

45 条 補足説明資料

45-1 S A設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他設備

45-8 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁（HO弁）に関する説明書

45-9 高圧原子炉代替注水系の設計上の考慮に関する説明書

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		高圧原子炉代替注水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, B f	
			関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	45-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	45-4 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)	高速回転機器	B b
				関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図, 45-5 試験及び検査, 45-7 その他設備	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
			関連資料	45-3 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			45-6 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	45-2 単線結線図, 45-3 配置図, 45-4 系統図, 46-7 その他設備	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		原子炉隔離時冷却ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 弁操作	A, B f	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		高圧炉心スプレイ・ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	—			
	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	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			—		

45-2 単線結線図

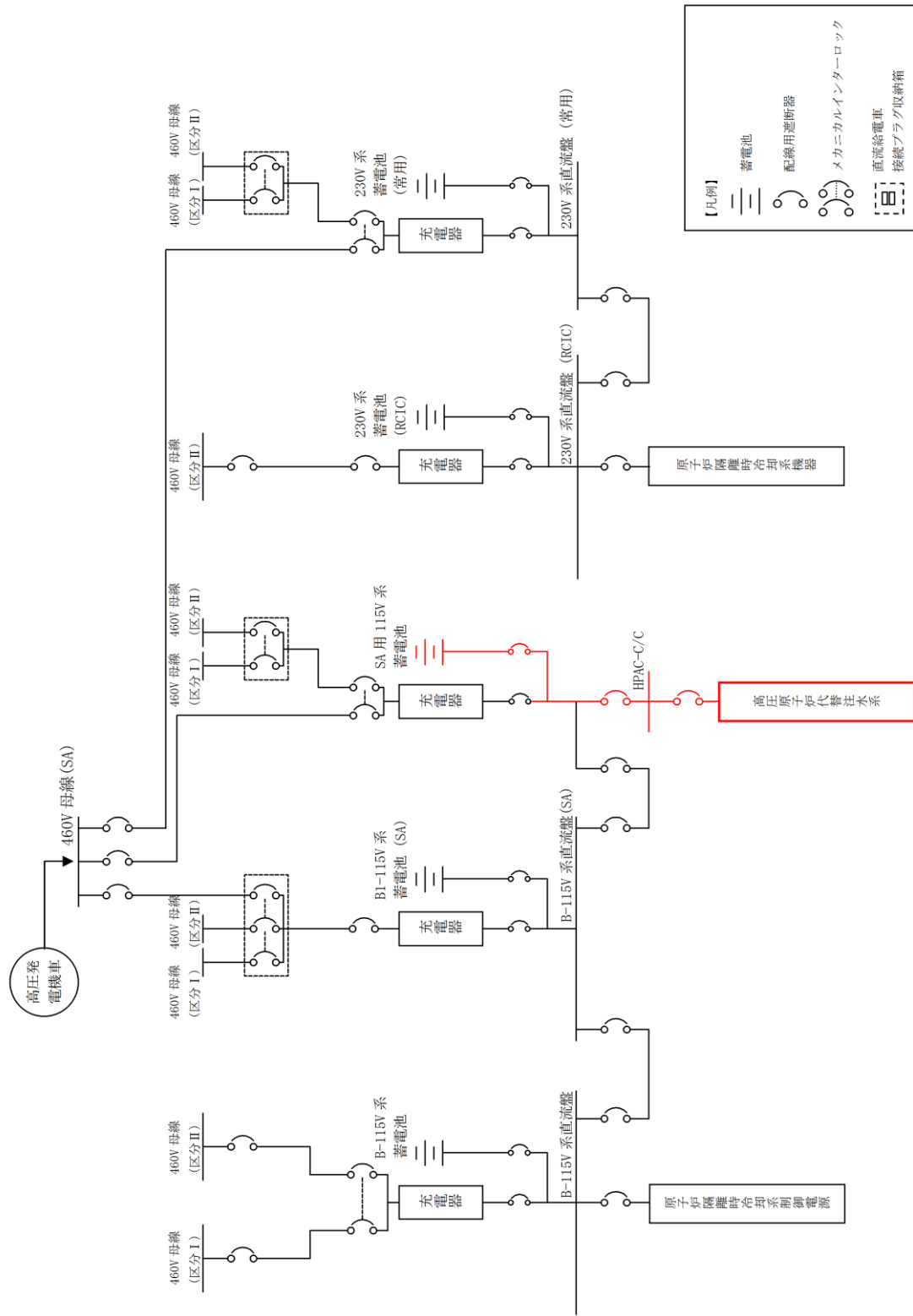


図1 高压原子炉代替注水系 単線結線図

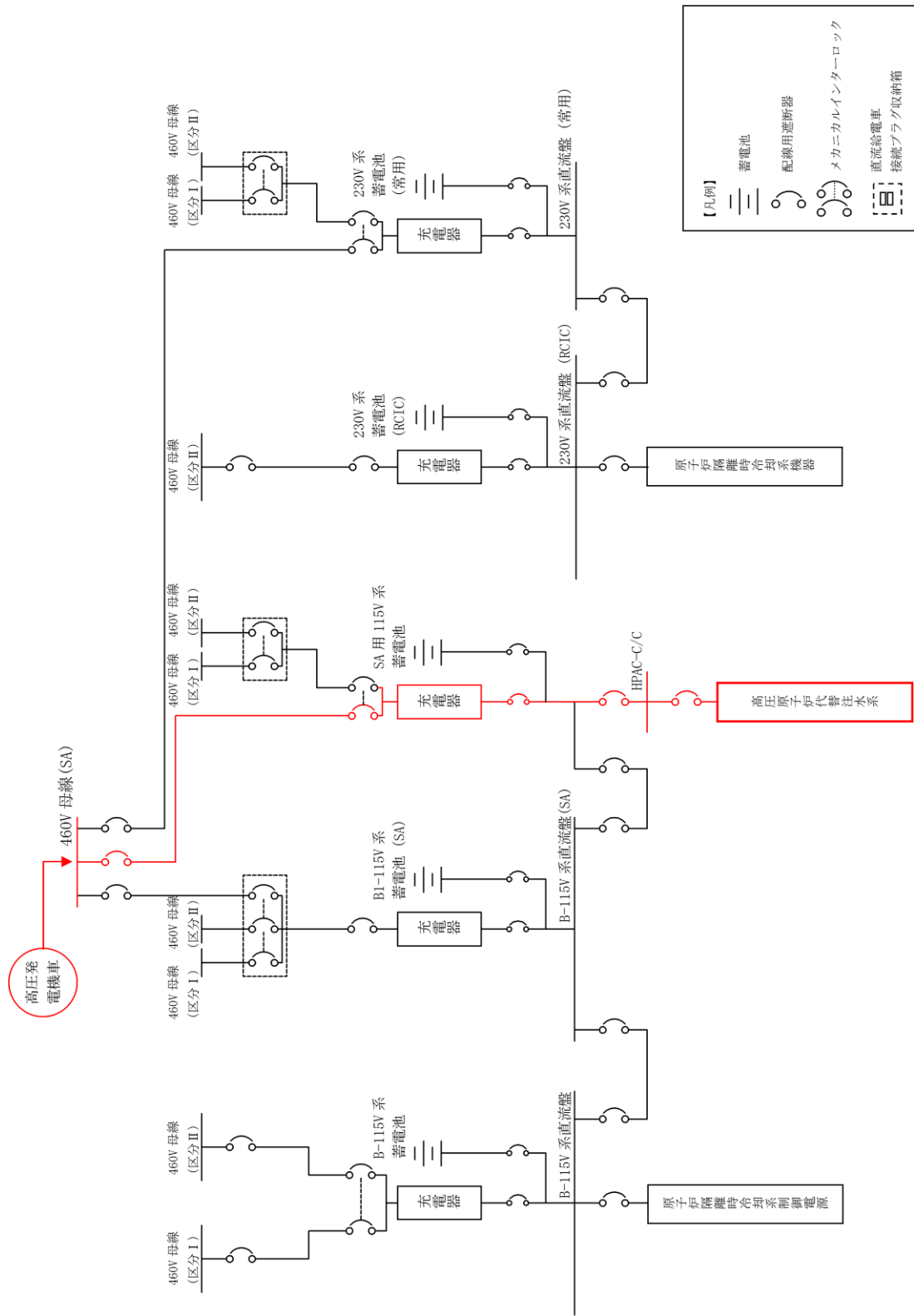


図2 高圧原子炉代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

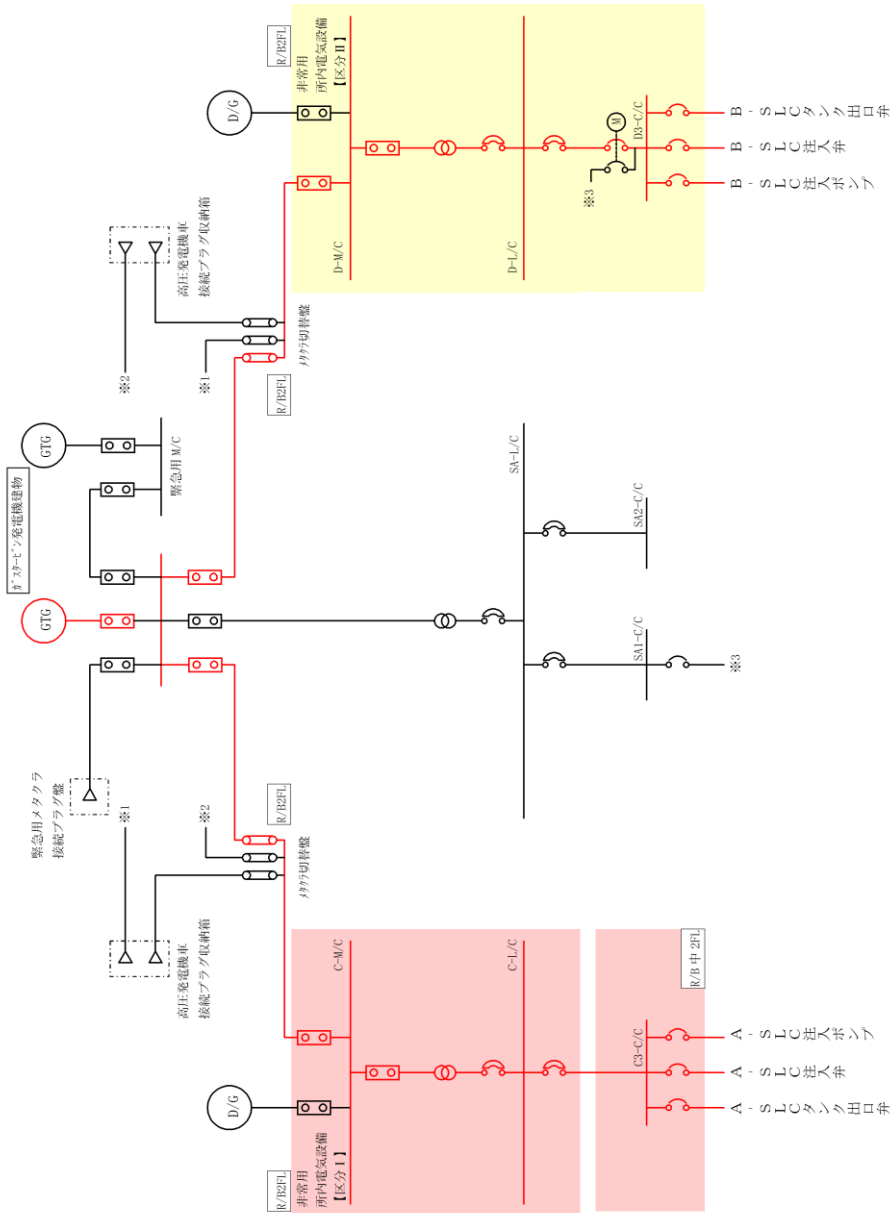
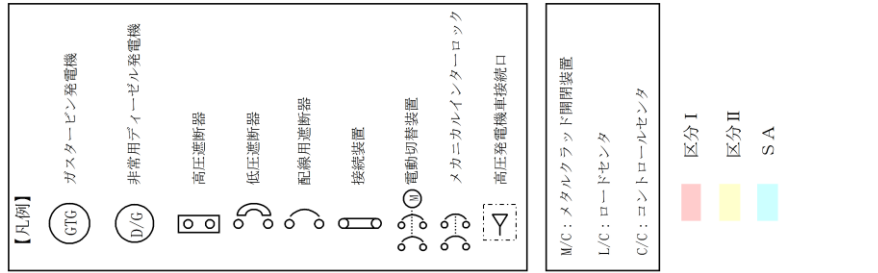


図3 ほう酸水注入系による進展抑制 単線結線図

45-3 配置図



	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。



図 1 高圧原子炉代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（制御室建物 4 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

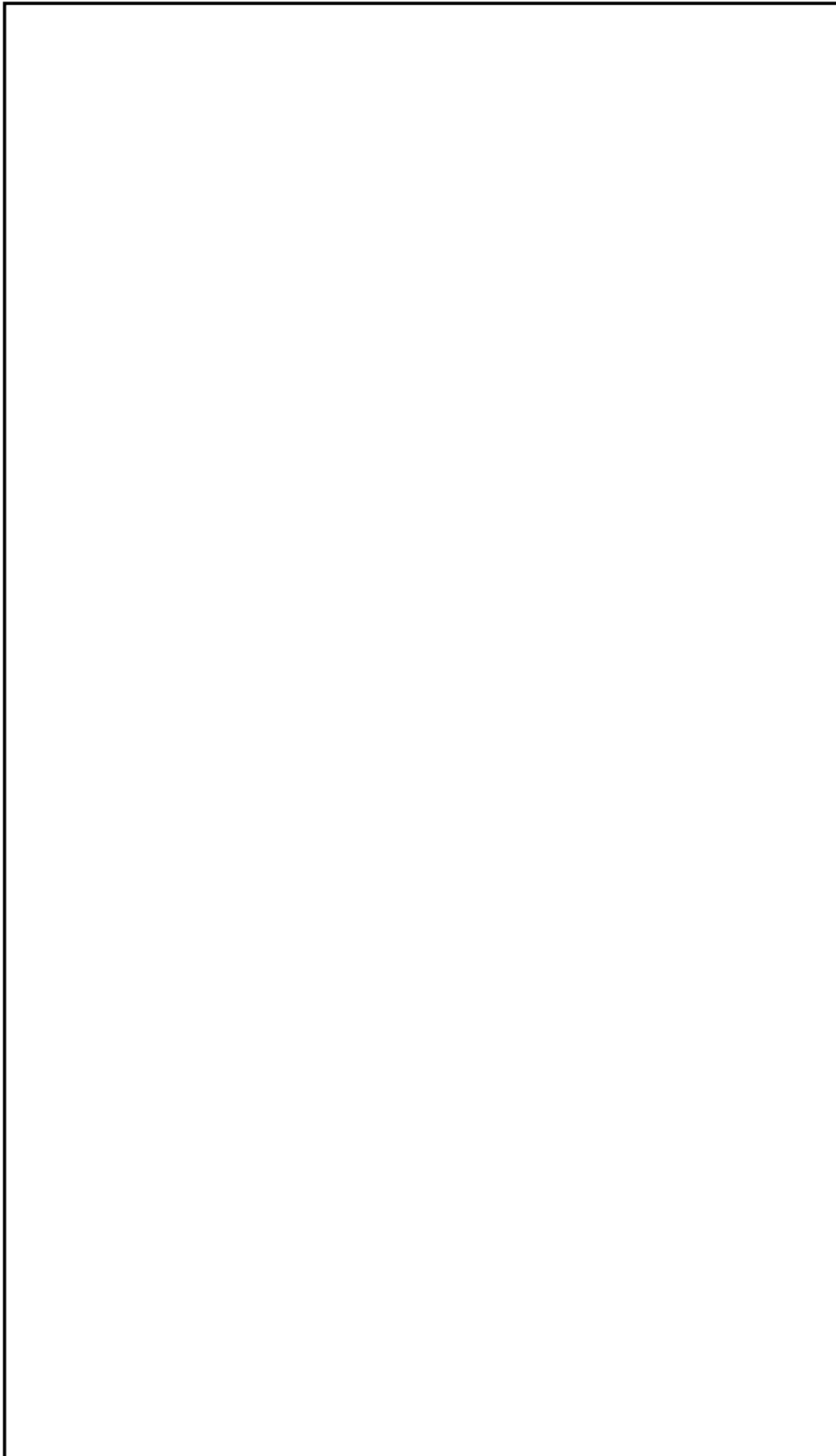


図 2 高压原子炉代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（原子炉建物地下 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

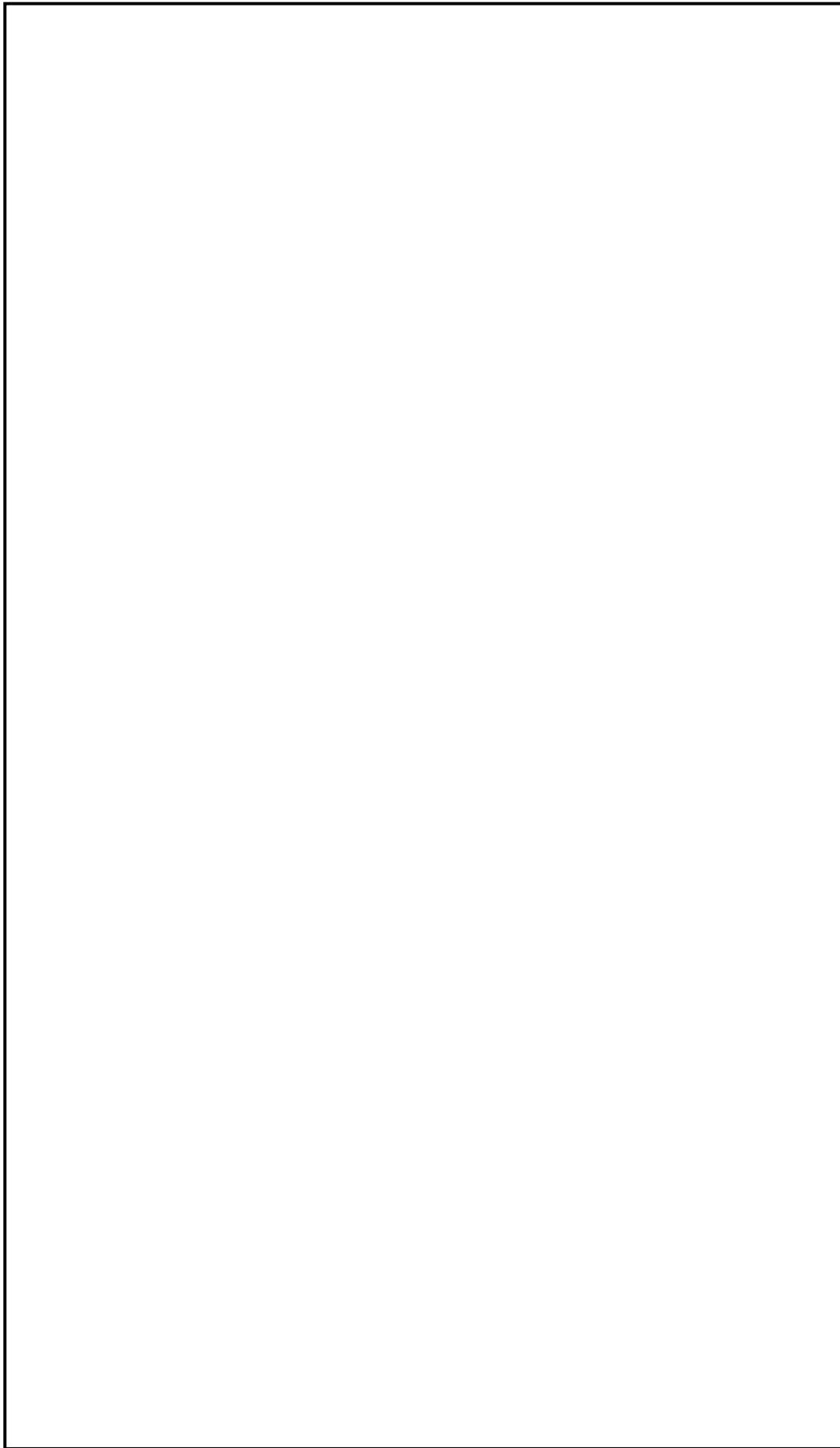


図3 高压原子炉代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（原子炉建物地下1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

