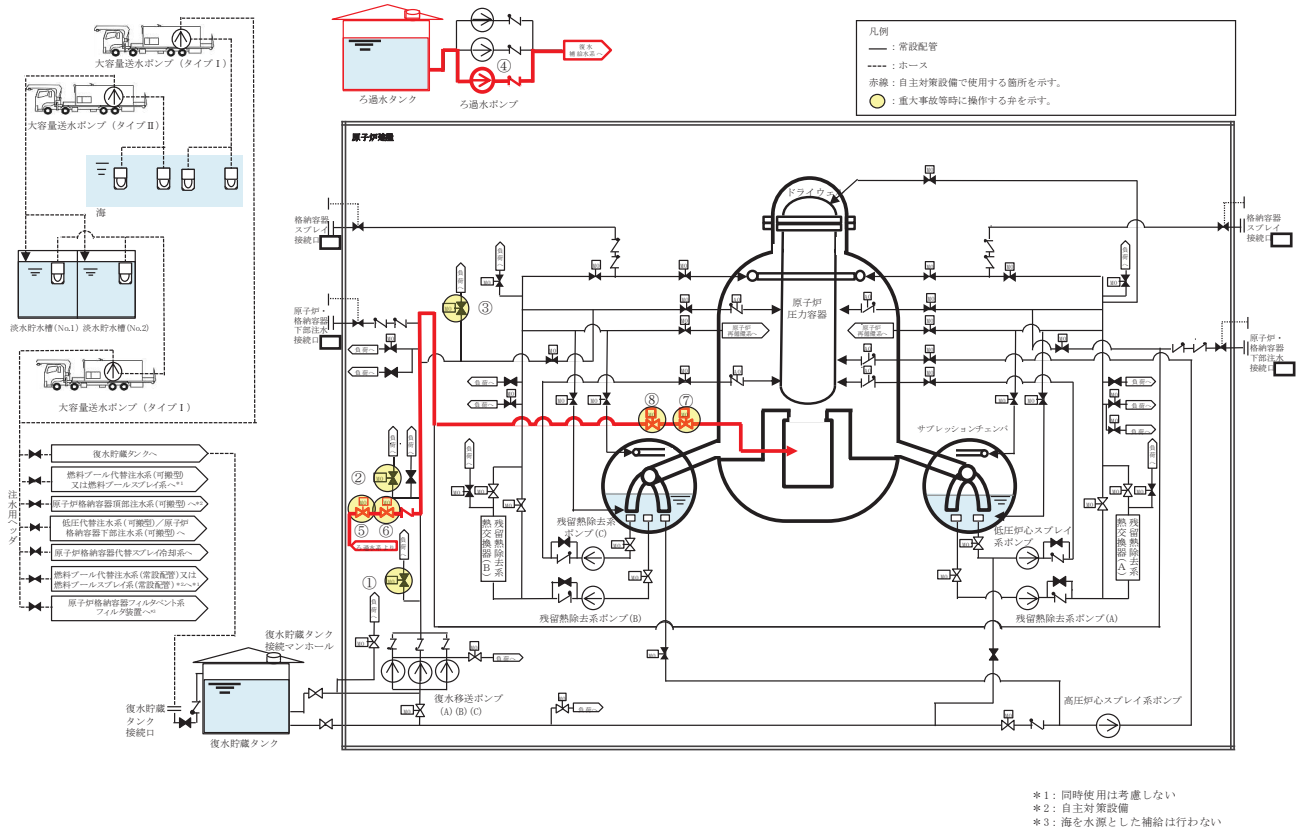


図 51-10-1 ろ過水系による原子炉格納容器下部への注水

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

2. コリウムシールド

(1) 設備概要

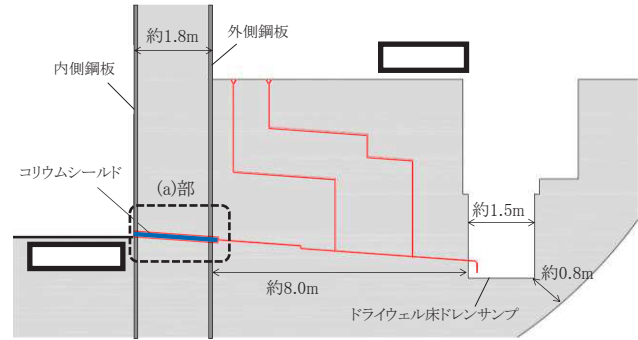
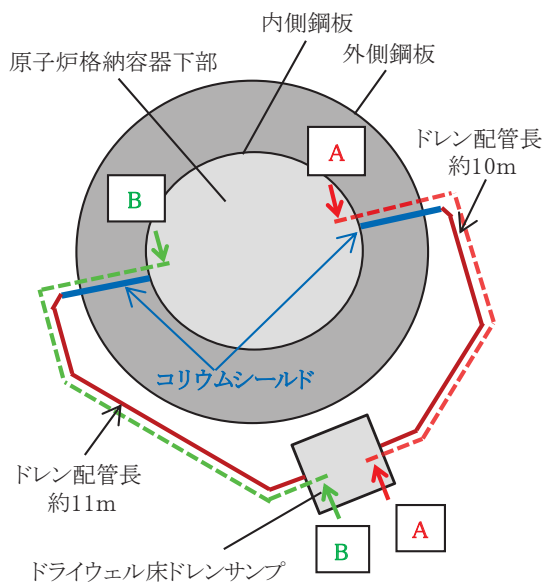
炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドライウェル床ドレンサンプ内に流入する場合、ドライウェル床ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が小さいことから、サンプ底面コンクリートの浸食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。有効性上の評価では、下部注水によって溶融炉心は配管内で止まるが、さらなる安全性向上のため、自主対策設備としてコリウムシールドを設置する。原子炉格納容器下部注水系と合わせて、ドライウェル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を防ぎ、底面のコンクリートの浸食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、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、コリウムシールドを設置し、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。

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。

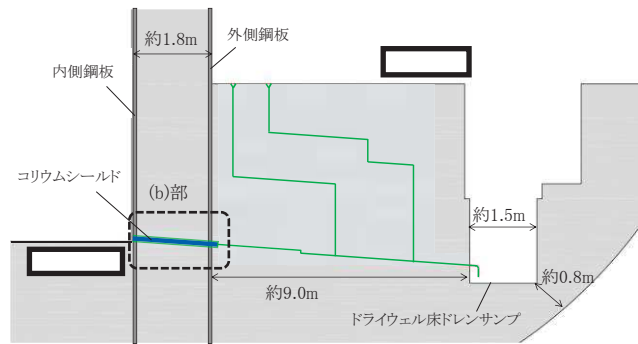
次項以降に示すとおり、コリウムシールドはドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内にコリウムシールドを設置することから、原子炉格納容器並びに原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

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]
通水配管流路口径	[Redacted]



A-A矢視図



B-B矢視図



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又は防護上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 [] 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 [] 箇所当たりで [] 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 [] 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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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
注水用ヘッドについて

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、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、⑦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⑧復水貯蔵タンクへの補給」の各系統における注水設備およ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「⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）」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。

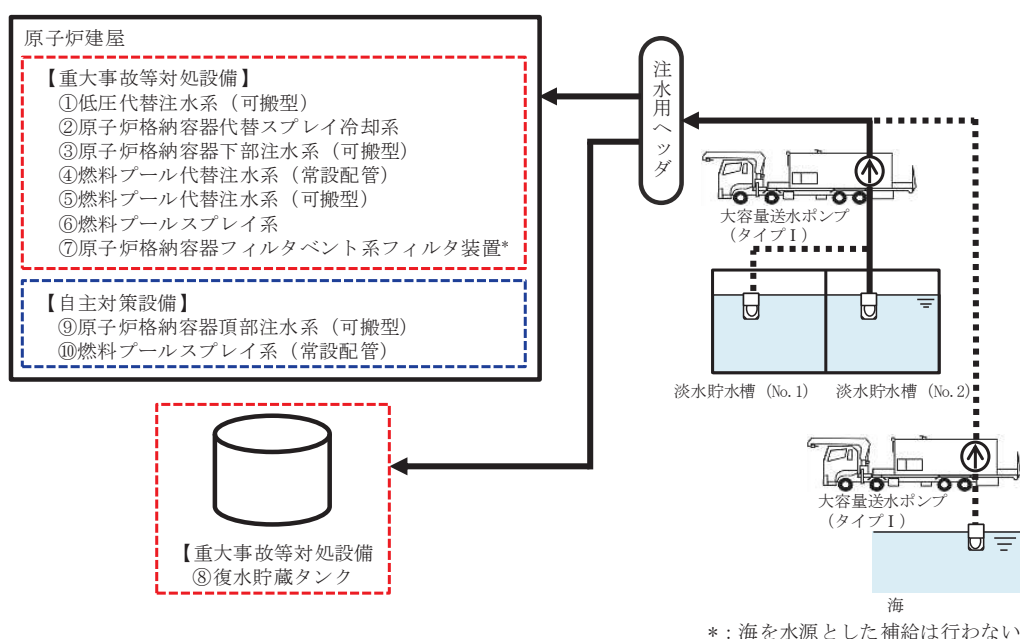


図 51-11-1 全体系統概要図

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及び⑧復水貯蔵タンクへの補給」の組合せ、「⑧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}									
	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
LOCA時注水機能喪失	—	37h	—	—	—	—	—	10h	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
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）	—	24h ^{*3} 29h ^{*4}	—	—	—	—	—	10h	—	—
・ 水素燃焼	—	24h	—	—	—	—	—	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	—	18h	—	—	—	—	—	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
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、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、⑦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、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（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：代替循環冷却系を使用する場合。

*4：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及び⑧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	⑧
接続部 2	燃料プール注水・スプレイ (可搬型) 弁	—*2	⑤又は⑥
接続部 3	原子炉ウェル注水弁	原子炉ウェル注水接続口	⑨
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⑩
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	⑦

*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、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、⑦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、⑧復水貯蔵タンクへの補給、⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）（自主対策設備）、⑩燃料プールのスプレイ系（常設配管）（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。

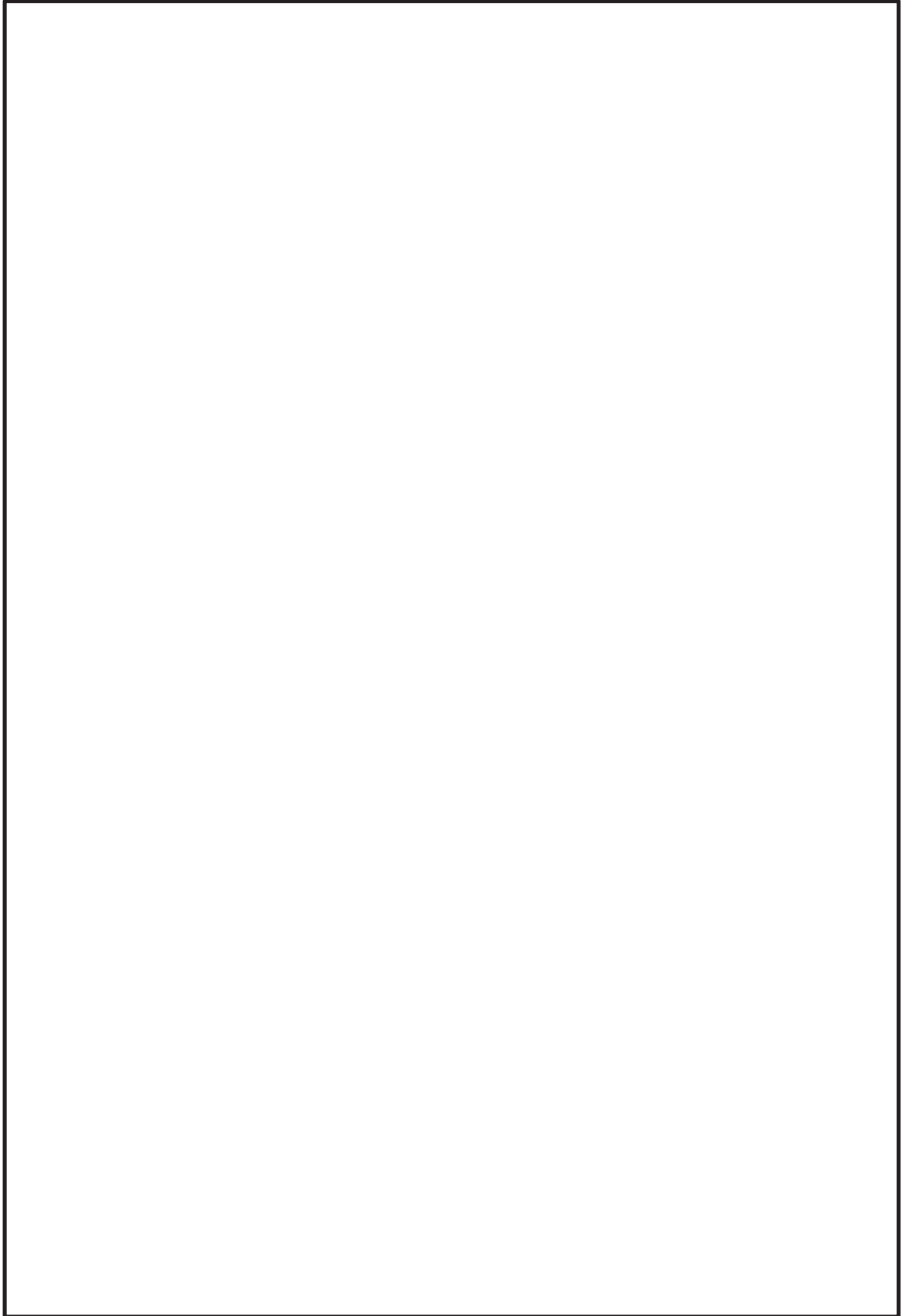


図 51-11-2 注水用ヘッダの接続状態概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

51-11-4

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及び⑧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⑨原子炉格納容器頂部注水系（可搬型）及び⑩燃料プールスプレイ系（常設配管）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。

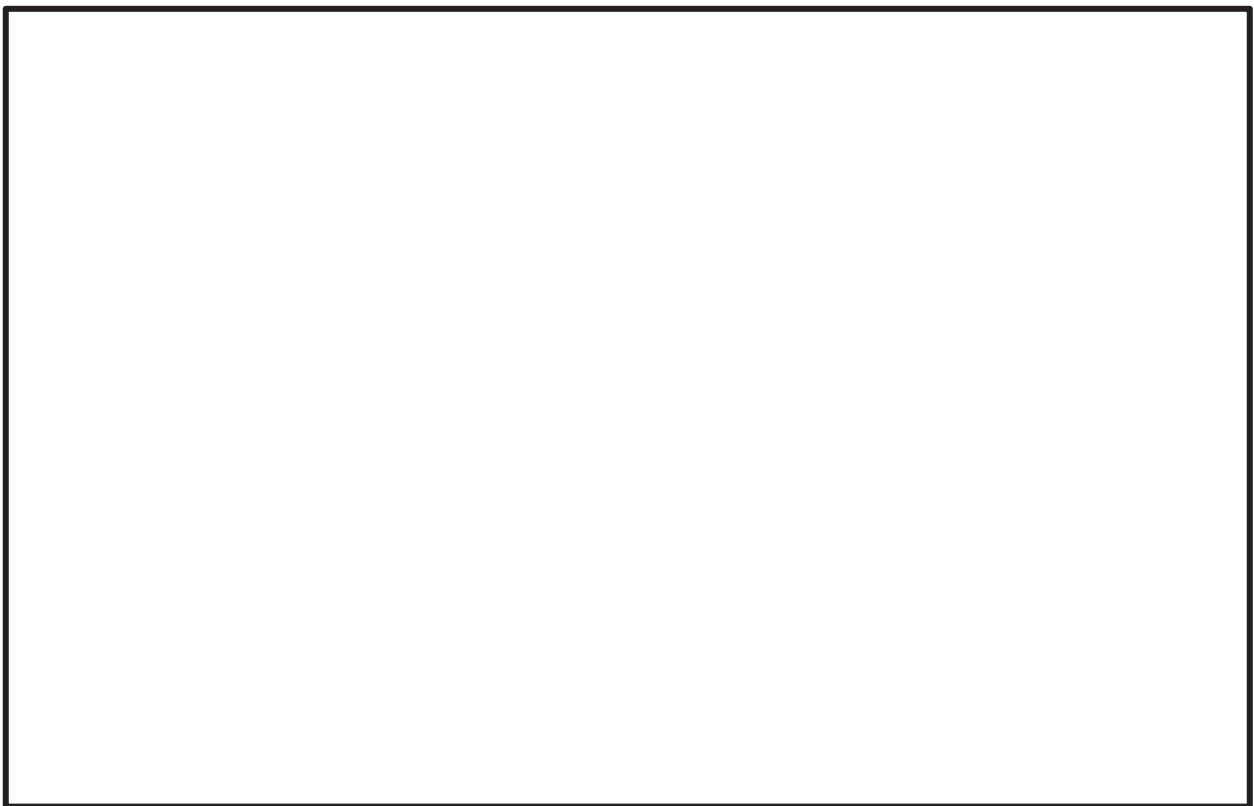


図 51-12-1 大容量送水ポンプ（タイプ I）の構造概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

58 条

58-1 SA 設備基準適合性一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 アクセスルート図

58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-9 可搬型計器について

58-10 主要パラメータの耐環境性について

58-11 パラメータの抽出について

58-1

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58条：計装設備			原子炉压力容器温度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			原子炉圧力	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図			
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料	—				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

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58条：計装設備			高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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		58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料		—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a		
			関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			原子炉水位（広帯域）	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		原子炉水位（燃料域）		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
		関連資料		58-5 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		58-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
				サポート系故障		対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		高压代替注水系ポンプ出口流量		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料	58-5 試験及び検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
	関連資料		58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

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58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
			サポート系故障	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)		類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り)－屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		直流駆動低圧注水ポンプ出口流量		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り)－屋内	A a
	サポート系故障		対象 (サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			代替循環冷却ポンプ出口流量	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	対象外	
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
				関連資料	58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			残留熱除去系ポンプ出口流量	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			原子炉格納容器下部注水流量	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料		—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a		
			関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備		原子炉格納容器代替スプレイ流量		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料	58-5 試験及び検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

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58条：計装設備			ドライウェル温度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
	関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
	関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			圧力抑制室内空気温度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			サブレーションプール水温度	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			ドライウェル圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備			圧力抑制室圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
	サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			圧力抑制室水位	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	A e	
				その他 (飛散物)	対象外	
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
				関連資料	58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備			原子炉格納容器下部水位	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			ドライウェル水位	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (D/W)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
	関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
	関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
		サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			格納容器内水素濃度 (S/C)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外
	関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
	関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
		サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			格納容器内雰囲気水素濃度	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図			
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料	58-3 配置図				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
				その他 (飛散物)	対象外	対象外	
				関連資料	—		
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
			関連資料	58-3 配置図			
		第2項	第1号	常設 SA の容量	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	58-6 容量設定根拠		
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—		
			第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a	
				関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備		格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 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		58-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
			サポート系故障	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			起動領域モニタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			平均出力領域モニタ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
	第2号	操作性	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			フィルタ装置入口圧力（広帯域）	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
			サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		フィルタ装置出口圧力（広帯域）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
			サポート系故障		対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			フィルタ装置水位（広帯域）	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			フィルタ装置水温度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			フィルタ装置出口水素濃度	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図			
		第2号	操作性		中央制御室操作 弁操作	A B f	
		関連資料	58-3 配置図				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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		現場操作 (遠隔で操作可能) 中央制御室操作	A b B		
		関連資料	58-3 配置図				
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り)－屋内	A a
				サポート系故障		対象 (サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

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58条：計装設備		フィルタ装置出口放射線モニタ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		原子炉補機冷却水系系統流量		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 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		58-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			残留熱除去系ポンプ出口圧力	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			復水貯蔵タンク水位	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水しない	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等から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	58-3 配置図			
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料	—				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象DB設備有り)－屋外	A b	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a		
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		高压代替注水系ポンプ出口圧力		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 試験及び検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用一切替不要	B b
			関連資料		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K	
		関連資料	58-5 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	58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) —屋内	A a
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		復水移送ポンプ出口圧力		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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		58-3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
		関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り)－屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり)－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			代替循環冷却ポンプ出口圧力	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要	対象外		
		関連資料	—				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
			第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
				関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的のSA設備あり)	B	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a		
			関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			原子炉建屋内水素濃度	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
			第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
				関連資料		—	
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a		
			関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備		静的触媒式水素再結合装置動作監視装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			格納容器内雰囲気酸素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
	関連資料	58-3 配置図				
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	K		
	関連資料	58-5 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	58-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
	関連資料	58-3 配置図				
	第2項	第1号	常設 SA の容量	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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (又は防止でも緩和でもない設備) — 対象 (同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
			関連資料		58-5 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		58-4 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		58-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
			サポート系故障		対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備		使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルブ式）		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料		—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K	
		関連資料		58-5 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		58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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		58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
			サポート系故障		対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

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58条：計装設備			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	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	58-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)	計測制御設備	K
			関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	防止設備－対象（代替対象DB設備有り）－屋内	A a
			サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図，58-3 配置図			

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58条：計装設備		使用済燃料プール監視カメラ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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	58-3 配置図		
		第2号	操作性		操作不要	対象外
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	K
		関連資料	58-5 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	58-4 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	58-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－対象 (代替対象DB設備有り) －屋内	A a
			サポート系故障		対象 (サポート系あり) －異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

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58条：計装設備		安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置, SPDS伝送装置, SPDS表示装置)		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	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		58-3 配置図		
	第2号	操作性		操作不要 (SPDS表示装置を除く), 操作スイッチ操作 (緊急時対策所, SPDS表示装置)	対象外, B d		
		関連資料		58-3 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		通信連絡設備	M	
			関連資料		58-5 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		58-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		—			
	第6号	設置場所		操作不要 (SPDS表示装置を除く) 現場 (設置場所) (緊急時対策所, SPDS表示装置)	対象外 A a		
		関連資料		58-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		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		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設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象 (サポート系あり) — 異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

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58条：計装設備			可搬型計測器	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	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		58-3 配置図	
	第2号	操作性		中央制御室操作	A	
	関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
	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		58-5 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		58-9 可搬型計測器について			
	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		58-3 配置図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について			
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備	C
			関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について	
		第2号	可搬SAの接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58-9 可搬型計測器について	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保		対象外	対象外	
		関連資料		58-9 可搬型計測器について		
第4号		設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
第5号		保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a	
		関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
第6号		アクセスルート		(アクセス不要)	対象外	
		関連資料		58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
			サポート系要因		サポート系なし	対象外
	関連資料			58-3 配置図, 58-9 可搬型計測器について		

58-2
単線結線図

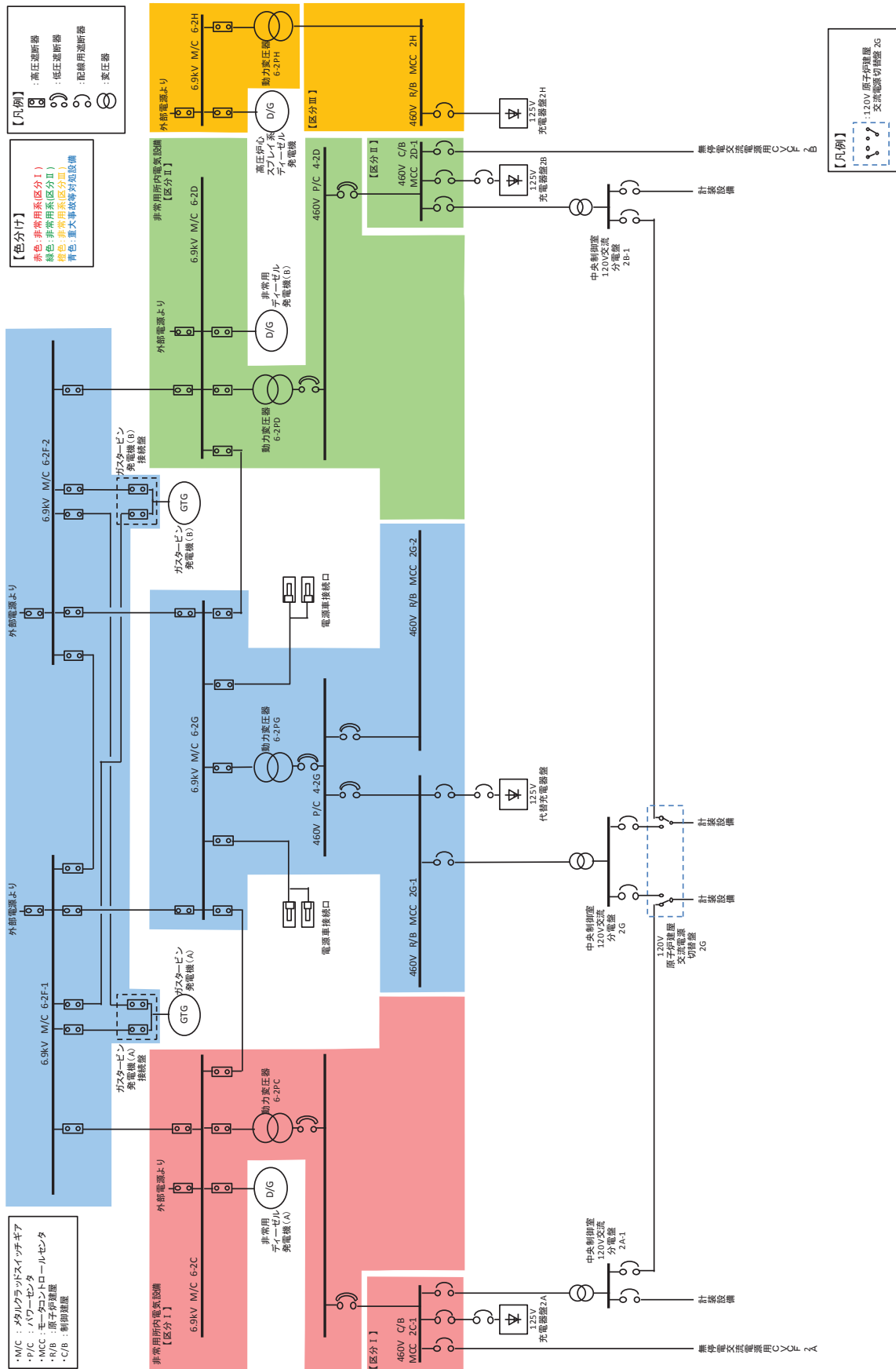


図 58-2-1 単線結線図 (交流)

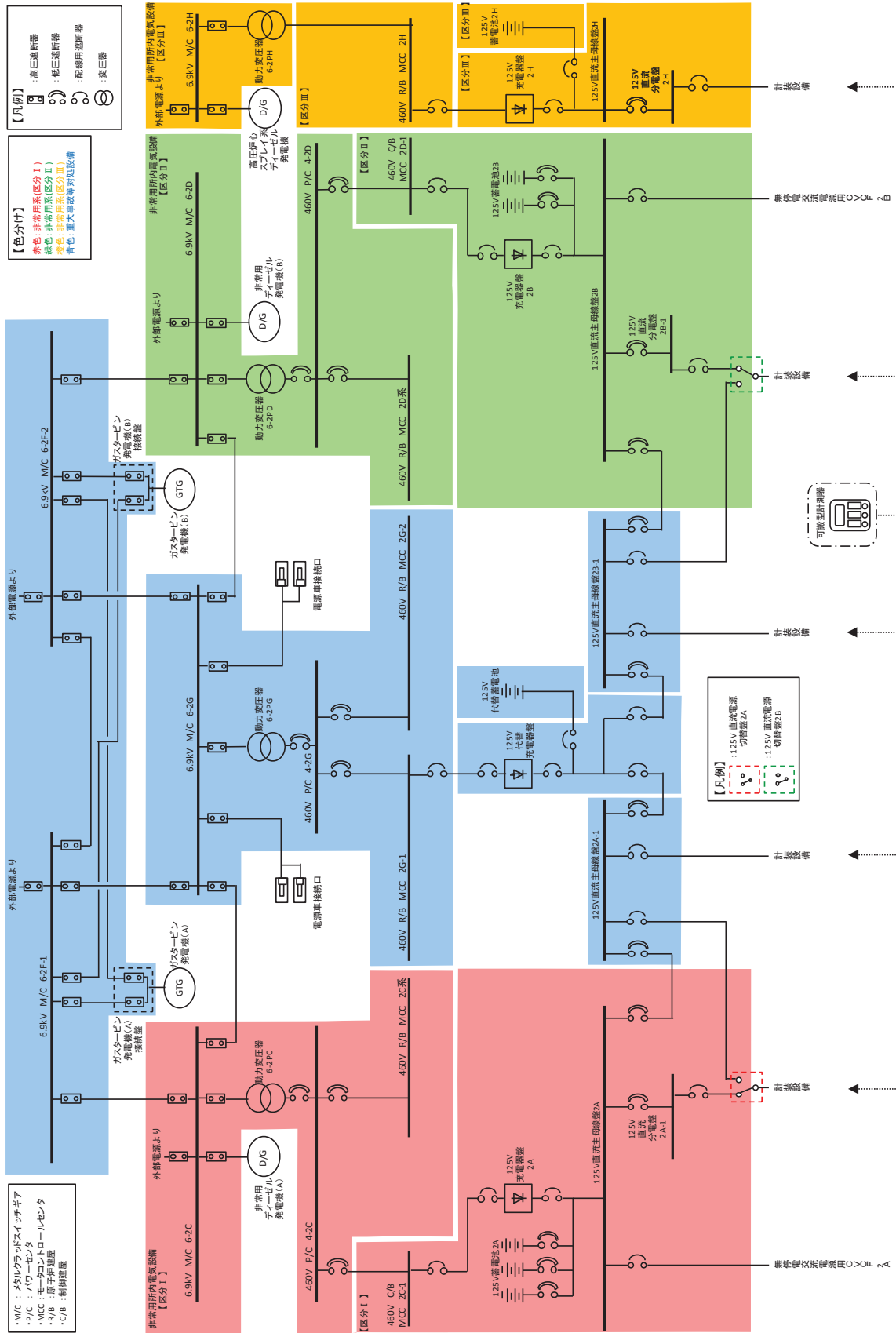


図 58-2-2 単線結線図 (直流)

58-3
配置图

表 58-3-1 配置図一覧表(1/3)

名称	取付箇所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図58-3-3, 4, 5
原子炉圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
高压代替注水系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
直流駆動低压注水ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1
代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2
原子炉格納容器下部注水流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
原子炉格納容器代替スプレイ流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
ドライウエル温度	原子炉格納容器内	図58-3-2, 3, 4, 5
圧力抑制室内空気温度	原子炉格納容器内	図58-3-2
サプレッションプール水温度	原子炉格納容器内	図58-3-1
ドライウエル圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5
圧力抑制室圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
圧力抑制室水位	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図58-3-2

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 58-3-1 配置図一覧表(2/3)

名称	取付箇所	図番号
ドライウェル水位	原子炉格納容器内	図58-3-2
格納容器内水素濃度(D/W)	原子炉格納容器内	図58-3-5
格納容器内水素濃度(S/C)	原子炉格納容器内	図58-3-2
格納容器内雰囲気水素濃度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-4
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
フィルタ装置水位(広帯域)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
フィルタ装置水温度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4
フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5
フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-5
原子炉補機冷却水系系統流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2
復水貯蔵タンク水位	屋外 (CST連絡トレンチ/バルブ室)	図58-3-8
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1
復水移送ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 58-3-1 配置図一覧表 (3/3)

名称	取付箇所	図番号	
代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	図58-3-1	
原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋 [] [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2, 3, 4, 6	
静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
格納容器内雰囲気酸素濃度	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	
使用済燃料プール水位／温度 (ヒートサーモ式)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
使用済燃料プール水位／温度 (ガイドパルス式)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ (高線量, 低線量)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	
安全パラメータ表 示システム (SPDS)	データ収 集装置	制御建屋 []	図58-3-9
	SPDS伝送 装置	緊急時対策建屋 []	図58-3-10
	SPDS表示 装置	緊急時対策建屋 []	図58-3-10
可搬型計測器	制御建屋 [] 緊急時対策建屋 []	図58-3-9, 10	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

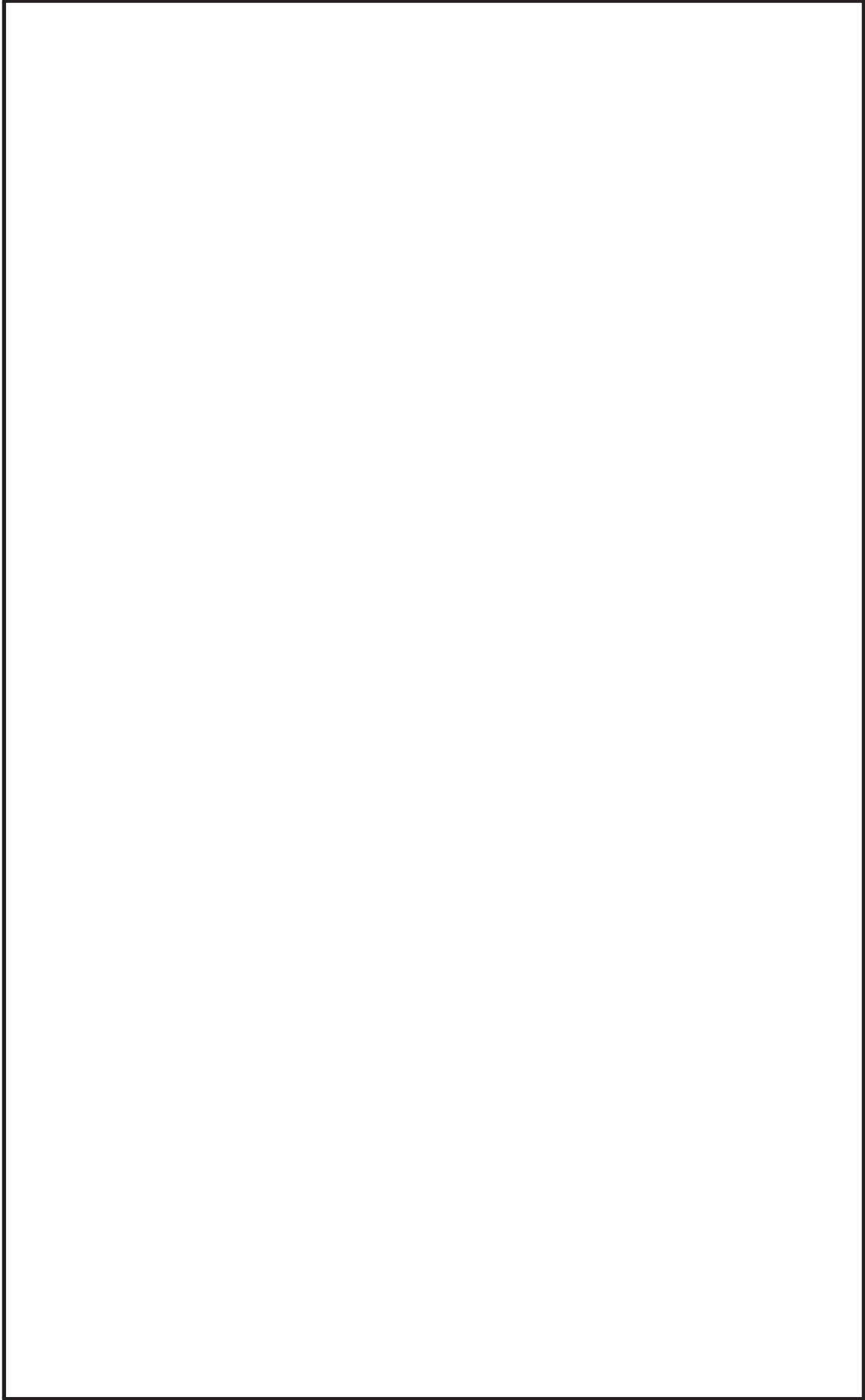


図 58-3-1 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

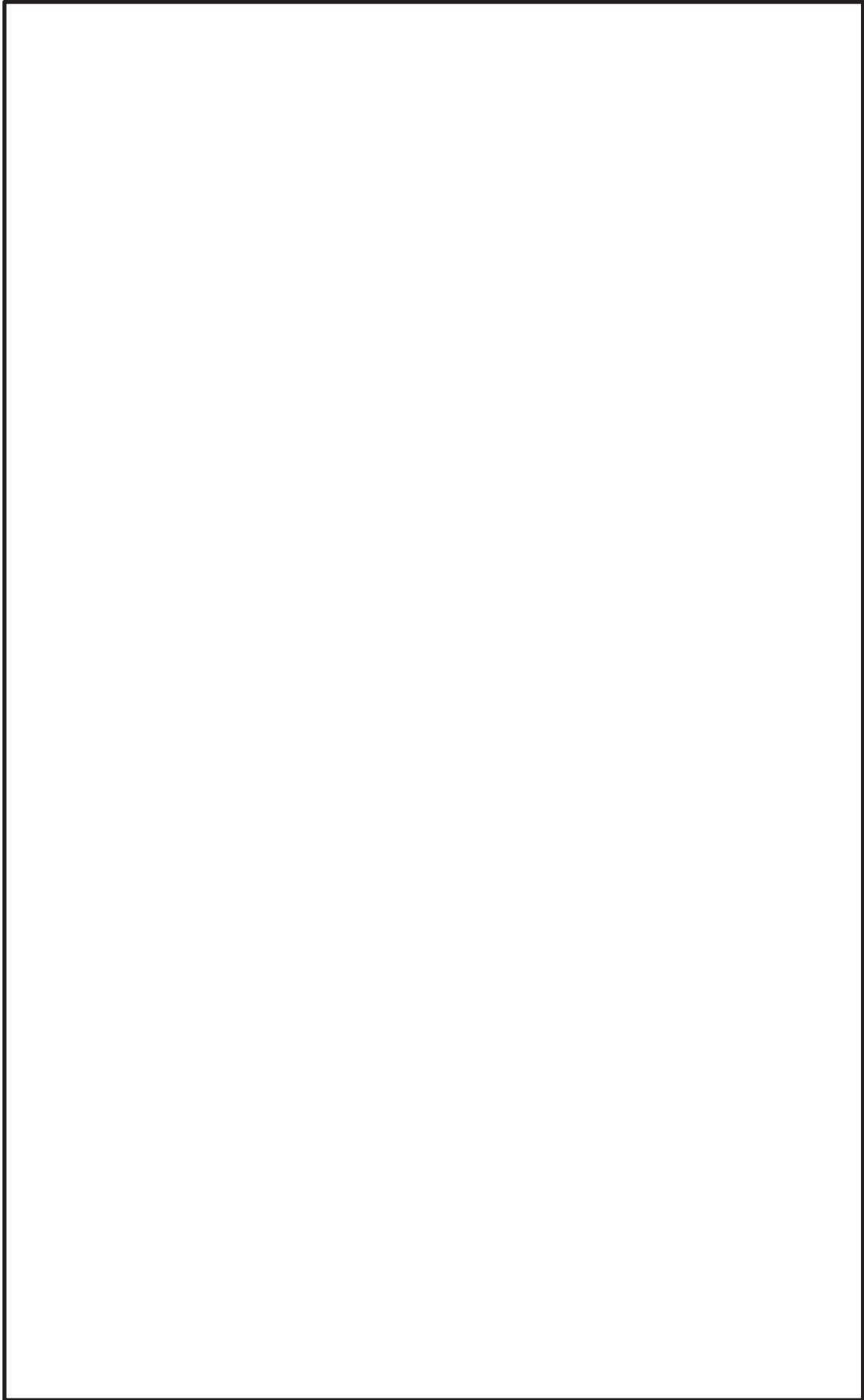


図 58-3-2 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

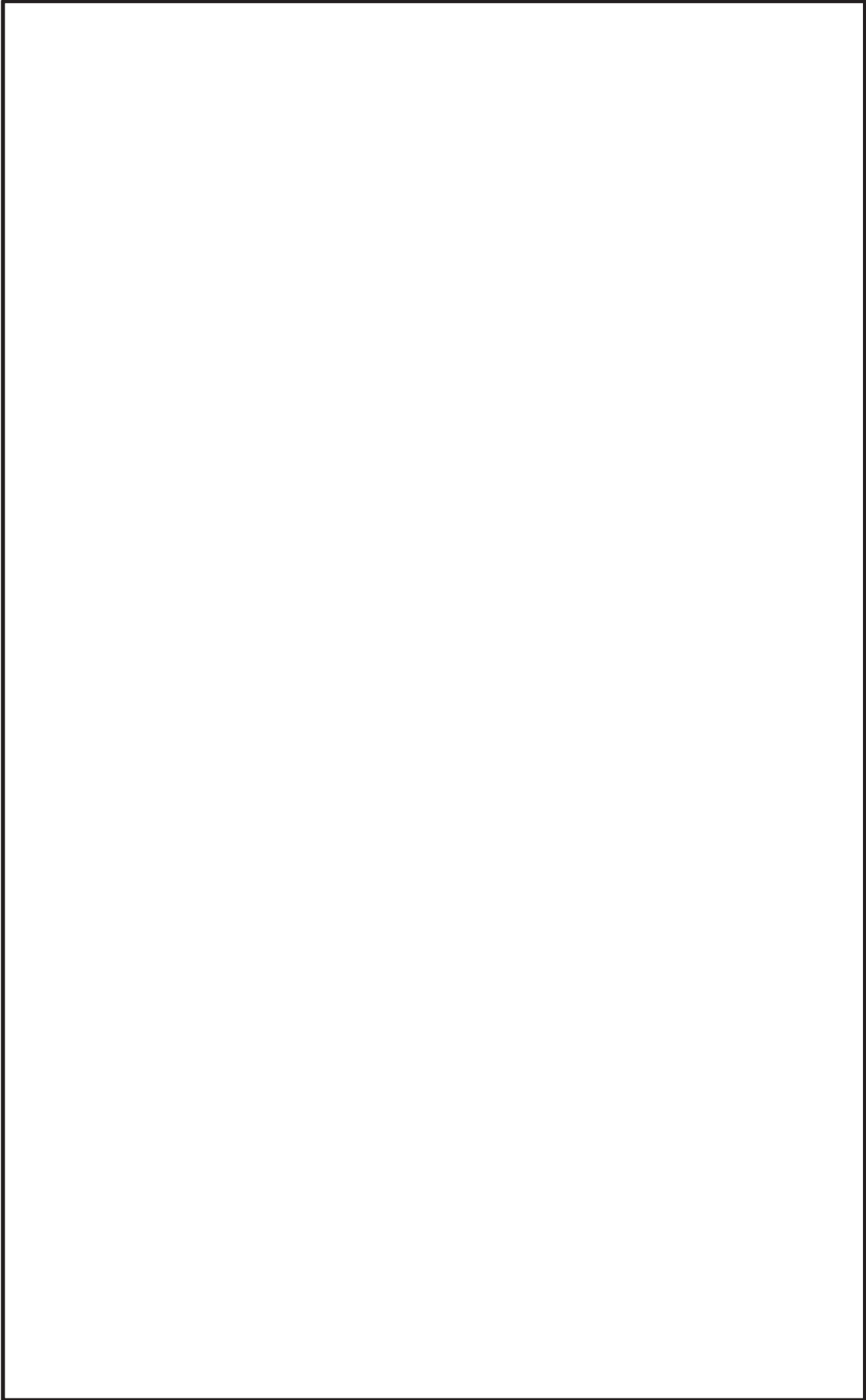


図 58-3-3 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

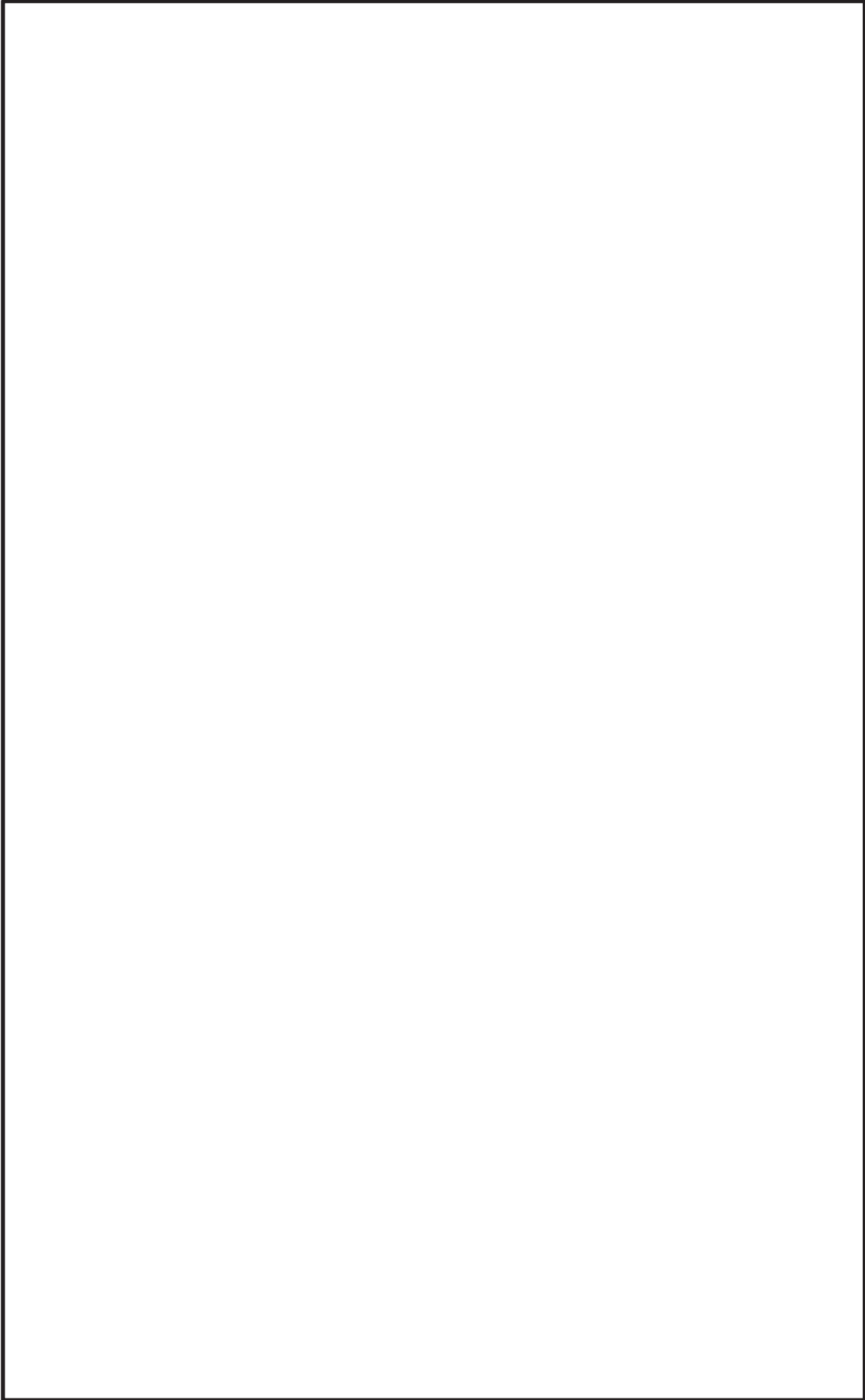


図 58-3-4 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

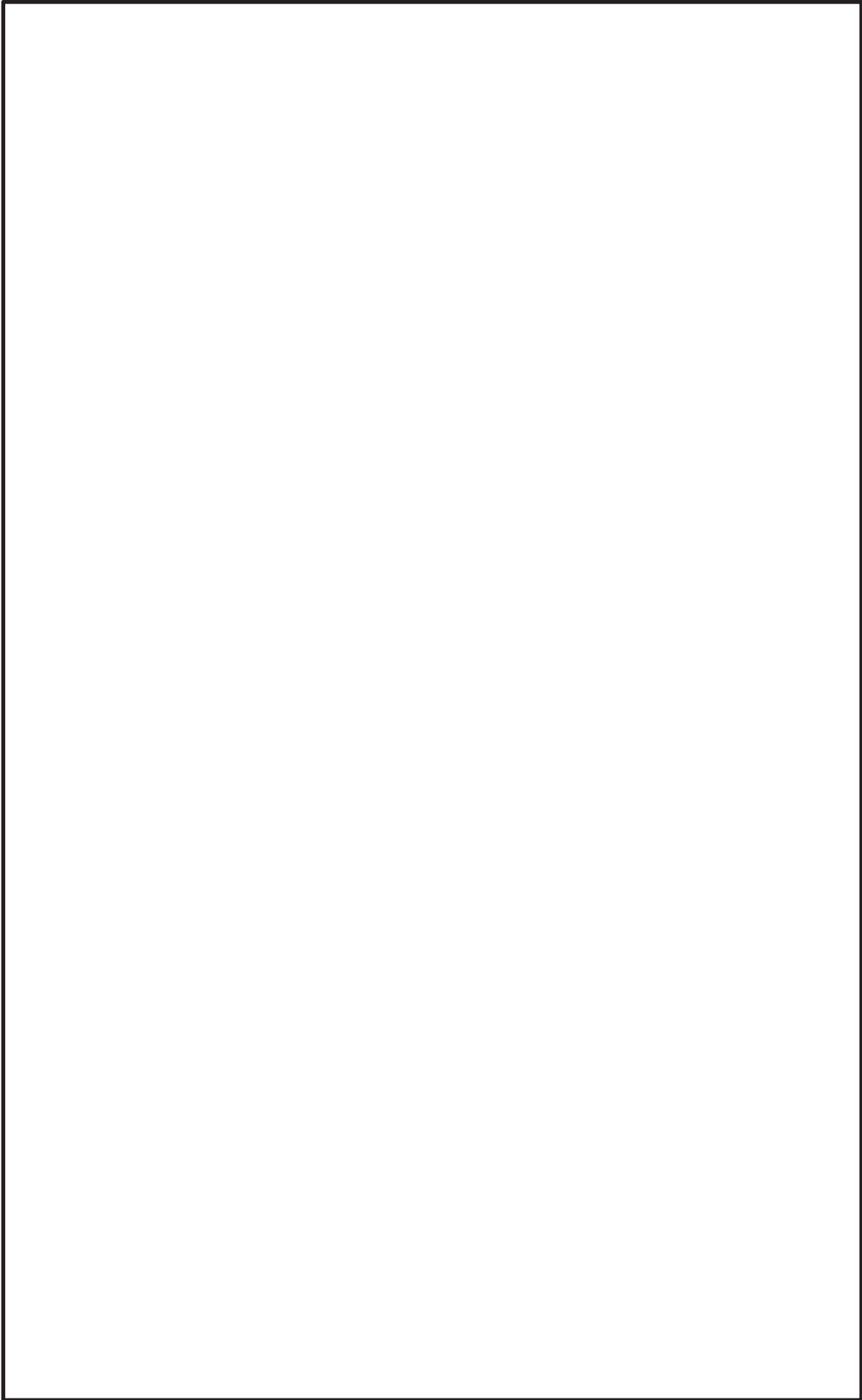


図 58-3-5 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 58-3-6 配置図 (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

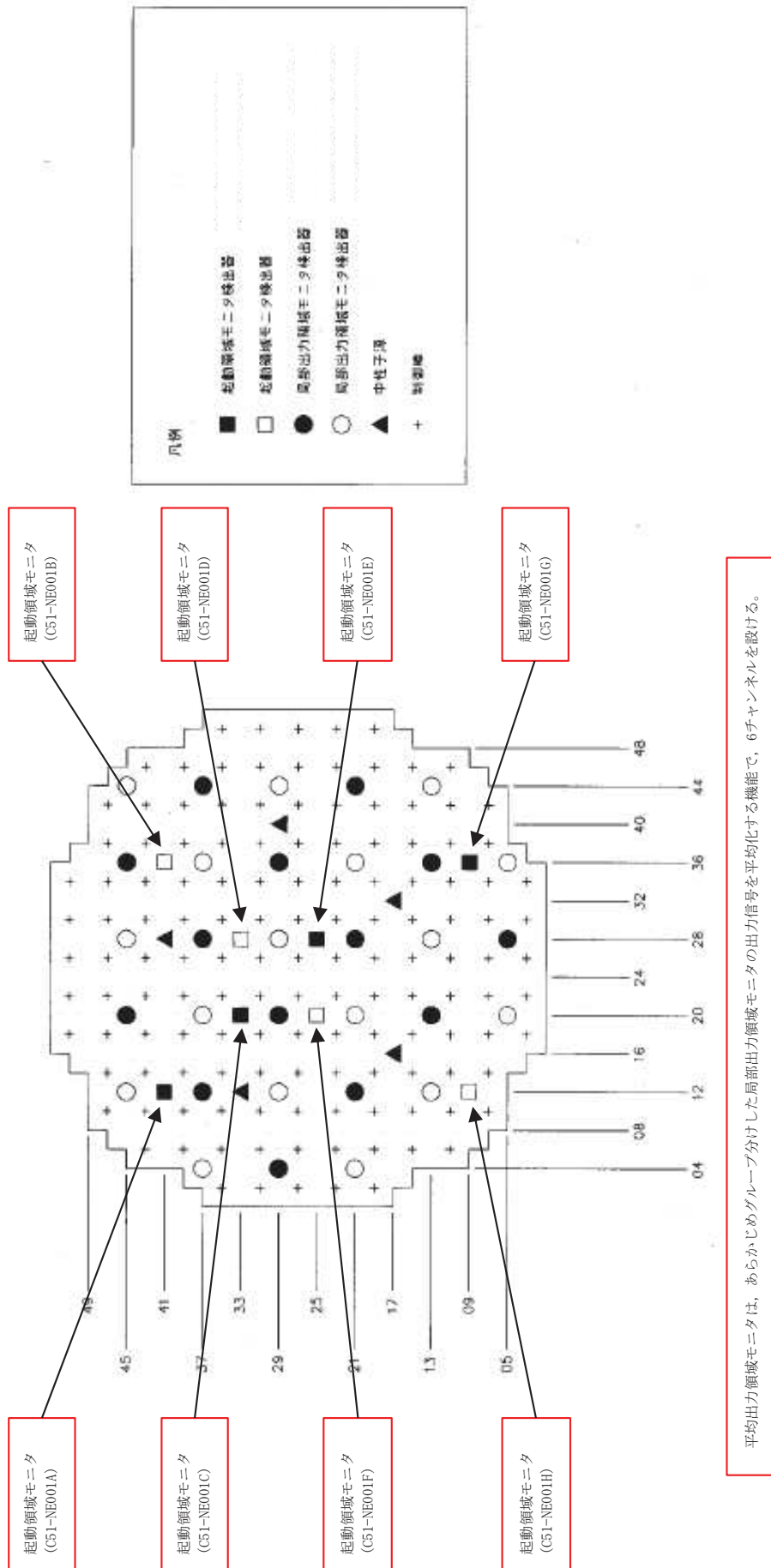


図 58-3-7 配置図 (核計装配置図)

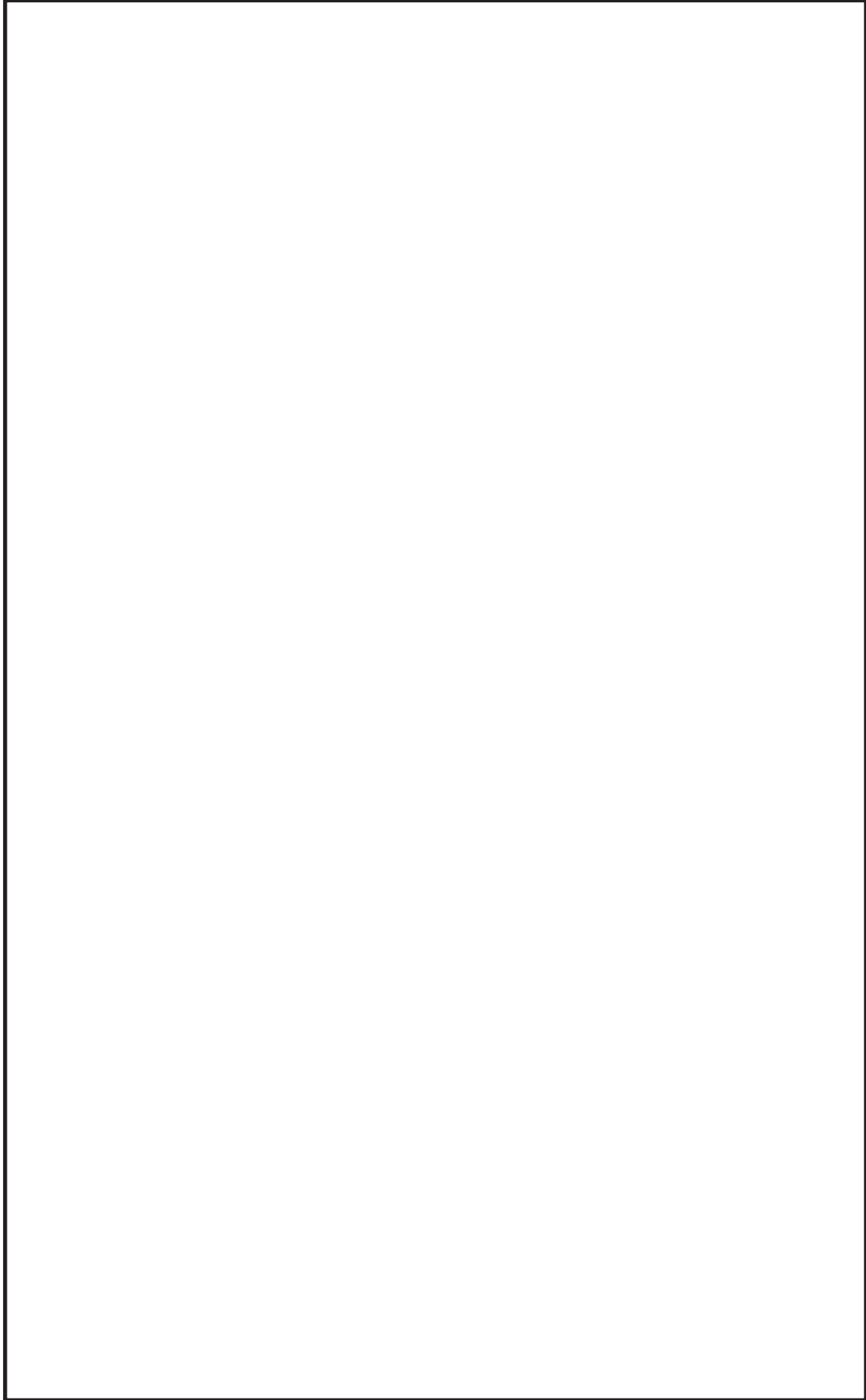


図 58-3-8 配置図 (屋外)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

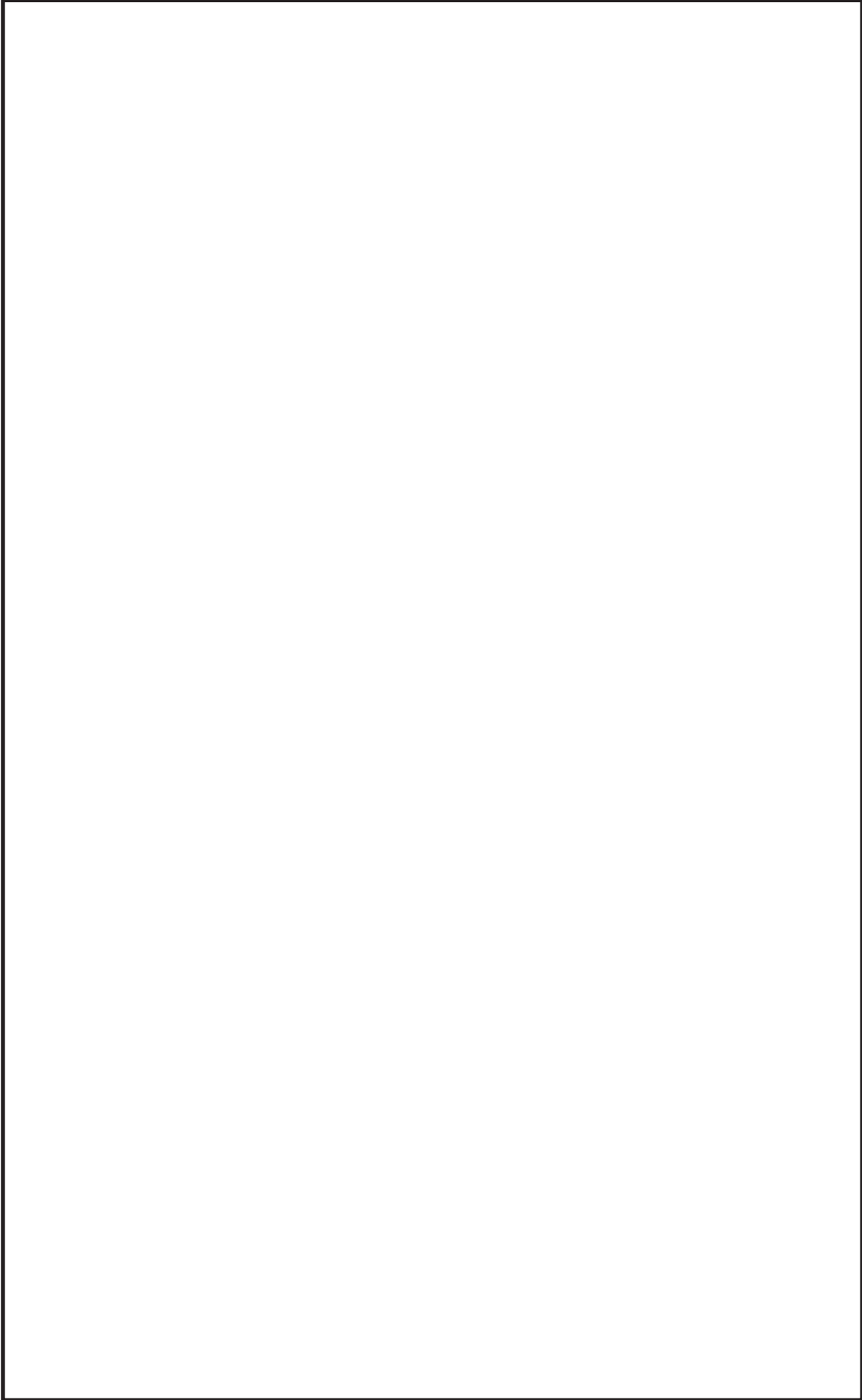


図 58-3-9 配置図 (中央制御室 (制御建屋))

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

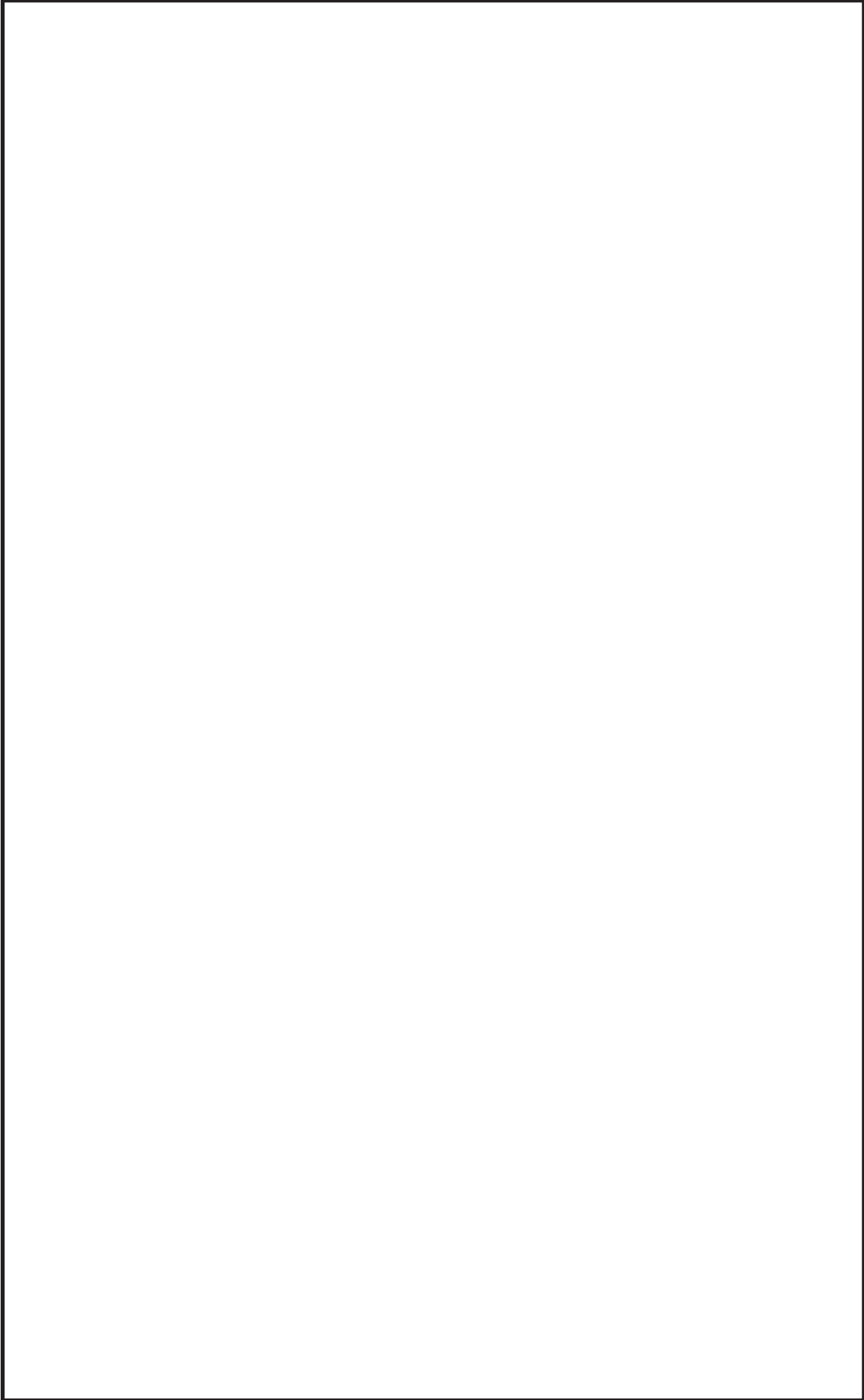
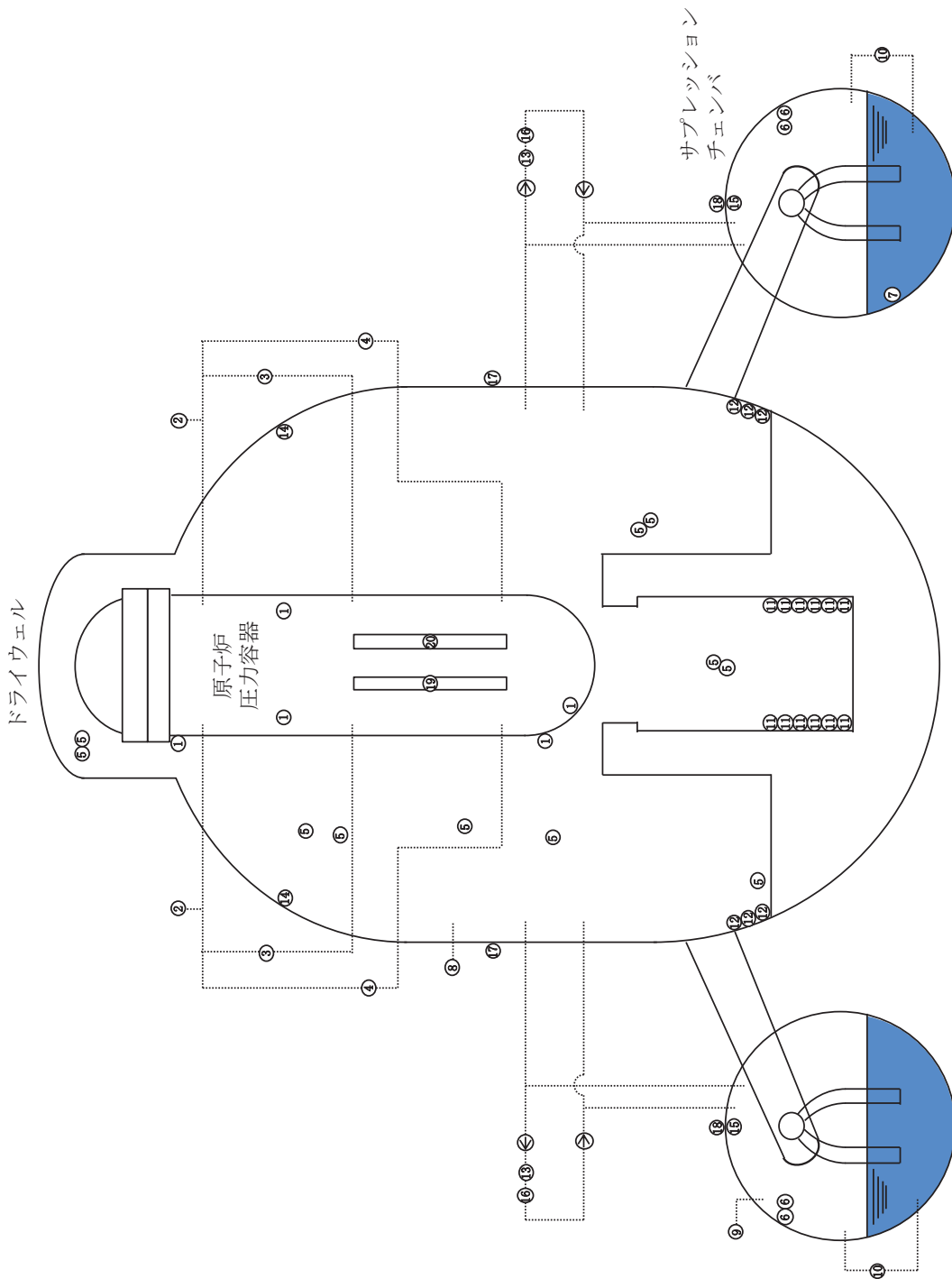


図 58-3-3-10 配置図 (緊急時対策建屋)

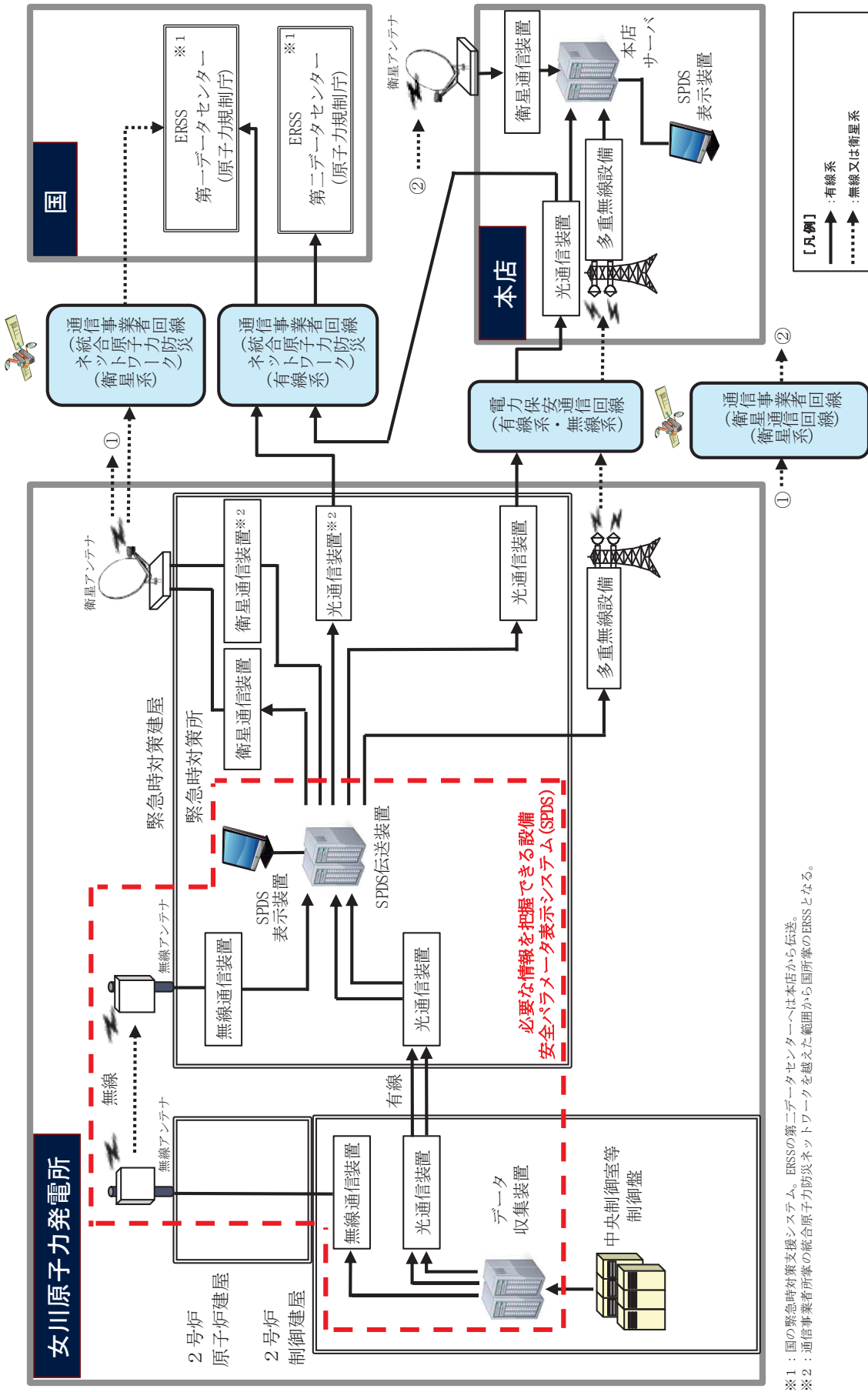
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-4
系統図



- 【凡例】
- ①：原子炉压力容器温度
 - ②：原子炉圧力
 - ③：原子炉水位 (広帯域)
 - ④：原子炉水位 (燃料域)
 - ⑤：ドライウエル温度
 - ⑥：圧力抑制室内空気温度
 - ⑦：サブレーションプール水温度
 - ⑧：ドライウエル圧力
 - ⑨：圧力抑制室圧力
 - ⑩：圧力抑制室水位
 - ⑪：原子炉格納容器下部水位
 - ⑫：ドライウエル水位
 - ⑬：格納容器内雰囲気気水素濃度
 - ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
 - ⑮：格納容器内水素濃度 (S/C)
 - ⑯：格納容器内雰囲気気酸素濃度
 - ⑰：格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)
 - ⑱：格納容器内雰囲気気放射線モニタ (S/C)
 - ⑳：起動領域モニタ
 - ㉑：平均出力領域モニタ

図 58-4-1 主要設備 概略系統図 (1/3)



※1：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンターへは本店から伝送。
 ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

図 58-4-3 主要設備 概略系統図 (3/3)

58-5
試験及び検査

計装設備の試験及び検査について

計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に試験及び検査をすることとしており、試験及び検査内容は図 58-5-1～17 のとおりである。

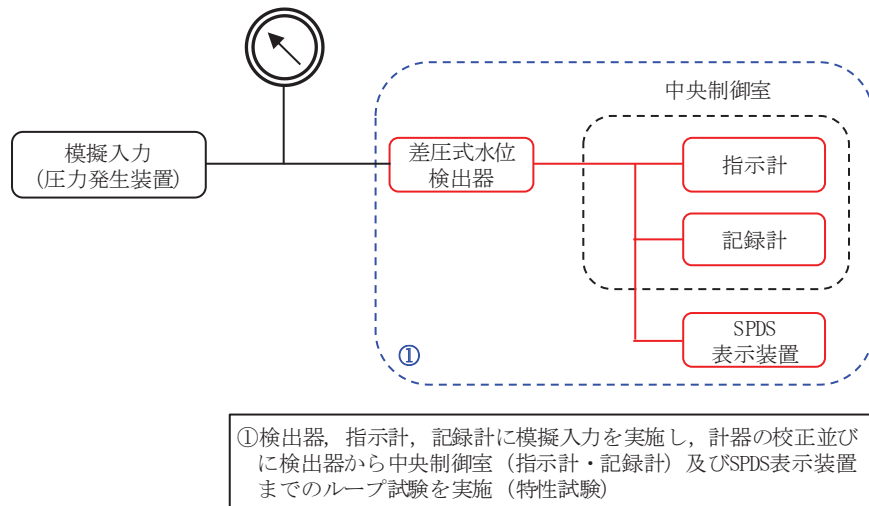


図 58-5-1 水位計の試験及び検査

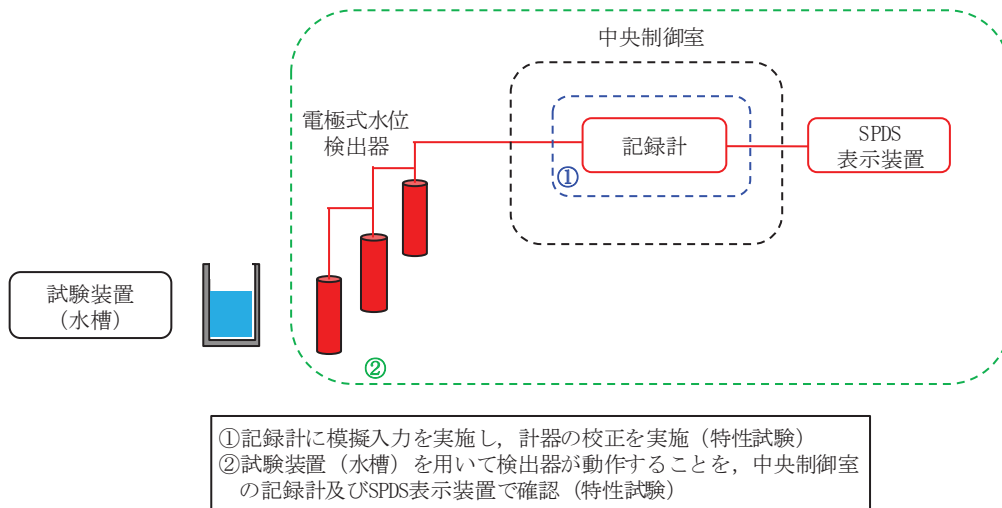
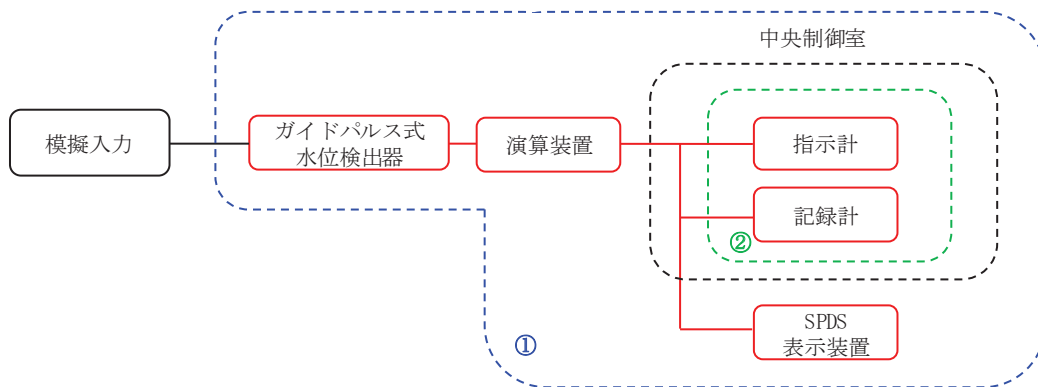
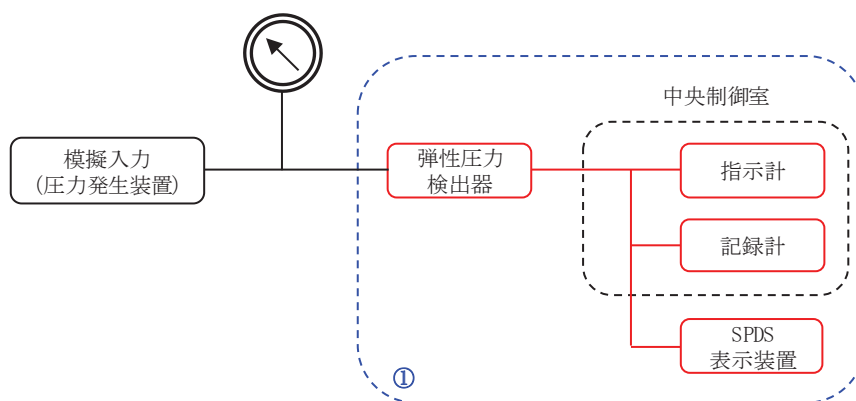


図 58-5-2 水位計の試験及び検査
 (原子炉格納容器下部水位，ドライウェル水位)



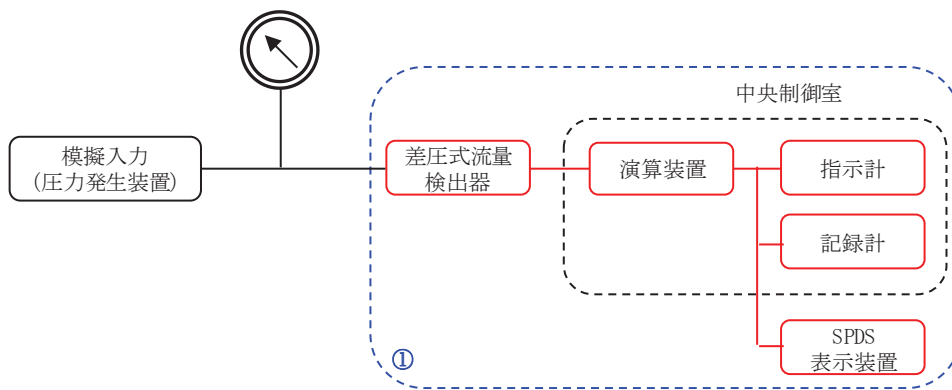
- ①検出器に模擬入力を実施し、検出器から中央制御室（指示計・記録計）並びにSPDS表示装置までの水位確認及び絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
 ②指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