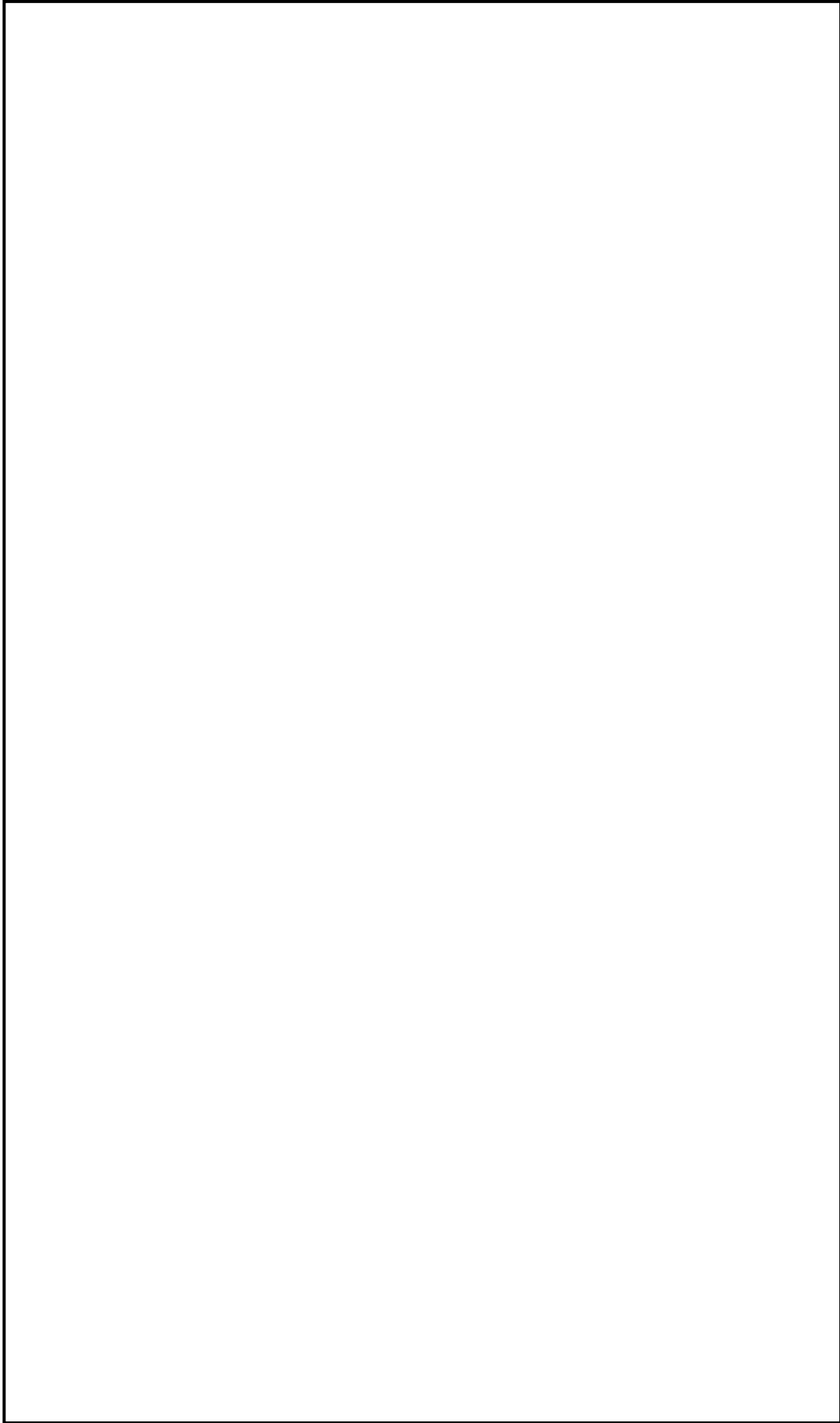


図 4 高圧原子炉代替注水系に係る機器の配置を明示した図面（原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