図 58-5-3 水位計の試験及び検査
 （使用済燃料プール水位（ガイドパルス式））



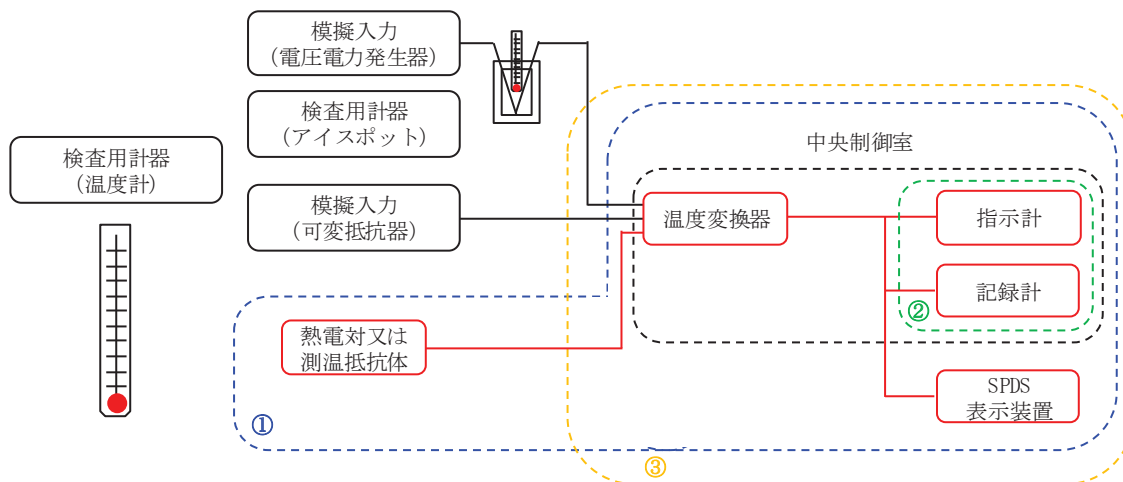
- ①検出器、指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正並びに検出器から中央制御室（指示計・記録計）及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-4 圧力計の試験及び検査



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

図 58-5-5 流量計の試験及び検査



①検出器の温度確認，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）
 ②指示計，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正を実施（特性試験）
 ③温度変換器に電圧電流発生器を接続し，温度変換器から指示計，記録計及びSPDS表示装置までのループ試験（熱電対の場合），可変抵抗器を接続し，温度変換器から指示計，記録計及びSPDS表示装置までのループ試験（測温抵抗体の場合）を実施（特性試験）

図 58-5-6 温度計の試験及び検査

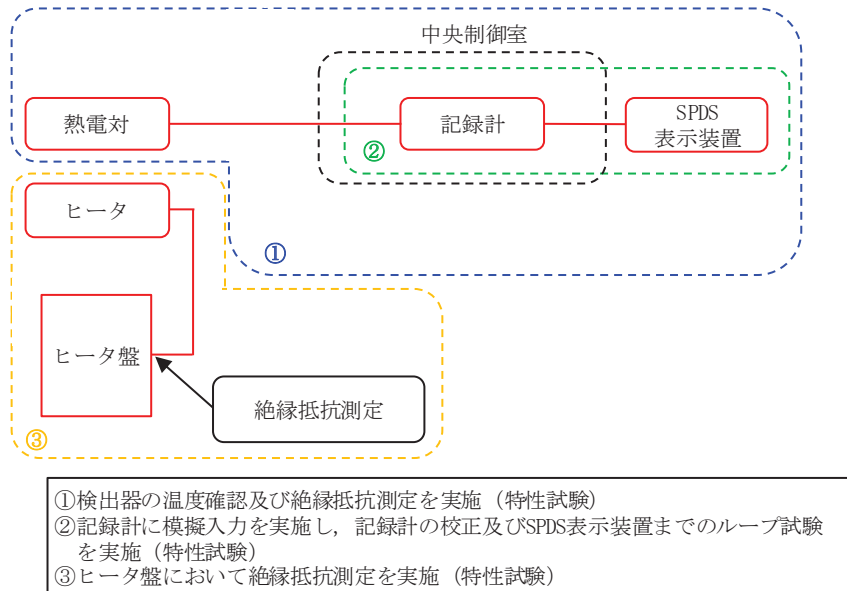


図 58-5-7 温度計の試験及び検査
 (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式))

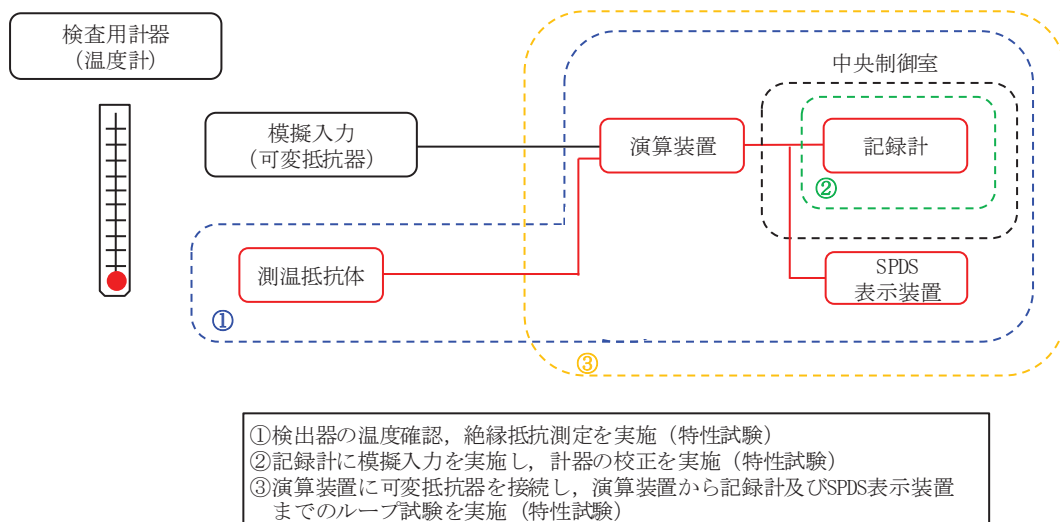


図 58-5-8 温度計の試験及び検査
 (使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式))

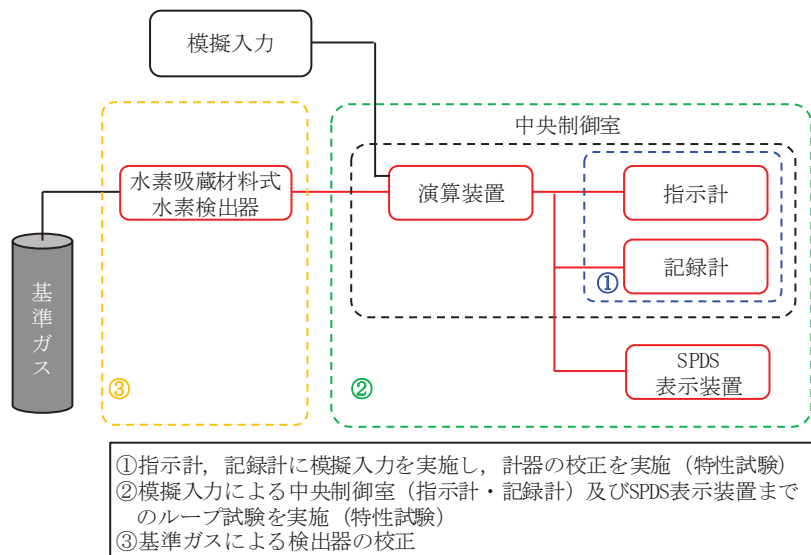


図 58-5-9 水素濃度計の試験及び検査
 (格納容器内水素濃度(D/W), 格納容器内水素濃度(S/C))

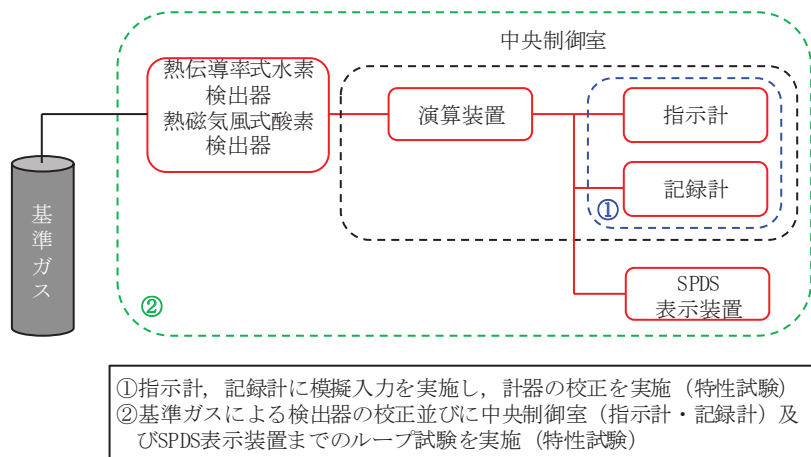
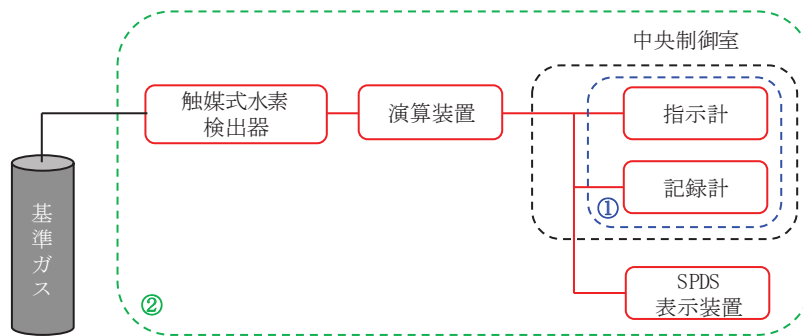
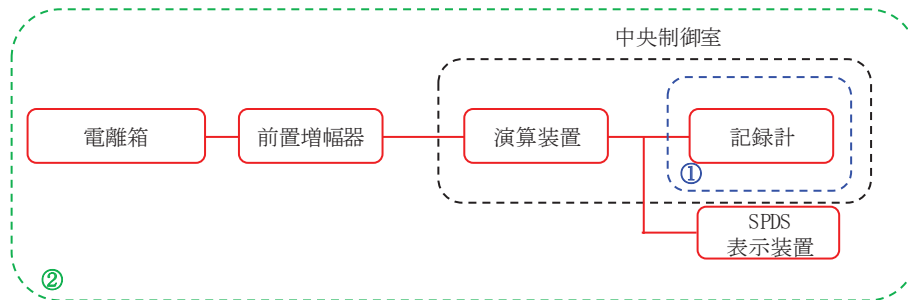


図 58-5-10 水素及び酸素濃度計の試験及び検査
 (格納容器内雰囲気水素濃度, 格納容器内雰囲気酸素濃度, フィルタ装置出口水素濃度及び原子炉建屋内水素濃度 (熱伝導率式))



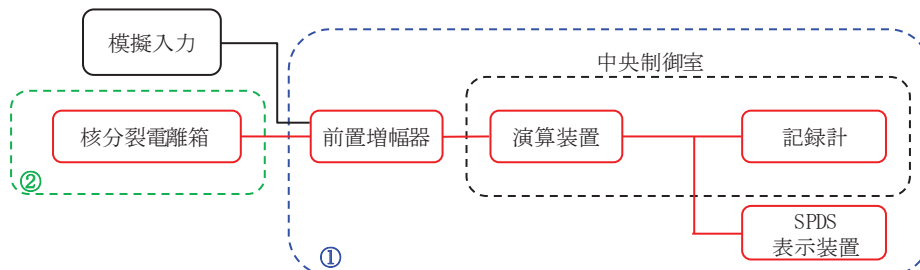
- ①指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）
- ②基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室（指示計・記録計）及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-11 水素濃度計の試験及び検査
（原子炉建屋内水素濃度（触媒式））



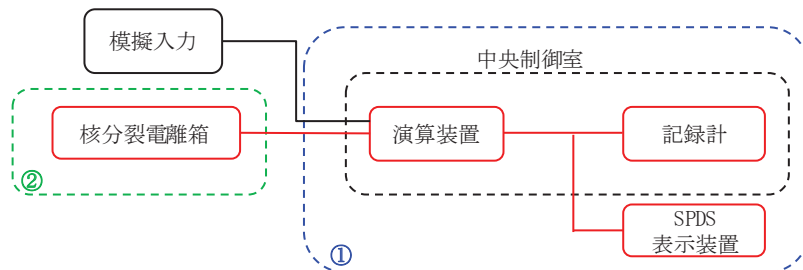
- ①記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）
- ②線源校正室にて標準線源を用いて検出器の線源校正並びに記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）

図 58-5-12 放射線量率計の試験及び検査



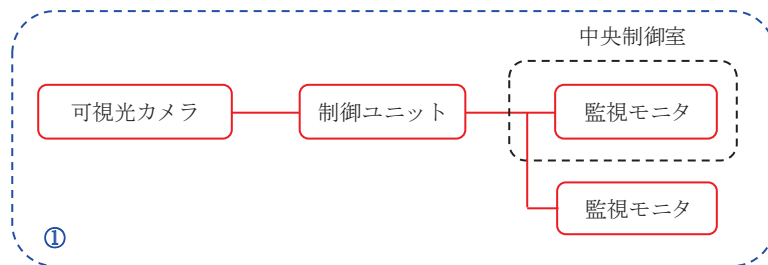
- ①計測機器，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正及び計測機器から記録計のループ試験を実施（特性試験）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）

図 58-5-13 原子炉出力の試験及び検査
(起動領域モニタ)



- ①計測機器，記録計に模擬入力を実施し，計器の校正及び計測機器から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施（特性試験）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（特性試験）

図 58-5-14 原子炉出力の試験及び検査
(平均出力領域モニタ)



①使用済燃料プール監視カメラの外観確認
及び映像確認を実施（機能・性能試験）

図 58-5-15 使用済燃料プール監視カメラの試験及び検査

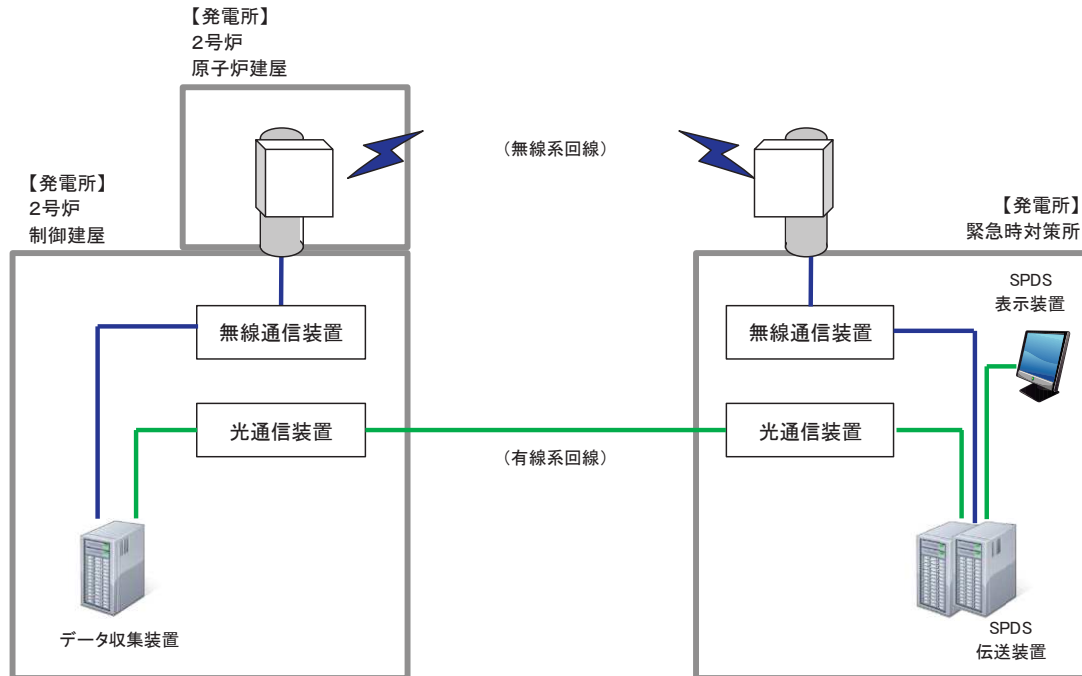
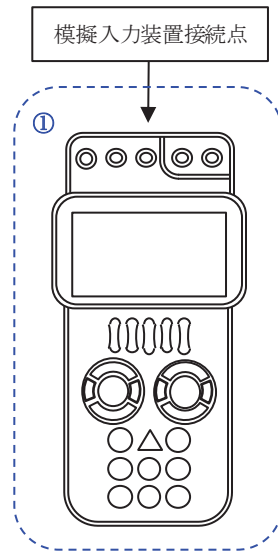


図 58-5-16 安全パラメータ表示システム (SPDS) の試験及び検査



①可搬型計測器に模擬入力を実施し、計器の校正を実施（特性試験）

図 58-5-17 可搬型計測器の試験及び検査

58-6
容量設定根拠

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設、放射線管理施設、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

- (1) 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (7) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (8) 原子炉格納容器本体内の放射線物質濃度を計測する装置
- (9) 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気中の放射性物質濃度を計測する装置
- (10) 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置
- (11) 使用済燃料貯蔵槽の温度、水位を監視する装置
- (12) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

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

2.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

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

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

本計測装置は、原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（高压代替注水系タービン入口蒸気圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力、高压代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口

圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力、代替循環冷却ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力)、温度(原子炉圧力容器温度)及び流量(高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

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

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

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力(ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力)、温度(ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度)、酸素ガス濃度(格納容器内雰囲気酸素濃度)及び水素ガス濃度(格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体への冷却材流量(原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレー流量)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体の水位(圧力抑制室水位)を計測して、その結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

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

2.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御

室に指示し、記録する目的で設置する。

2.8 原子炉格納容器本体内の放射線物質濃度を計測する装置

本計測装置は、格納容器内の放射線量率(格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.9 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気中の放射性物質濃度を計測する装置

本計測装置は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気ガスの放射線量率(フィルタ装置出口放射線モニタ)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.10 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は、使用済燃料プールエリアの放射線量率(使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.11 使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位を監視する装置

本計測装置は、使用済燃料貯蔵槽の温度, 水位(使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度(ガイドパルス式))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.12 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は、その他重大事故等の対処に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量, フィルタ装置入口圧力(広帯域), フィルタ装置出口圧力(広帯域), フィルタ装置水位(広帯域), フィルタ装置水温度, フィルタ装置出口水素濃度, 復水貯蔵タンク水位, 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置), 使用済燃料プール監視カメラを計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

3. 計測装置の構成

3.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置，中間領域計測装置）及び出力領域計測装置

3.1.1 起動領域計測装置

(1) 起動領域モニタ

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

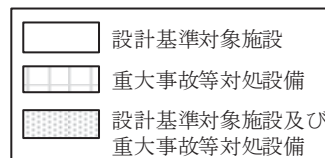
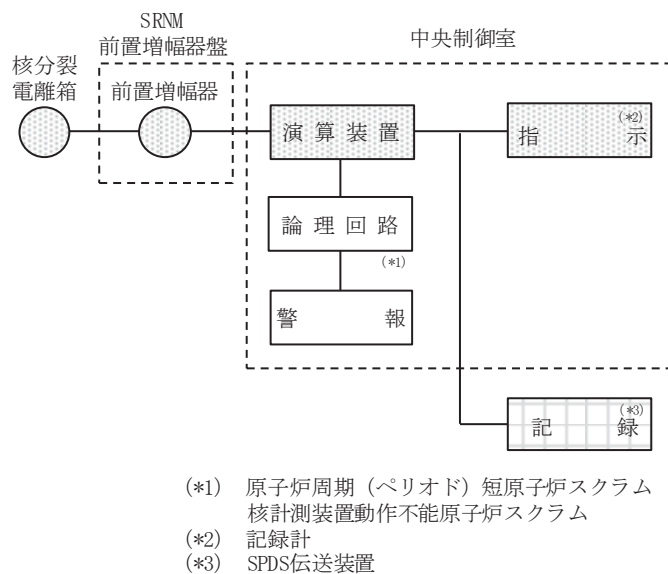


図58-6-1 起動領域モニタの概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 平均出力領域モニタ

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

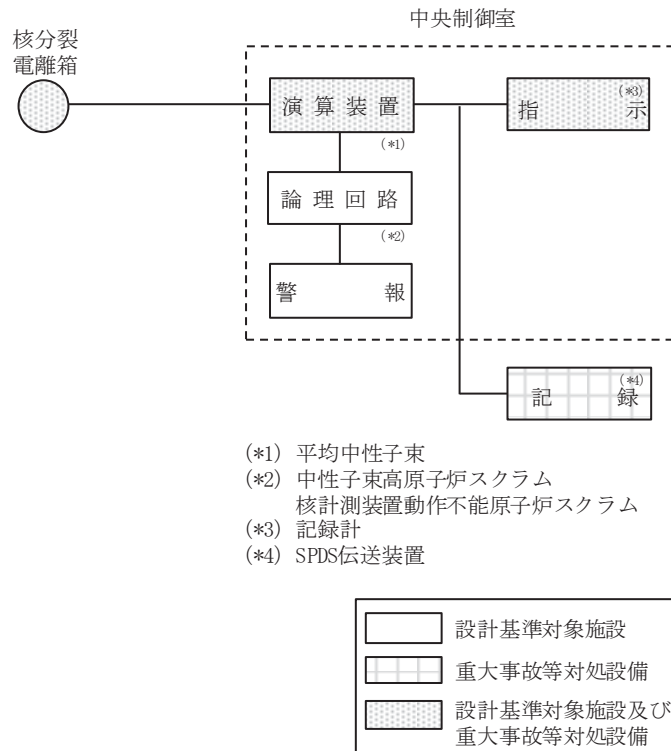


図58-6-2 出力領域モニタの概略構成図

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

3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力

高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力は、重大事故等対処設備として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（圧力）は、高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-3「高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力の概略構成図」参照。）

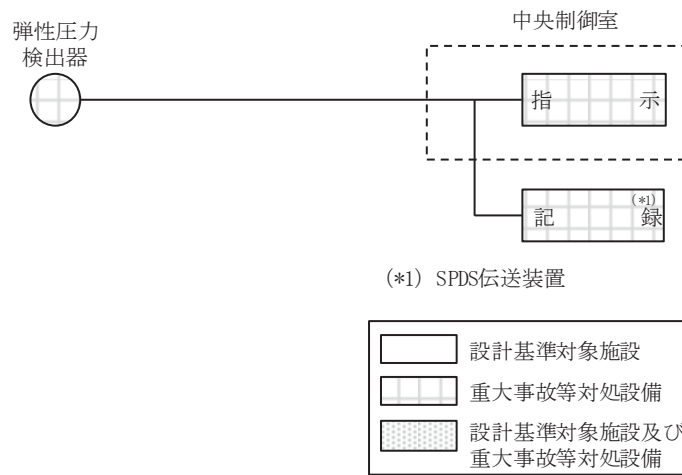


図58-6-3 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力の概略構成図

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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（圧力）は、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-4「原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力の概略構成図」参照。)

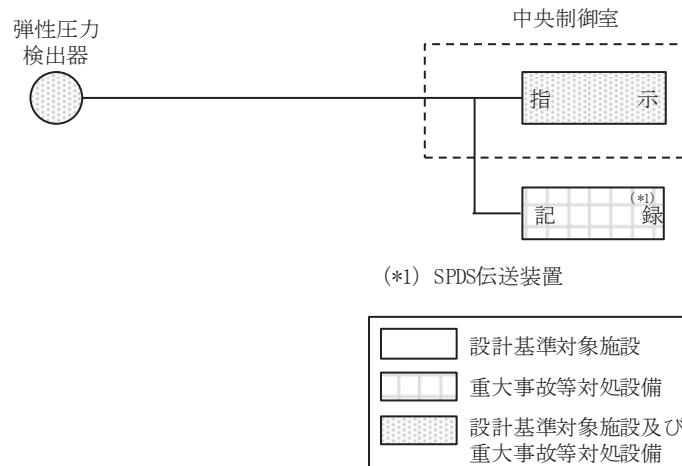


図58-6-4 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力の概略構成図

(3) 高压代替注水系ポンプ出口圧力

高压代替注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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（圧力）は、高压代替注水系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-5「高压代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

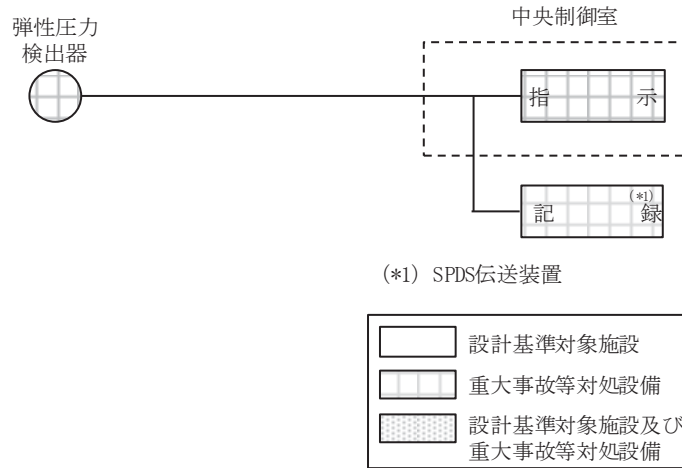


図58-6-5 高压代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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（圧力）は、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-6「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

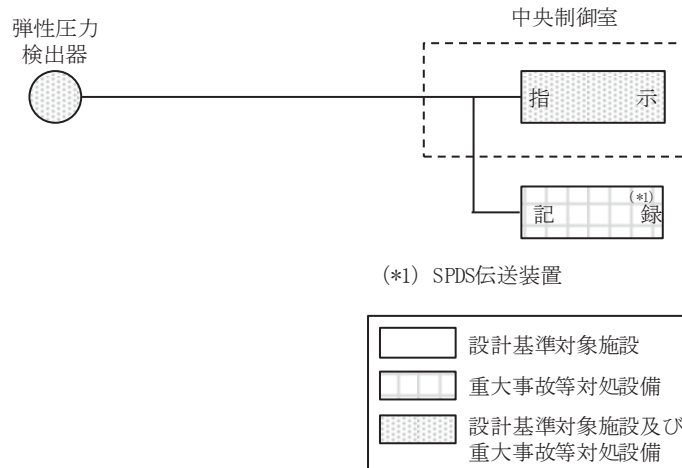


図58-6-6 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図

(5) 復水移送ポンプ出口圧力

復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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(圧力)は、復水移送ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-7「復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)

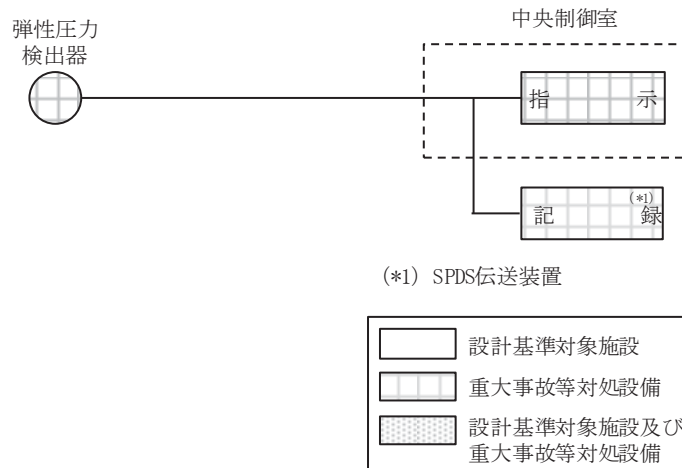


図58-6-7 復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図

(6) 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力

直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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（圧力）は、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-8「直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

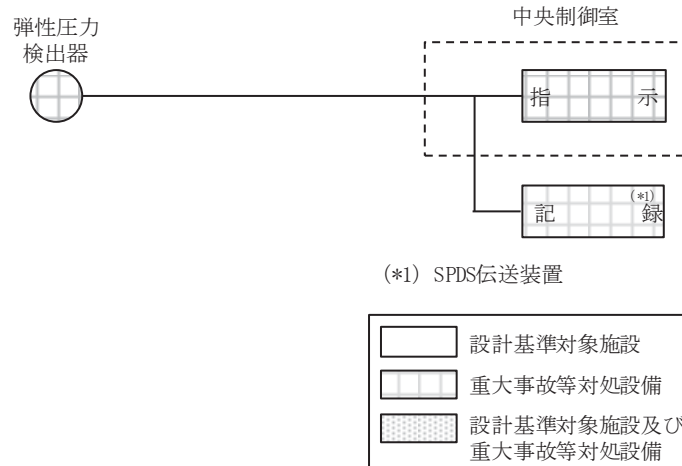


図58-6-8 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力の概略構成図

(7) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備として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（圧力）は、代替循環冷却ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-9「代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

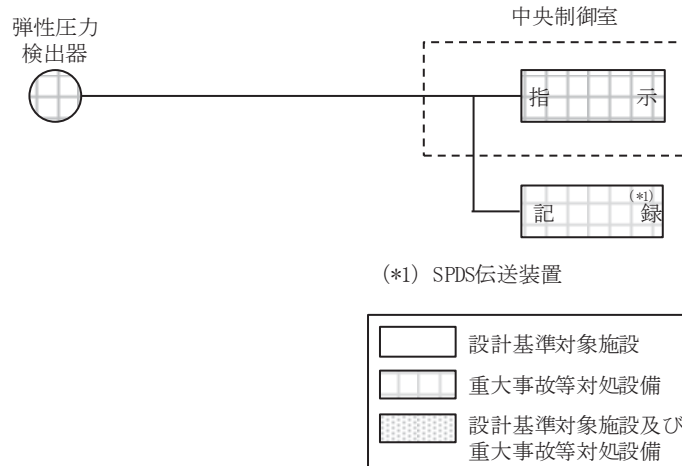


図58-6-9 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図

(8) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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（圧力）は、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-10「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

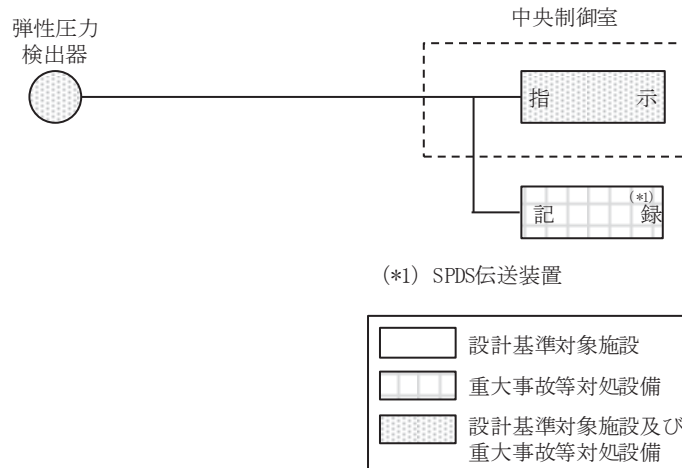


図 58-6-10 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

(9) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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（圧力）は、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-11「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

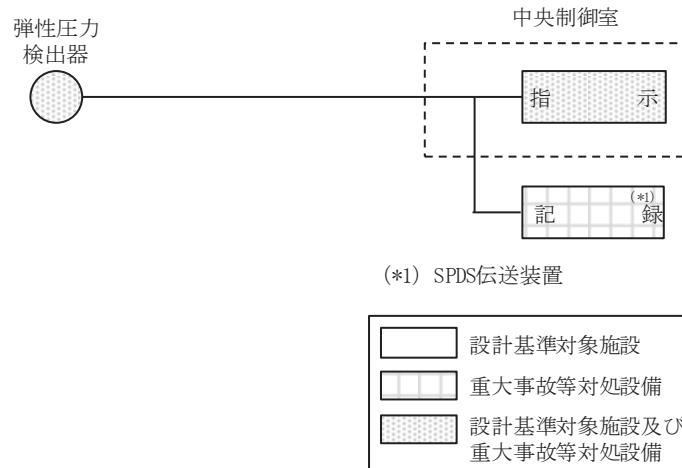


図58-6-11 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図

(10) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

残留熱除去系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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（圧力）は、残留熱除去系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-12「残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

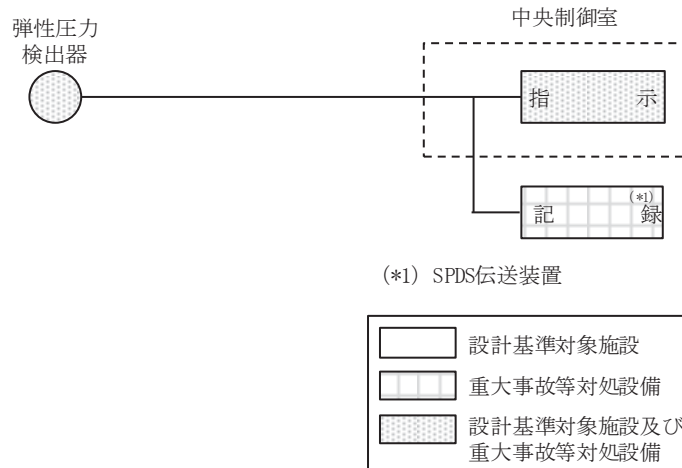


図58-6-12 残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図

3.2.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 原子炉压力容器温度

原子炉压力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、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（温度）は、原子炉压力容器温度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-13「原子炉压力容器温度の概略構成図」参照。）

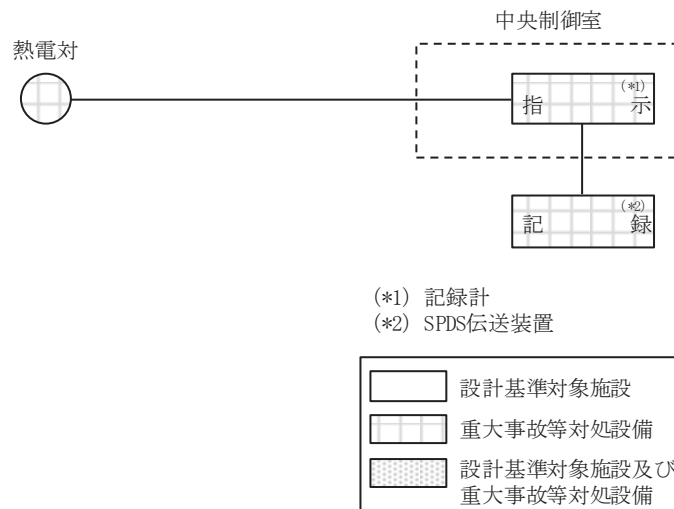


図58-6-13 原子炉压力容器温度の概略構成図

3. 2. 3 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

高圧代替注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-14「高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

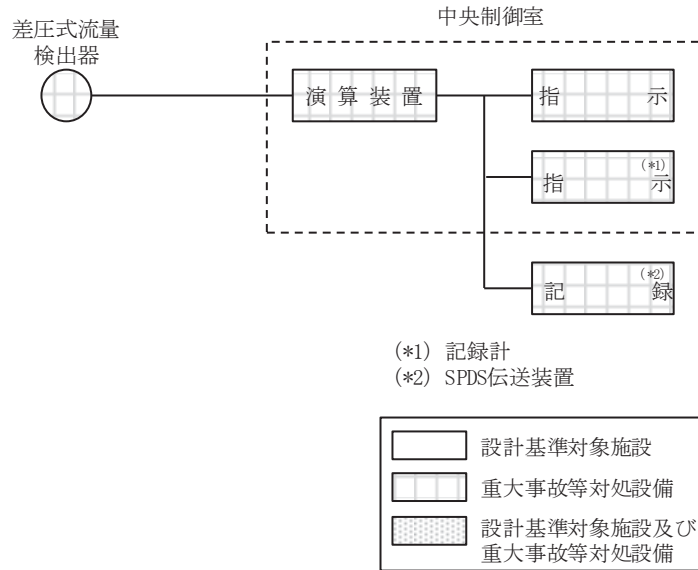


図58-6-14 高圧代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図

(2) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

原子炉隔離冷却系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-15「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

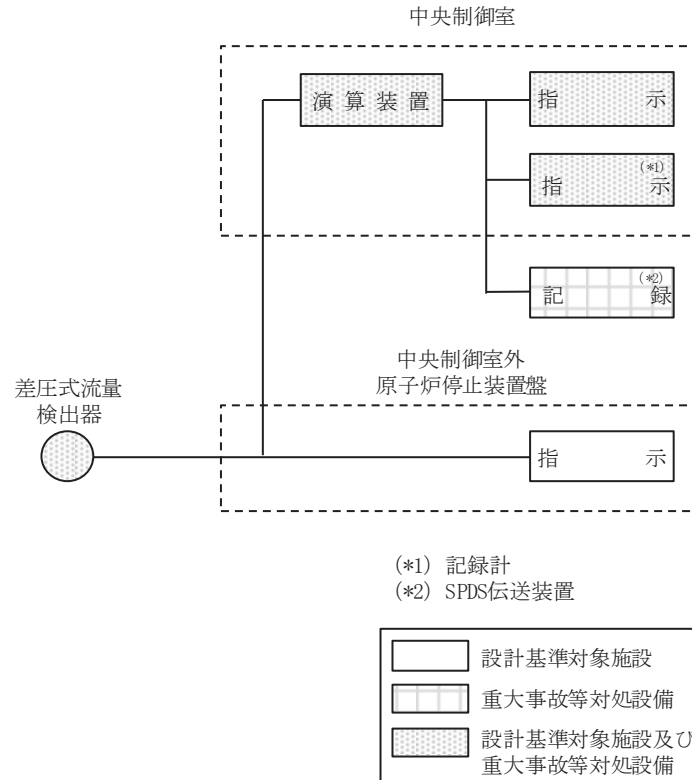


図58-6-15 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図

(3) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-16「高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

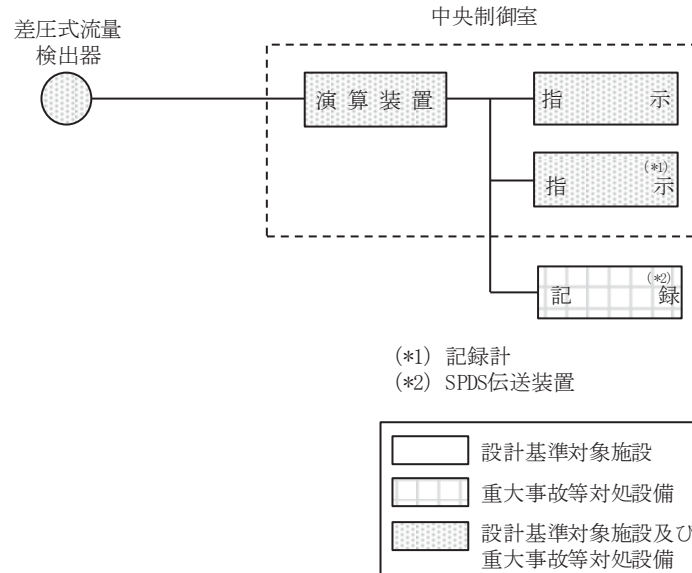


図58-6-16 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

(4) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）として中央制御室に指示し、記録する。

（図58-6-17「残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図」参照。）

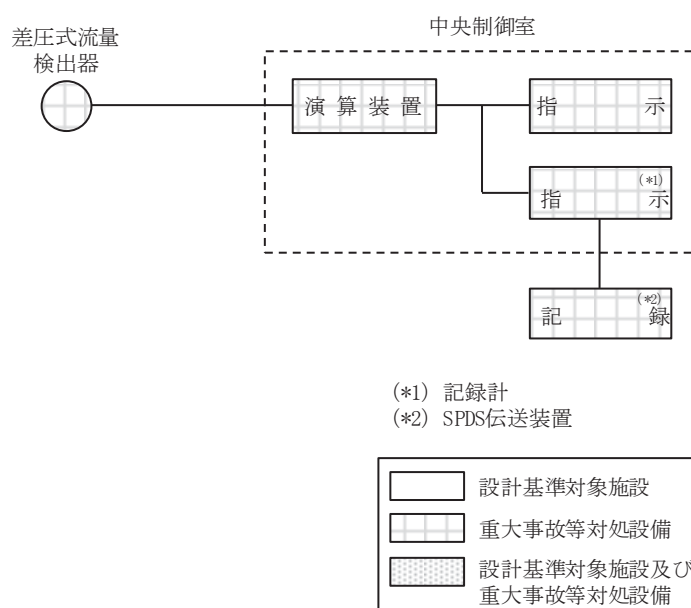


図58-6-17 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の概略構成図

(5) 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）

残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-18「残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図」参照。）