45-4 系統図

蒸気 (排気含む) ライン
注水ライン

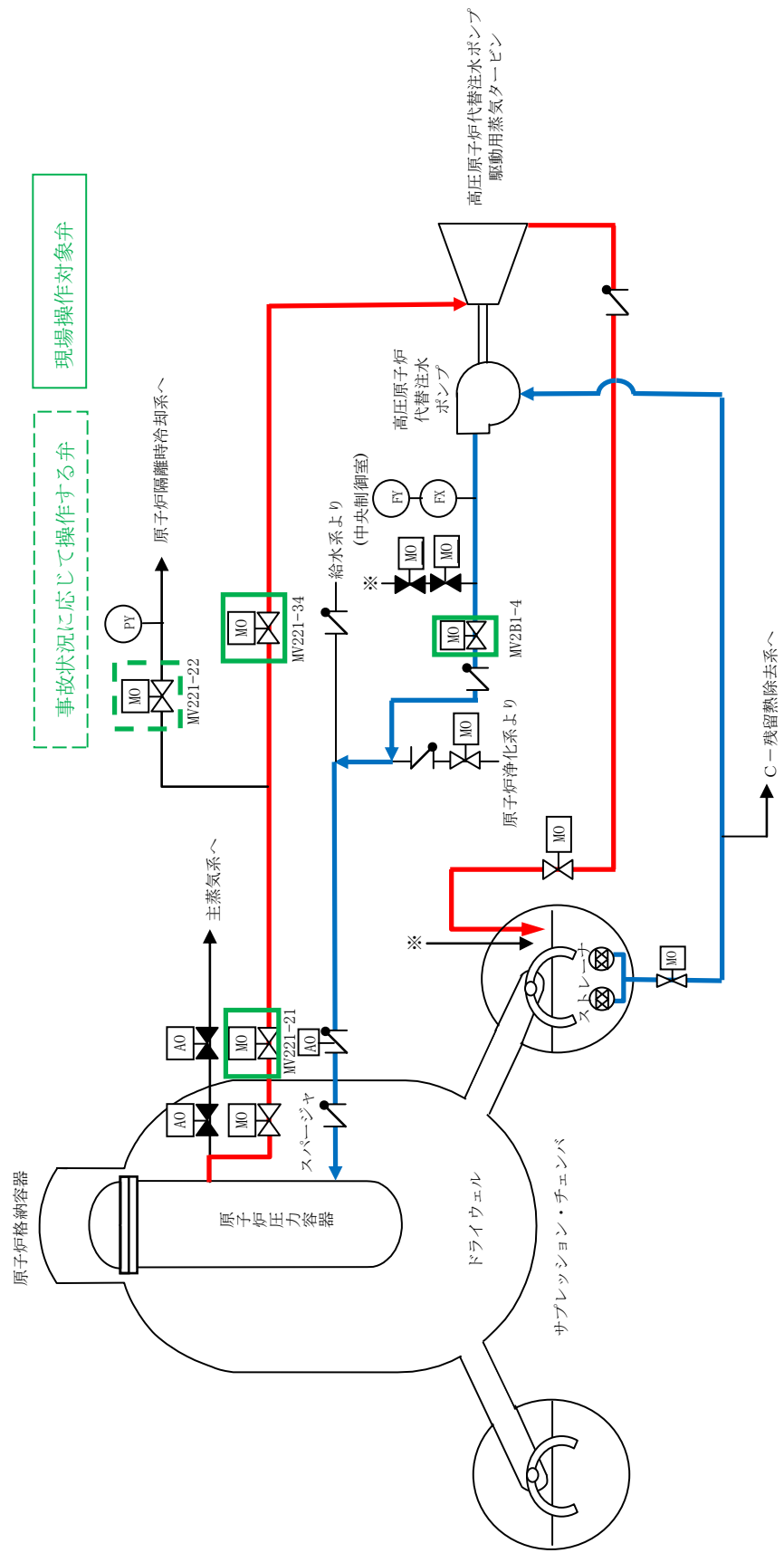


図1 高圧原子炉代替注水系 系統概要図

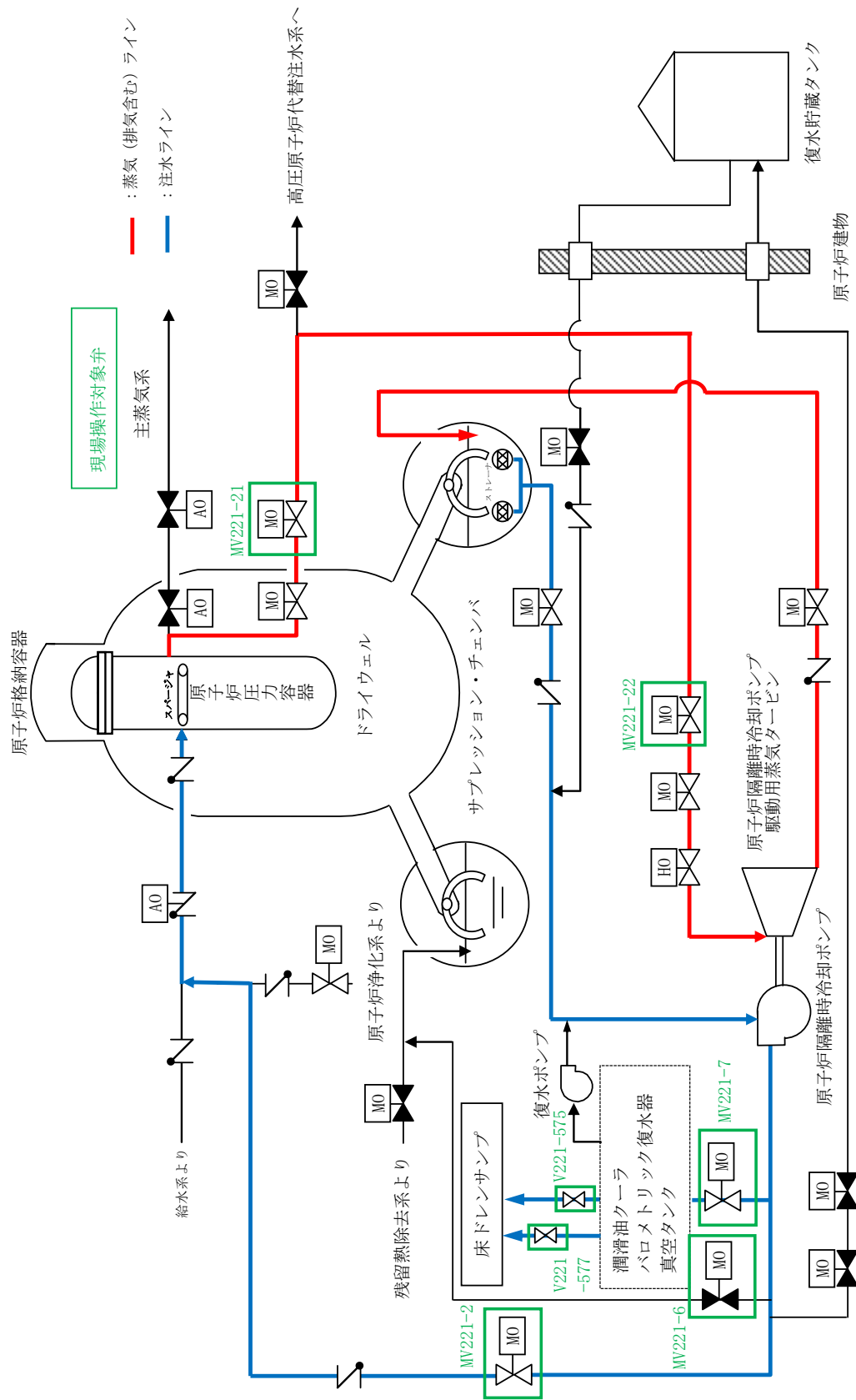


図2 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

45-5 試験及び検査

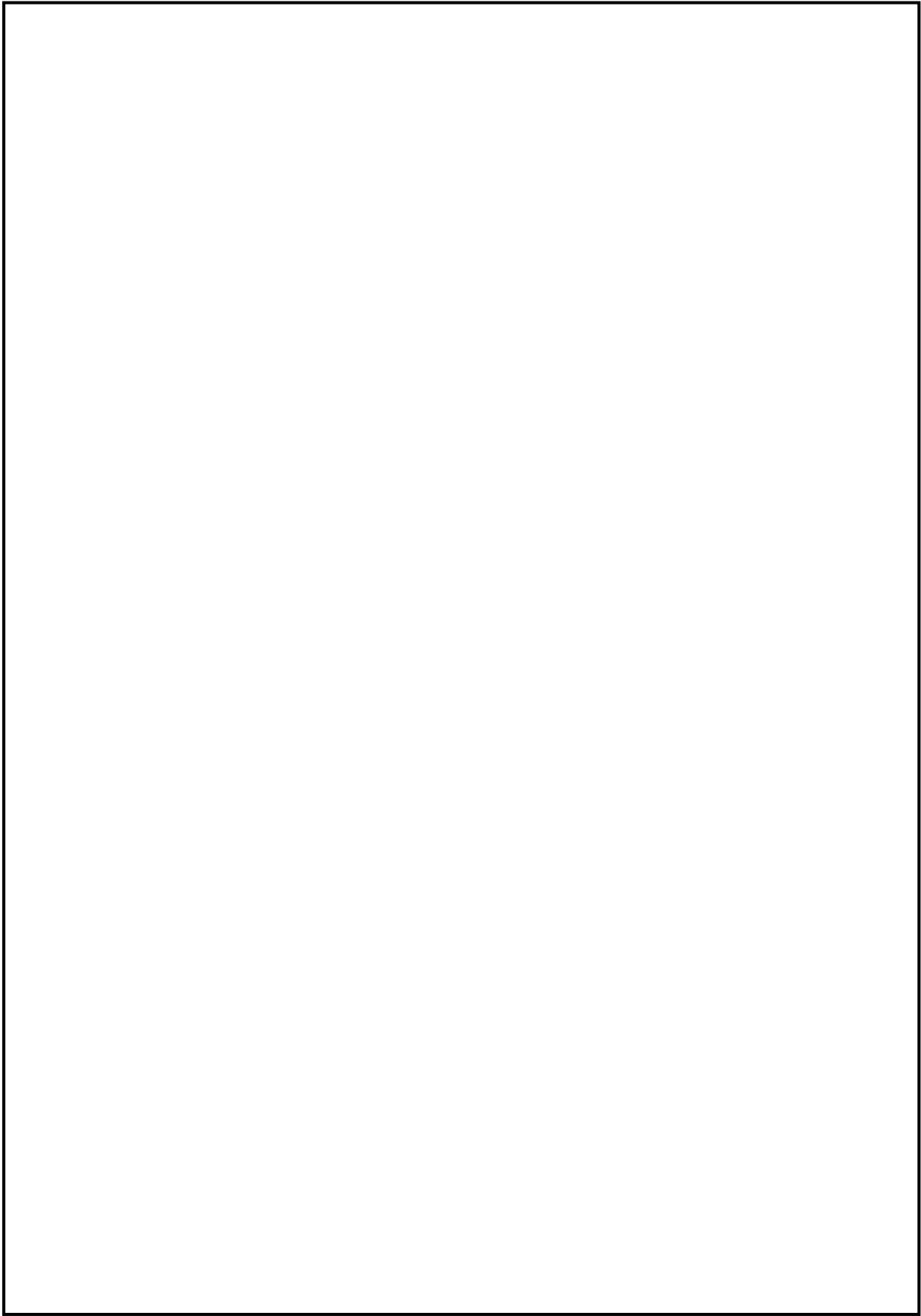


図1 運転性能検査系統図（高圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

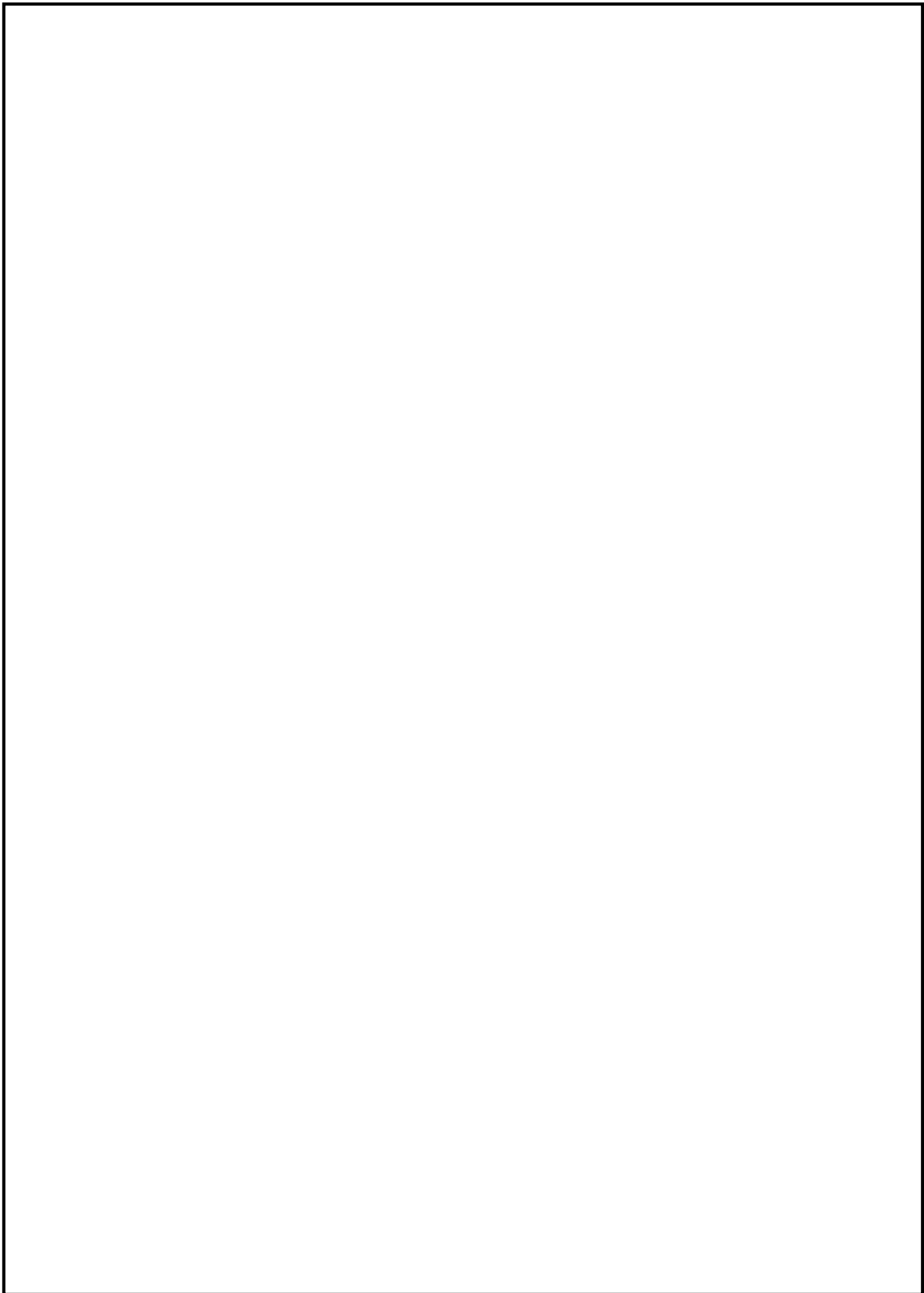


図2 運転性能検査系統図（高圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

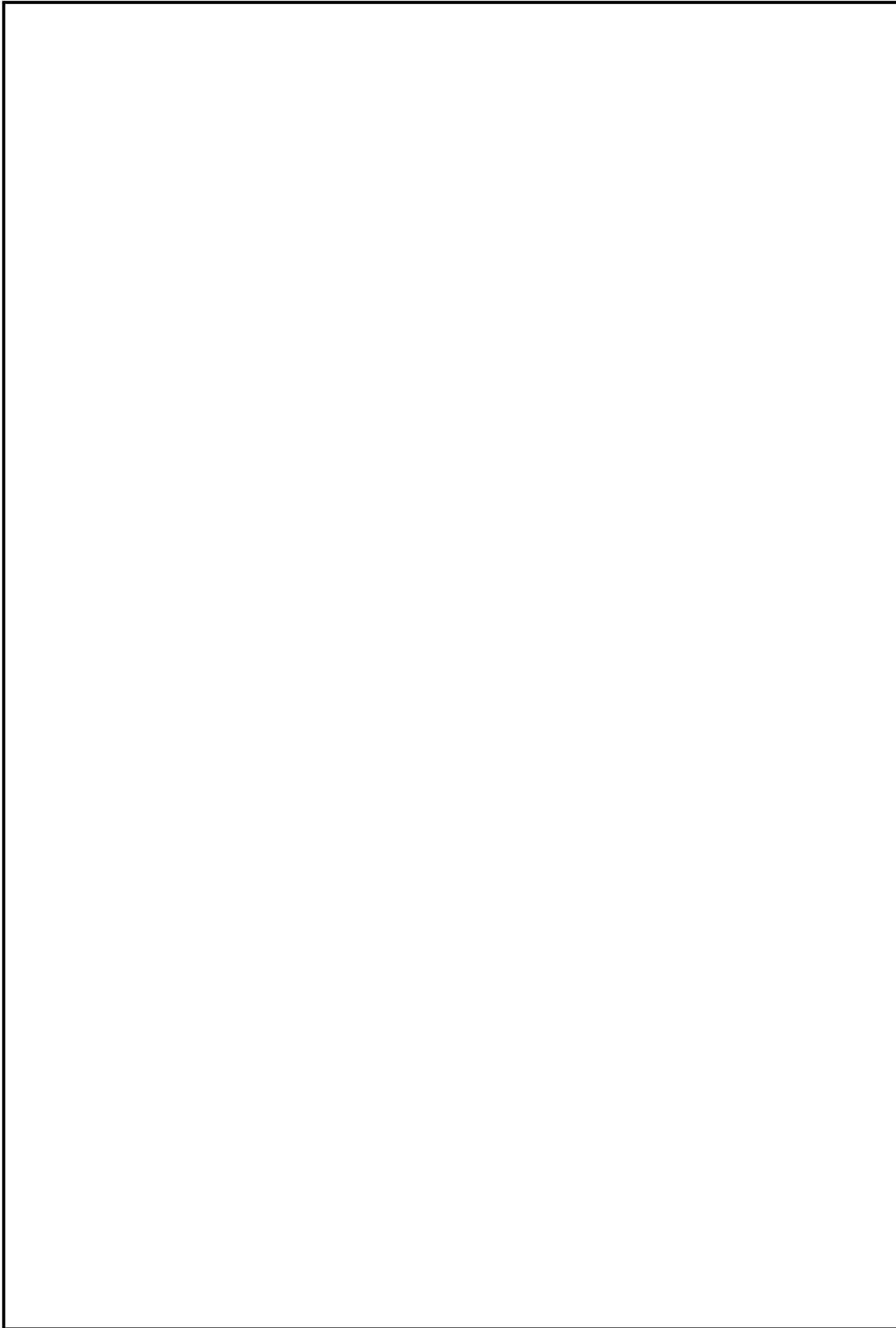


図3 構造図（高圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

45-6 容量設定根拠

名 称	高圧原子炉代替注水ポンプ	
容 量	m ³ /h/台	75 以上 (注 1), (93 (注 2))
全 揚 程	m	913 以上 (注 1) (918 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	吸込側 1.37/吐出側 11.3
最 高 使 用 温 度	℃	120
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】

(概要)

高圧原子炉代替注水ポンプは、全交流動力電源喪失に加えて高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉圧力容器への注水を行うため設置する。

高圧原子炉代替注水系は全交流動力電源喪失した場合でも、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続する機能を有する。

高圧原子炉代替注水ポンプは、重大事故等対処設備として 1 個設置する。

1. 容量

高圧原子炉代替注水ポンプの容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失に係る有効性評価解析において約 75m³/h (8.21MPa[dif]において)にて注水しており公称値は 93m³/h (8.21MPa[dif]において)とする。

2. 全揚程

高圧代替注水系は、発電用原子炉と水源の差圧が 8.21MPa のときに原子炉圧力容器に 75m³/h 以上の注水ができるように設計する。

- | | | |
|--------------|---|--|
| ① 原子炉と水源の圧力差 | : | |
| ② 静水頭 | : | |
| ③ 配管・機器圧力損失 | : | |
| ④ ①～③の合計(m) | : | |

以上より、高圧原子炉代替注水ポンプの全揚程は、原子炉隔離時冷却ポンプに合わせて 918m とする。

【設 定 根 拠】(続き)

3. 最高使用圧力

(1) 吸込側

高圧原子炉代替注水ポンプの吸込側の最高使用圧力は、接続する残留熱除去系配管の最高使用圧力に合わせて、1.37MPa とする。

(2) 吐出側

高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、以下を考慮する。

- ① 静水頭 :
- ② 締切揚程 :
- ③ ①～②の合計 : 11.04MPa