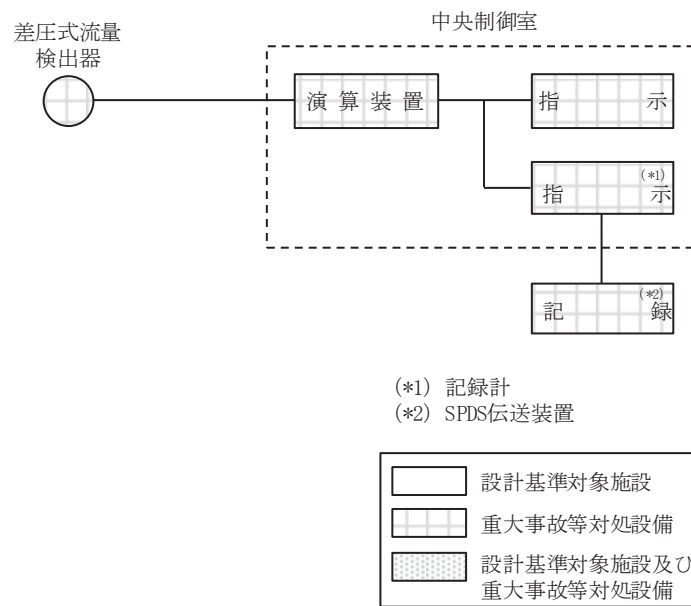


図58-6-18 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の概略構成図

(6) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量

直流駆動低圧注水ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-19「直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

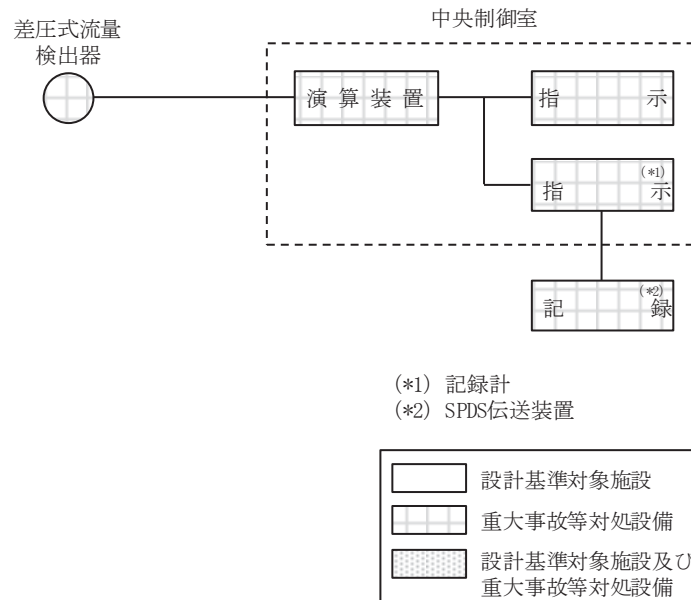


図58-6-19 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の概略構成図

(7) 代替循環冷却ポンプ出口流量

代替循環冷却ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-20「代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

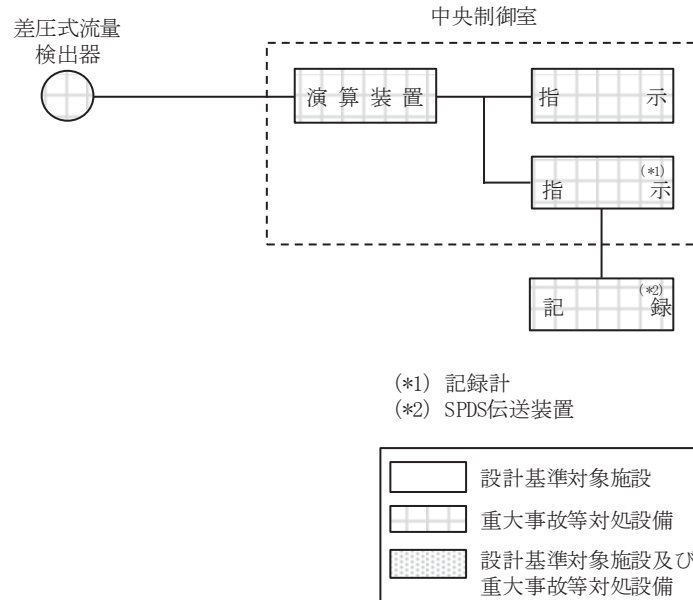


図58-6-20 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図

(8) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-21「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)

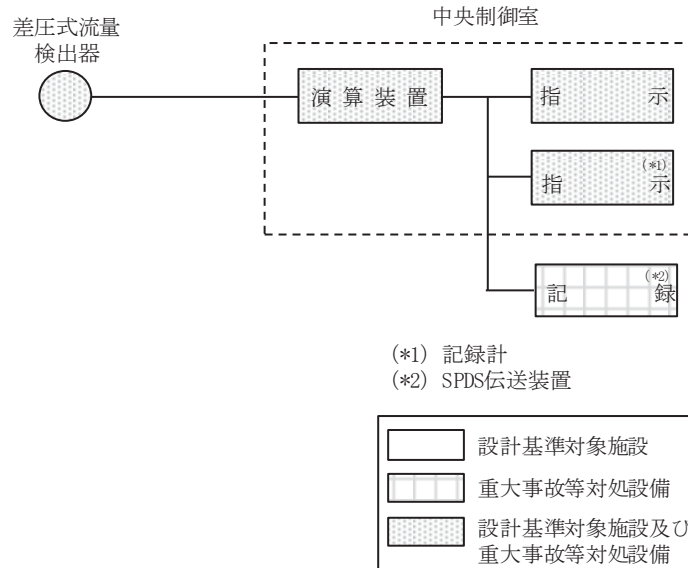


図58-6-21 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図

(9) 残留熱除去系ポンプ出口流量

残留熱除去系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-22「残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。）

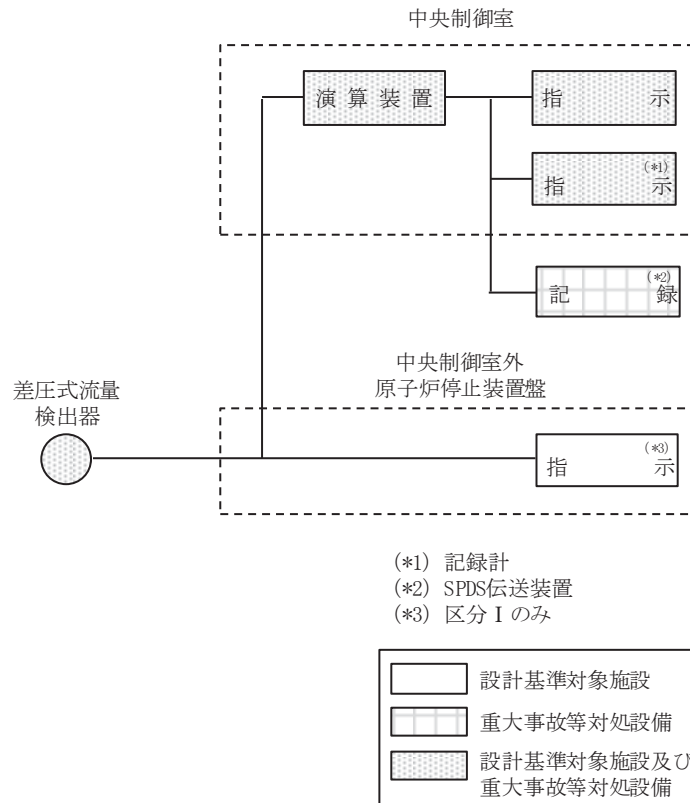


図58-6-22 残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図

3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として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（圧力）は、原子炉圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-23「原子炉圧力の概略構成図」参照。）

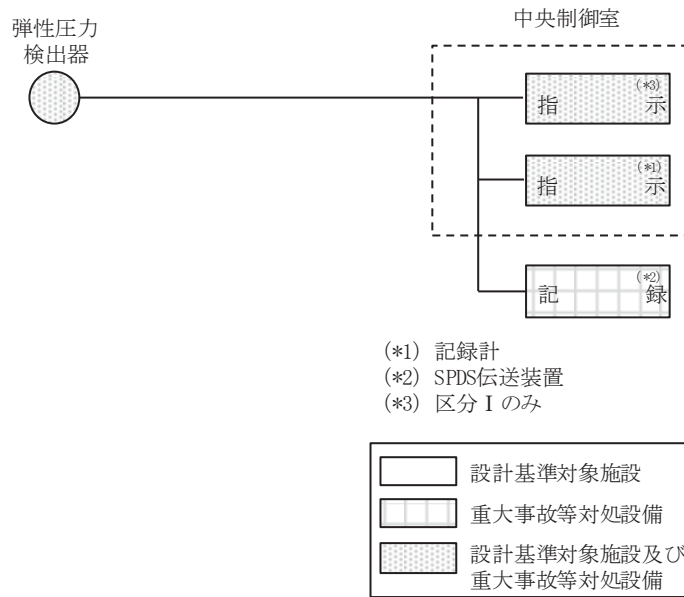


図58-6-23 原子炉圧力の概略構成図

3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，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（差圧）は，原子炉水位（広帯域）として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-24「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）

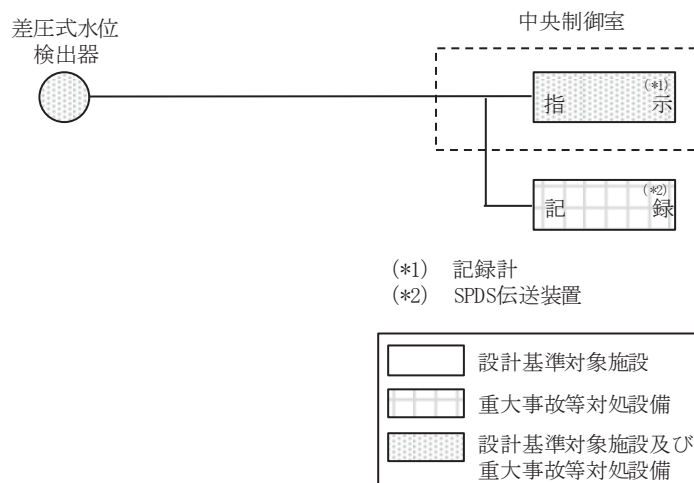


図58-6-24 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(2)原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，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（差圧）は，原子炉水位（燃料域）として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-25「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）

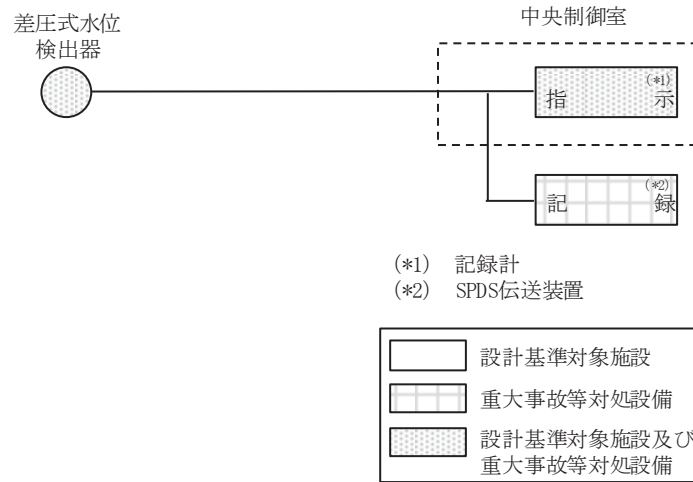


図58-6-25 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

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

3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，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（圧力）は，ドライウェル圧力として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-26「ドライウェル圧力の概略構成図」参照。）

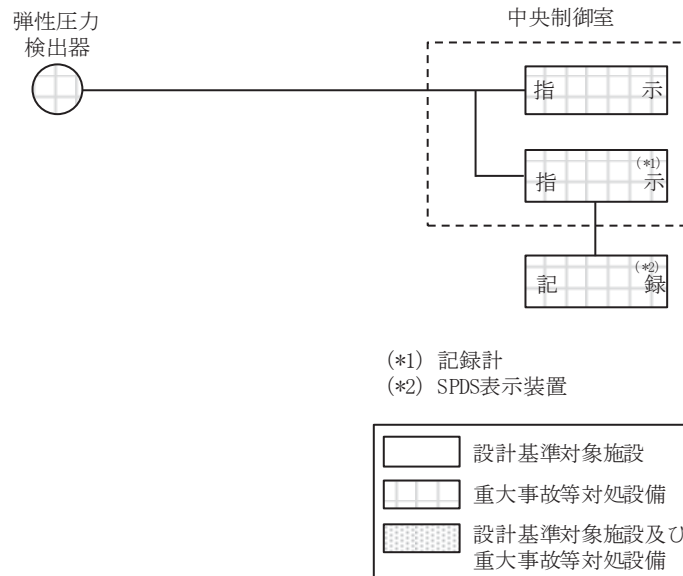


図58-6-26 ドライウェル圧力の概略構成図

(2) 圧力抑制室圧力

圧力抑制室圧力は、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（圧力）は、圧力抑制室圧力として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-27「圧力抑制室圧力の概略構成図」参照。）

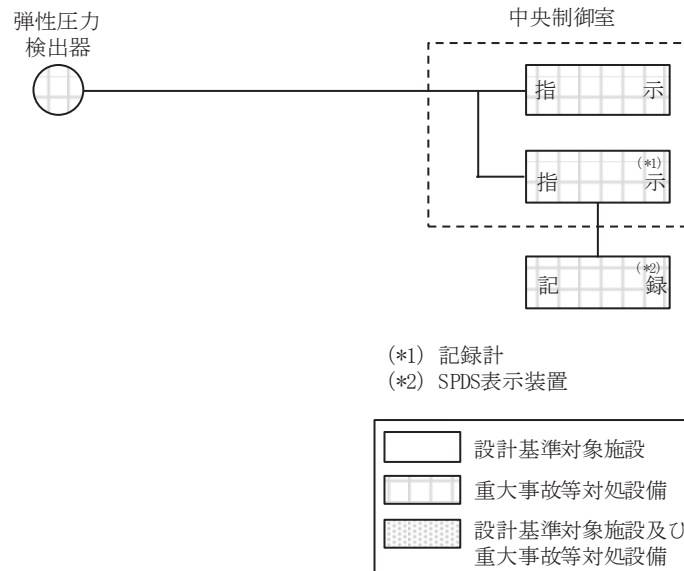


図58-6-27 圧力抑制室圧力の概略構成図

3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウエル温度

ドライウエル温度は、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、ドライウエル温度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-28「ドライウエル温度の概略構成図」参照。）

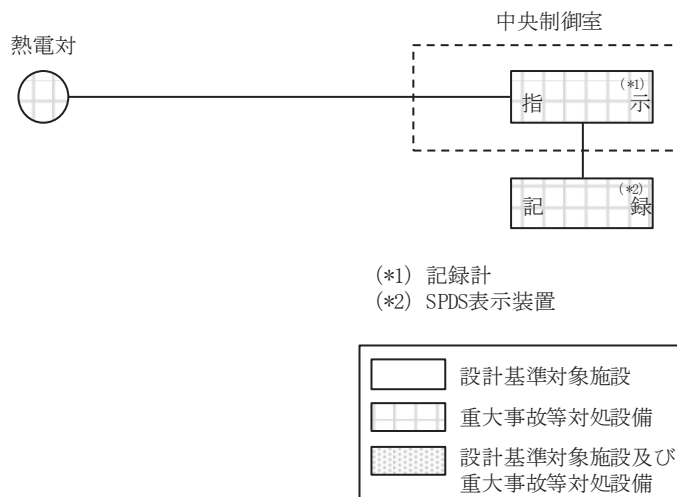


図58-6-28 ドライウエル温度の概略構成図

(2) 圧力抑制室内空気温度

圧力抑制室内空気温度は、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、圧力抑制室内空気温度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-29「圧力抑制室内空気温度の概略構成図」参照。）

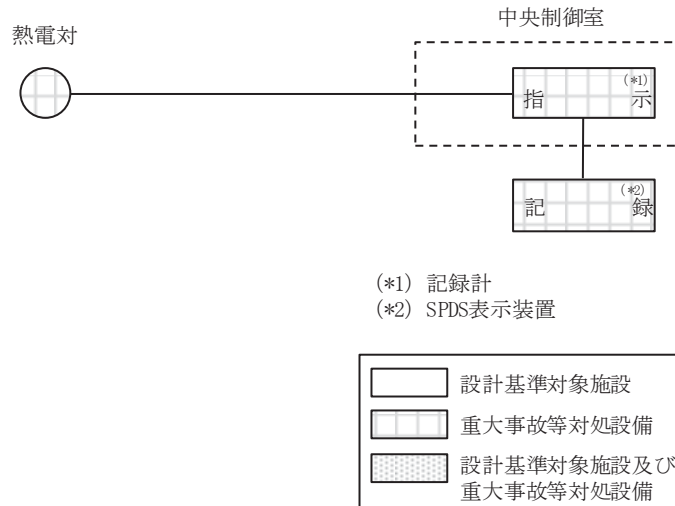


図58-6-29 圧力抑制室内空気温度の概略構成図

(3) サプレッションプール水温度

サプレッションプール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は，サプレッションプール水温度として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-30「サプレッションプール水温度の概略構成図」参照。）

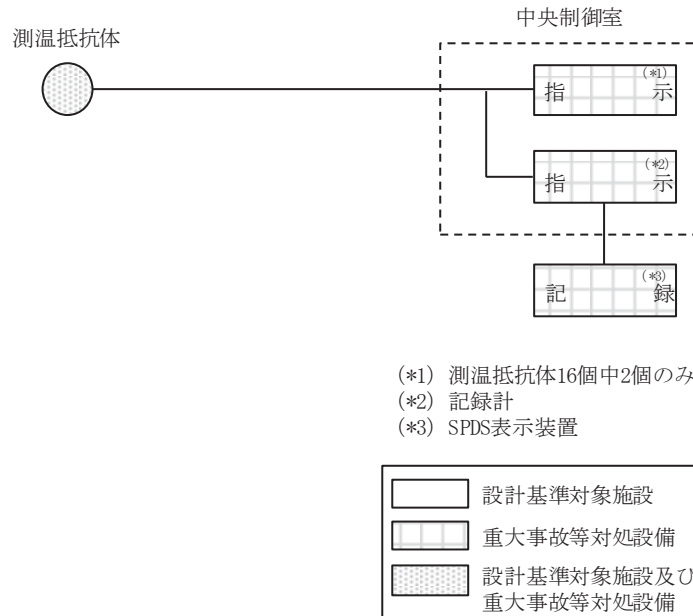


図58-6-30 サプレッションプール水温度の概略構成図

3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1) 格納容器内雰囲気酸素濃度

格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて酸素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気酸素濃度として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-31「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」参照。)

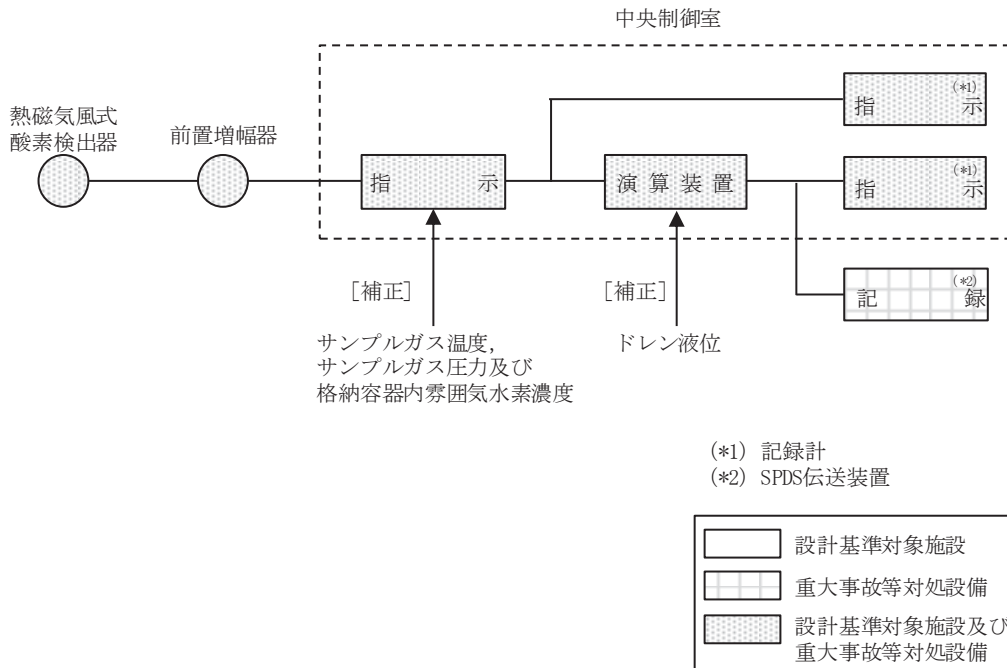


図58-6-31 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図

3. 4. 4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 格納容器内水素濃度 (D/W)

格納容器内水素濃度 (D/W) 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) として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-32「格納容器内水素濃度 (D/W) の概略構成図」参照。)

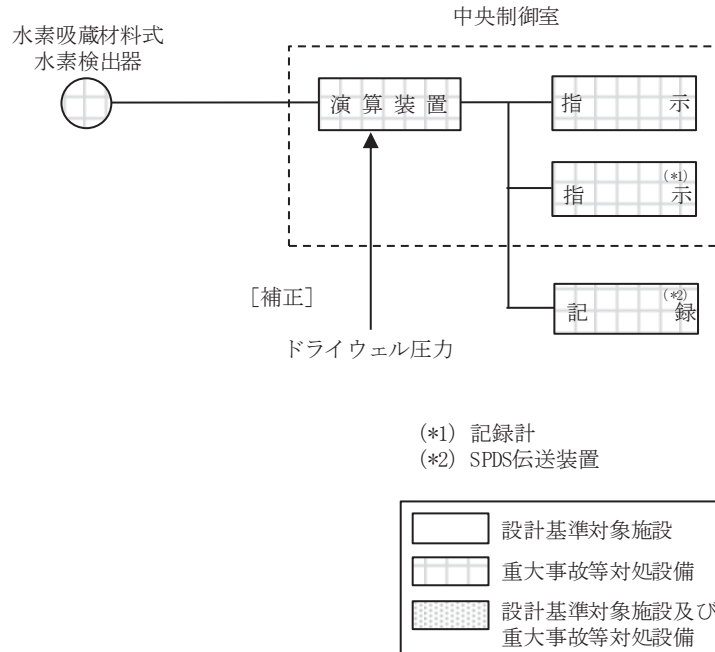


図58-6-32 格納容器内水素濃度 (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内水素濃度 (S/C)

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 (S/C) として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-33「格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図」参照。）

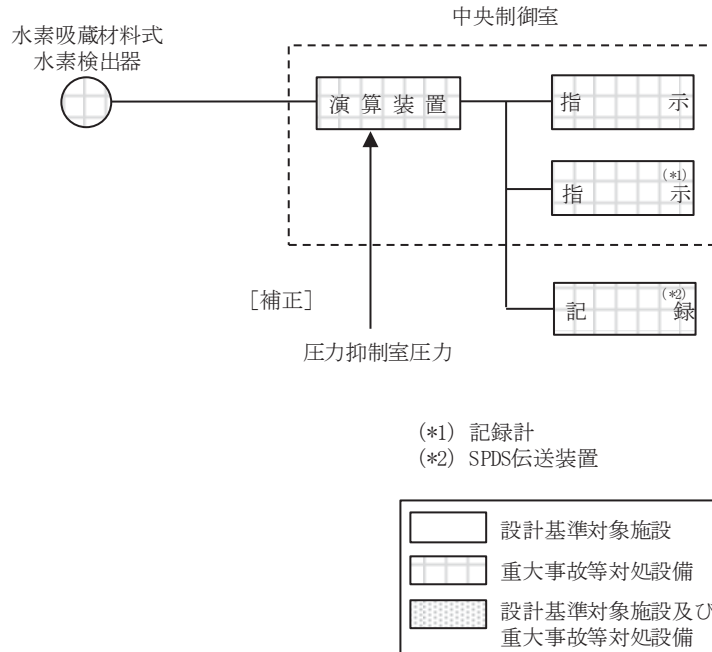


図58-6-33 格納容器内水素濃度 (S/C) の概略構成図

(3) 格納容器内雰囲気気水素濃度

格納容器内雰囲気気水素濃度は、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、格納容器内雰囲気気水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-34「格納容器内雰囲気気水素濃度の概略構成図」参照。）

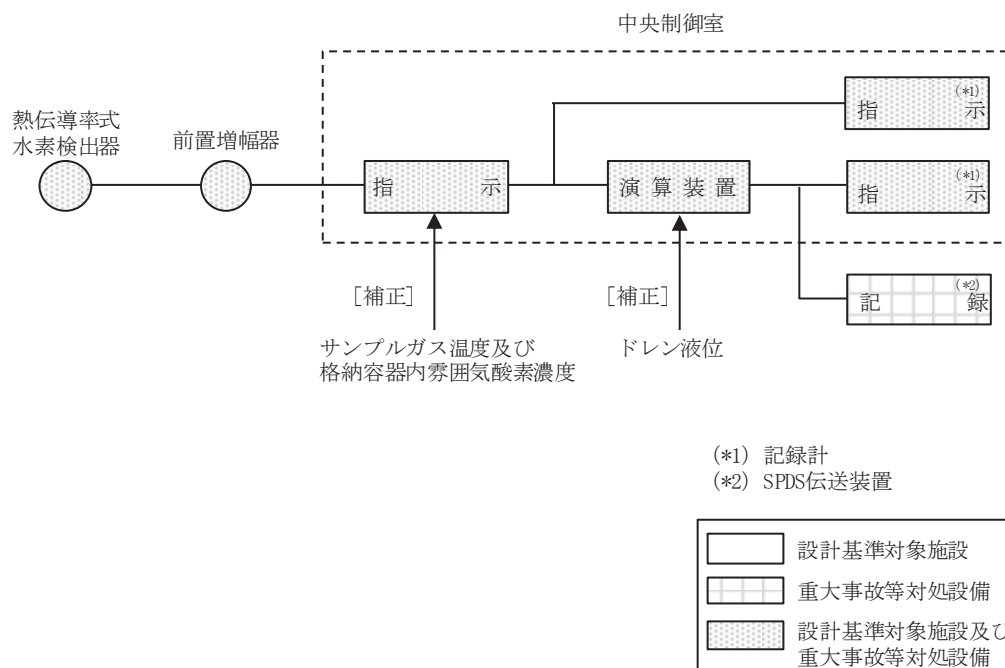


図58-6-34 格納容器内雰囲気気水素濃度の概略構成図

3.5 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 原子炉格納容器下部注水流量

原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部注水流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-35「原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。）

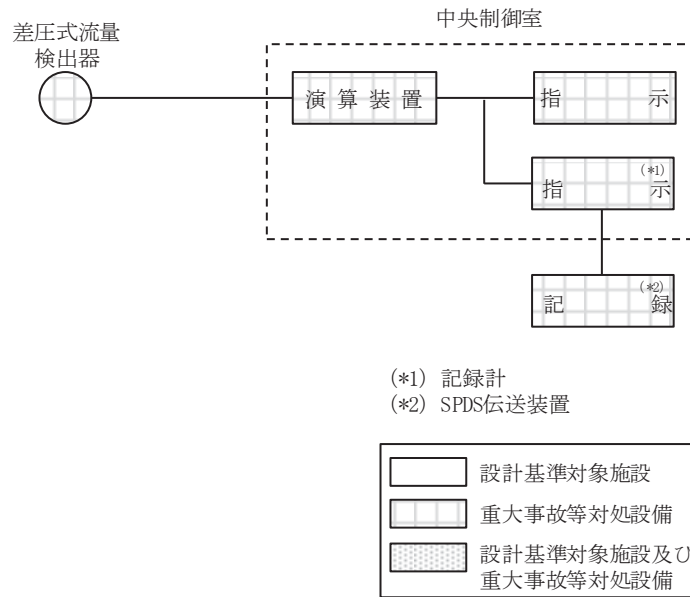


図58-6-35 原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図

(2) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

原子炉格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器代替スプレイ流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-36「原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」参照。）

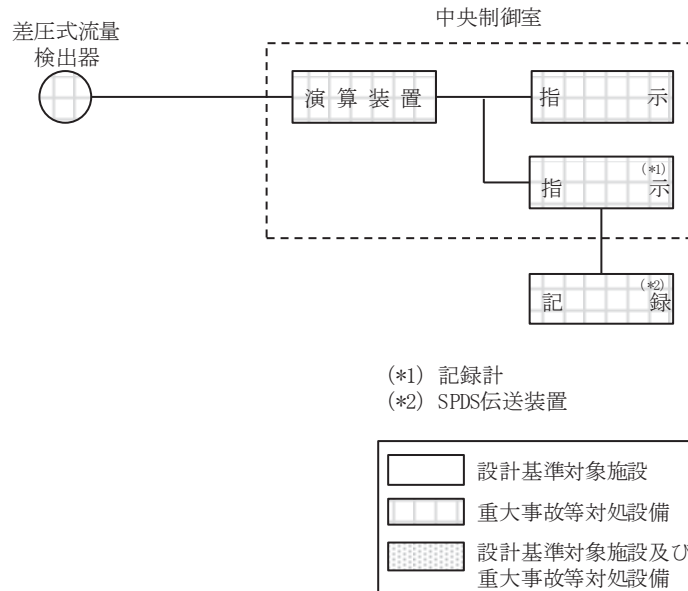


図58-6-36 原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図

3.6 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) 圧力抑制室水位

圧力抑制室水位は、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（差圧）は、圧力抑制室水位として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-37「圧力抑制室水位の概略構成図」参照。）

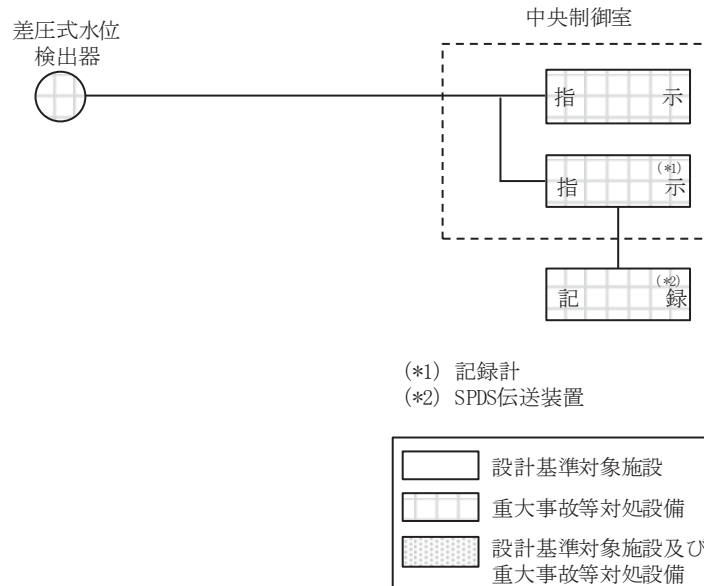


図58-6-37 圧力抑制室水位の概略構成図

(2) 原子炉格納容器下部水位

原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は、原子炉格納容器下部水位として、中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-38「原子炉格納容器下部水位の概略構成図」参照。)

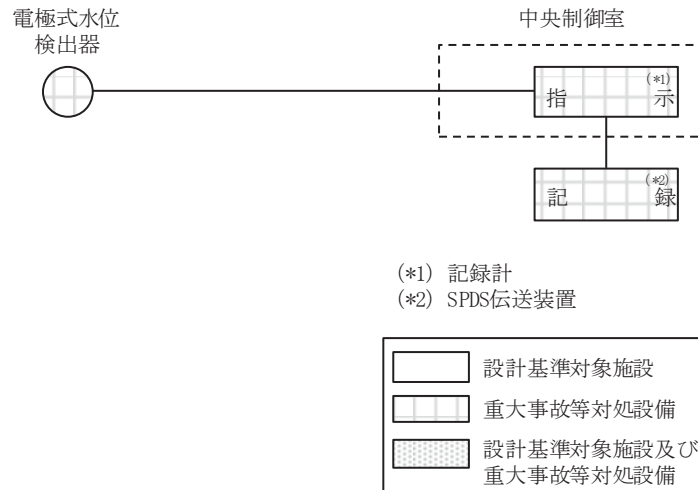


図58-6-38 原子炉格納容器下部水位の概略構成図

(3) ドライウェル水位

ドライウェル水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は，ドライウェル水位として，中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-39「ドライウェル水位の概略構成図」参照。）

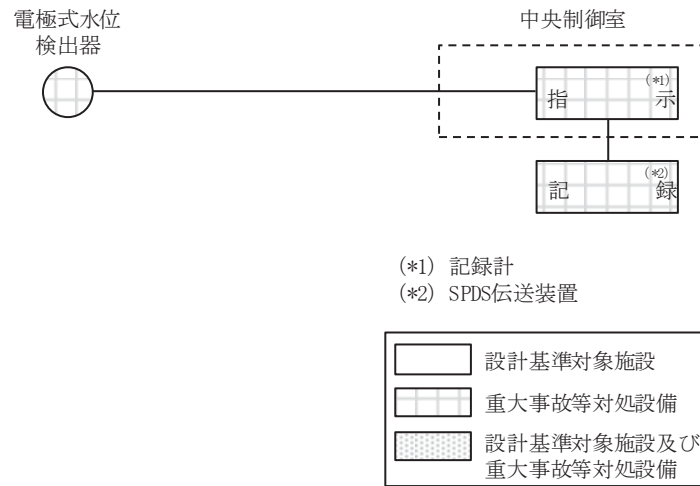


図58-6-39 ドライウェル水位の概略構成図

3.7 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋内水素濃度

原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、触媒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、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-40及び図58-6-41「原子炉建屋水素濃度（触媒式）の概略構成図」参照。）

原子炉建屋内水素濃度（熱伝導率式）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、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-42「原子炉建屋水素濃度（熱伝導率式）の概略構成図」参照。）

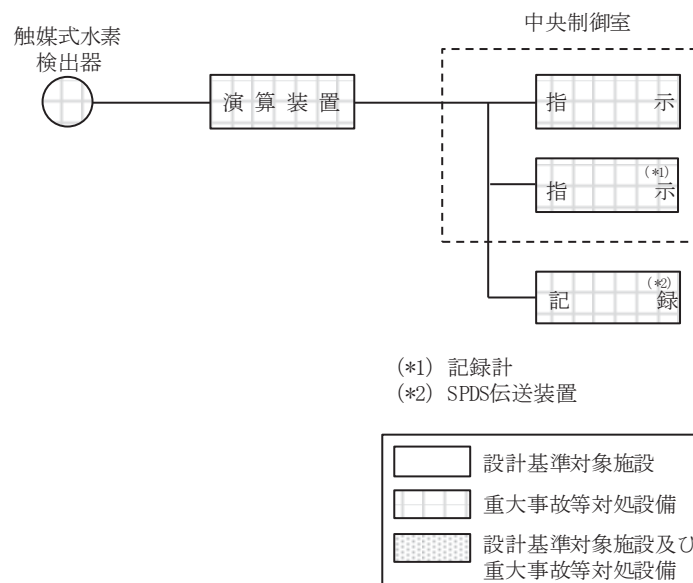


図58-6-40 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

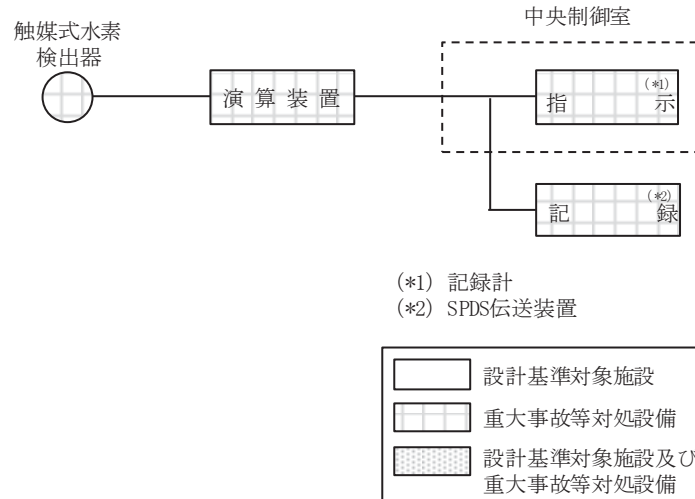


図58-6-41 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図
(原子炉建屋)

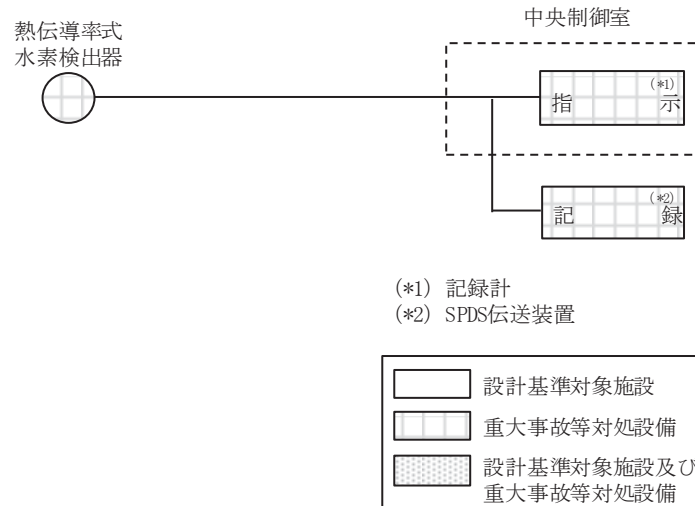


図58-6-42 原子炉建屋内水素濃度（熱伝導率式）の概略構成図
(原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.8 原子炉格納容器本体内の放射性物質濃度を計測する装置

(1) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 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、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、前置増幅器で増幅され、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。

(図58-6-43「格納容器内雰囲気モニタ (D/W) 概略構成図」参照。)

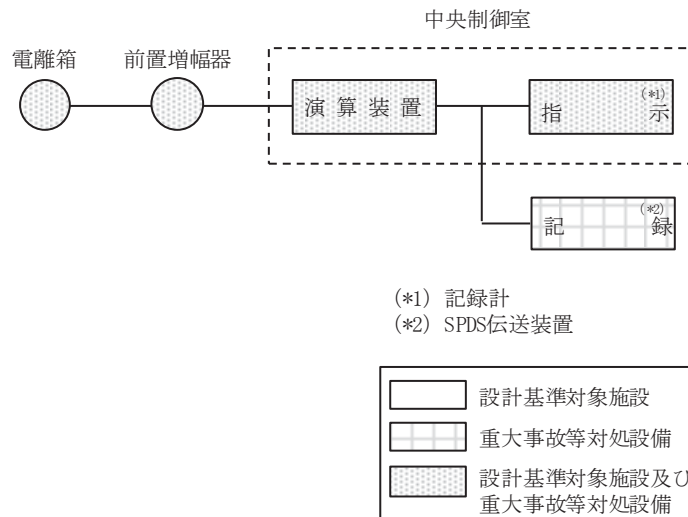


図58-6-43 格納容器内雰囲気モニタ (D/W) の概略構成図

(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 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、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、前置増幅器で増幅され、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。

(図58-6-44「格納容器内雰囲気モニタ (S/C) 概略構成図」参照。)

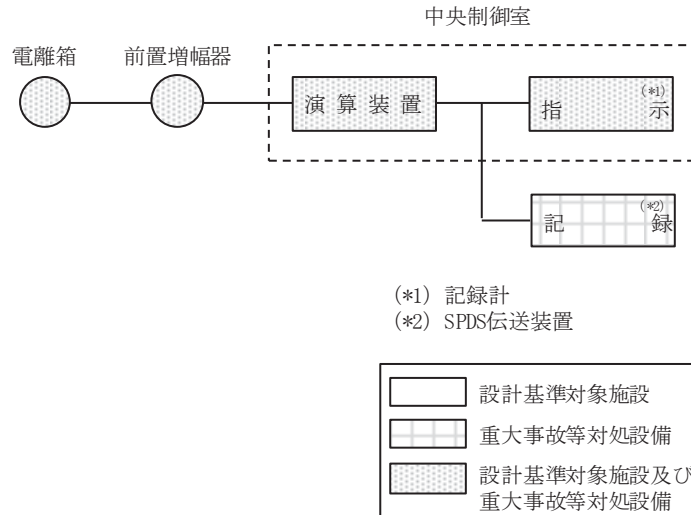


図58-6-44 格納容器内雰囲気モニタ (S/C) の概略構成図

3.9 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域から環境に放出する排気中の放射性物質濃度を計測する装置

(1) 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、前置増幅器で増幅され、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。（図58-6-45「フィルタ装置出口放射線モニタ概略構成図」参照。）