以上より、高圧原子炉代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は、上記③を上回る圧力とし、原子炉隔離時冷却ポンプ吐出側配管と合わせて 11.3MPa とする。

4. 最高使用温度

高圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、高圧原子炉代替注水ポンプの設計温度である 120℃ とする。

45-7 その他設備

設備概要（自主対策設備を含む）

以下に、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計基準事故対処設備、並びにその機能を代替可能な重大事故等対処設備、自主対策設備の設備概要を示す。

(1) 高圧原子炉代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧原子炉代替注水系（HPAC）の系統概要を45-4、単線結線図を45-2に示す。高圧原子炉代替注水系は、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも、高圧状態の原子炉圧力容器に注水できる設計とする。高圧原子炉代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなる。蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し、排気ラインは、原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは、C-残留熱除去系から分岐し、ポンプ吐出ラインは給水系注水ラインに合流する。

また、高圧原子炉代替注水系は高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し、お互いに異なった設置場所にポンプ、電源を設置する。

高圧原子炉代替注水系は、全交流動力電源、常設直流電源が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備からの供給、又は、現場での手動操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。さらに、設置許可基準規則第57条への適合のため、常設代替直流電源設備が喪失した場合でも、可搬型直流電源設備からの給電により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」、現場手動操作については、「実用発電原子炉に係る発電用原子炉設置者の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の1.2に示す。

また、高圧原子炉代替注水ポンプの構造概要を図1に示す。高圧原子炉代替注水ポンプはタービン及びポンプが1つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、軸封部のない設計である。よって、原子炉隔離時冷却系と比較しグラウンドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、高圧原子炉代替注水ポンプは電源不要の機械式ガバナを用いることにより、ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し、リンク機構を通じて蒸気加減弁を調整し、ポンプ流量を制御する設計となっている。また、軸受箱に流入する水により軸受が自滑水で潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。

以上のことから、高圧原子炉代替注水ポンプは系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時にH P A C注水弁を開操作した後は、蒸気外側隔離弁の開閉操作でポンプ起動停止操作が可能な設計となっている。