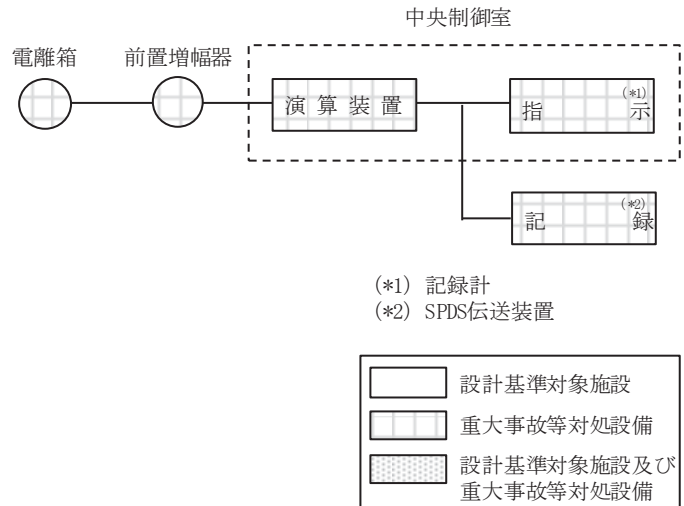


図58-6-45 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成

3.10 使用済燃料貯蔵槽エリアの線量当量率を計測する装置

(1) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）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，前置増幅器で増幅され，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。（図58-6-46「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）概略構成図」参照。）

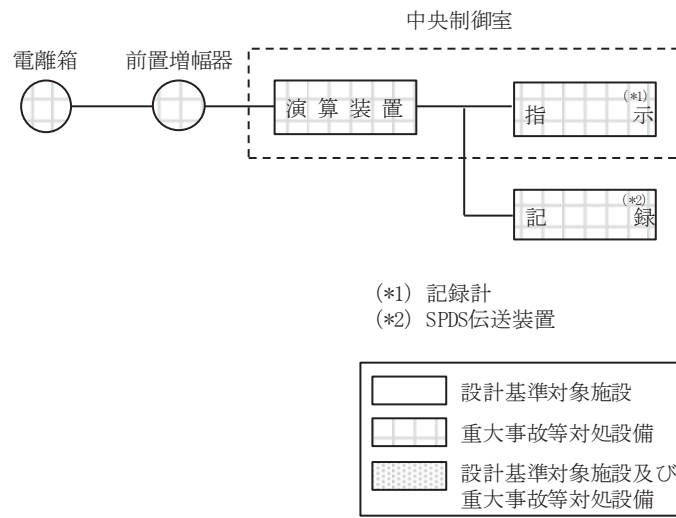


図58-6-46 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の概略構成図

3.11 使用済燃料貯蔵槽の温度，水位を監視する装置

(1) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール底部近傍（O. P. 21680mm）から上方に20箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を起電力として検出する。ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することができ、検出した起電力は、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）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、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。

（図58-6-47「使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）

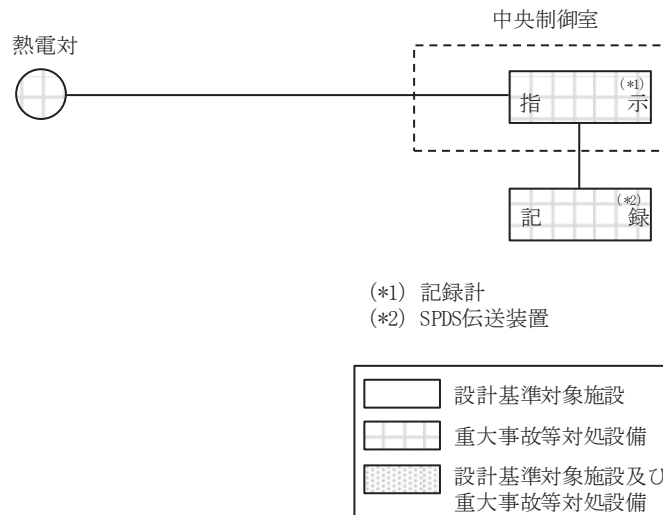


図58-6-47 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図

(2) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）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、ガイドパルス式検出器にて水位を気相／液相界面からの反射パルス信号を検出するまでの時間を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。

使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）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、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて温度信号へ変換した後、使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-48「使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図」及び図58-6-49「使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図」参照。）

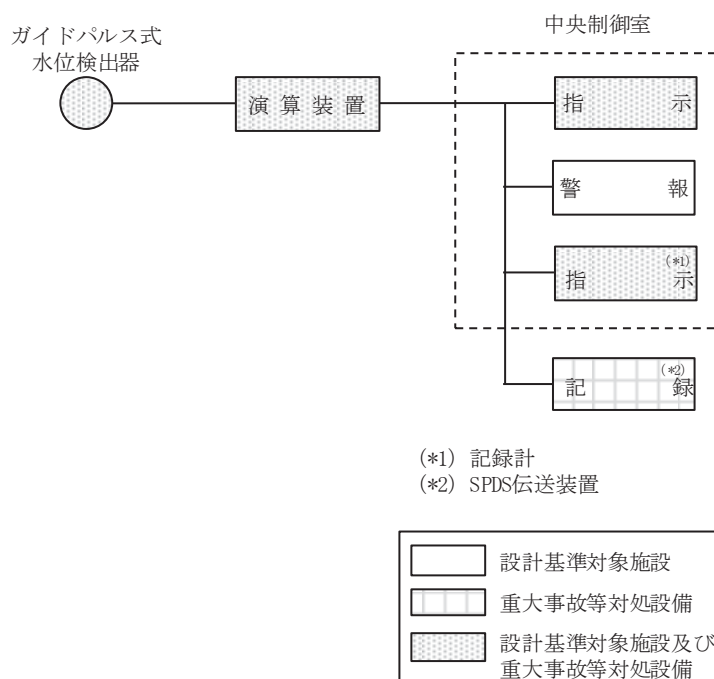
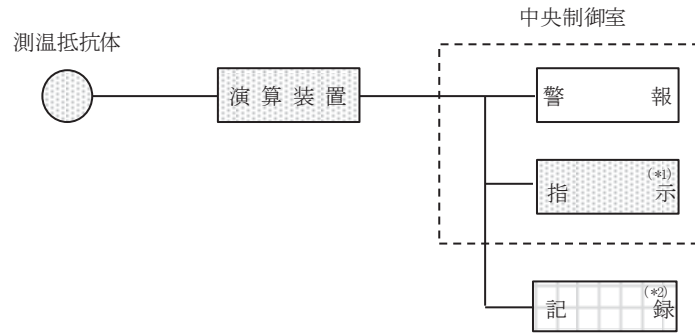


図58-6-48 使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）の概略構成図



(*) 記録計
 (*) SPDS伝送装置

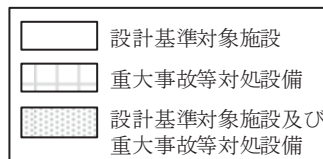


図58-6-49 使用済燃料プール温度（ガイドパルス式）の概略構成図

3.12 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉補機冷却水系系統流量

原子炉補機冷却水系系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系系統流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-50「原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図」参照。）

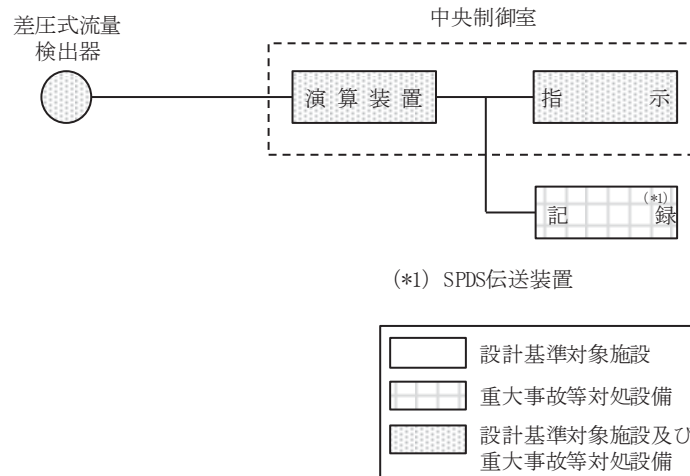


図58-6-50 原子炉補機冷却水系系統流量の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量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（差圧）は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-51「残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図」参照。）

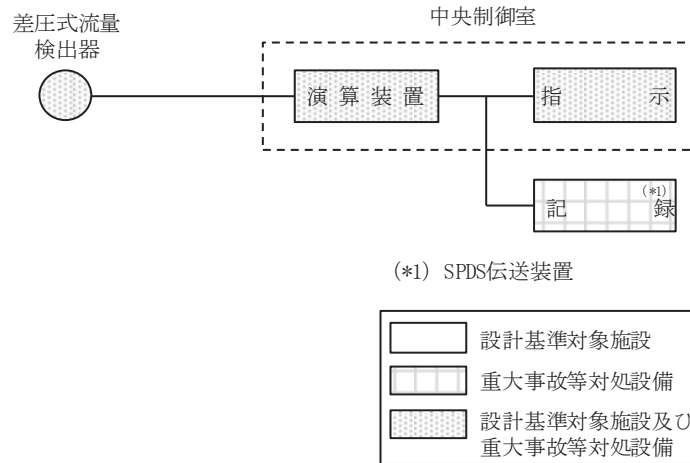


図58-6-51 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図

(3) 復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンク水位は，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（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）は，復水貯蔵タンク水位として中央制御室に指示し，記録する。（図58-6-52「復水貯蔵タンク水位の概略構成図」参照。）

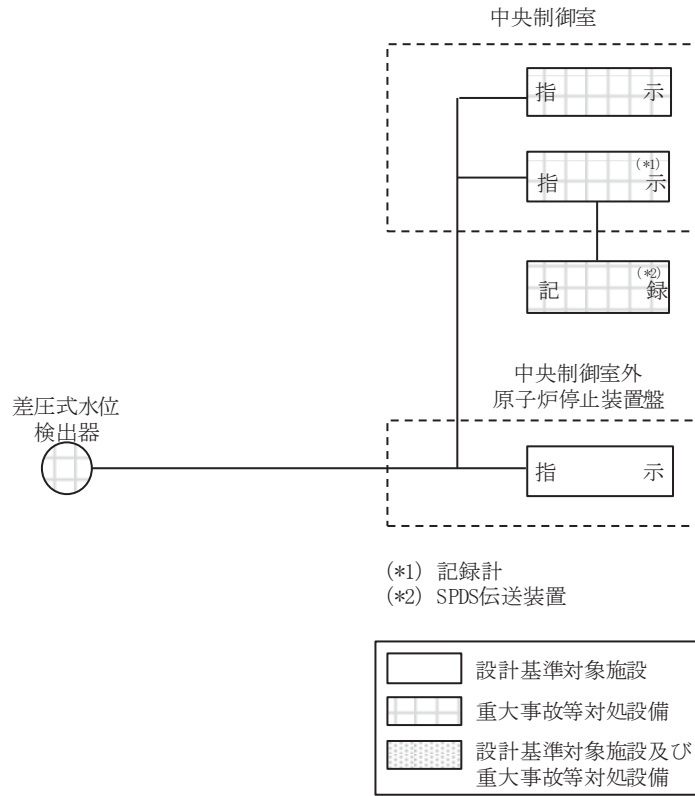


図58-6-52 復水貯蔵タンク水位の概略構成図

(4) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、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、静的触媒式水素再結合装置動作監視として中央制御室に指示し、記録する。（図58-6-53「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図」参照。）

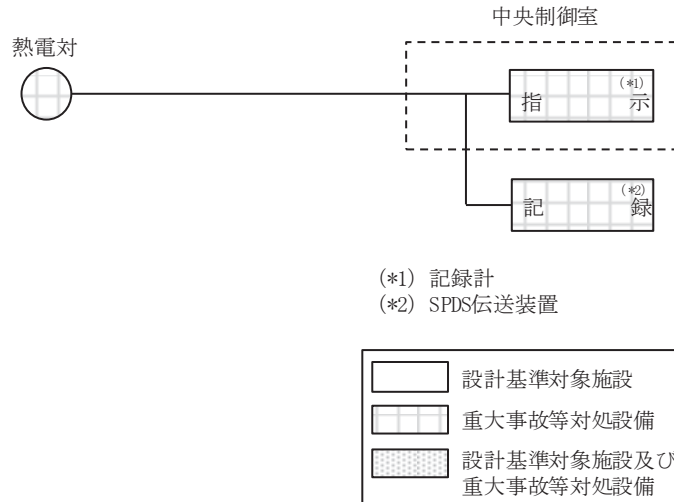


図58-6-53 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図

(5) 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（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）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。（図58-6-54「フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図」参照。）

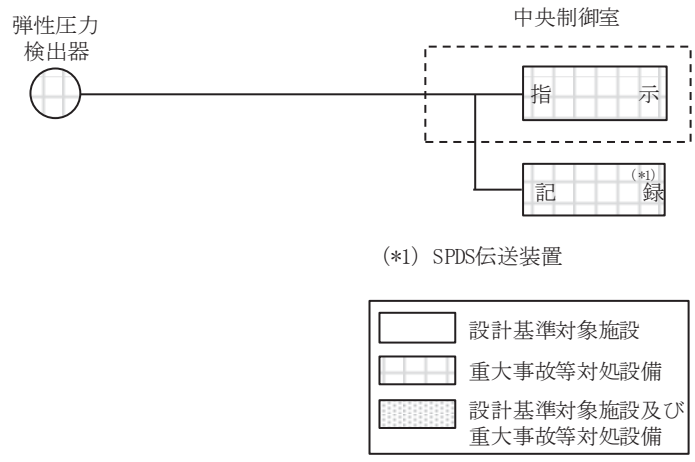


図58-6-54 フィルタ装置入口圧力（広帯域）の概略構成図

(6) 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（圧力）として検出する。検出した電流信号（圧力）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。（図58-6-55「フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図」参照。）

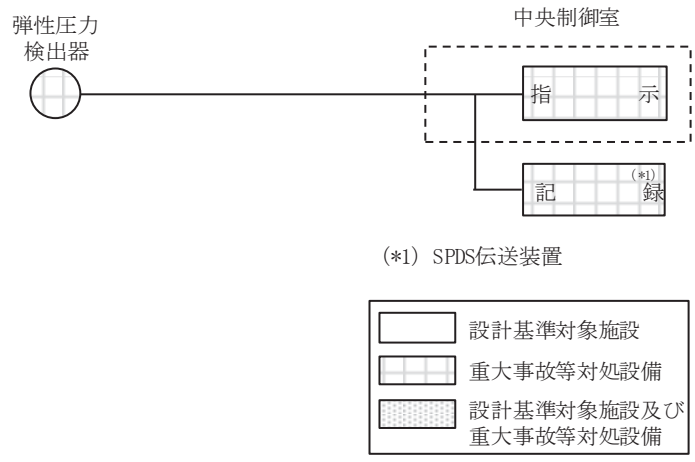


図58-6-55 フィルタ装置出口圧力（広帯域）の概略構成図

(7) 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（差圧）として検出する。検出した電流信号（差圧）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。（図58-6-56フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図」参照。）

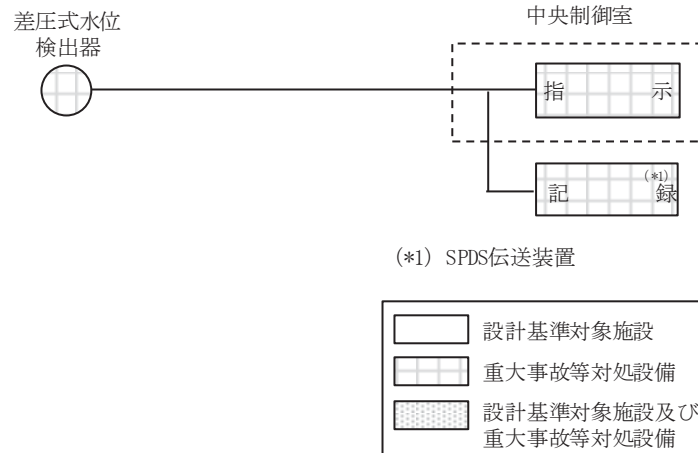


図58-6-56 フィルタ装置水位（広帯域）の概略構成図

(8) 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。（図58-6-57「フィルタ装置水温度の概略構成図」参照。）

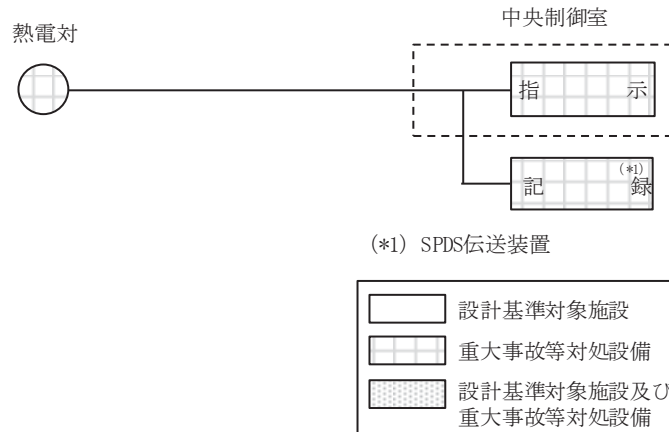


図58-6-57 フィルタ装置水温度の概略構成図

(9) 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。（図58-6-58「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」参照。）

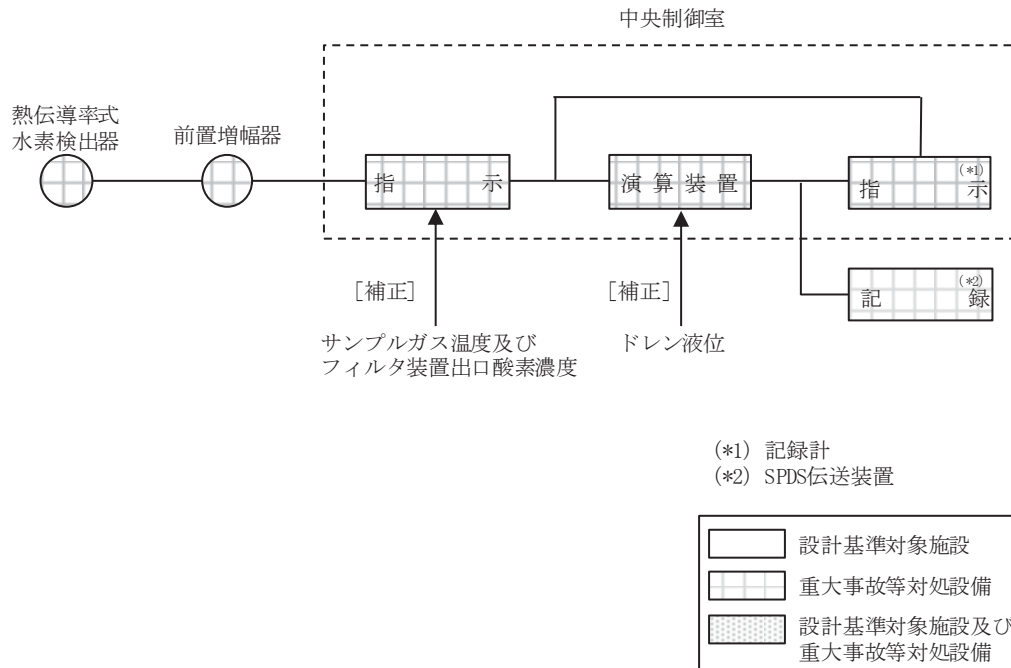
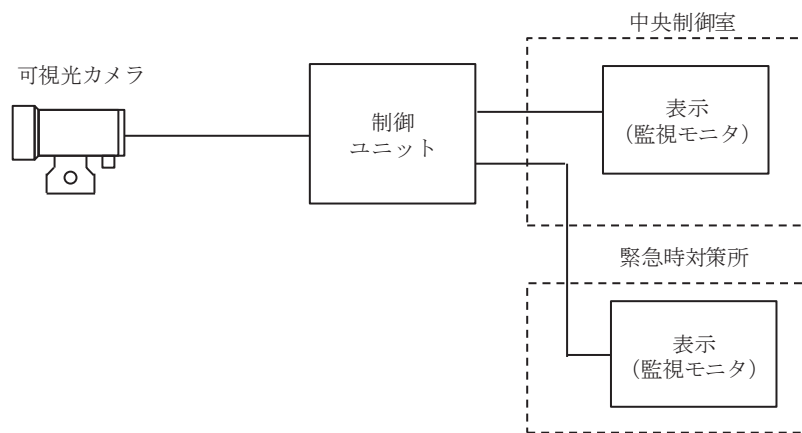


図58-6-58 フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図

(10) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても、可視光カメラに付属している専用照明及び霧除去機能により、使用済燃料プールの状態が監視可能である。使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。

なお、使用済燃料プール監視カメラは、可視光カメラと冷却装置が一体構造であり、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、冷却装置により可視光カメラを冷却可能なため、監視可能である。(図58-6-59「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)



本設備は全て重大事故等対処設備

図58-6-59 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(11) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを抵抗値又は電気信号として計測する。

その計測結果を、換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し監視するとともに、記録用紙に記録する。（図58-6-60「可搬型計測器の概略構成図」及び表58-6-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。）

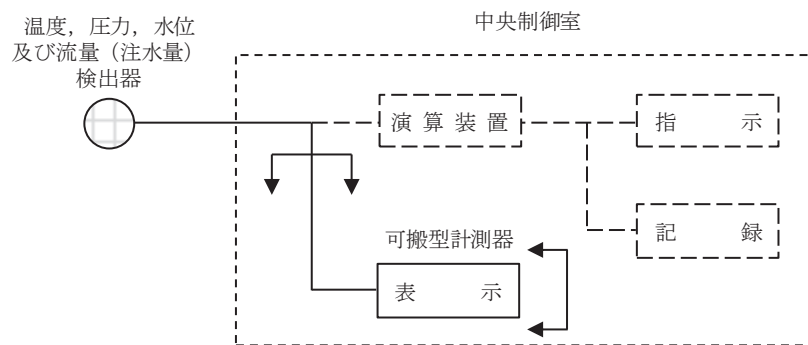


図58-6-60 可搬型計測器の概略構成図

表 58-6-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度	圧力抑制室圧力
原子炉圧力	圧力抑制室水位
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	原子炉格納容器下部水位
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	ドライウエル水位
原子炉水位（広帯域）	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
高圧代替注水系ポンプ出口流量	フィルタ装置水位（広帯域）
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	フィルタ装置水温度
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉補機冷却水系系統流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
代替循環冷却ポンプ出口流量	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流量	復水貯蔵タンク水位
残留熱除去系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口圧力
原子炉格納容器下部注水流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
原子炉格納容器代替スプレイ流量	復水移送ポンプ出口圧力
ドライウエル温度	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
圧力抑制室内空気温度	代替循環冷却ポンプ出口圧力
サプレッションプール水温度	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
ドライウエル圧力	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、表58-6-2及び表58-6-3に示す。

表58-6-2 計測装置の計測範囲(1/7)

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
起動領域モニタ	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^0 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^6 \text{ nv}$)	約 $100 \sim 10^1 \text{ cps}$ 前後	定格出力の約8倍	定格出力の約5%	原子炉の停止時から起動時の中性子束(約 $100 \sim 10^1 \text{ cps}$ 前後)を測定できる範囲として $10^{-1} \sim 10^0 \text{ cps}$ に設定している。重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域モニタ(中性子源領域)が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域モニタ(中間領域)、平均出力領域モニタによって監視可能。	
	中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{ nv}$)	$1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{ nv}$				原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{ nv}$ に設定している。
平均出力領域モニタ	0~125% ^{*)2} ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ nv}$)	0~100%	定格出力の約6.8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として0~125%に設定している。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時に中性子束も代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。		

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(2/7)

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	
高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力	0~15MPa [gauge]	6.93MPa [gauge]	最大値: 約8.11MPa [gauge]	最大値: 約9.26MPa [gauge]	最大値: 約7.40MPa [gauge]	高圧代替注水システムタービンの最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。 重大事故等時の変動範囲は、計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても原子炉圧力の代替パラメータとして監視可能。
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	0~15MPa [gauge]	6.93MPa [gauge]	最大値: 約8.11MPa [gauge]	最大値: 約9.26MPa [gauge]	最大値: 約7.40MPa [gauge]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力 (8.62MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。 重大事故等時の変動範囲は、計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても原子炉圧力の代替パラメータとして監視可能。
高圧代替注水システムポンプ出口圧力	0~15MPa [gauge]	—	—	最大値: 14.0MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水システムの運転時における高圧代替注水システムポンプの最高使用圧力 (14.0MPa [gauge]) を監視可能。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gauge]	0~11.8MPa [gauge]	最大値: 11.8MPa [gauge]	最大値: 11.8MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力 (11.8MPa [gauge]) を監視可能。
復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gauge]	—	—	最大値: 1.37MPa [gauge]	最大値: 1.37MPa [gauge]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水システム (常設) の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa [gauge]) を監視可能。
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gauge]	—	—	最大値: 1.37MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水システムの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa [gauge]) を監視可能。
代替循環冷却ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	—	—	—	最大値: 3.73MPa [gauge]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力 (3.73 [gauge]) を監視可能。
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	0~10.8MPa [gauge]	最大値: 10.8MPa [gauge]	最大値: 10.8MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力 (10.8MPa [gauge]) を監視可能。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~5MPa [gauge]	0~4.41MPa [gauge]	最大値: 4.41MPa [gauge]	最大値: 4.41MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力 (4.41MPa [gauge]) を監視可能。
残留熱除去系ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	0~3.73MPa [gauge]	最大値: 3.73MPa [gauge]	最大値: 3.73MPa [gauge]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa [gauge]) を監視可能。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(3/7)

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	設計基準運事故時 (運転時の異常な過渡変化時 を含む)	炉心損傷前	重大事故等時 炉心損傷後	
原子炉圧力容器温度	0～500℃	286℃	最大値：約297℃ (原子炉冷却材ポンプ の軸固着)	最大値：約307℃	最大値：300℃ ^{*)}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉圧力容器温度(0～500℃)を設定する。
高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—	—	0～90.8m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧代替注水系ポンプの最大注水量(90.8m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h	0～90.8m ³ /h	0～90.8m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(90.8m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量(318m ³ /h, 1,050m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系A系洗浄ライン流量)	0～220m ³ /h	—	—	0～145m ³ /h	0～120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(残留熱除去系A系ライン)による最大注水量(145m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄ライン流量	0～220m ³ /h	—	—	0～145m ³ /h	0～120m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧代替注水系(残留熱除去系B系ライン)による最大注水量(145m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—	—	0～80m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、直流駆動低圧注水ポンプの最大注水量(80m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—	—	—	0～150m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却ポンプの最大注水量(150m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h	0～1,050m ³ /h	0～1,050m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量(1,050m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h	0～1,136m ³ /h	0～1,136m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプの最大注水量(1,136m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(4/7)

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	
原子炉圧力	0～10MPa [gauge]	6.93MPa [gauge]	最大値： 約9.26MPa [gauge] (ATWS) ^{*)4} 最大値： 約7.40MPa [gauge]	最大値： 約7.40MPa [gauge]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [gauge]) を包絡するように、原子炉圧力 (0～10MPa [gauge]) を設定する。	
原子炉水位 (広帯域)	-3, 800～1, 500mm ^{*)5}	980mm ^{*)5}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7, 832～-1, 470mm) ^{*)5}	980mm以下 ^{*)5}	炉心の冷却状態を確認する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル3～レベル8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能 ^{*)13} 。	
原子炉水位 (燃料域)	-3, 800～-1, 300mm ^{*)6}	5, 600mm ^{*)6}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3, 702～-5, 600mm) ^{*)6}	5, 600mm以下 ^{*)6}		
ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	5kPa [gauge]	最大値： 330kPa [gauge]	最大値： 421kPa [gauge]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 854kPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。	
圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	5kPa [gauge]	最大値： 210kPa [gauge]	最大値： 427kPa [gauge]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 854kPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。	
ドライウエル温度	0～300℃	57℃以下	最大値： 146℃	最大値： 180℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) に余裕を見込んだ設定とする。	
圧力抑制室内空気温度	0～300℃	32℃以下	最大値： 97℃	最大値： 154℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (約178℃) に余裕を見込んだ設定とする。	
サブプレッションプール水温度	0～200℃	32℃以下	最大値： 97℃	最大値： 150℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界温度 (約178℃) に余裕を見込んだ設定とする。	

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(5/7)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 ^{a)} 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3.6vol%	重大事故等時において、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。
格納容器内水蒸気濃度(D/W)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0vol%	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(水蒸気濃度: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蒸気濃度が変動する可能性のある範囲(0~100vol%)を監視可能。
格納容器内水蒸気濃度(S/C)	0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0vol%	
格納容器内雰囲気気水蒸気濃度	0~30vol% 0~100vol%	0vol%	0~1.9vol%	0vol%	0vol%	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(35m ³ /h,50m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	—	—	—	0~35m ³ /h ^{a7} 0~50m ³ /h ^{a8}	
原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	—	—	0~88m ³ /h	0~88m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器代替スプレイ系による最大注水量(88m ³ /h)に余裕を見込んだ設定とする。
圧力抑制室水位	0~5m (O.P.-3900~1100mm)	0.05m (O.P.-3850mm)	0.05m (O.P.-3850mm)	0.05~2.27m (O.P.-3850~-1630mm)	0.05~2.27m (O.P.-3850~-1630mm)	外部水源注水量限界(通常運転水位+約2m(O.P.-1914mm))を把握する範囲を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある範囲(0.05~2.27m)に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{a9} (O.P.-2000mm, - 1800mm, -1000mm, - 500mm, 0mm, 300mm)	—	—	—	3.4m ^{a9} (O.P.900mm)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるベデスタタル部への蓄水状況を監視できる位置に設置する。
ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{a10} (O.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	—	—	—	0.46m ^{a10} (O.P.1610mm)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(6/7)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時 を含む)	炉心損傷前	重大事故等時	炉心損傷後
原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	-	-	-	4vol%以下	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能である(なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。
格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	10^{-2} ~ 10^5 Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満*11	10Sv/h未満*11	10^5 Sv/h程度	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10^5 Sv/h)及び炉心損傷割合の推定値(原子炉停止直後に炉心損傷100%の場合は、 10^5 Sv/h程度)を把握する上で監視可能(上記の判断値及び推定値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。
格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	10^{-2} ~ 10^5 Sv/h	バックグラウンドレベル	10Sv/h未満*11	10Sv/h未満*11	10^5 Sv/h程度	
フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2} ~ 10^5 mSv/h	-	-	10Sv/h未満*11	1.9×10^5 mSv/h	原子炉格納容器フィルタタレント系フィルタ装置による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率(1.9×10^5 mSv/h)を監視可能。
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	10^1 ~ 10^8 mSv/h 10^{-2} ~ 10^5 mSv/h	-	-	約 8.9×10^{-1} mSv/h		重大事故等時において、変動する可能性のある範囲(5.4×10^{-2} ~ 10^6 mSv/h)にわたり放射線量率を監視可能。
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-4, 240~7, 010mm*12 (O.P. 21680~32930mm)	0.P. 32895mm	-	NWLから-0.9m(O.P. 31995mm)		重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。
使用済燃料プール水位/温度(ガイドハルス式)	0~150°C	52°C以下	-	最大値: 100°C		重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール水位/温度(ガイドハルス式)	-4, 300~7, 300mm*12 (O.P. 21620~33220mm)	0.P. 32895mm	0.P. 32895mm	NWLから-0.9m(O.P. 31995mm)		重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。
原子炉補機冷却水系系統流量	0~4, 000m ³ /h	0~1, 400m ³ /h	0~2, 800m ³ /h	最大値: 65°C	最大値: 100°C	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~1, 500m ³ /h	-	0~950m ³ /h	0~2, 800m ³ /h	0~382m ³ /h	原子炉補機冷却水ポンプ2台の定格流量(2, 800m ³ /h)に余裕を見込んだ設定としている。 原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(サブレッションプール水格納モード)の運転を行う場合に必要な流量(392m ³ /h)を監視可能。

表 58-6-2 計測装置の計測範囲(7/7)

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	炉心損傷後	
復水貯蔵タンク水位	0~3,200m ³ (O.P. 9586~ 19772mm)	1,600m ³ 以上 (O.P. 14679mm)	0~3,173m ³ (O.P. 9586~19686mm)	炉心損傷前 0~3,173m ³ (O.P. 9586~19686mm)	炉心損傷後 0~3,173m ³ (O.P. 9586~19686mm)	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの底部からオーパーフローレベル(0~3,173m ³)を監視可能。
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	-	-	-	最大値:300℃	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置動作時に想定される温度範囲を監視可能。
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa [gauge]	-	-	最大値: 427kPa [gauge]	最大値: 854kPa [gauge]	原子炉格納容器フィルタタペメント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa [gauge])を監視可能。
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa [gauge]	-	-	最大値: 427kPa [gauge]	最大値: 854kPa [gauge]	原子炉格納容器フィルタタペメント系フィルタ装置の最高使用圧力(854kPa [gauge])を監視可能。
フィルタ装置水位(広帯域)	[]	-	-	[]	[]	原子炉格納容器フィルタタペメント系フィルタ装置底層を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 [] 及び下限水位 [] を監視可能。
フィルタ装置水温度	0~200℃	-	-	最大値:154℃	最大値:178℃	原子炉格納容器フィルタタペメント系フィルタ装置の最高使用温度(200℃)を監視可能。
フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	-	-	0vol%	0~2.4vol%	原子炉格納容器フィルタタペメント系による原子炉格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタタペメント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度(4vol%)未満であることを監視可能。
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。

*1: 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・ 通常運転時: 計測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。
- ・ 過渡変化時: 「運転時の異常な過渡変化」を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異常な状態であるが、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: 定格出力時の値に対する比率で示す。

*3: 500℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。

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

*5: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器露レベルより1,313cm上のごととする。(ドライヤスカート底部付近)。

*6: 計測範囲の零は、原子炉圧力容器露レベルより900cm上のごととする(有効燃料棒頂部付近)。

*7: 溶融炉心の格納時における注水量。

*8: 原子炉格納容器下部への初期水張り時における注水量。

*9: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベダスタル底部) [] のところとする。

*10: 計測範囲の零は、ドライウェル床面 [] のところとする。

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

*12: 計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵トラック上端(O.P. 25920mm)のごととする。

*13: 計器の計測範囲において計測が可能である。

枠組みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲(1/1)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
起動領域モニタ (中間領域)	ベリオド：10秒以上	プラント起動運転時の制御棒誘引抜等に伴う異常反応度付与による燃料損傷を防止するため、出力の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きなものは制御棒誘引抜であり、この制御棒誘引抜過度変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるよう設定するものとし、また、起動領域モニタシステムが許容されるバイパス条件も考慮し、10秒以上を設定値とする。
平均出力領域モニタ	定格出力の120%以下 (原子炉モードスイッチ「運転」位置) 定格出力の15%以下 (原子炉モードスイッチ「運転」位置以外) 自動可変設定 0.62W+62%以下又は115%以下※ ※：Wは定格炉心流量に対する再循環流量 (%)	プラント運転時の異常反応度付与による燃料損傷に対する保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。運転モードで異常な過渡変化が生じても燃料・プラントの健全性を保ちつつ、通常の運転での中性子束の変動による不必要なスクラムを避ける値として120%以下とする。 プラント起動時の異常反応度付与による燃料損傷に対する保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。起動モードにおける安全限界である定格出力の約25%に対し、充分大きな熱的余裕を持つ値として15%とする。
		給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流速の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう、熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。熱出力信号を再循環流量の関数として自動可変設定とし、燃料の健全性が保たれるよう熱的に充分な余裕を持つ値として0.68W+62%以下又は115%以下とする。

原子炉水位，使用済燃料プール水位の概要図と計測範囲との関係

1. 原子炉水位



図 58-6-59 原子炉水位の概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 使用済燃料プール水位

(1) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

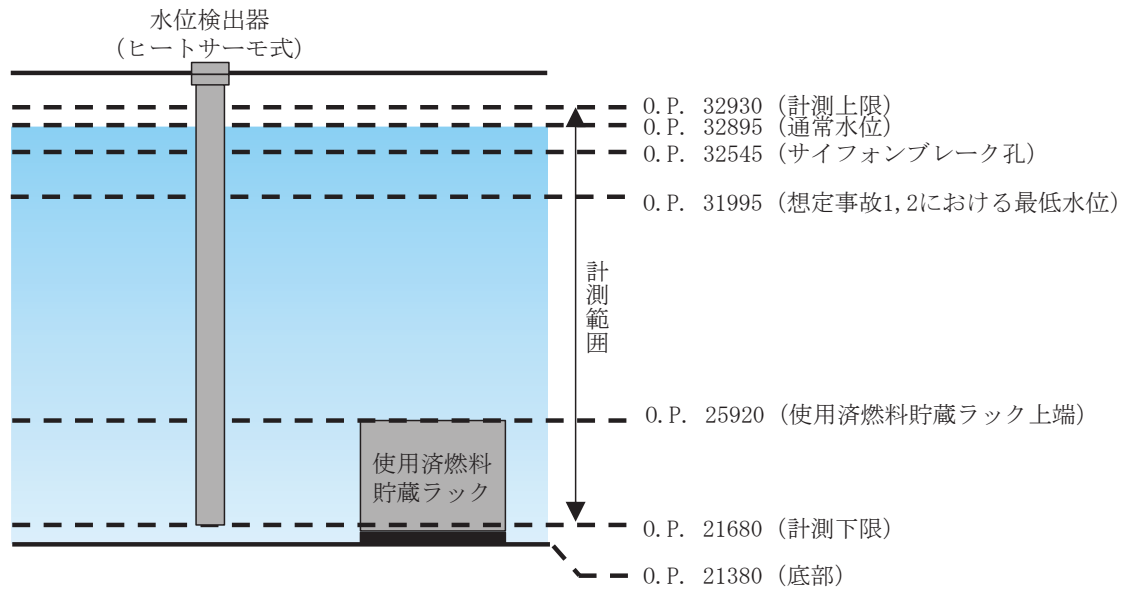


図 58-6-60 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概要図

(2) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

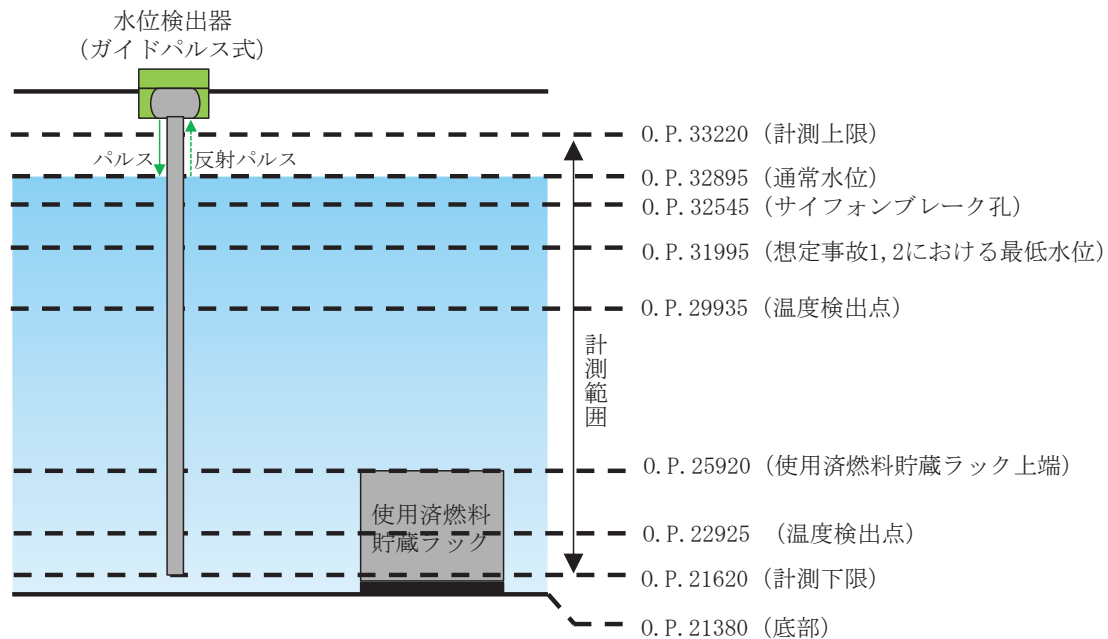


図 58-6-61 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の概要図

58-7
アクセスルート図

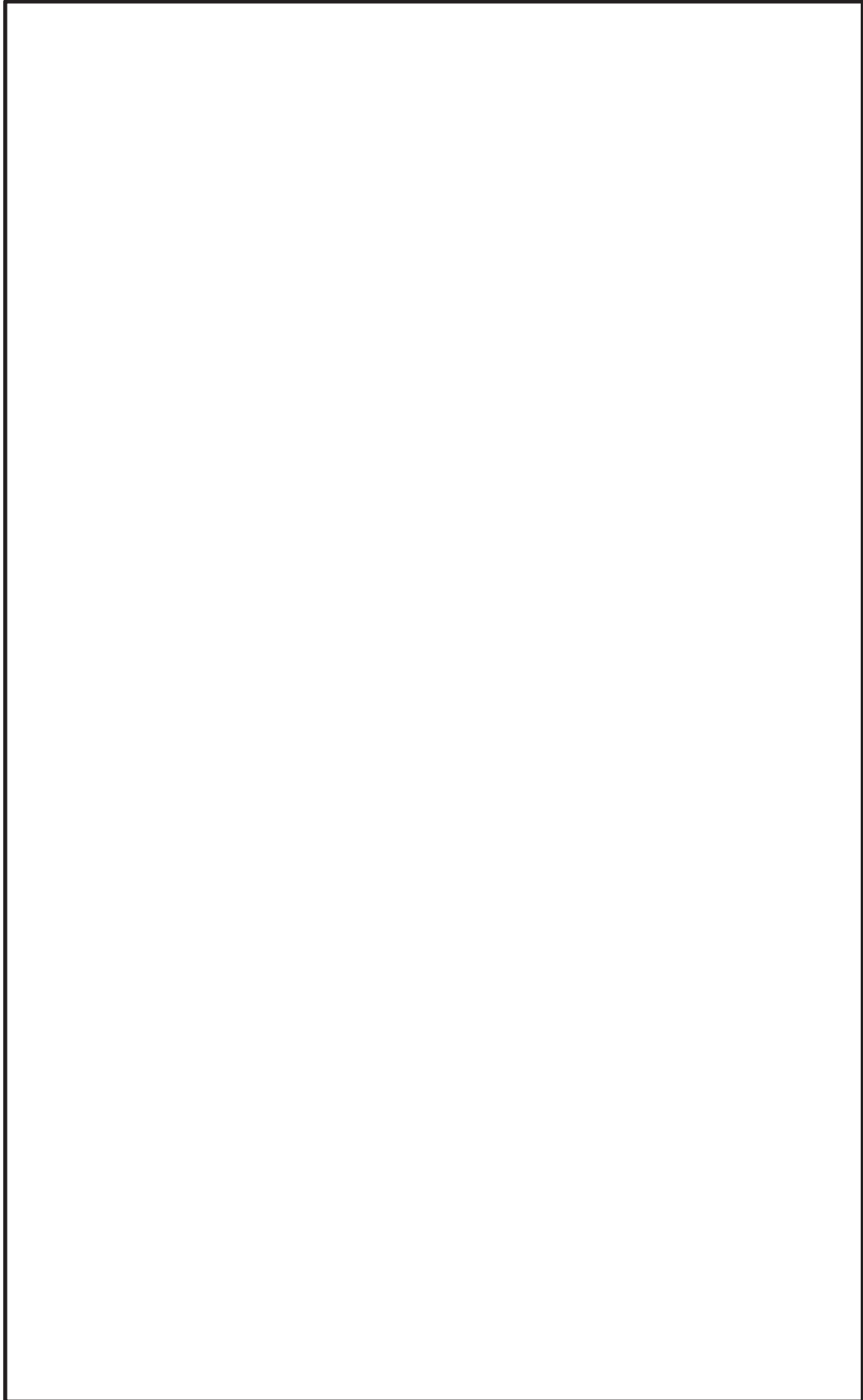


図 58-7-1 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート (制御建屋)

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

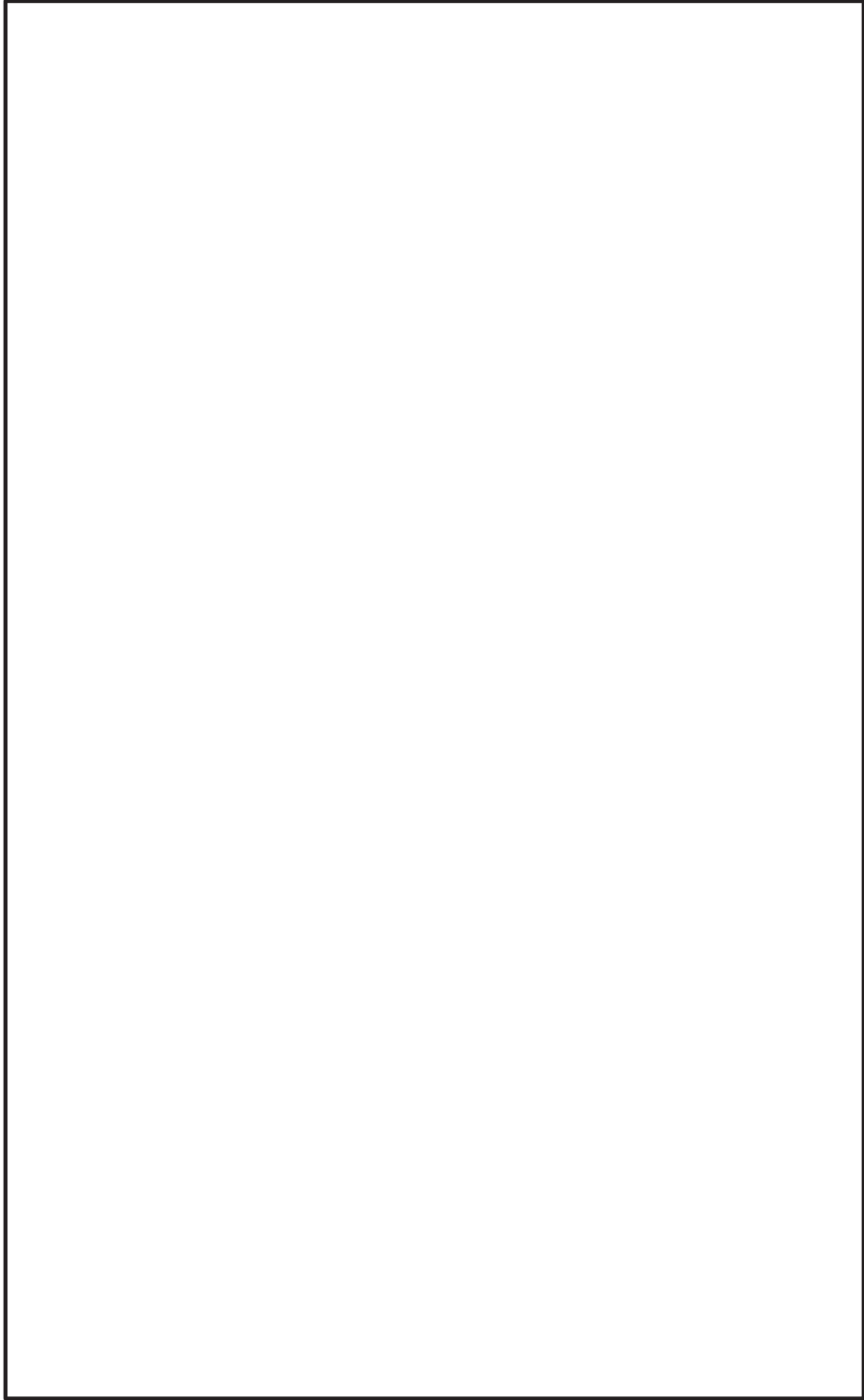


図 58-7-2 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート（原子炉建屋□□）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

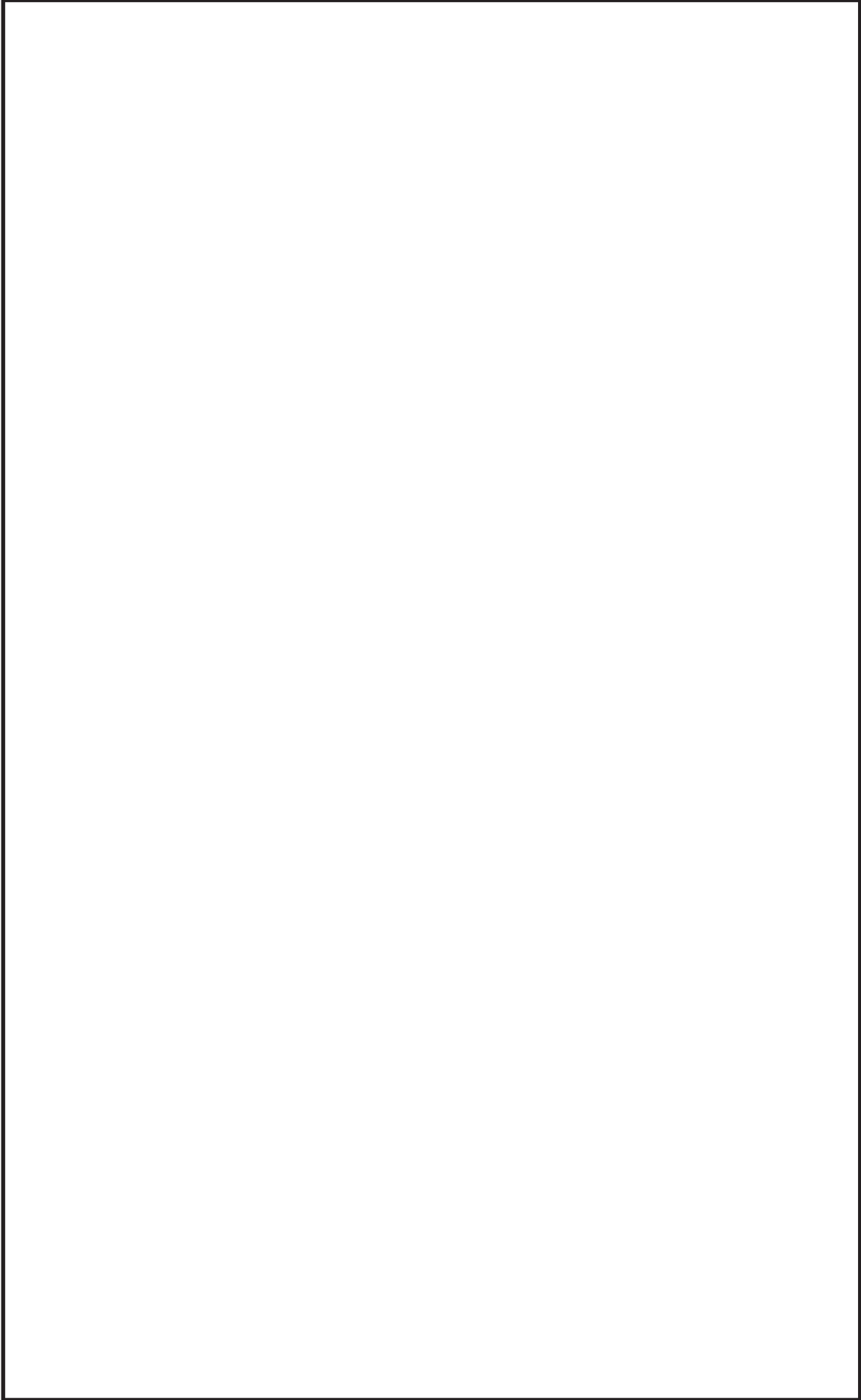


図 58-7-3 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート (原子炉建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-8

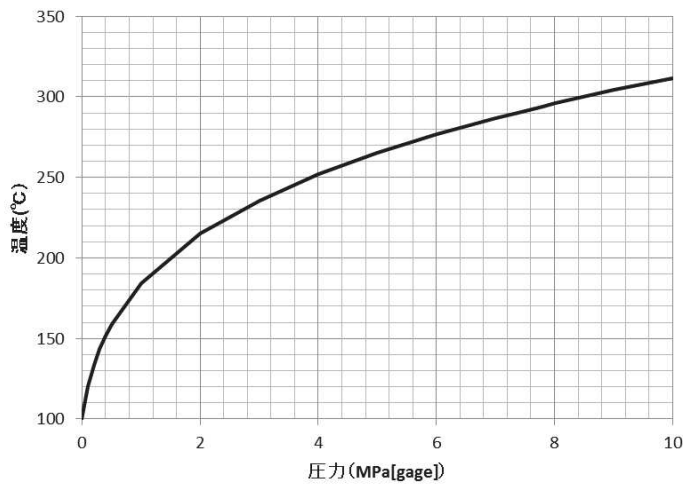
主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

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

*有効監視パラメータ

項目	原子炉压力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉压力容器温度	0～500℃	最大値： 約 297℃
代替パラメータ	①原子炉圧力 (原子炉压力容器温度の代替)	0～10MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]
	①原子炉水位（広帯域）	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	①原子炉压力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～500℃	最大値： 約 297℃
	② [残留熱除去系熱交換器入口温度] * (原子炉压力容器温度の代替)	0～300℃	最大値： 186℃
	*1：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 *2：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉压力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の温度の主要パラメータである原子炉压力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉压力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により測定可能。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉圧力、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-1 を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100～312℃</p>		

推定方法



飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])
297	8.1	308	9.5
298	8.3	309	9.6
299	8.4	310	9.8
300	8.5	311	9.9
305	9.1	312	10.0

図 58-8-1 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）
 原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下の場合には，原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。
 （専用入力シートに原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)に到達した時間を入力することによって，原子炉圧力容器内の温度を推定する。）

※推定概要
 <推定方法>
 図 58-8-2 に示すシートに原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)に到達した時間を入力することによって，原子炉圧力容器内の温度を推定する。

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

炉心平均温度/蒸気温度/原子炉水位推定シート

【入力データ】
TAF到達時間 60min

時間 [min]	原子炉水位 (TAF=0mm) (BAF=-3700mm) [mm]	炉心平均温度 [°C]	蒸気温度 [°C]
60	0.0	286.0	286.0
62	-440.8	309.2	302.7
64	-829.0	334.2	320.4
66	-1171.1	361.3	339.2
68	-1472.3	390.5	359.0
70	-1737.7	422.1	380.0
72	-1971.5	456.3	402.2
74	-2177.4	493.3	425.7
76	-2358.8	533.2	450.6
78	-2518.6	576.4	476.9
80	-2659.3	623.1	504.8
82	-2783.3	673.5	534.3
84	-2892.5	728.1	565.6
86	-2986.7	787.0	598.6
88	-3073.4	850.8	633.7
90	-3148.1	919.6	670.7
92	-3213.8	994.1	709.9
94	-3271.7	1074.6	751.4
96	-3322.8	1161.6	795.4
98	-3367.7	1255.7	841.9
100	-3407.3	1357.4	891.1
102	-3442.2	1467.3	943.2
104	-3472.9	1586.1	998.3
106	-3499.9	1714.6	1056.7
108	-3523.8	1853.4	1118.5
110	-3544.8	2003.5	1183.9
112	-3563.3	2165.7	1253.1
114	-3579.5	2341.1	1326.3
116	-3593.9	2530.7	1403.9
118	-3606.5	2735.6	1486.0
120	-3617.7	2957.2	1572.9
122	-3627.5	3196.6	1664.8
124	-3636.1	3455.5	1762.1
126	-3643.7	3735.3	1865.2
128	-3650.4	4037.8	1974.2
130	-3656.3	4364.9	2089.7
132	-3661.5	4718.2	2211.8

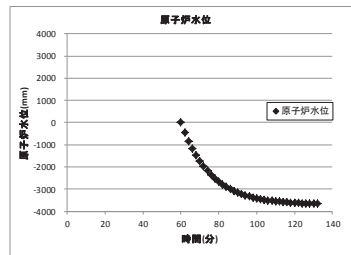
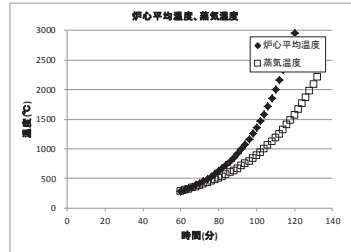


図 58-8-2 原子炉圧力容器内温度推定計算シート

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ）により原子炉水の温度を計測可能である。

推定の評価

①原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）

原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度/圧力の関係により推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。

原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率を考慮していないため定量的な評価は困難だが原子炉圧力容器内温度推定計算シートは，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。

②残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により原子炉水の温度を計測可能である。

[誤差による影響について]

原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域））による推定では，圧力を温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（原子炉圧力容器の定格圧力：約 7MPa[gage]（飽和温度：約 286°C）に対して，原子炉圧力の誤差：約±0.07MPa[gage]から温度に換算した場合は 286±1°C程度。原子炉圧力容器内温度相違低計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出されることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。

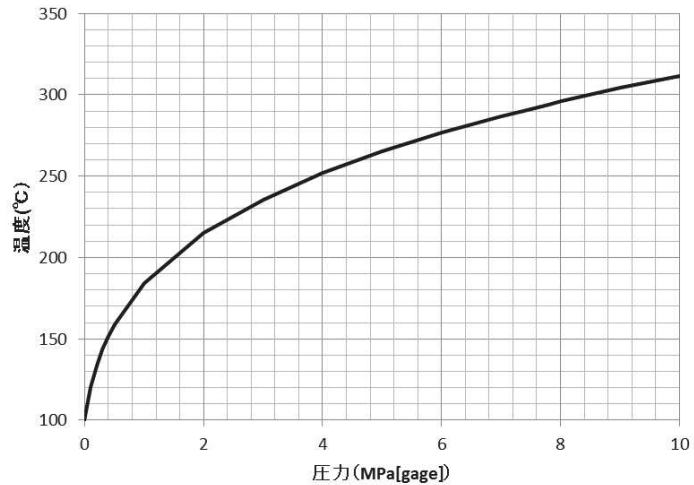
代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度（有効監視パラメータ））による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

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

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

項目	原子炉压力容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]
代替パラメータ	① 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]
	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約 8.11MPa[gage]
	② 原子炉压力容器温度	0～500℃	最大値： 約 297℃
	② 原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	② 原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	* 1：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 * 2：計測範囲の零は、原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、高压代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により原子炉圧力を推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉压力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 高压代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力の指示値が得られる場合は、それを原子炉圧力と推定する。</p> <p>② 原子炉压力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉压力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p>		

推定方法



飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])
297	8.1	308	9.5
298	8.3	309	9.6
299	8.4	310	9.8
300	8.5	311	9.9
305	9.1	312	10.0

図 58-8-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定

推定の評価

①高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
原子炉圧力容器内の圧力を直接的に計測することにより推定する。

②原子炉圧力容器温度

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

[誤差による影響について]



原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり，代替パラメータ（高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差（原子炉圧力の誤差：±0.07MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa[gage]（飽和温度：約147°C），原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa[gage]（飽和温度：約286°C）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：約±5.3°Cから圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.07MPa[gage]程度，7.0±0.6MPa[gage]程度。）

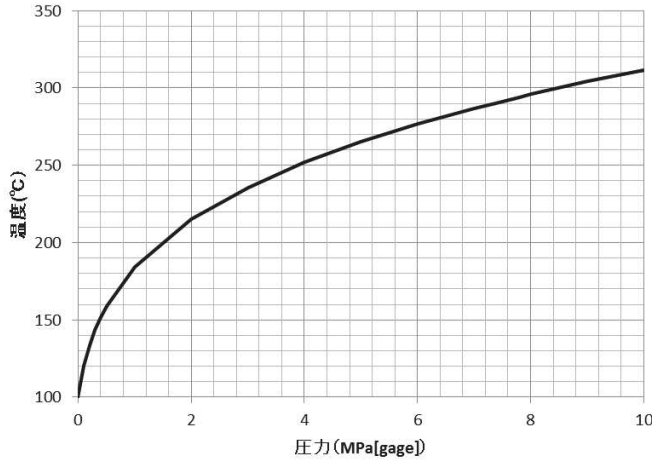
以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

項目	原子炉压力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	原子炉水位（燃料域）	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
代替 パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—
	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h
	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—
	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—
	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—
	①代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
	①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h
	①残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
	②原子炉圧力	0～10MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]
	②原子炉压力容器温度	0～500℃	最大値： 約 297℃
	③原子炉圧力	0～10MPa [gage]	最大値： 約 8.11MPa [gage]
	③圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	最大値： 210kPa [gage]
		* 1：計測範囲の零は，原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 * 2：計測範囲の零は，原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。	
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの原子炉压力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，代替循環冷却ポンプ出口流量，低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系ポンプ出口流量）により推定する。</p> <p>原子炉圧力及び原子炉压力容器温度から原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）に到達しているか否かを確認し，炉心の冷却状態を推定する。また，原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉压力容器の満水を推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①原子炉压力容器への注水流量</p> <p>図 58-8-4 は原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水量の関係を示したものである。原子炉压力容器への注水流量がこのラインより多い場合は，冷却材の体積は増加し，少ない場合冷却材の体積は減少する。図 58-8-4 と原子炉压力容器への注水量から，原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量を求める。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量[m³] = (現在の原子炉压力容器への注水流量[m³/h] - 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水流量[m³/h]) × 注水時間[h]</p> <p>上記で求めた体積変化量を前回推定した冷却材体積に加算し、現在の原子炉压力容器内の冷却材の体積を求める。原子炉压力容器内の冷却材の体積と原子炉水位の関係図 58-8-5 を用いて原子炉水位を求める。 推定可能範囲：全範囲</p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-4 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係</p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-5 原子炉水位と原子炉压力容器内の冷却材の体積の関係</p> <p>②原子炉圧力，原子炉压力容器温度</p> <p>原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上で燃料発熱部より水位が高い場合は，原子炉压力容器内は水の飽和温度以下となる。図 58-8-6 を用いて，原子炉圧力より水の飽和温度を求め，原子炉压力容器温度が飽和温度以下であれば原子炉水位は有効燃料棒頂部(TAF)以上であり，逆に，原子炉压力容器温度が水の飽和温度以上であれば，原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下であり，炉心の冷却状態を推定できる。</p>
-------------	---

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-6 水の飽和温度／圧力の関係</p> <p>③原子炉圧力，圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系等による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，主蒸気逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧が0.6MPa[gage]以上であれば原子炉圧力容器が満水と推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉圧力容器への注水流量</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は，原子炉水位の計測が困難となる直前まで判明していた原子炉水位（冷却材体積）に，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な注水量の差を加算して冷却材体積を求め，原子炉水位に換算するプラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>②原子炉圧力，原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力より，原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで，原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上か否かが確認できるため，炉心の冷却状態を把握することに適用できる。</p> <p>③原子炉圧力，圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉圧力，圧力抑制室圧力による推定方法は，原子炉水位の計測が困難*となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時におけるプラントの状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>* 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力とドライウェル温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお，大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率から推定又は破断口からの流出を圧力抑制室水位上昇傾向変化により推定する。</p>

<p>推定の評価</p>	<p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定は、崩壊熱除去に必要な注水流量を考慮した原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量より、炉心冷却状態の傾向が把握でき、計器誤差（高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h、低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度、原子炉圧力）による推定は、原子炉水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上か否かを確認して炉心冷却状態を把握できるため、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力、圧力抑制室圧力）による推定では、原子炉圧力の誤差：±0.07MPa[gage]、圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa[gage]から、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧誤差：約0.08MPa[gage]であるが、満水時に使用する系統の注水流量による推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

項目	原子炉压力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域）	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル 8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	②復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量, 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量, 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量, 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) 及び直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の代替)	0～3,200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3,173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	②圧力抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量, 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0～5m (O. P. -3900～ 1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)
	* 1 : 計測範囲の零は, 原子炉压力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2 : 計測範囲の零は, 原子炉压力容器零レベルより 900cm 上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。		
計測目的	重大事故等時において, 主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は, 原子炉压力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合, 注水先の原子炉压力容器の水位変化又は水源である復水貯蔵タンク水位, 圧力抑制室水位の変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>①原子炉水位（広帯域）, 原子炉水位（燃料域） 任意の時間における水位及び測定時の水位から図 58-8-7 を用いて, 冷却材の体積の変化量を求め, 図 58-8-8 を用いて, 崩壊熱除去に必要な注水量を求め, 体積変化量に加算して原子炉压力容器への注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p>		

原子炉压力容器への注水流量[m³/h] = (原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量[m³] ÷ 注水時間[h]) + 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水流量[m³/h]

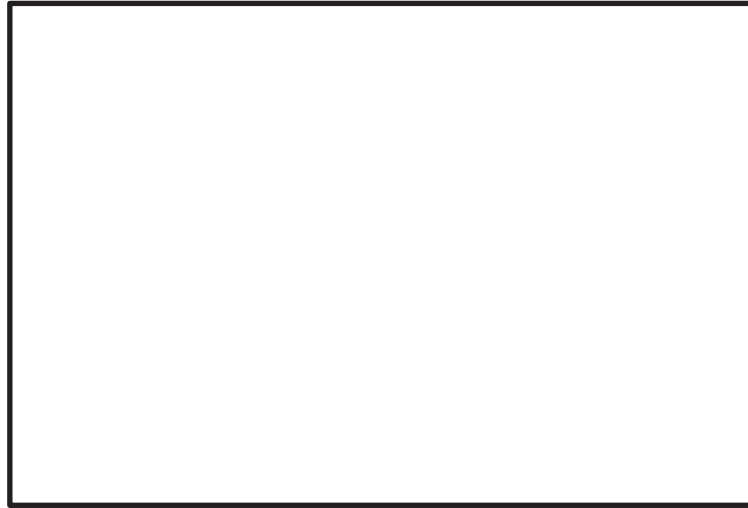


図 58-8-7 原子炉水位と原子炉压力容器内の冷却材の体積の関係

推定方法



図 58-8-8 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係

②復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算することで原子炉压力容器内への注水量を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。

推定可能範囲：各注水流量の計測範囲

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<p>②圧力抑制室水位</p> <p>サブプレッションチェンバを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測定時の水位から図 58-8-9 を用いて、サブプレッションプール水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲の目安：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="531 421 1286 864" style="border: 1px solid black; height: 198px; width: 473px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-9 圧力抑制室水位とサブプレッションプール水の体積の関係</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）</p> <p>原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位</p> <p>復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②圧力抑制室水位</p> <p>圧力抑制室水位による推定方法は、サブプレッションチェンバを水源として使用した場合、かつ、サブプレッションチェンバへの外部からの注水量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位，圧力抑制室水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³，圧力抑制室水位の誤差：±0.03m から、圧力抑制室内の水位に換算した場合の誤差は約±33m³）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

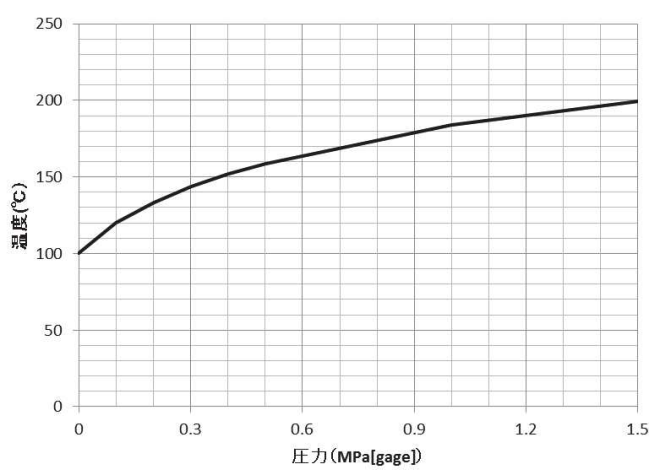
(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器への注水量）

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉格納容器下部注水流量	0～110m ³ /h	—
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0～100m ³ /h	—
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
代替 パラメータ	①原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—
	①ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—
	②復水貯蔵タンク水位 (原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0～3,200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3,173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	②ドライウエル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	②ドライウエル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量，代替 循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0～1MPa [abs]	最大値： 330kPa [gage]
	②圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量，代替 循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0～1MPa [abs]	最大値： 210kPa [gage]
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は，原子炉格納容器への注水設備が機能していることの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータの計測が困難になった場合，以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位 図 58-8-10 を用いて，原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位から注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div style="border: 1px solid black; width: 400px; height: 150px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-8-10 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p>		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から流出量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉格納容器以外への注水量を減算することで原子炉格納容器下部注水流量を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況を原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <p>②ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ系としての系統構成が確立された状態で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）が動作している場合又は代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時にはスプレイ機能が確保されていると考えられる。その上でドライウエル温度，ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることで、原子炉格納容器代替スプレイ機能又は代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水機能が確保されていることを推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位 原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水の目的は、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却であり、原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位より、初期水張り時及び原子炉圧力容器破損後における原子炉格納容器下部への注水状況を把握できる。</p> <p>また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系によるスプレイ実施時においては、原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位によるスプレイ水の蓄水状況により原子炉格納容器代替スプレイ系による注水状況を把握できる。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系としての系統構成が確立された状態で、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）が動作している場合又は代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時にはドライウエル温度，ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向であることを確認することで、原子炉格納容器への注水機能が確保されていると判断できるため、原子炉格納容器への注水の確保を把握する上で適用できる。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ（原子炉格納容器下部水位，ドライウエル水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差（原子炉格納容器下部水位の誤差：0～±100mm，ドライウエル水位の誤差：0～±100mm）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³）</p> <p>代替パラメータ（ドライウエル温度，ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力）による推定は、流量の確保の把握のみであり、計器誤差（ドライウエル温度の誤差：±2.7℃，ドライウエル圧力の誤差の誤差：±0.006MPa，圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

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

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	圧力抑制室内空気温度	0～300℃	最大値： 97℃
	サブプレッションプール水温度	0～200℃	最大値： 97℃
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 （ドライウエル温度の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	①サブプレッションプール水温度 （圧力抑制室内空気温度の代替）	0～200℃	最大値： 97℃
	①圧力抑制室内空気温度 （サブプレッションプール水温度の代替）	0～300℃	最大値： 97℃
	②圧力抑制室圧力（ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の温度の主要パラメータであるドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度の計測が困難になった場合，代替パラメータのドライウエル圧力，圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-11 よりドライウエル温度の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：100～185℃</p>  <p>図 58-8-11 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定</p> <p>①圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度，サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には，以下のとおり代替パラメータにより推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には，サブプレッションチェンバ内の空気温度と水温が平衡状態であると仮定し，サブプレッションプール水温度により推定する。 		

<p>推定方法</p>	<p>・サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチェンバ内の空気温度と水温が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。</p> <p>②圧力抑制室圧力 ①ドライウエル圧力による推定方法と同様。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態時のみに限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>①圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様の温度計で計測することにより、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②圧力抑制室圧力 ドライウエル圧力と同様。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなると推測される。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ（ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力）による推定は、圧力を温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、ドライウエル圧力：約0.427MPa[gage]（飽和温度：約154℃）に対して、ドライウエル圧力の誤差：±0.006MPa[gage]から温度に換算した場合は154±1℃程度。） 代替パラメータ（圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（圧力抑制室内空気温度の誤差：±3.1℃、サブプレッションプール水温度の誤差：±1.2℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

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

*：重要監視パラメータの常用計器

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
代替 パラメータ	①圧力抑制室圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
	①ドライウエル圧力 （圧力抑制室圧力の代替）	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	②ドライウエル温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	最大値： 146℃
	②圧力抑制室内空気温度 （圧力抑制室圧力の代替）	0～300℃	最大値： 97℃
	③ [ドライウエル圧力] * （ドライウエル圧力の代替）	0～600kPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]
	③ [圧力抑制室圧力] * （圧力抑制室圧力の代替）	0～600kPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破壊装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチェンバはベント管内の水位に応じた水頭圧分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。（圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。）</p> <p>②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-12 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0～1.55MPa[abs]</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。</p>		

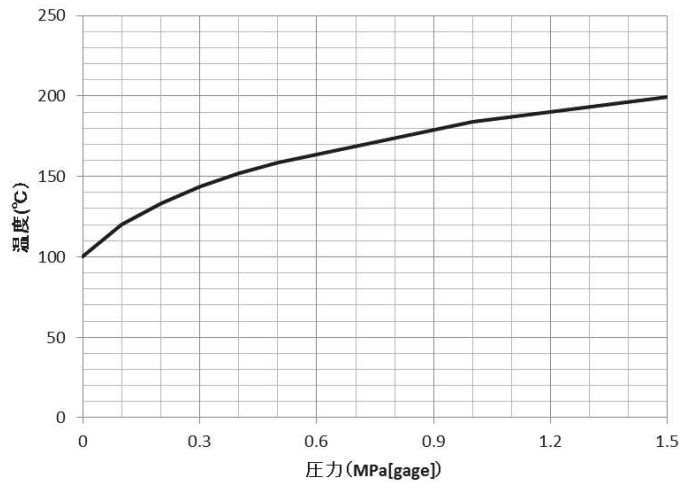


図 58-8-12 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

推定の評価

①ドライウエル圧力，圧力抑制室圧力

原子炉格納容器内のドライウエル側又はサブプレッションチェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

なお，ドライウエルスプレイ時は，圧力抑制室圧力>ドライウエル圧力の関係になるため，真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。(代替循環冷却運転時や原子炉格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動) また，サブプレッションチェンバ側の除熱 (原子炉格納容器ベントやサブプレッションプール水冷却モード等) を実施する時は，圧力抑制室圧力<ドライウエル圧力の関係になるため，ドライウエル側からベント管を通してサブプレッションチェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウエル圧力からサブプレッションチェンバ内の水頭圧分 (水面からダウンカマ下端までの高さ) を除いた値が圧力抑制室圧力と同じ挙動を示す。(例えば，NWL レベル：床面から約 3.55m の時，水頭圧は約 12.5kPa であり，ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+12.5kPa の関係) (例えば，外部水源注水量限界 (真空破壊装置下端-0.4m)：床面から約 5.5m の時，水頭圧は約 31.4kPa であり，ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+31.4kPa の関係)

②ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度

ドライウエル温度，圧力抑制室内空気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)) において，原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態で維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力]

監視可能であれば，常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

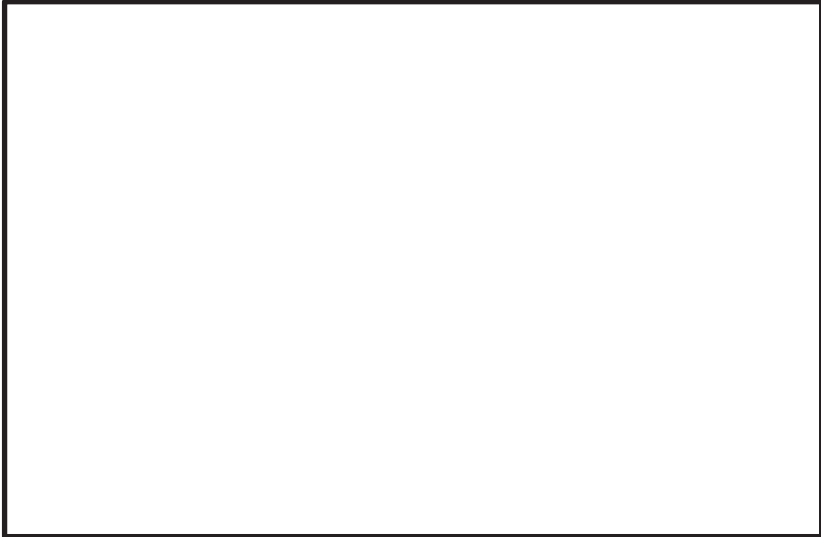
[誤差による影響について]

原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり，代替パラメータ (ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力) による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊装置，ベント管を介してそれぞれ均圧されることから，原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差 (ドライウエル圧力の誤差：±0.006MPa，圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。

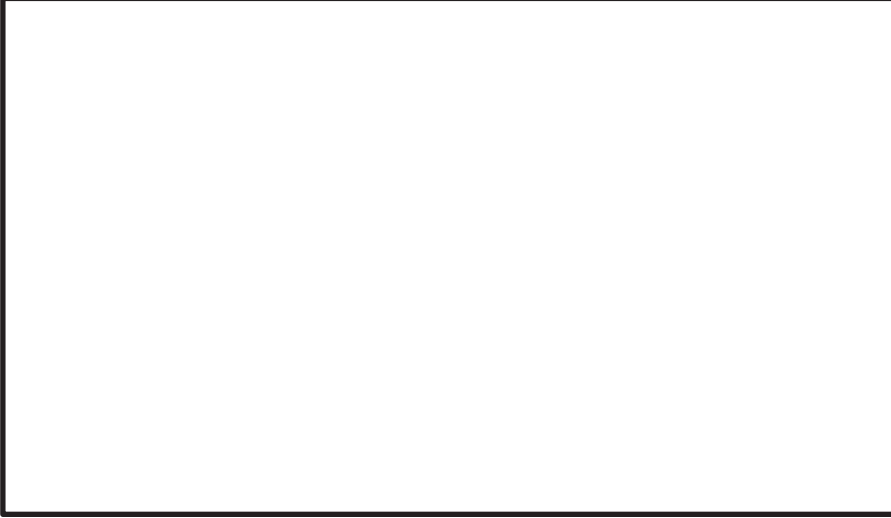
<p>推定の評価</p>	<p>代替パラメータ（ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度）による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、ドライウエル圧力：約0.427MPa[gage]（飽和温度：約154℃）に対してドライウエル温度の誤差：約±2.7℃から圧力に換算した場合は、0.427±0.04MPa[gage]程度）。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は、窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

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

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	圧力抑制室水位	0～5m (O. P. -3900～ 1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—
	ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—
代替 パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～120m ³ /h	—
	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	①高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h
	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱 除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量） (圧力抑制室水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱 除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流 量） (圧力抑制室水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～110m ³ /h	—
	①原子炉格納容器代替スプレー流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	①原子炉格納容器下部注水流量 (原子炉格納容器下部水位，ドライウエ ル水位の代替)	0～110m ³ /h	—
	①原子炉格納容器代替スプレー流量 (原子炉格納容器下部水位，ドライウエ ル水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	①代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器下部水位，ドライウエ ル水位の代替)	0～200m ³ /h	—
	②復水貯蔵タンク水位 (圧力抑制室水位の代替)	0～3,200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3,173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は，サブプレッションチェンバからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（ペDESTAL部及びドライウエル下部）への注水量の確認である。	

<p>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである圧力抑制室水位，原子炉格納容器下部水位，ドライウェル水位の計測が困難になった場合，代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>①外部水源による注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレイ流量）</p> <p>圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合には，図 58-8-13 を用いて直前まで判明していた圧力抑制室水位に相当するプール水体積に外部水源を用いた注水量（高圧代替注水系ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレイ流量）を加算し圧力抑制室水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲の目安：通常水位～5m</p> <div style="text-align: center; margin: 10px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-13 圧力抑制室水位とプール水の体積の関係</p> <p>①原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレイ流量，代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の監視が不可能となった場合には，原子炉格納容器下部注水流量及び原子炉格納容器代替スプレイ流量から注水量を算出し，図 58-8-14 を用いて水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：0m～約 4.1m</p>
-------------	--

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定方法</p>	<div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-14 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から圧力抑制室水位を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況を原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>①外部水源による注水量（高圧代替注水系ポンプ出口流量，原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量），残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量），直流駆動低圧注水ポンプ出口流量，原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレー流量） 外部水源による注水流量を用いた推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレー流量，代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレー流量，代替循環冷却ポンプ出口流量による推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 上記の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量がすべてサブプレッションチェンバへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブプレッションチェンバからのベント操作可否判断（通常運転水位+約 2m を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチェンバからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量を把握することであり、代替パラメータ（外部水源による注水流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

<p>推定の評価</p>	<p>計器誤差（高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h，原子炉隔離時冷却系の誤差：±2.4m³/h，高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h，残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h，直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h，原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h，原子炉格納容器代替スプレー流量の誤差：±1.6m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>（サプレッションチェンバ底部から3.55m（通常水位）において，外部水源による注水量の誤差から，1時間運転時の圧力抑制室水位に換算した場合の誤差は約±0.04mである。）</p> <p>代替パラメータによる推定（原子炉格納容器下部注水流量，原子炉格納容器代替スプレー流量，代替循環冷却ポンプ出口流量）による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差（原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h，原子炉格納容器代替スプレー流量の誤差：±1.6m³/h，代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>（原子炉格納容器下部注水流量の誤差：約1.8m³/hから，原子炉格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約7.6cm/hであり，有効性評価における50m³/h，1.8時間で水張りを想定すると誤差：約±0.14m。）</p> <p>代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³）</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---