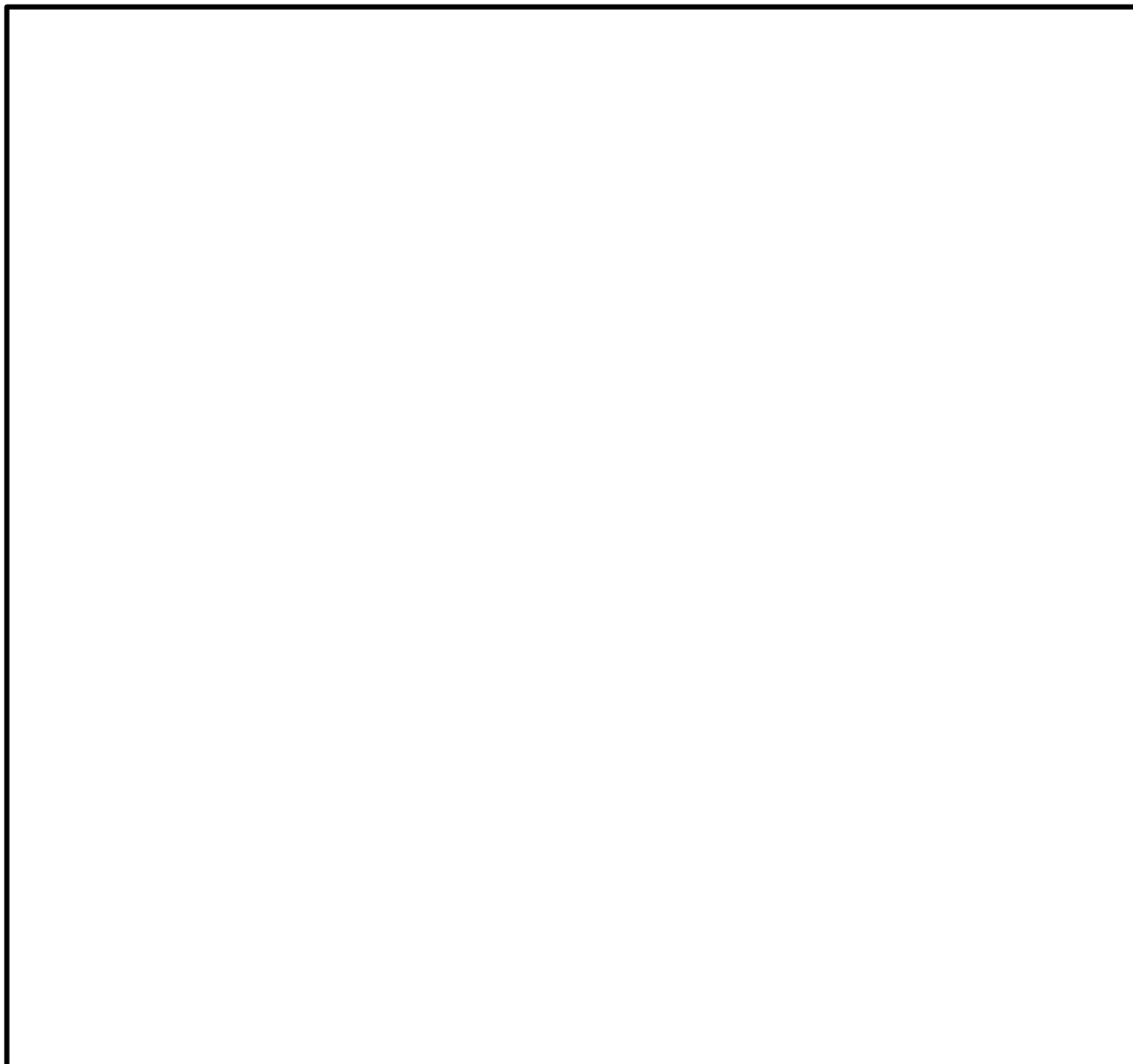


図1 高圧原子炉代替注水ポンプ 構造概要

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

<高圧原子炉代替注水ポンプの動翼構造について>

高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。図2にタービン構造を示す。

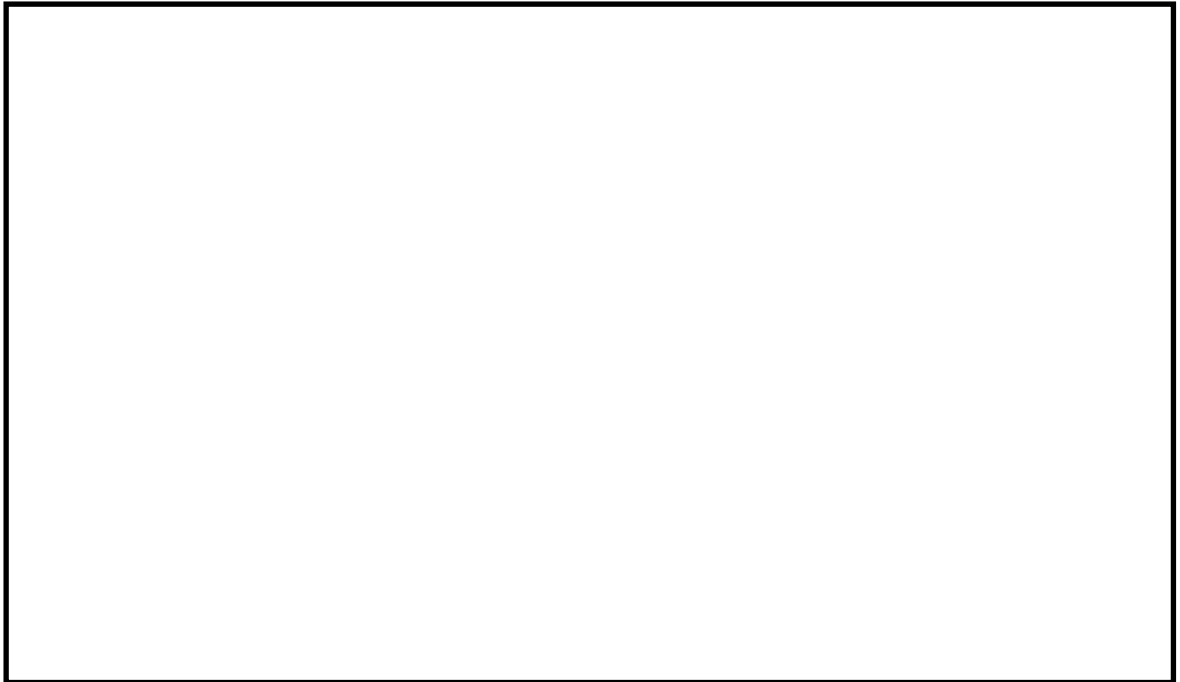


図2 高圧原子炉代替注水ポンプ駆動用蒸気タービンの構造

(2) 原子炉隔離時冷却系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備(設計基準拡張)と位置付ける。

蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気管からの主蒸気を用いて駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ高圧注水する。

原子炉隔離時冷却系は、現場での手動操作により、起動及び運転継続することができるよう、必要な設備及び手順を整備する(図3参照)。

なお、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について(個別手順)の1.2に示す。

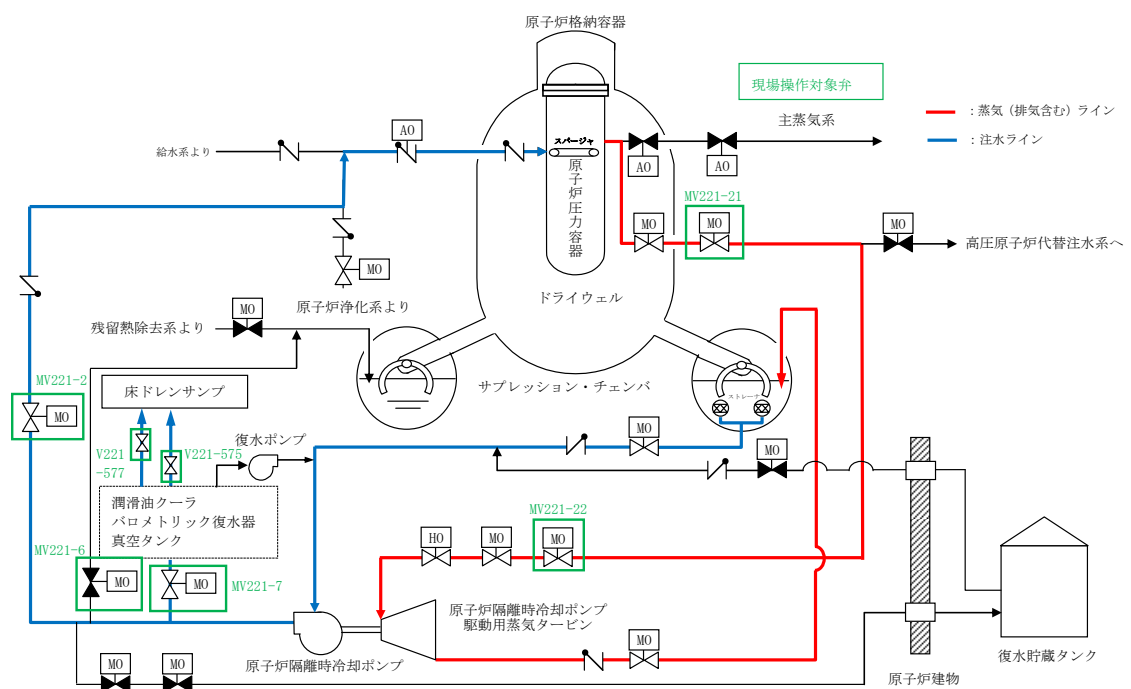


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要 (現場手動操作)

(3) 高圧炉心スプレイ系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心スプレイ系(HPCS)の設備概要を図4に示す。高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ1台、スパーージャ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、サプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパーージャから燃料集合体上に注水する。