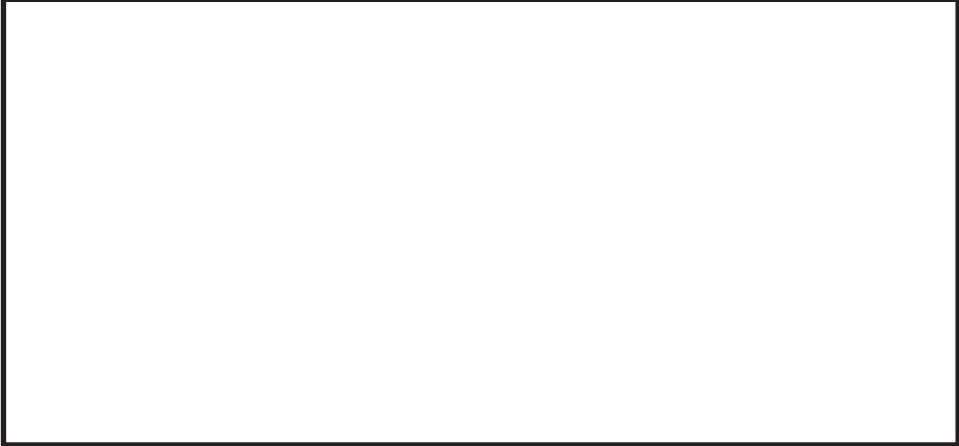
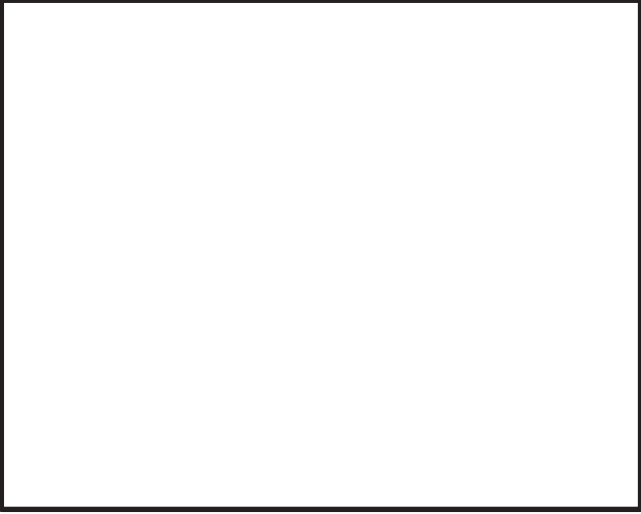
(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水素濃度）

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内水素濃度 (D/W)	0～100vol%	0～1.9vol%
	格納容器内水素濃度 (S/C)	0～100vol%	0～1.9vol%
	格納容器内雰囲気水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	0～1.9vol%
代替 パラメータ	①格納容器内水素濃度 (S/C) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)	0～100vol%	0～1.9vol%
	①格納容器内水素濃度 (D/W) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)	0～100vol%	0～1.9vol%
	①格納容器内雰囲気水素濃度 (格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) の代替)	0～30vol% 0～100vol%	0～1.9vol%
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度 (D/W) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度 (S/C) の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>格納容器内水素濃度 (S/C) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。</p> <p>格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度 (D/W) 又は格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p>		
推定の評価	<p>①格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) 及び格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) 又は格納容器内雰囲気水素濃度による推定は、直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、それぞれ異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C), 格納容器内雰囲気水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度 (D/W) の誤差：±2.0vol%, 格納容器内水素濃度 (S/C) の誤差：±2.0vol%, 格納容器内雰囲気水素濃度の誤差：±0.6vol% (0～30vol%), ±2.0vol% (0～100vol%)) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

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

*有効監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満
代替 パラメータ	① [エリア放射線モニタ] *	$10^{-4} \sim 1 \text{mSv/h}$ (ch. 9) $10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$ (ch. 23)	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 及び格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① [エリア放射線モニタ]</p> <p>原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。</p> <p>燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を線源として、配管近傍は放射線量率が上昇することが予想される。</p> <p>[評価条件]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内への希ガス放出量は燃料内希ガスの 100%、50%、5% とし、線源は希ガスのみを考慮する。 燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを線源とする。 原子炉格納容器内線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。 <p>図 58-8-15 及び図 58-8-16 は、エリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-17 に示す。</p>		

<p>推定方法</p>	
	<p>図 58-8-15 エリア放射線モニタ ch. 9 の位置と放射線量率評価値</p> 
	<p>図 58-8-16 エリア放射線モニタ ch. 23 の位置と放射線量率評価値</p>  <p>図 58-8-17 原子炉格納容器内 (D/W) 放射線量率推定値</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

推定の評価	<p>① [エリア放射線モニタ]</p> <p>推定による評価条件が限定されるものの、原子炉格納容器内の放射線量率は、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) の他チャンネルにより推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

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

*有効監視パラメータ

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

<p>推定の評価</p>	<p>①起動領域モニタ，平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>②〔制御棒位置指示系〕 制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>〔誤差による影響について〕 未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域モニタ，平均出力領域モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差（起動領域モニタの誤差：中性子源領域± 0.14 デカード ($7.25 \times 10^{-2} \sim 1.38 \times 10^6$ cps)，中間領域$\pm 1.4\%$ (奇数レンジ) $\pm 4.4\%$ (偶数レンジ)，平均出力領域モニタの誤差：$\pm 2.5\%$) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（制御棒位置指示系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系		
	サブプレッションプール水温度	0～200℃	最大値： 97℃
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—
	原子炉格納容器フィルタベント系		
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）	-0.1～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）	-0.1～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置水位（広帯域）		—
	フィルタ装置水温度	0～200℃	—
	フィルタ装置出口水素濃度	0～30vol% 0～100vol%	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² ～10 ⁶ mSv/h	—
	耐圧強化ベント系		
	ドライウェル温度	0～300℃	最大値： 146℃
	圧力抑制室内空気温度	0～300℃	最大値： 97℃
	ドライウェル圧力	0～1MPa [abs]	最大値： 330kPa [gage]
	圧力抑制室圧力	0～1MPa [abs]	最大値： 210kPa [gage]
	残留熱除去系		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *	0～300℃	—
[残留熱除去系熱交換器出口温度] *	0～300℃	—	
代替 パラメータ	代替循環冷却系		
	①圧力抑制室内空気温度(圧力抑制室圧力の代替) (サブプレッションプール水温度の代替)	0～300℃	最大値： 97℃
	①原子炉水位（広帯域）(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度 ～レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	①原子炉水位（燃料域）(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度 ～レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}
	①原子炉格納容器下部水位(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—
	①サブプレッションプール水温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (サブプレッションプール水冷却)	0～200℃	最大値： 97℃
	①圧力抑制室内空気温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (サブプレッションプール水冷却)	0～300℃	最大値： 97℃
	①ドライウェル水位(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—

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 パラメータ。	②原子炉圧力容器温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~500℃	最大値： 297℃	
	②ドライウェル温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~300℃	最大値： 146℃	
	②ドライウェル圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	②圧力抑制室圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
	原子炉格納容器フィルタベント系			
	①ドライウェル圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域), フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	①圧力抑制室圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域), フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
	①格納容器内水素濃度(D/W)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~1.9%vol	
	①格納容器内水素濃度(S/C)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~1.9%vol	
	耐圧強化ベント系			
	①ドライウェル圧力(ドライウェル温度, 圧力抑制室圧力の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	①ドライウェル温度(ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	最大値： 146℃	
	①圧力抑制室内空気温度(圧力抑制室圧力の代替)	0~300℃	最大値： 97℃	
	①サブプレッションプール水温度(圧力抑制室内空気温度の代替)	0~200℃	最大値： 97℃	
	②圧力抑制室圧力(ドライウェル温度, 圧力抑制室内空気温度, ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
	③ [ドライウェル圧力] *	0~600kPa[gage]	最大値： 330kPa[gage]	
	③ [圧力抑制室圧力] *	0~600kPa[gage]	最大値： 210kPa[gage]	
	残留熱除去系			
	①原子炉圧力容器温度([残留熱除去系熱交換器入口温度] *の代替)	0~500℃	最大値： 297℃	
	①サブプレッションプール水温度([残留熱除去系熱交換器入口温度] *の代替)	0~200℃	最大値： 97℃	
	①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量([残留熱除去系熱交換器出口温度] *の代替)	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	
	①原子炉補機冷却水系系統流量([残留熱除去系熱交換器出口温度] *の代替)	0~4,000m ³ /h	0~2,800m ³ /h	
	①残留熱除去系ポンプ出口圧力(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]	
	* 1: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。			
	計測目的	重大事故等時において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。		

推定方法	<p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッションプール水温度</p> <p>① 圧力抑制室内空気温度</p> <p>サプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サプレッションチェンバ内の空気温度と水温が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。</p> <p>(2) 代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉圧力容器への注水）</p> <p>① 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）</p> <p>原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する（詳細は、(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）参照）。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水）</p> <p>① 原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位</p> <p>原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。（詳細は、(e) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器への注水量）参照）。</p> <p>② ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>(4) 代替循環冷却ポンプ出口流量（サプレッションプール水冷却）</p> <p>① サプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度</p> <p>サプレッションプール水の冷却時において代替循環ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) フィルタ装置入口圧力（広帯域）</p> <p>① ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力</p> <p>フィルタ装置入口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。</p> <p>(2) フィルタ装置出口圧力（広帯域）</p> <p>① ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力</p> <p>フィルタ装置出口圧力（広帯域）の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。</p> <p>(3) フィルタ装置出口水素濃度</p> <p>① 格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C)</p> <p>フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p>
------	--

<p>推定方法</p>	<p>3. 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) ドライウェル温度, 圧力抑制室内空気温度 「(g)主要パラメータの代替パラメータ(他チャンネルを除く)による推定方法について(原子炉格納容器内の温度)」と同様。</p> <p>(2) ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 「(f)主要パラメータの代替パラメータ(他チャンネルを除く)による推定方法について(原子炉格納容器内の圧力)」と同様。</p> <p>4. 残留熱除去系</p> <p>(1) [残留熱除去系熱交換器入口温度]</p> <p>①原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) [残留熱除去系熱交換器出口温度]</p> <p>①原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため, これを利用して最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて, 残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。</p> <div data-bbox="501 1043 1286 1648" style="border: 1px solid black; height: 270px; margin: 10px 0;"> </div> <p style="text-align: center;">図 58-8-18 残留熱除去系ポンプによる注水特性</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッションプール水温度</p> <p>①圧力抑制室内空気温度 サプレッションチェンバ内の温度を同等の仕様の温度計で計測することにより, サプレッションプール水温度を推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (圧力抑制室内空気温度の誤差: $\pm 3.1^{\circ}\text{C}$)。</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

推定の評価	<p>(2) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水)</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位による推定方法は, 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用し炉心冷却状態を把握する上で適用でき, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉水位 (広帯域) の誤差: $\pm 46\text{mm}$, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: $\pm 44\text{mm}$)。</p> <p>②原子炉圧力容器温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である (原子炉圧力容器温度の誤差: $\pm 5.3^{\circ}\text{C}$)。</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水)</p> <p>①原子炉格納容器下部水位, ドライウェル水位 原子炉格納容器下部水位, ドライウェル水位による原子炉格納容器下部への蓄水状況を確認することにより, 代替循環冷却系による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することが可能である。(原子炉格納容器下部水位の誤差: $0\sim\pm 100\text{mm}$, ドライウェル水位の誤差: $0\sim\pm 100\text{mm}$)</p> <p>②ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力の低下傾向を確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウェル温度の誤差: $\pm 2.7^{\circ}\text{C}$, 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: $\pm 0.006\text{MPa}$)</p> <p>(4) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (サブプレッションプール水冷却)</p> <p>①サブプレッションプール水温度, 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度, 圧力抑制室内空気温度の低下傾向を確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サブプレッションプール水温度の誤差: $\pm 1.2^{\circ}\text{C}$, 圧力抑制室内空気温度の誤差: $\pm 3.1^{\circ}\text{C}$)</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系</p> <p>(1) フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</p> <p>①ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実施を確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(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: $\pm 0.006\text{MPa}$)</p> <p>(2) フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</p> <p>①ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実施を確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(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: $\pm 0.006\text{MPa}$)</p> <p>(3) フィルタ装置出口水素濃度</p> <p>①格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/W), 格納容器内水素濃度 (S/C)による推定は, それぞれ異なる計測原理で計測することから推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度 (D/W) の誤差: $\pm 2.0\text{vol}\%$, 格納容器内水素濃度 (S/C) の誤差: $\pm 2.0\text{vol}\%$)</p>
-------	---

推定の評価	<p>3. 耐圧強化ベント系</p> <p>(1) ドライウェル温度, 圧力抑制室内空気温度 「(g)主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の温度)」と同様。</p> <p>(2) ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 「(f)主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の圧力)」と同様。</p> <p>4. 残留熱除去系による冷却</p> <p>(1) [残留熱除去系熱交換器入口温度]</p> <p>①原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: $\pm 5.3^{\circ}\text{C}$, サプレッションプール水温度の誤差: $\pm 1.2^{\circ}\text{C}$)</p> <p>(2) [残留熱除去系熱交換器出口温度]</p> <p>①原子炉補機冷却水系系統流量, 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉補機冷却水系系統流量の誤差: $\pm 6\text{m}^3/\text{h}$, 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の誤差: $\pm 24\text{m}^3/\text{h}$)</p> <p>(3) 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力による推定方法は, 残留熱除去系ポンプの注水特性から残留熱除去系ポンプ出口流量を推定し, 原子炉圧力容器温度, サプレッションプール水温度の低下傾向を併せて確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(図 58-8-18「残留熱除去系ポンプによる注水特性」より, 例えば, 流量 $1,100\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差: $\pm 0.02\text{MPa}$ から流量に換算した場合は $1,100 \pm 30\text{m}^3/\text{h}$ 程度である。)</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり, 代替パラメータによる推定は, 除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器

項目	格納容器バイパスの監視			
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	
主要 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態			
	原子炉水位（広帯域）	-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}	
	原子炉水位（燃料域）	-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}	
	原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	
	原子炉格納容器内の状態			
	ドライウエル温度	0～300℃	最大値： 146℃	
	ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
	原子炉建屋内の状態			
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～12MPa[gage]	最大値： 10.8MPa[gage]	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0～5MPa[gage]	最大値： 4.41MPa[gage]	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0～4MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]	
	代替 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
		①原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力の代替)	0～500℃	最大値： 297℃
①原子炉水位（広帯域） (原子炉圧力の代替)		-3,800～1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}	
①原子炉水位（燃料域） (原子炉圧力の代替)		-3,800～1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}	
原子炉格納容器内の状態				
①圧力抑制室圧力 (ドライウエル圧力の代替)		0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]	
①ドライウエル圧力 (ドライウエル温度の代替)		0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]	
②ドライウエル温度 (ドライウエル圧力の代替)		0～300℃	最大値： 146℃	
③ [ドライウエル圧力] *		0～600kPa[gage]	最大値： 330kPa[gage]	
原子炉建屋内の状態				
①原子炉圧力		0～10MPa[gage]	最大値： 約8.11MPa[gage]	
② [エリア放射線モニタ] *		10 ⁻⁴ ～1mSv/h	—	

*1：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。

*2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。

計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</p>
推定方法	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉圧力容器温度、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 飽和温度／圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウェル圧力 ドライウェル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-11 よりドライウェル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100～185℃</p> <p>①圧力抑制室圧力 ドライウェルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウェル圧力の計測が困難な場合、圧力抑制室圧力により推定する。</p> <p>②ドライウェル温度 原子炉格納容器が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して図 58-8-12 よりドライウェル圧力の推定を行う 推定可能範囲：0～1.55MPa[abs]</p> <p>③ [ドライウェル圧力] 常用計器でドライウェル圧力を計測することにより推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力により推定する。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
推定の評価	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉圧力容器温度、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して推定することで原子炉圧力の傾向を把握でき、計器誤差（原子炉圧力容器温度の誤差：±5.3℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等の対策を実施することが可能である。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウェル圧力 ドライウェル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。（ドライウェル圧力の誤差：±0.006MPa）</p> <p>①圧力抑制室圧力 原子炉格納容器内の圧力抑制室側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。（圧力抑制室圧力の誤差：±0.006MPa）</p>

<p>推定の評価</p>	<p>②ドライウエル温度 ドライウエル温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。（例えば、ドライウエル圧力：約0.427MPa[gage]（飽和温度：約154℃）に対してドライウエル温度の誤差：約±2.7℃から圧力に換算した場合は、0.427±0.04MPa[gage]程度）。</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 監視可能であれば常用計器でドライウエル圧力を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力 格納容器バイパスが発生した場合（発生場所の隔離まで）は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である。（原子炉圧力の誤差：±0.07MPa）</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示上昇傾向を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(n) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（水源の確保）

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	復水貯蔵タンク水位	0～3, 200m ³ (O. P. 9586～ 19772mm)	0～3, 173m ³ (O. P. 9586～ 19686mm)
	圧力抑制室水位	0～5m (O. P. -3900～ 1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)
代替 パラメータ	① 高压代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～120m ³ /h	—
	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h
	① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～220m ³ /h	—
	① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～100m ³ /h	—
	① 原子炉格納容器下部注水流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～110m ³ /h	—
	① 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～1,500m ³ /h	(高压側) 0～318m ³ /h (低压側) 0～1,050m ³ /h
	① 代替循環冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～200m ³ /h	—
	① 低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h
	① 残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h
	② 高压代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～15MPa[gage]	—
	② 原子炉隔離冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～15MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]
	② 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～12MPa[gage]	最大値： 10.8MPa[gage]
	② 復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～1.5MPa[gage]	—
	② 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0～1.5MPa[gage]	—
	② 代替循環冷却ポンプ出口圧力	0～4MPa[gage]	—
	② 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0～5MPa[gage]	最大値： 4.41MPa[gage]
	② 残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0～4MPa[gage]	最大値： 3.73MPa[gage]
	③ 原子炉水位(広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800～ 1,500mm ^{*1}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*1}
	③ 原子炉水位(燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800～ 1,300mm ^{*2}	有効燃料棒底部程度～ レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*2}

	<p>* 1：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより 1,313cm 上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。</p> <p>* 2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより 900cm 上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。</p>
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</p>
推定方法	<p>復水貯蔵タンク又はサプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量, 出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力抑制室水位を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンク淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲：0～3,200m³</p> <p>①サプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプの流量から低圧炉心スプレイ形ポンプ及び残留熱除去形ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。</p> <p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。</p> <p>②サプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 サプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力及び残留熱除去系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。</p> <p>③原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p>
推定の評価	<p>①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①サプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源である圧力抑制室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である圧力抑制室水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p>

推定の評価	<p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンク水位の確保を確認することであり、高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、復水移送ポンプ、直流駆動低圧注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ運転時における水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の確保を確認することであり、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンクの水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>〔誤差による影響について〕 水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量及び出口圧力、サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量及び出口圧力）による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン流量）の誤差：±3.6m³/h、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差：±24m³/h、高圧代替注水系ポンプ出口圧力の誤差：±0.1MPa、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の誤差：±0.1MPa、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差：±0.08MPa、復水移送ポンプ出口圧力の誤差：±0.01MPa、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力の誤差：±0.01MPa、代替循環冷却ポンプ出口圧力の誤差：±0.02MPa、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差：±0.03MPa、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差：±0.02MPa、原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

(o) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉建屋内の水素濃度）

項目	原子炉建屋内水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋内水素濃度	0～10vol%	—
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0～500℃	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により推定する。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置動作監視装置（静的触媒式水素再結合装置入口/出口の差温度から水素濃度を推定）により推定する。</p> <p>推定可能範囲：0～約 4vol%</p> <div style="text-align: center;"> </div> <p>Fig. 13. PAR gas ΔT as a function of hydrogen concentration.</p>		
推定の評価	<p>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを計測することにより静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合装置動作監視装置）による静的触媒式水素再結合装置の動作有無並びに入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度計の誤差：約±5.5℃から差温度として最大 11.0℃程度の誤差。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

図 58-8-19 静的触媒式水素再結合装置の入口／出口の差温度と水素濃度の関係

【出展】

Nuclear Technology Vol.129 Mar. 2000
 TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTSEY FACILITY
 THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories

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

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度																				
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																		
主要パラメータ	格納容器内雰囲気酸素濃度	0～30vol%	約 4.3vol%																		
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満																		
	①格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h 未満																		
	①ドライウエル圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 330kPa[gage]																		
	①圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs]	最大値： 210kPa[gage]																		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。																				
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内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、評価結果（解析結果）により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の原子炉格納容器内の圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素ガスが燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)，格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)</p> <p>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 $G(\text{H}_2)=0.4$，$G(\text{O}_2)=0.2$，非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$，$G(\text{O}_2)=0.125$) を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。</p> <p>推定可能範囲：0～約 5vol%</p>																				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>初期酸素濃度</th> <th>4.3vol%到達時間</th> <th>5.0vol%到達時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2.5%</td> <td>約62.1(h)</td> <td>約101.2(h)</td> </tr> <tr> <td>2.0%</td> <td>約82.0(h)</td> <td>約124.1(h)</td> </tr> <tr> <td>1.5%</td> <td>約102.9(h)</td> <td>約148.4(h)</td> </tr> <tr> <td>1.0%</td> <td>約125.4(h)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>0.5%</td> <td>約149.1(h)</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※小数点以下2桁目を四捨五入</p>			初期酸素濃度	4.3vol%到達時間	5.0vol%到達時間	2.5%	約62.1(h)	約101.2(h)	2.0%	約82.0(h)	約124.1(h)	1.5%	約102.9(h)	約148.4(h)	1.0%	約125.4(h)	-	0.5%	約149.1(h)	-
初期酸素濃度	4.3vol%到達時間	5.0vol%到達時間																			
2.5%	約62.1(h)	約101.2(h)																			
2.0%	約82.0(h)	約124.1(h)																			
1.5%	約102.9(h)	約148.4(h)																			
1.0%	約125.4(h)	-																			
0.5%	約149.1(h)	-																			
	<p>図 58-8-20 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）</p>																				

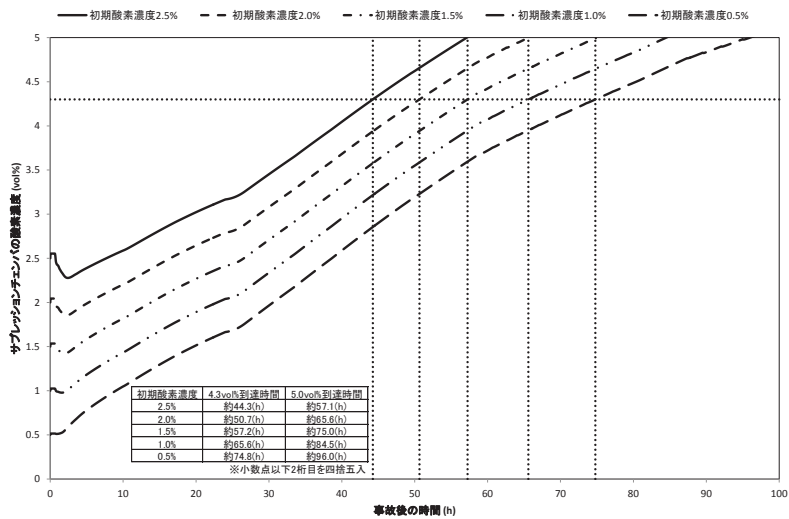


図 58-8-21 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度（サブプレッションチェンバ）
（原子炉格納容器内への窒素供給なし）

推定方法

①ドライウェル圧力，圧力抑制室圧力

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。

ドライウェル圧力又は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，ドライウェ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 58-8-22 に示す。有効性評価の結果では，格納容器圧力が正圧に保たれる結果となっており，原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。

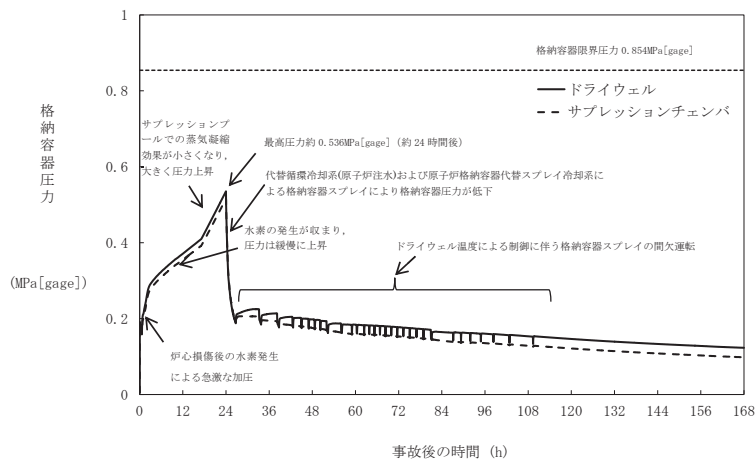


図 58-8-22 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移

<p>推定の評価</p>	<p>①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)</p> <p>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。</p> <p>①ドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力</p> <p>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。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>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), ドライウエル圧力, 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 ($5.2 \times 10^{-3} \sim 1.9 \times 10^5 \text{Sv/h}$), ドライウエル圧力の誤差: $\pm 0.006 \text{MPa}$, 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。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

(q) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（使用済燃料プールの監視）

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）	-4, 240～7, 010mm ^{*1}	—
		0～150℃	—
	使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）	-4, 300～7, 300mm ^{*1}	O. P. 32895mm
		0～120℃	最大値： 65℃
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） （使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量），使用済燃料プール監視カメラの代替）	-4, 300～7, 300mm ^{*1}	O. P. 32895mm
	①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式） （使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量），使用済燃料プール監視カメラの代替）	0～120℃	最大値： 65℃
		-4, 240～7, 010mm ^{*1}	—
	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量） （使用済燃料プール監視カメラの代替）	0～150℃	—
		10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—
	②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量） （使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の代替）	10 ¹ ～10 ⁸ mSv/h 10 ⁻² ～10 ⁵ mSv/h	—
②使用済燃料プール監視カメラ （使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の代替）	—	—	
*1：計測範囲の零は，使用済燃料貯蔵ラック上端（O. P. 25920mm）のところとする。			
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラについて，下記のとおり推定する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</p>		

<p>推定方法</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）</p> <p>①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。</p> <p>推定可能範囲：有効燃料棒下端近傍～有効燃料棒頂部＋7.3m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により水位／放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水位が確保されていることを推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）</p> <p>①使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。</p> <p>推定可能範囲：有効燃料棒下端近傍～有効燃料棒頂部＋約7m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により水位／放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水位が確保されていることを推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）</p> <p>①使用済燃料プール放射線モニタ（高線量，低線量）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）により水位／放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水遮へいが確保されていることを推定する。</p> <p>推定可能範囲：$5.4 \times 10^{-2} \sim 10^7 \text{mSv/h}$</p> <p>②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>①使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）により使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>推定可能範囲：各計測設備の計測範囲</p>
-------------	---

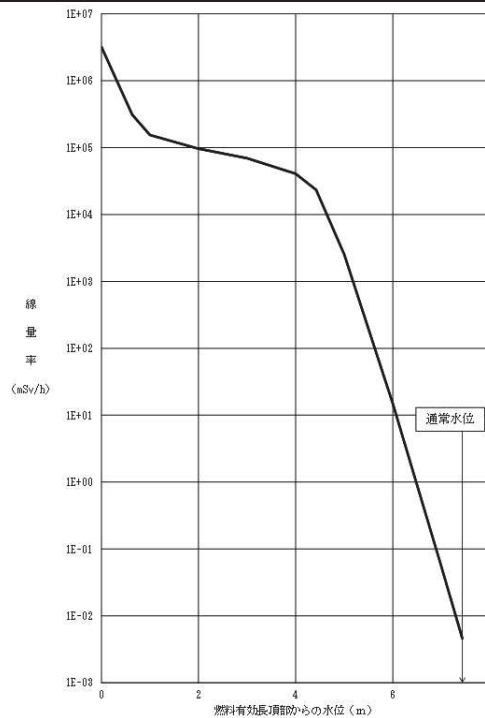


図 58-8-23 水位と放射線量率の関係

推定の評価

使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)

①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)

使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) による推定方法は、使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量), 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、水位/放射線量の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料プールの状態を監視できることから、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)

①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)

使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) による推定方法は、使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量), 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、水位/放射線量の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料プールの監視ができることから、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)

①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)

使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) による推定方法は、水位/放射線量の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

②使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。

<p>推定の評価</p>	<p>使用済燃料プール監視カメラ ①使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量） 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>[誤差による影響について] 使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ（使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）、使用済燃料プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮へい状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差（使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の誤差：±1.5℃，使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）の誤差：±245mm（水位） ±3.4℃（温度），使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量）の誤差：±0.29 デカード(5.2～1.9×10⁸mSv/h)，使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量）の誤差：±0.29 デカード(5.2×10⁻³～1.9×10⁵mSv/h)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について(1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ⁹⁾
原子炉圧力容器温度	熱電対	0~500℃	5	原子炉格納容器内	±5.3℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.07MPa
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.06MPa
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa[gage]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.07MPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	-3,800~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±44mm
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~120m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±1.9m ³ /h
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~150m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.4m ³ /h
高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)	差圧式流量検出器	0~220m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±3.6m ³ /h
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	差圧式流量検出器	0~220m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±3.6m ³ /h
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~100m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±1.6m ³ /h
代替循環冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±3.3m ³ /h
低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
残留熱除去系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	3	原子炉建屋 (A及びB) 原子炉建屋 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
原子炉格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	0~110m ³ /h	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±1.8m ³ /h
原子炉格納容器代替スプレー流量	差圧式流量検出器	0~100m ³ /h	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±1.6m ³ /h
ドライウェル温度	熱電対	0~300℃	11	原子炉格納容器内	±2.7℃
圧力抑制室内空気温度	熱電対	0~300℃	4	原子炉格納容器内	±3.1℃
サプレッションプール水温度	測温抵抗体	0~200℃	16	原子炉格納容器内	±1.2℃
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.006MPa
圧力抑制室圧力	弾性圧力検出器	0~1MPa[abs]	1	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.006MPa
圧力抑制室水位	差圧式水位検出器	0~5m (O.P. -3900~1100mm)	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.03m
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*3} (O.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	原子炉格納容器内	0~+100mm
ドライウェル水位	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*4} (O.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	原子炉格納容器内	0~+100mm
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	±2.0vol%
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	±2.0vol%
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 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.6vol%
		0~100vol%	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.0vol%
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~1.9×10 ⁵ Sv/h)
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	2	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~1.9×10 ⁵ Sv/h)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について(2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ⁹⁾
起動領域モニタ	核分裂電離箱	中性子源領域 10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ³ ~1×10 ⁹ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹³ nv)	8	原子炉格納容器内	中性子源領域 ±0.14デカード (7.25×10 ⁻² ~ 1.38×10 ⁶ cps) 中間領域 ±1.4% (奇数レ ンジ) ±4.4% (偶数 レンジ)
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% (1.2×10 ¹² ~2.8× 10 ¹⁴ nv)	6 ^{*8}	原子炉格納容器内	±2.5%
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.008MPa
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.007MPa
フィルタ装置水位(広帯域)	差圧式水位検出器	[]	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±24mm
フィルタ装置水温度	熱電対	0~200℃	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.2℃
フィルタ装置出口水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.6vol%
		0~100vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±2.0vol%
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h)
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器	0~4,000m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±66m ³ /h
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	差圧式流量検出器	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±24m ³ /h
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~12MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.08MPa
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.03MPa
残留熱除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	3	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.02MPa
復水貯蔵タンク水位	差圧式水位検出器	0~3,200m ³ (O. P. 9586~ 19772mm)	1	屋外 (CST連絡トレンチ/バルブ室)	±21m ³
高圧代替注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.1MPa
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.1MPa
復水移送ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.01MPa
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	差圧式流量検出器	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.01MPa
代替循環冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	±0.02MPa
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.25vol%
	熱伝導率式水素検出器	0~10vol%	4	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.5vol%
静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	熱電対	0~500℃	8 ^{*5}	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±5.5℃
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 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.6vol%
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	熱電対	-4,240~7,010mm ^{*6} (O. P. 21680~ 32930mm)	1 ^{*7}	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	—
		0~150℃			±1.5℃

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

(参考) 表 58-8-1 計装設備の計器誤差について(3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*9}
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300~7,300mm ^{*6} (O.P. 21620~ 33220mm)	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±245mm
	測温抵抗体	0~120℃	2		±3.4℃
使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ (高線量, 低線量)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	±0.29デカード (5.2~ 1.9×10 ⁸ mSv/h)
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	1		±0.29デカード (5.2×10 ⁻³ ~ 1.9×10 ⁵ mSv/h)
使用済燃料プール監視 カメラ	可視光カメラ	— (映像)	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	— (映像)

* 1: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。

* 2: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。

* 3: 計測範囲の零は, 原子炉格納容器下部 (ベデスタル底部) [] のところとする。

* 4: 計測範囲の零は, ドライウエル床面 [] のところとする。

* 5: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して, 入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。

* 6: 計測範囲の零は, 使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。

* 7: 検出点は21箇所。

* 8: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

* 9: 検出器~SPDS表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更となる可能性がある。)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-9

可搬型計測器について

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理(1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	-200~1,372℃ ^{*1}	5	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	0~10MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	0~10MPa [gauge]	0~10MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800~1,500mm ^{*2}	-3,800~1,500mm ^{*2}	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800~1,300mm ^{*3}	-3,800~1,300mm ^{*3}	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	0~120m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 (残留熱除去系)	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系A)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系洗淨ライン流量 (残留熱除去系B)	0~220m ³ /h	0~220m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	0~110m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	原子炉格納容器代替スプレイス流量	0~100m ³ /h	0~100m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	0~300℃	-200~400℃ ^{*1}	11	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制室内空気温度	0~300℃	-200~400℃ ^{*1}	4	1	熱電対	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	サブレンジンポンプル水温度	0~200℃	-200~850℃ ^{*1}	16		測温抵抗体	中央制御室	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	測定点が複数存在するが、代表して1点を測定する。
	圧力抑制室圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	0~5m (0. P. -3900~1100mm)	0~5m (0. P. -3900~1100mm)	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*4} (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*4} (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水位	ドライウエル水位	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*5} (0. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*5} (0. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理(2/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol%	-	2	~*10	水素吸蔵材料式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%	-	2	~*10	水素吸蔵材料式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内雰囲気水素濃度	0~30vol%	-	2	~*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	0~100vol%	-	2	~*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
未臨界の維持又は監視	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	10 ⁻² ~10 ⁵ Sv/h	-	2	~*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	起動領域モニタ	中性子源領域 10 ⁻¹ ~10 ⁶ cps (1×10 ³ ~1×10 ¹⁰ nv) 中間領域 0~40%又は 0~125% (1×10 ⁸ ~2×10 ¹² nv)	-	8	~*10	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	平均出力領域モニタ	0~125% ⁸⁶ (1.2×10 ¹² ~2.8×10 ¹⁴ nv)	-	6 ¹¹	~*10	核分裂電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa [gauge]	-0.1~1MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
格納容器バイパスの監視	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	-0.1~1MPa [gauge]	-0.1~1MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	-
	フィルタ装置水位(広帯域)			3	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置水温度	0~200℃	-200~400℃ ^{*1}	3	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	フィルタ装置出口水素濃度	0~30vol%	-	1	~*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	0~100vol%	-	1	~*10	熱伝導率式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
	原子炉補機冷却水系系統流量	10 ⁻² ~10 ³ m ³ /h	-	2	~*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	0~4,000m ³ /h	0~4,000m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~1,500m ³ /h	0~1,500m ³ /h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	0~12MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	0~5MPa [gauge]	0~5MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
水源の確保	復水貯蔵タンク水位	0~4MPa [gauge]	0~4MPa [gauge]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0~3,200m ³ (0.9586~19772mm)	0~3,200m ³	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	-
原子炉建屋内の水素濃度	高圧代替注水系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gauge]	0~15MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	0~15MPa [gauge]	0~15MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の酸素濃度	復水移送ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gauge]	0~1.5MPa [gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれか一つの系統を測定する。
	直流駆動底注水ポンプ出口圧力	0~1.5MPa [gauge]	0~1.5MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の酸素濃度	代替循環冷却水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	0~4MPa [gauge]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	-	7	~*10	触媒式水素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の酸素濃度	静的触媒式水素再結合装置監視装置	0~500℃	-200~1,000℃ ^{*1}	8 ⁸	1	熱電対	-	いずれか一つの系統を測定する。
	格納容器内雰囲気酸素濃度	0~30vol%	-	2	~*10	熱磁風式酸素検出器	-	可搬型計測器での測定対象外。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理(3/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	-4, 240~7, 010mm ^{*7} (O.P. 21680~32930mm)	-4, 240~7, 010mm ^{*7} (O.P. 21680~32930mm)	1 ^{*9}	1	熱電対	中央制御室	-
		0~150℃	0~150℃					
	使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)	-4, 300~7, 300mm ^{*7} (O.P. 21620~33220mm)	-4, 300~7, 300mm ^{*7} (O.P. 21620~33220mm)	1	-*10	ガイドバルブ式 水位検出器	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	0~120℃	2		測温抵抗体	中央制御室	
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量, 低線量)	使用済燃料プール監視カメラ	10 ¹ ~10 ⁵ mSv/h	-	1	-*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ² ~10 ⁶ mSv/h	-	1	-*10	電離箱	-	可搬型計測器での測定対象外。
		-	-	1	-*10	可視光カメラ	-	可搬型計測器での測定対象外。

配備台数：可搬型計測器を25個(計器故障を考慮した予備1個含む) 配備する。なお、待機時における故障及び保守点検用の予備として25個配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)

- * 1：測定可能範囲については、可搬型計測器のカタログ値を記載。
- * 2：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1.313cm上のごととする(ドライヤスカート底部付近)。
- * 3：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のごととする(有効燃料棒頂部付近)。
- * 4：計測範囲の零は、格納容器下部(ベデスタル底部) [] のところとする。
- * 5：計測範囲の零は、ドライウエル床面 [] のところとする。
- * 6：定格出力時の値に対する比率を示す。
- * 7：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端 (O.P. 25920mm) のところとする。
- * 8：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置
- * 9：検出点は21箇所。
- * 10：全交流動力電源喪失時には、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、核計測装置及び使用済燃料プール監視カメラに対して、常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により給電されるため監視可能である。
- * 11：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

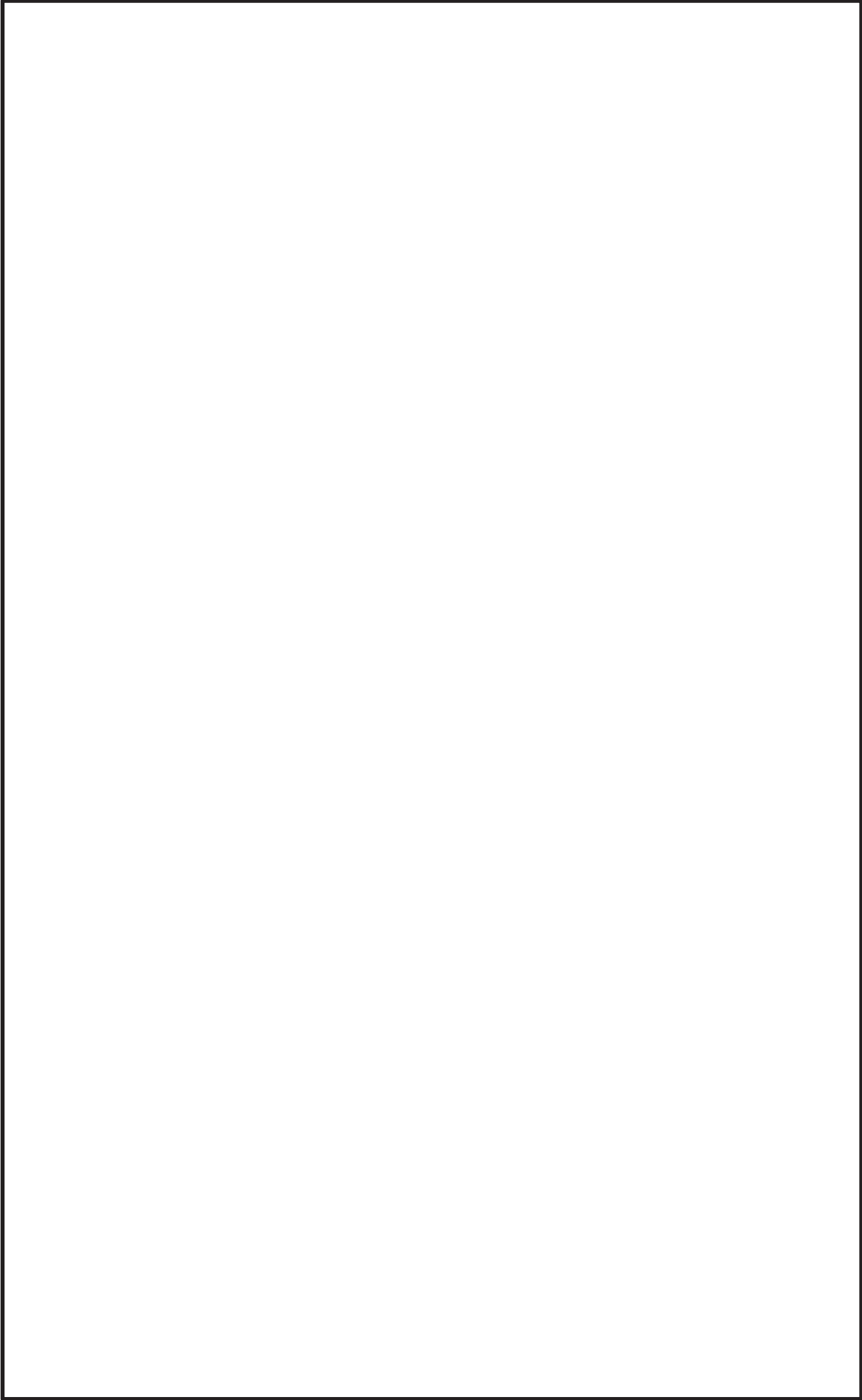


図 58-9-1 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (制御建屋)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