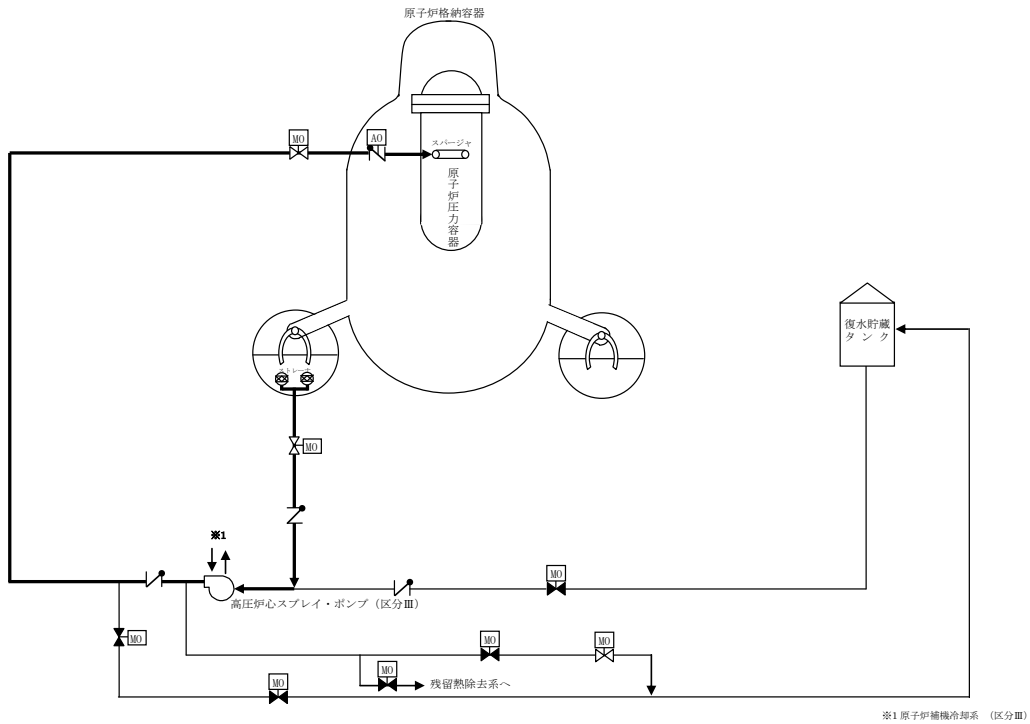


図4 高圧炉心スプレイ系 設備概要

(4) ほう酸水注入系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注入系（SLC）の設備概要を図5に示す。ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入が失敗した場合に、反応度を制御するために十分な量のほう酸水をほう酸水注入ポンプにより加圧し、炉心支持板下部に設置された差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）から原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界に移行させる。

ポンプ吐出圧力は約 11.8MPa であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

また、重大事故等時には、ATWS緩和設備として用いるほか、高圧炉心スプレー系、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用する。

なお、ATWS緩和設備については、「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）」にて記載する。

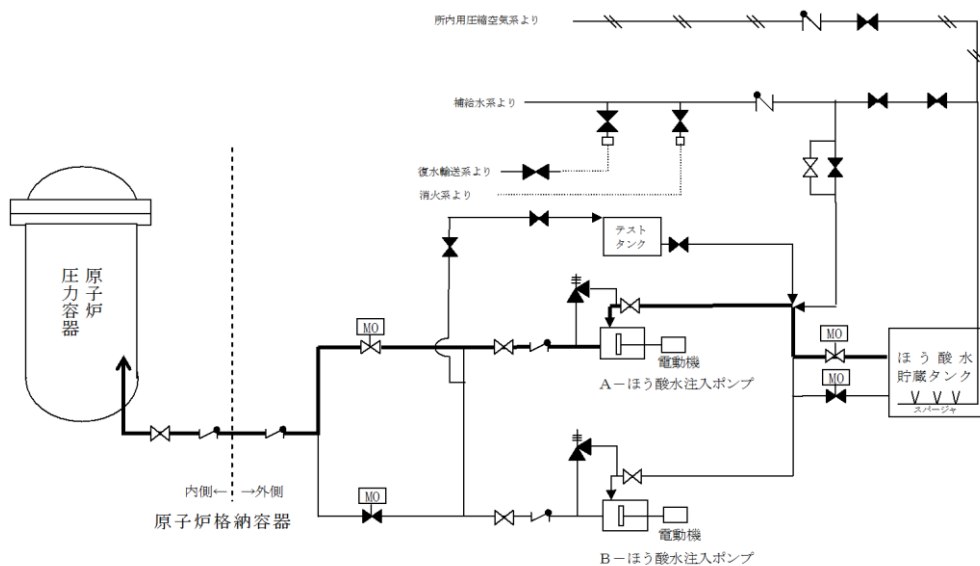


図5 ほう酸水注入系 設備概要

(5) ほう酸水注入系による進展抑制（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）

【自主対策設備】

ほう酸水注入系（発電用原子炉へ注水を継続させる場合）の設備概要を図6に示す。（4）ほう酸水注入系による進展抑制に加えて，補給水系（水源は純水タンク）の水をほう酸水注入ポンプにより加圧し，原子炉压力容器へ注水を継続する。また，仮設ホースを用いて接続することで復水輸送系（水源は復水貯蔵タンク）又は消火系（水源はろ過水タンク）の水をほう酸水注入ポンプにより加圧し，原子炉压力容器へ注水を継続する。

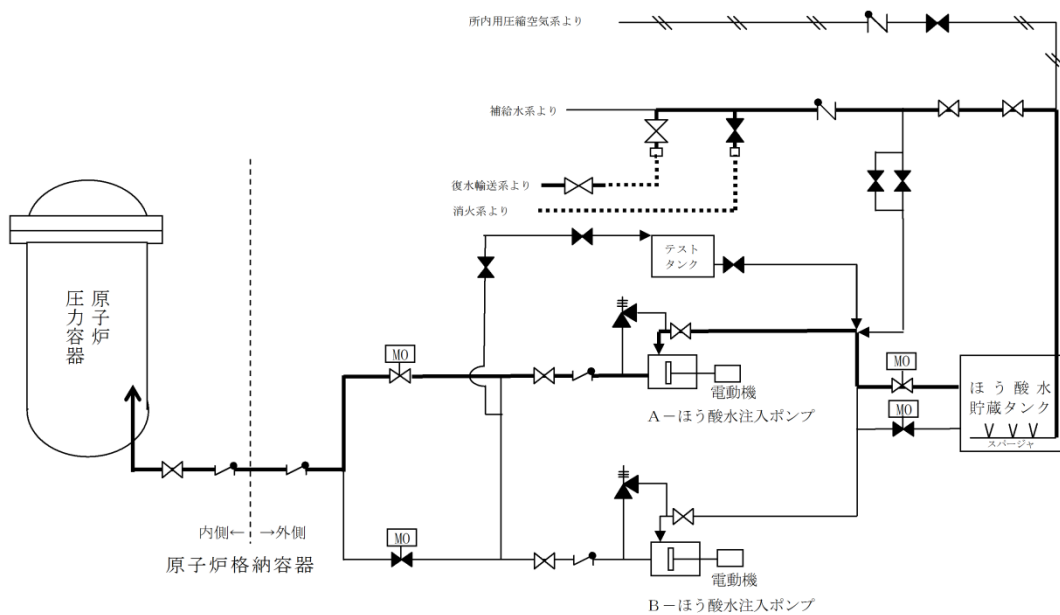


図6 ほう酸水注入ポンプによる原子炉注水 設備概要

(6) 制御棒駆動系による進展抑制【自主対策設備】

制御棒駆動系の設備概要を図7に示す。制御棒駆動系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵タンク（CST）の水を制御棒駆動水圧ポンプ（CRDポンプ）により加圧し、水圧制御ユニット（HCU）のアクキュムレータ充てん水、及び制御棒駆動機構の冷却水並びに駆動水として供給する。

通常運転時のポンプ吐出圧力は約 13.8MPa であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

重大事故等時に使用可能である場合は、復水貯蔵タンクの水を充てん水ラインを通じて原子炉圧力容器へ注水する。

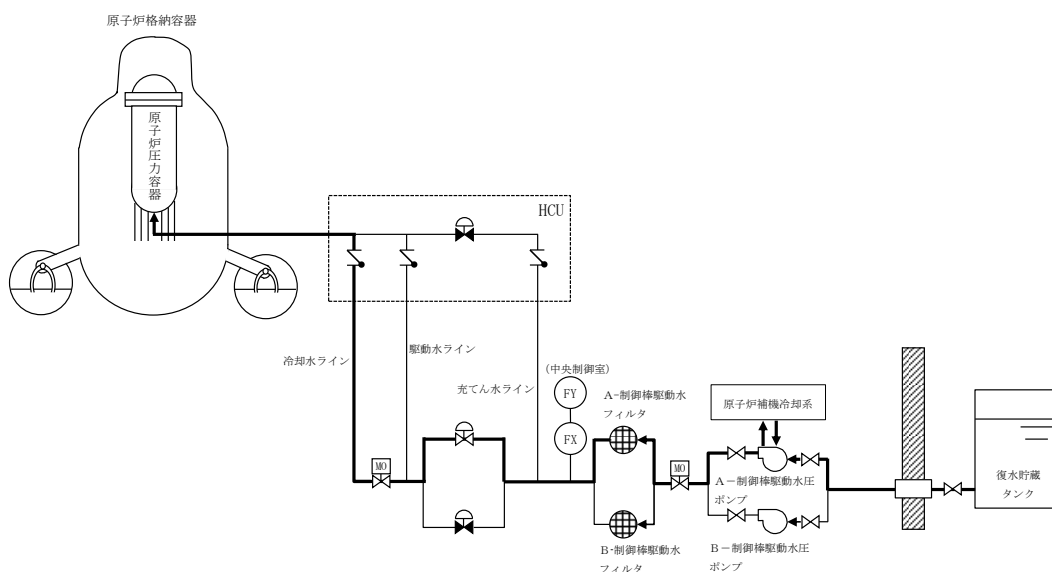


図7 制御棒駆動水圧ポンプによる炉心注水 設備概要

45-8 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁（HO弁）に関する説明書

原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁について

(1) 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系タービン蒸気加減弁は、制御装置からの開度指令信号を受けて、油圧制御により開度調整され、原子炉圧力、タービン入口蒸気圧力に関わりなく、ポンプ流量が所定の流量となるようにタービン回転数を制御する役割を担う。