58-10

主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、耐環境性を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備については、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量に対して健全性を確認している。

なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期の計測機能を求められるものであるため、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。

表 58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件

	温度	圧力	放射線量
環境条件	200℃（最大）	0.854MPa[gage]（最大）	

表 58-10-2 耐環境試験の評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。
ドライウェル温度	熱電対		同上
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上
サプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器		同上

*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋内の原子炉棟外，その他の建屋内及び屋外
重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋内の原子炉棟外，その他建屋内及び屋外については，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。

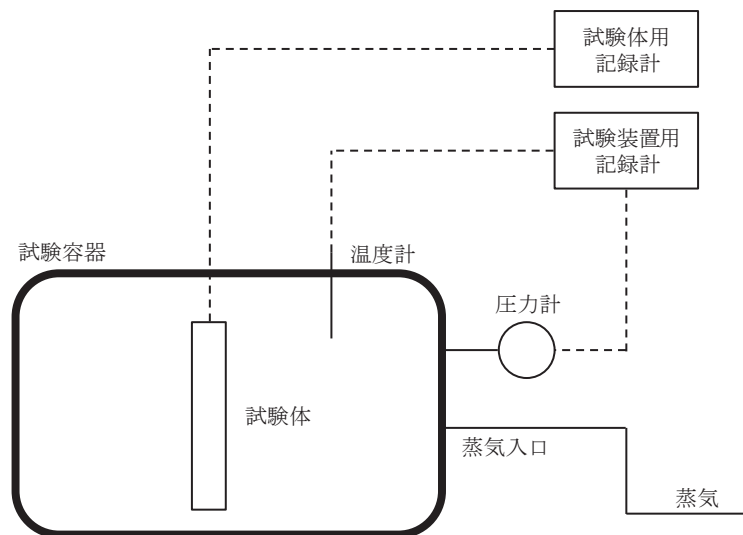
以 上

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度が 200℃、圧力が 0.854MPa [gage] 並びに放射線量が である。

2. 試験方法

原子炉格納容器内設置計器のうち、重大事故時に監視機能を期待される計器については、重大事故時環境試験を実施している。



試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。

図 58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果

重大事故時環境試験の結果、温度 200℃以上、圧力 0.854MPa[gage]以上、積算線量 [] 無機物で構成している検出器は除く) の重大事故時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。

表 58-10-3 耐環境性試験の評価結果 (原子炉格納容器内設置計器)

パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。
ドライウェル温度	熱電対		同上
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上
サプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上
格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器		同上

*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

58-11

パラメータの抽出について

1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にしたものを表 58-11-1 に示す。

2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価において必要なパラメータは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを表 58-11-1 に示す。

表 58-11-1 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則*1										有効性評価*2*3																										
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3	2.4	2.5	2.6	2.7	3.1	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4				
原子炉圧力容器温度																																					
原子炉圧力																																					
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力																																					
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力																																					
原子炉水位(広帯域)(燃料域)																																					
高圧代替注水系ポンプ出口流量																																					
残留熱除去系冷却ライン流量(残留熱除去系ヘッダスプレイレイン洗浄流量)																																					
残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)																																					
置換駆動圧注水ポンプ出口流量																																					
代替循環冷却ポンプ出口流量																																					
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量																																					
高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量																																					
低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量																																					
残留熱除去系ポンプ出口流量																																					
原子炉格納容器下部注水流量																																					
原子炉格納容器代替スプレイレイン流量																																					
ドライウェル温度																																					
圧力抑制室内空気温度																																					
サブレーションプール水温度																																					
ドライウェル圧力																																					
圧力抑制圧力																																					
圧力抑制率水位																																					
原子炉格納容器上部水位																																					
ドライウェル水位																																					
格納容器内水蒸気温度(D/W)																																					
格納容器内水蒸気湿度(S/C)																																					
格納容器内雰囲気気水蒸気濃度																																					
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)																																					
起動傾動モニタ																																					
平均出力傾動モニタ																																					
フィルタ装置入口圧力(広帯域)																																					
フィルタ装置出口圧力(広帯域)																																					
フィルタ装置水位(広帯域)																																					
フィルタ装置温度																																					
フィルタ装置出口放射線モニタ																																					
原子炉補機冷却水蒸気濃度																																					
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量																																					
高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力																																					
低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力																																					
残留熱除去系ポンプ出口圧力																																					
復水貯蔵タンク水位																																					
高圧代替注水系ポンプ出口圧力																																					
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力																																					
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力																																					
代替循環冷却ポンプ出口圧力																																					
原子炉建屋内水蒸気濃度																																					
静的触媒式水蒸気再結合装置動作監視装置																																					
格納容器内雰囲気気濃度																																					
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)																																					
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(ガイオパルス式)																																					
使用済燃料プール監視カメラ																																					

*1: 「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備

*2: 有効性評価の3.3及び3.5は3.2のシナリオに包絡。

*3: 有効性評価の3.4は3.1のシナリオに包絡。

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(1/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	<p>※1 低圧代替注水系(常設)運水移送ポンプ交代により、残留熱除去系(A)を駆動し注水</p>	<p>復水移送ポンプ</p> <p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>原子炉格納容器フィルタバント系</p> <p>耐圧強化バント系</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプ1)</p> <p>復水貯蔵タンク (水源)</p> <p>淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源)</p> <p>淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源)</p> <p>タンクローリー (給油)</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク</p> <p>原子炉スクラム機能</p> <p>補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>高圧炉心スプレイレイ系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイレイ冷却流路)</p> <p>残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイレイ冷却流路)</p> <p>スプレイレイ管 (原子炉格納容器代替スプレイレイ冷却流路)</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む)</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>原子炉水位 (広帯域) (燃料棒)</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p>	<p>47条 (ポンプ)</p> <p>46条 (操作対象弁)</p> <p>48条</p> <p>48条</p> <p>49条 (ポンプ)</p> <p>56条 (水源移送)</p> <p>47条 (水源)</p> <p>49条 (水源)</p> <p>56条 (ただし設備ではなく措置)</p> <p>49条 (水源)</p> <p>56条 (ただし設備ではなく措置)</p> <p>57条 (燃料補給)</p> <p>57条 (燃料源)</p> <p>DB (SA発生前に使用)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>49条 (流路)</p> <p>49条 (流路)</p> <p>49条 (注水先)</p> <p>48条 (排出元)</p> <p>49条 (注水先)</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認)</p> <p>ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認)</p> <p>ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(2/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.1	高圧・低圧注水機能喪失(つづき)		低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張(低圧注水機能喪失を確認)
			復水移送ポンプ出口圧力	58条(復水移送ポンプ起動確認)
			原子炉圧力	46条(原子炉の減圧) 58条(原子炉状態確認)
			残留熱除去系流清ライン流量(残留熱除去系へヘッドスプレイレイン洗滌流量)	47条(低圧時の原子炉冷却) 58条(代替注水確認)
			復水貯蔵タンク水位	47条(水原) 56条(水の供給設備) 58条(水源確認)
			ドライウエル圧力	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条(格納容器の冷却)
			圧力抑制室圧力	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条(格納容器の冷却) 58条(格納容器状態確認)
			原子炉格納容器代替スプレイレイ流量	49条(格納容器の冷却) 58条(代替スプレイレイ確認)
			圧力抑制室水位	58条(格納容器状態確認)
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	58条(炉心損傷有無確認)
			格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	58条(炉心損傷有無確認)
			フィルタ装置水位(広帯域)	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条(格納容器状態確認)
			フィルタ装置入口圧力(広帯域)	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条(格納容器状態確認)
			フィルタ装置出口圧力(広帯域)	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条(格納容器状態確認)
			フィルタ装置出口放射線モニタ	48条(最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条(格納容器状態確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(3/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失		残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) 残留熱除去系ポンプ (サブプレッションポンプ) 水冷却モード) 残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード) 低圧炉心スプレイス系ポンプ 主蒸気逃がし安全弁 サプレッションチェンバ (水源) 非常用ディーゼル発電機 (電源) 圧油タンク 原子炉スクラム機能 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (低圧注水水路) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉停止時冷却水路) 原子炉再循環系配管・ジェットポンプ (原子炉停止時冷却水路) 残留熱除去系熱交換器 低圧炉心スプレイス系配管・弁・ストレーナ・スパーージャ (低圧注水水路) 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (サブプレッションポンプ) 水冷却水路) 残留熱除去系熱交換器 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) 配管・弁・海水系ストレーナ・サージタンク (原子炉補機冷却水路) 原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水系熱交換器 代替自動減圧機能 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 (広帯域), (燃料域)	47条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 49条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 47条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 47条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 46条 (代替自動減圧機能) DB (解祈上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類 57条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) DB (解祈上使用を仮定するDB設備の燃料源) ただし一部は他シナリオでSA (燃料源) と分類 DB (SA発生前に使用) 47条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (水路) と分類 47条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (水路) と分類 47条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 49条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (水路) と分類 49条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水路) と分類 DB (解祈上使用を仮定するDB設備の注水先) ただし他シナリオでSA (注水先) と分類 DB (解祈上使用を仮定するDB設備の注水先) ただし他シナリオでSA (排出元, 注水先) と分類 48条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 48条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 48条設計基準拡張 (解祈上使用を仮定) 46条 (回路) DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 58条 (原子炉炉状態確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(4/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.2	高圧注水・減圧機能喪失 (つづき)		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力 原子炉圧力 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量 圧力抑制室水位 サブプレッションポンプルール水温度 原子炉圧力容器温度	58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (残留熱除去系ポンプ起動確認) 58条設計基準拡張 (低圧炉心スプレイレイ系ポンプ起動確認) 46条 (代替自動減圧機能による減圧) 58条 (原子炉状態確認) 58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (格納容器状態確認) 58条 (原子炉状態確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(5/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗)	<p>この図は、外部電源喪失、DG失敗、HPCS失敗の条件下でのシステム構成を示しています。主要な設備として、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設代替交流電源設備、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系ポンプ(サブレッシュヨンプール水冷却モード)、主蒸気速がし安全弁、高圧蒸気ガス供給系(非常用)、復水移送ポンプ、大容量送水ポンプ(タイプ1)、熱交換器ユニット、サブレッシュヨンプ(水)、復水貯蔵タンク(水)、海水(代替水源)、125V蓄電池2A(電源)、125V蓄電池2B(電源)、タンクローリー(給油)、ガスタービン発電設備軽油タンク、軽油タンク、原子炉スクラム機能、原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁(高圧注水流路)、主蒸気系配管(高圧注水流路)、原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁(高圧注水流路)、補給水系配管(高圧注水流路)、高圧炉心スプレイス配管・弁(高圧注水流路)、原子炉隔離時冷却系配管(高圧注水流路)、復水給水系配管・弁・スバージャ(高圧注水流路)、残留熱除去系配管・弁・ストレーナ(低圧注水流路)が示されています。</p>	<p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>57条</p> <p>47条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>49条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>46条(操作対象弁)</p> <p>46条(ガスポンプ)</p> <p>47条(ポンプ)</p> <p>48条(ポンプ)</p> <p>48条(熱交換器)</p> <p>DB(解析上使用を仮定)</p> <p>ただし他シナリオでSA(水源)と分類</p> <p>47条(水)</p> <p>56条(ただし設備ではなく措置)</p> <p>57条(直流電源)</p> <p>57条(直流電源)</p> <p>57条(燃料補給)</p> <p>57条(燃料源)</p> <p>57条(燃料源)</p> <p>57条(燃料源)</p> <p>DB(SA発生前に使用)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>45条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>47条設計基準拡張(解析上使用を仮定)</p> <p>ただし一部は他シナリオでSA(流路)と分類</p>	

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(6/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 +外部電源喪失 +DC失敗) +HPCS 失敗 (つづき)	<p>※1 電源喪失(全交流電源喪失)発生時に、PWRの運転を停止し、PWRの冷却水を停止させる。PWRの冷却水を停止させる。PWRの冷却水を停止させる。</p> <p>※2 残留熱除去系の低圧シナリオでSA(68条設備)と分類する。残留熱除去系の低圧シナリオでSA(68条設備)と分類する。</p>	<p>補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>高圧炉心スプレイ系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>47条 (流路)</p> <p>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (サブレーションポンプ冷却水流路)</p> <p>49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>49条設計基準拡張 (解折上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>DB (解折上使用を仮定するDB設備の注水先)</p> <p>47条 (注水先)</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>DB (解折上使用を仮定するDB設備の注水先)</p> <p>ただし他シナリオでSA (排出元、注水先) と分類</p> <p>47条 (注水先)</p> <p>ホース・除熱用ヘッダ・接続口 (原子炉補機代替冷却水流路)</p> <p>48条 (流路)</p> <p>原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (原子炉補機代替冷却水流路)</p> <p>48条 (流路)</p> <p>残留熱除去系熱交換器 (原子炉補機代替冷却水流路)</p> <p>48条 (流路)</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (68条設備) と分類</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (68条設備) と分類</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>原子炉水位 (広帯域) (燃料域)</p> <p>58条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>47条 (水源)</p> <p>復水貯蔵タンク水位</p> <p>56条 (水の供給設備)</p> <p>58条 (水源確認)</p> <p>原子炉圧力</p> <p>46条 (原子炉の減圧)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>復水移送ポンプ出口圧力</p> <p>58条 (復水移送ポンプ起動確認)</p> <p>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却)</p> <p>58条 (代替注水確認)</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>58条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>サブレーションポンプ水温度</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>圧力抑制室水位</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p>	

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(9/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失効) + 直流電源喪失 + HPCS失敗 (または、外部電源喪失 + 直流電源喪失)	<p>系統概要図</p>	主蒸気速がし安全弁	46条 (操作対象弁)
			高圧代替注水系ポンプ	45条 (ポンプ)
			常設代替交流電源設備	57条
			可搬型代替直流電源設備	57条
			残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系ポンプ (サブプレッショングループ水冷却モード)	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			直流駆動低圧注水ポンプ	47条 (ポンプ)
			復水移送ポンプ	47条 (ポンプ)
			大容量送水ポンプ (タイプ1)	48条 (ポンプ)
			熱交換器ユニット	48条 (熱交換器)
			サブプレッショントラップ (水源)	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類
			復水貯蔵タンク (水源)	45条 (水源) 47条 (水源)
			海水 (代替水源)	56条 (ただし設備ではなく措置)
			125V代替蓄電池	57条 (直流電源)
			250V蓄電池	57条 (直流電源)
			タンクローリー (結油)	57条 (燃料補給)
			ガスタービン発電設備軽油タンク	57条 (燃料源)
			軽油タンク	57条 (燃料源)
			原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
			高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)
主蒸気系配管 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
原子炉隔離降冷却系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧注水流路)	45条 (流路)			
高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
補給水系配管 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
高圧炉心スプレイ系配管・弁 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
燃料プール補給水系弁 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
原子炉冷却材浄化系配管 (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
復水給水系配管・弁・スパーージャ (高圧代替注水流路)	45条 (流路)			
残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (低圧注水流路)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類			

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(12/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.3	全交流動力電源喪失 +外部電源喪失 +DC失効) +SRV 再開失敗+HPCS失 敗 (つづき)		直流駆動低圧注水配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			補給水配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			高圧炉心スプレイス配管・弁・スパーージャ (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			燃料プールの補給水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
			49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (流路) と分類
			49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (流路) と分類	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (流路) と分類
			残留熱除去系熱交換器	DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先)
			原子炉圧力容器	47条 (注水先)
			原子炉格納容器	DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先)
			ボース・除熱用ヘッダ・接続口 (原子炉補機代替冷却水路)	48条 (流路)
			原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (原子炉補機代替冷却水路)	48条 (流路)
			残留熱除去系熱交換器 (原子炉補機代替冷却水路)	48条 (流路)
			平均出力領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
			起動領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
			原子炉水位 (広帯域) (燃料域)	45条 (高圧時の原子炉冷却) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認)
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
復水貯蔵タンク水位	45条 (水源) 47条 (水源) 56条 (水の供給設備) 58条 (水源確認)			
原子炉圧力	46条 (原子炉の減圧) 58条 (原子炉状態確認)			
直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力	58条 (直流駆動低圧注水ポンプ起動確認)			
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認)			
復水移送ポンプ出口圧力	58条 (復水移送ポンプ起動確認)			
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッダスプレイスライン洗浄流量)	47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認)			
残留熱除去系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			
サブレーションポンプ水温度	58条 (格納容器状態確認)			
圧力抑制室水位	58条 (格納容器状態確認)			

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(14/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (つづき)	<p>図1 電機設備故障による崩壊熱除去機能喪失時の冷却系挙動 図2 崩壊熱除去系の低圧注水モードでサブプレッションプール冷却機能を維持する 図3 原子炉冷却系に低圧注水モードでサブプレッションプール冷却機能を維持する</p>	<p>高圧炉心スプレイス配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)</p> <p>49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオでSA (流路) と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先)</p> <p>47条 (注水先)</p> <p>DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先) ただし他シナリオでSA(排出元,注水先)と分類</p> <p>46条 (流路)</p> <p>48条 (流路)</p> <p>48条 (流路)</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47条 (水源)</p> <p>56条 (水の供給設備)</p> <p>58条 (水源確認)</p> <p>46条 (原子炉の減圧)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (復水移送ポンプ起動確認)</p> <p>47条 (低圧時の原子炉冷却)</p> <p>58条 (代替注水確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p>	<p>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (つづき)</p>

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	消滅熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障)		原子炉隔離時冷却系ポンプ 主蒸気逃がし安全弁 高圧炉心スプレイスポンプ 原子炉格納容器フィルタベント系 耐圧強化ベント系 復水貯蔵タンク (水源) 淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源) 淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源) 大容量送水ポンプ (タイプ1) タンクローリー (給油) ガスタービン発電設備軽油タンク 原子炉スクラム機能 DB (SA発生前に使用) 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧注水流路) 主蒸気系配管 (高圧注水流路) 原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 (高圧注水流路) 補給水系配管 (高圧注水流路) 高圧炉心スプレイス配管・弁 (高圧注水流路) 原子炉冷却材浄化系配管 (高圧注水流路) 復水給水系配管・弁・スバー ज्या (高圧注水流路) 高圧炉心スプレイス配管・弁・ストレーナ・スバー ज्या (高圧注水流路) ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイス配管) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイス配管) スプレイス管 (原子炉格納容器代替スプレイス配管) 原子炉圧力容器	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 46条 (操作対象弁) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 48条 48条 DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類 49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (ポンプ) 56条 (水源移送) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) DB (SA発生前に使用) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) DB (解析上使用を仮定するDB 設備の注水先) ただし他シナリオでSA (注水先) と分類

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (16/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.4	炉内熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障) (つづき)		原子炉格納容器 (真空破壊装置含む)	48条 (排出元) 49条 (注水先)
			平均出力領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
			起動領域モニタ	DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類
			原子炉水位 (広帯域) (燃料域)	58条 (原子炉炉状態確認)
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			復水貯蔵タンク水位	56条 (水の供給設備) 58条 (水源確認)
			圧力抑制室水位	56条 (水の供給設備) 58条 (水源確認, 格納容器状態確認)
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認)
			サブプレッショナール水温度	58条 (格納容器状態確認)
			原子炉圧力	46条 (原子炉の減圧) 58条 (原子炉炉状態確認)
			ドライウエル圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認)
			圧力抑制室圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認)
			原子炉格納容器代替スプレイレイ流量	49条 (格納容器の冷却) 58条 (代替スプレイレイ確認)
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷の有無確認)
			格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	58条 (炉心損傷の有無確認)
			フィルタ装置水位 (広帯域)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条 (格納容器状態確認)
			フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条 (格納容器状態確認)
			フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条 (格納容器状態確認)
			フィルタ装置出口放射線モニタ	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 58条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (17/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失		主蒸気速がし安全弁	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (操作対象弁) と分類
			原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			高圧炉心スプレイ系ポンプ	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード) ※ポンプの自動起動のみ (注水はしない)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			低圧炉心スプレイ系ポンプ	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			※ポンプの自動起動のみ (注水はしない)	44条
			自動減圧系作動阻止機能	44条 (ポンプ)
			ほう酸水注入系ポンプ	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系ポンプ (サブプレッショナル水冷却モード)	44条
			代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	DB (解析上使用を仮定)
			電動機駆動原子炉給水ポンプ	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類
			サブプレッショナルチェンバ (水源)	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類
			復水貯蔵タンク (水源)	DB (解析上使用を仮定)
			主復水器 (水源)	56条 (水源移送)
			大容量送水ポンプ (タイプ I)	DB (解析上使用を仮定)
			外部電源 (電源)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			主蒸気配管 (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補給水系配管 (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			高圧炉心スプレイ系配管・弁 (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉冷却材浄化系配管 (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			復水給水系配管・弁・スパーージャ (高圧注水流路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			高圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレートナ・スパーージャ (高圧注水流路)	44条
			ほう酸水注入系貯蔵タンク	44条 (流路)
			ほう酸水注入系配管・弁	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類
			残留熱除去系配管・弁 (サブプレッショナル水冷却流路)	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系熱交換器	44条 (注水先)
			原子炉炉力容器	

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.5	原子炉停止機能喪失 (つづき)		原子炉格納容器	DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先) ただし他シナリオでSA (非出元, 注水先) と分類
			原子炉補機冷却水ポンプ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却水系を含む) 配管・弁・海水系ストレートナ・サージタンク (原子炉補機冷却水流路)	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類
			原子炉補機冷却海水ポンプ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉補機冷却水熱交換器	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			平均出力領域モニタ	58 条 (スクラム失敗確認, SLC注入確認)
			起動領域モニタ	58 条 (スクラム失敗確認, SLC注入確認, 未臨界確認)
			ドライウエル圧力	58条 (格納容器状態確認)
			圧力抑制室圧力	58条 (格納容器状態確認)
			原子炉水位 (広帯域), (燃料域)	58条 (原子炉状態確認)
			高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張 (残留熱除去系ポンプ起動確認)
			低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	58条設計基準拡張 (低圧炉心スプレイ系ポンプ起動確認)
			原子炉圧力	58条 (原子炉状態確認)
			原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
復水貯蔵タンク水位	56条 (水の供給設備)			
圧力抑制室水位	56条 (水の供給設備)			
サブプレッションプール水温度	58条 (水源確認)			
残留熱除去系ポンプ出口流量	58条 (格納容器状態確認)			
残留熱除去系ポンプ出口流量	58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA時注水機能喪失 (中小破断)		高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ 常設代替交流電源設備 主蒸気速かき安全弁 原子炉格納容器フィルタバント系 耐圧強化バント系 復水貯蔵タンク (水源) 淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源) 淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源) 大容量送水ポンプ (タイプ1) タンクローリ (給油) 軽油タンク ガスタービン発電設備軽油タンク 125V蓄電池2A (電源) 125V蓄電池2B (電源) 原子炉スクラム機能 高圧代替注水系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧代替注水流路) 主蒸気系配管 (高圧代替注水流路) 原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧代替注水流路) 高圧代替注水系 (注水系) 配管・弁 (高圧代替注水流路) 補給水系配管 (高圧代替注水流路) 高圧炉心スプレイス配管・弁 (高圧代替注水流路) 燃料プール補給水系弁 (高圧代替注水流路) 原子炉冷却材浄化系配管 (高圧代替注水流路)	45条 (ポンプ) 47条 (ポンプ) 57条 46条 (操作対象弁) 48条 48条 45条 (水源) 47条 (水源) 49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (ポンプ) 56条 (水源移送) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) DB (SA発生前に使用) 45条 (流路) 45条 (流路) 45条 (流路) 45条 (流路) 45条 (流路) 45条 (流路) 45条 (流路) 45条 (流路)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (20/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.6	LOCA時注水機能喪失 (中小破断 LOCA) (つづき)	<p>※1 電源喪失による機能回復 ※2 電圧降下による機能回復</p> <p>※1 電圧降下による機能回復 ※2 電圧降下による機能回復</p>	復水給水系配管・弁・スパーージャ (高圧代替注水流路) 補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路) 高圧炉心スプレイス配管・弁 (高圧代替注水流路) 燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路) ホース・注水用ヘッド・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイス冷却流路) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイス冷却流路) スプレイス管 (原子炉格納容器代替スプレイス冷却流路) 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 (真空破壊装置を含む) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量 高圧代替注水系ポンプ出口流量 復水貯蔵タンク水位 復水移送ポンプ出口流量 原子炉圧力 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量) ドライウェル圧力 圧力抑制室圧力	45条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 45条 (注水先) 47条 (注水先) 48条 (排出弁) 49条 (注水先) DB (SA発生前のスクラム機能確認) DB (SA発生前のスクラム機能確認) と分類 45条 (高圧時の原子炉冷却) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (低圧注水機能喪失を確認) 45条 (高圧時の原子炉冷却) 47条 (水源) 56条 (水の供給設備) 58条 (水源確認) 58条 (復水移送ポンプ起動確認) 46条 (原子炉の減圧) 58条 (原子炉状態確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代替注水確認) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器の冷却) 58条 (格納容器状態確認) 48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送) 49条 (格納容器状態確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			低圧炉心スプレイ系ポンプ	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系ポンプ (サブプレッションプール水冷却モード)	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉建屋ブローアウトパネル	46条 (作業観望確保)
			主蒸気隔離弁	DB (解析上使用を仮定)
			主蒸気逃がし安全弁	46条 (操作対象弁)
			サブプレッションチェンバ (水源)	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類
			復水貯蔵タンク (水源)	DB (解析上使用を仮定)
			駆油タンク	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (燃料源) と分類
			非常用ディーゼル発電機	57条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
			原子炉隔離時冷却系 (蒸気系) 配管・弁 (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			主蒸気系配管 (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉隔離時冷却系 (注水系) 配管・弁 (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			補給水系配管 (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			高圧炉心スプレイ系配管・弁 (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			原子炉冷却材浄化系配管 (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			復水給水系配管・弁・スパーージャ (高圧注水水路)	45条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			高圧炉心スプレイ系注入隔離弁	46条設計基準拡張 (手動操作による隔離)
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (低圧注水水路)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (水路) と分類
			低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ (低圧注水水路)	47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (サブプレッションプール水冷却水路)	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (水路) と分類
			残留熱除去系熱交換器	49条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他のシナリオでSA (水路) と分類
			原子炉圧力容器	DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先) ただし他シナリオでSA (注水先) と分類
			原子炉格納容器	DB (解析上使用を仮定するDB設備の注水先) ただし他シナリオでSA (排出元, 注水先) と分類
			原子炉補機冷却水ポンプ	48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
2.7	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) (つづき)		<p>原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却機水系を含む) 配管・弁・海水系ストレナー・サージタンク (原子炉補機冷却水路) (路)</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>平均出力領域モニタ</p> <p>起動領域モニタ</p> <p>原子炉水位 (広帯域), (燃料域)</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>高圧炉心スプレレイ系ポンプ出口流量</p> <p>復水貯蔵タンク水位</p> <p>原子炉圧力</p> <p>ドライウエル温度</p> <p>ドライウエル圧力</p> <p>高圧炉心スプレレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口圧力</p> <p>低圧炉心スプレレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>低圧炉心スプレレイ系ポンプ出口温度</p> <p>サブレーションポンプール水温度</p> <p>圧力抑制室水位</p>	<p>48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>48条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認)</p> <p>DB (SA発生前のスクラム機能確認) と分類</p> <p>ただし他シナリオでSA (68条設備) と分類</p> <p>ただし他シナリオでSA (68条設備) と分類</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)</p> <p>56条 (水の供給設備)</p> <p>58条 (水源確認)</p> <p>46条 (原子炉の減圧)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (系統過圧及びISL/OCA発生を確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (残留熱除去系ポンプ起動確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (低圧炉心スプレレイ系ポンプ起動確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>56条 (水の供給設備)</p> <p>58条 (水源確認)</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (24/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	暴風気圧力・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)		常設代替交流電源設備 125V蓄電池2A (電源) 125V蓄電池2B (電源) 非常用ガス処理系 復水移送ポンプ サプレッションチェンバ (水源) 代替循環冷却ポンプ 復水貯蔵タンク (水源) 淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源) 淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源) 大容量送水ポンプ (タイプ1) 熱交換器ユニット タンクローリ (給油) ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路) 高圧炉心スプレイス配管・弁 (低圧代替注水流路) 燃料プールの補給水系 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路) ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイス配管) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイス配管) スプレイ管 (原子炉格納容器代替スプレイス配管) 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (代替循環冷却流路)	57条 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 59条 (作業環境維持) 47条 (ポンプ) 50条 (水源) 50条 (ポンプ) 47条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (ポンプ) 50条 (ポンプ) 56条 (水源移送) 50条 (熱交換器) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) DB (SA発生前に使用) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (注水先) 50条 (注水先) 49条 (注水先) 50条 50条 (流路)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (25/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	シナリオ 容積圧力・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) (つづき)		ホース・注水用ヘッダ・接続口 (代替循環冷却冷却流路) 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (代替循環冷却冷却流路) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/W) 格納容器内水素濃度 (S/W) 原子炉圧力 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッダスプレイレイン・洗浄流量) 復水貯蔵タンク水位 ドライウエル温度 代替循環冷却ポンプ出口流量 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 サプレッションプール水温度 圧力抑制室水位 格納容器内雰囲気酸素濃度 格納容器内雰囲気水素濃度 原子炉格納容器代替スプレイレイン流量	50 条 (流路) 50 条 (流路) DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 DB (SA発生前のスクラム機能確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (残留熱除去系故障を確認) 58条設計基準拡張 (低圧炉心スプレイレイン系故障を確認) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (炉心損傷有無判断) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (低圧時の原子炉冷却) 58 条 (代替注水確認) 47 条 (水源) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (水位不明判断, 格納容器冷却確認) 50 条 (代替循環冷却) 58 条 (代替循環冷却) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (格納容器の冷却) 50 条 (格納容器の過圧破損防止) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 50 条 (水源) 56 条 (水の供給設備) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器の冷却) 49 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器の冷却) 49 条 (格納容器の冷却) 58 条 (格納容器の冷却)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (26/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	蒸気圧力・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)	<p>※1 低圧代替注水系統(常設)(取水設備(ポンプ)台はなし) 高圧冷却系(A) 低圧注水</p> <p>※2 低圧代替注水系統(非常設)(取水設備(ポンプ)台はなし) 高圧冷却系(A) 低圧注水</p>	常設代替交流電源設備 125V蓄電池2A (電源) 125V蓄電池2B (電源) 非常用ガス処理系 復水移送ポンプ 原子炉格納容器フィルタバント系 復水貯蔵タンク (水源) 淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源) 淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源) 大容量送水ポンプ (タイプ1) タンクローリー (給油) ガスタービン発電設備軽油タンク 軽油タンク 原子炉スクラム機能 補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路) 高圧炉心スプレイス配管・弁 (低圧代替注水流路) 燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路) 残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路) ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイス冷却流路) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイス冷却流路) スプレイス管 (原子炉格納容器代替スプレイス冷却流路) 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 (真空破装置を含む) 平均出力領域モニタ 起動領域モニタ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量	57条 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) 59条 (作業環境維持) 47条 (ポンプ) 50条 47条 (水源) 49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (ポンプ) 56条 (水源移送) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) DB (SA発生前に使用) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 47条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 47条 (注水先) 49条 (注水先) 50条 (排出元) DB (SA発生前のスクラム機能確認) 49条 (注水先) 50条 (排出元) DB (SA発生前のスクラム機能確認) DB (SA発生前のスクラム機能確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認) 58条設計基準拡張 (高圧注水機能喪失を確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (27/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.1	暴風気圧力・温度による静的負荷(格納容器器過圧・過温破損)(代替措置冷却系を使用できない場合)(つづき)	<p>※1 低圧代替冷却系(備設)「(原水供給系(A)を組立)は、高圧格納系(A)を組立はせず」</p>	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W) 格納容器内水素濃度(D/W) 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C) 格納容器内水素濃度(S/C) 原子炉圧力 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量) 復水貯蔵タンク水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイス流量 圧力抑制室水位 フィルタ装置水位(広帯域) フィルタ装置入口圧力(広帯域) フィルタ装置出口圧力(広帯域) フィルタ装置出口放射線モニタ	58条設計基準拡張(残留熱除去系故障を確認) 58条設計基準拡張(低圧炉心スプレイス系故障を確認) 58条(炉心損傷有無判断) 58条(炉心損傷有無判断) 58条(格納容器状態確認) 58条(格納容器状態確認) 58条(原子炉状態確認) 47条(低圧時の原子炉冷却) 58条(代替注水確認) 47条(水源) 56条(水の供給設備) 58条(水源確認) 49条(格納容器の冷却) 50条(格納容器の過圧破損防止) 58条(水位不明判断 格納容器冷却確認) 49条(格納容器の冷却) 50条(格納容器の過圧破損防止) 58条(格納容器状態確認) 49条(格納容器の冷却) 50条(格納容器の過圧破損防止) 58条(代替スプレイス確認) 58条(格納容器状態確認) 50条(格納容器の過圧破損防止) 58条(格納容器状態確認) 50条(格納容器の過圧破損防止) 58条(格納容器状態確認) 50条(格納容器の過圧破損防止) 58条(格納容器状態確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
3.2	高圧溶融物放出/格納容器系閉気直接加熱		常設代替交流電源設備 非常用ガス処理系 主蒸気逃がし安全弁 復水移送ポンプ 代替循環冷却ポンプ サプレッションチェンバ (水源) 復水貯蔵タンク (水源) 淡水貯水槽 (No.1) (代替淡水源) 淡水貯水槽 (No.2) (代替淡水源) 大容量送水ポンプ (タイプ1) 49条 (ポンプ) 50条 (ポンプ) 56条 (ただし設備ではなく措置) 56条 (ただし設備ではなく措置) 熱交換器ユニット タンクローリ (給油) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 125V蓄電池2A (電源) 125V蓄電池2B (電源) 原子炉スクラム機能 ホース・注水用ヘッダ・接続口 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路) 残留熱除去系配管・弁 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路) 49条 (流路) 49条 (流路) スプレイ管 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却流路) 49条 (流路) 補給水系配管・弁 (原子炉格納容器下部注水流路) 51条 (流路) 高圧炉心スプレイ系配管・弁 (原子炉格納容器下部注水流路) 51条 (流路) 燃料プール補給水系弁 (原子炉格納容器下部注水流路) 51条 (流路) 50条 残留熱除去系熱交換器 50条 残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (代替循環冷却流路) 50条 (流路) ホース・注水用ヘッダ・接続口 (代替循環冷却流路) 50条 (流路) 原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (代替循環冷却流路) 50条 (流路) スプレイ管 (代替循環冷却流路) 50条 (流路)	57条 59条 (作業環境維持) 46条 (操作対象弁) 51条 (ポンプ) 50条 (ポンプ) 50条 (水源) 51条 (水源) 56条 (ただし設備ではなく措置) 56条 (ただし設備ではなく措置) 49条 (ポンプ) 50条 (ポンプ) 56条 (水移送) 50条 (熱交換器) 57条 (燃料補給) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 57条 (燃料源) 57条 (直流電源) 57条 (直流電源) DB (SA発生前に使用) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 49条 (流路) 51条 (流路) 51条 (流路) 51条 (流路) 50条 50条 (流路) 50条 (流路) 50条 (流路) 50条 (流路) 50条 (流路)

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (32/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.1	削減熱除去機能喪失 (運転停止中の原子炉)		<p>残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード)</p> <p>残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード)</p> <p>サブレーションポンプ (水源)</p> <p>圧油タンク</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (電源)</p> <p>主蒸気逃がし安全弁</p> <p>残留熱除去系配管・弁・ストレーナー (低圧注水流路)</p> <p>残留熱除去系配管・弁 (原子炉停止時冷却流路)</p> <p>原子炉再循環系配管・ジェットポンプ (原子炉停止時冷却流路)</p> <p>残留熱除去系熱交換器</p> <p>原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却水系を含む) 配管・弁・海水系ストレーナー・サージタンク (原子炉補機冷却流路)</p> <p>原子炉補機冷却海水ポンプ</p> <p>原子炉補機冷却水系熱交換器</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力</p> <p>原子炉水位 (広帯域), (燃料域)</p> <p>圧力抑制室水位</p>	<p>47条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>47条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>DB (解折上使用を仮定)</p> <p>DB (解折上使用を仮定)</p> <p>ただし他シナリオでSA (水源) と分類</p> <p>ただし他シナリオでSA (燃料源) と分類</p> <p>57条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>46条 (操作対象弁)</p> <p>47条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>47条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>47条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>ただし他シナリオでSA (流路) と分類</p> <p>48条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>48条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>48条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>DB (解折上使用を仮定するDB設備の注水先)</p> <p>ただし他シナリオでSA (注水先) と分類</p> <p>58条設計基準拡張 (解折上使用を仮定)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>58条 (原子炉状態確認)</p> <p>56条 (水の供給設備)</p> <p>58条 (水源確認)</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (33/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉)		常設代替交流電源設備	57 条
			復水移送ポンプ	47 条 (ポンプ)
			残留熱除去系ポンプ (原子炉停止時冷却モード)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)
			大容量送水ポンプ (タイプ1)	48 条 (ポンプ)
			熱交換器ユニット	48 条 (熱交換器)
			サブレーションチェンバ (水源)	DB (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (水源) と分類
			復水貯蔵タンク (水源)	47 条 (水源)
			125V蓄電池2A (電源)	57 条 (直流電源)
			125V蓄電池2B (電源)	57 条 (直流電源)
			タンクローリ (給油)	57 条 (燃料補給)
			ガスタービン発電設備軽油タンク	57 条 (燃料源)
			軽油タンク	57 条 (燃料源)
			主蒸気逃がし安全弁	46 条 (操作対象弁)
			補給水系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47 条 (流路)
			高圧炉心スレイ系配管・弁 (低圧代替注水流路)	47 条 (流路)
			燃料プール補給水系弁 (低圧代替注水流路)	47 条 (流路)
			残留熱除去系配管・弁 (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし一部は他シナリオでSA (流路) と分類
原子炉再循環系配管・ジェットポンプ (原子炉停止時冷却流路)	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			
残留熱除去系熱交換器	47 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定) ただし他シナリオでSA (流路) と分類			
原子炉圧力容器	47 条 (注水先)			
原子炉補機冷却水系配管・弁・サージタンク (原子炉補機代替冷却水流路)	48 条 (流路)			
ホース・除熱用ヘッダ・接続口 (原子炉補機代替冷却水流路)	48 条 (流路)			
残留熱除去系熱交換器 (原子炉補機代替冷却水流路)	48 条 (流路)			
残留熱除去系ポンプ出口流量	58 条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)			
原子炉圧力容器温度	58 条 (原子炉状態確認)			

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (34/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.2	全交流動力電源喪失 (運転停止中の原子炉) (つづき)	-	原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域), (燃料域) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 復水貯蔵タンク水位	58条 (原子炉状態確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (原子炉状態確認) 47条 (低圧時の原子炉冷却) 58条 (代善注水確認) 47条 (水源) 56条 (水の供給設備) 58条 (水源確認)

表 58-11-2 37 条 (重大事故対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (35/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.3	原子炉冷却材の高 出 (運転停止中の原 子炉)		<p>残留熱除去系ポンプ (低圧注水モード)</p> <p>サブプレッションポンプ (水源)</p> <p>軽油タンク</p> <p>非常用ディーゼル発電機 (電源)</p> <p>残留熱除去系配管・弁・ストレーナ (低圧注水回路)</p> <p>残留熱除去系弁 (低圧注水回路)</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>原子炉水位 (広帯域), (燃料域)</p> <p>圧力抑制室水位</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口流量</p>	<p>47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>DB (解析上使用を仮定)</p> <p>DB (解析上使用を仮定)</p> <p>ただし他シナリオでSA (水源) と分類</p> <p>ただし他シナリオでSA (燃料源) と分類</p> <p>57条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>ただし一部は他シナリオでSA (管路) と分類</p> <p>47条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p> <p>ただし一部は他シナリオでSA (管路) と分類</p> <p>DB (解析上使用を仮定するDR設備の注水先)</p> <p>ただし他シナリオでSA (注水先) と分類</p> <p>58条 (原子炉炉状態確認)</p> <p>58条 (格納容器状態確認)</p> <p>58条設計基準拡張 (解析上使用を仮定)</p>

表 58-11-2 37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (36/36)

No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類案
5.4	反応度の観投入 (運転停止中の原子炉)		外部電源 (電源)	DB (解析上使用を仮定)
			原子炉スクラム機能 (原子炉周期短縮)	DB (解析上使用を仮定)
			起動領域モニタ 制御棒引き抜き阻止機能 (原子炉周期短縮)	DB (解析上使用を仮定)
			起動領域モニタ	DB (原子炉スクラム機能の確認) ただし他シナリオでSA (58条設備) と分類