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を図1に示す。タービン蒸気加減弁の弁棒がリンク機構を介して、アクチュエータに接続されており、開度指令信号がサーボ弁を介してアクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。

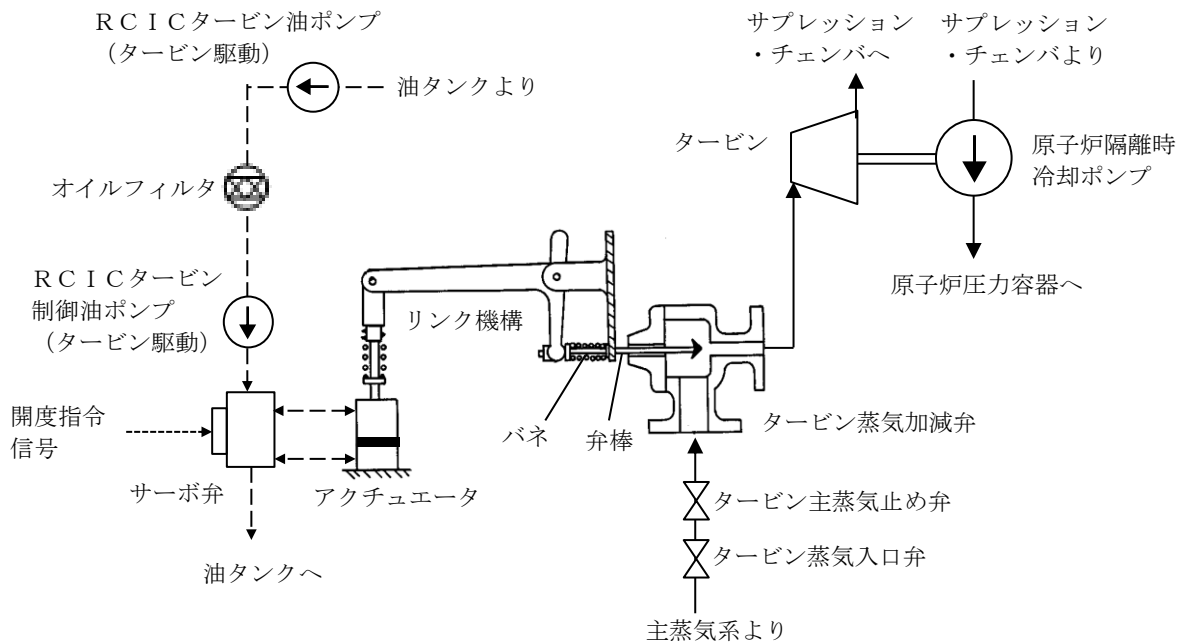


図1 タービン蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

(2) タービン蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

アクチュエータの作動油は、タービン軸で駆動するシャフトにより駆動する油ポンプ及び制御油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が切れることはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、サーボ弁内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時、蒸気加減弁は全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認するとともに、タービン蒸気入口弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うこととする。

45-9 高圧原子炉代替注水系の設計上の考慮に関する説明書

高圧原子炉代替注水系の設計上の考慮について

高圧原子炉代替注水系（HPAC）は、重大事故等時に原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するための重大事故防止設備として設置する。原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系系統概要図を図1に示す。

高圧原子炉代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同様に主蒸気を駆動源とし、原子炉隔離時冷却系蒸気ラインの配管及び弁の一部を流路として兼用するため、原子炉隔離時冷却系が運転中に機能喪失した場合においても高圧原子炉代替注水系の起動可否を速やかに判断することが可能な設計とする。

具体的には、原子炉隔離時冷却系の運転中に機器の故障等が発生した場合、蒸気内側／外側隔離弁（図1の①）、主塞止弁等（図1の②）が閉止し系統が隔離されるが、RCIC HPACタービン蒸気入口弁（図1の③）の上流に設置する圧力計（図1の④）の値を中央制御室で確認することにより、高圧原子炉代替注水系駆動用蒸気タービンへの蒸気ラインの健全性の判断が可能である。

また、RCIC HPACタービン蒸気入口弁について、高圧原子炉代替注水ポンプを設置するC-RHRポンプ室に設置することにより、RCICポンプ室が高温環境になった場合においても、現場での当該弁の操作によりHPACの現場起動操作が可能である。

当初設計では圧力計は設置せず、RCIC HPACタービン蒸気入口弁はRCICポンプ室へ設置する設計としていたが、原子炉隔離時冷却系運転中の機能喪失を考慮し設計変更を行う。

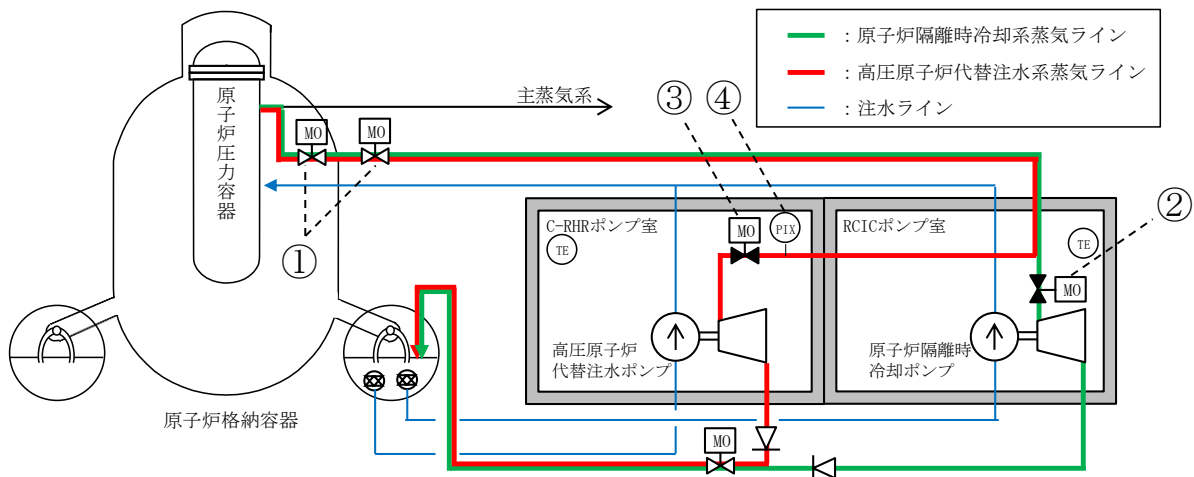


図1 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系 系統概要図

以上

46 条 補足説明資料

- 46-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 46-2 単線結線図
- 46-3 配置図
- 46-4 系統図
- 46-5 試験及び検査
- 46-6 容量設定根拠
- 46-7 接続図
- 46-8 保管場所図
- 46-9 アクセスルート図
- 46-10 その他設備
- 46-11 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について
- 46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

46-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				逃がし安全弁	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				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		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
			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)		弁 (空気作動弁)	B	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料		46-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同様の系統構成	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	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				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		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)	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	原子炉建物原子炉棟内設備，その他の建物内設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J	
			関連資料	46-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		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 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
		第6号	設置場所	対象外 (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設備あり)－屋内		A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		—
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				自動減圧起動阻止スイッチ	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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		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)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		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			—		
	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設備あり) －屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		代替自動減圧起動阻止スイッチ		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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図	
		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)	計測制御設備	J	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	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 代替自動減圧機能について, 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		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			—		
	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設備あり) —屋内	A a
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料		46-3 配置図, 46-11 代替自動減圧機能について		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）		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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 接続作業	B b, B c, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 配置図		
		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	46-3 配置図, 46-4 系統図	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	46-3 配置図		
		第3項	第1号	可搬 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬 SA の接続性	ボルト・ネジ接続	A	
			関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図		
	第3号		異なる複数の接続箇所確保	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			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なし)	A b	
			関連資料	46-3 配置図		
第6号	アクセスルート		屋内アクセスルートの確保	A		
	関連資料		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	46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 配置図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				逃がし安全弁逃し弁機能用アキュムレータ	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図		
		第2号	操作性		操作不要	—	
			関連資料		—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C	
			関連資料		46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が不要	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	46-4 系統図			
	第6号	設置場所		対象外 (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	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因		対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料		46-2 単線結線図, 46-3 配置図, 46-4 系統図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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		逃がし安全弁用窒素ガスボンベ		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	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図, 46-8 保管場所図	
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	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	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	46-3 配置図, 46-7 接続図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	専用の接続	D	
			関連資料	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	—		
		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の選定)	—	
			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			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル		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	原子炉建物原子炉棟内設備，屋外設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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	46-3 配置図，46-4 系統図		
		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	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	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	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	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	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				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	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		RHR注水弁 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	弁操作	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 (電動弁)	B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	—		
		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			—		
	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		L P C S注水弁 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	弁操作	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 (電動弁)	B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	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			—		
	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—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	対象外
				関連資料	—	

46-2 単線結線図

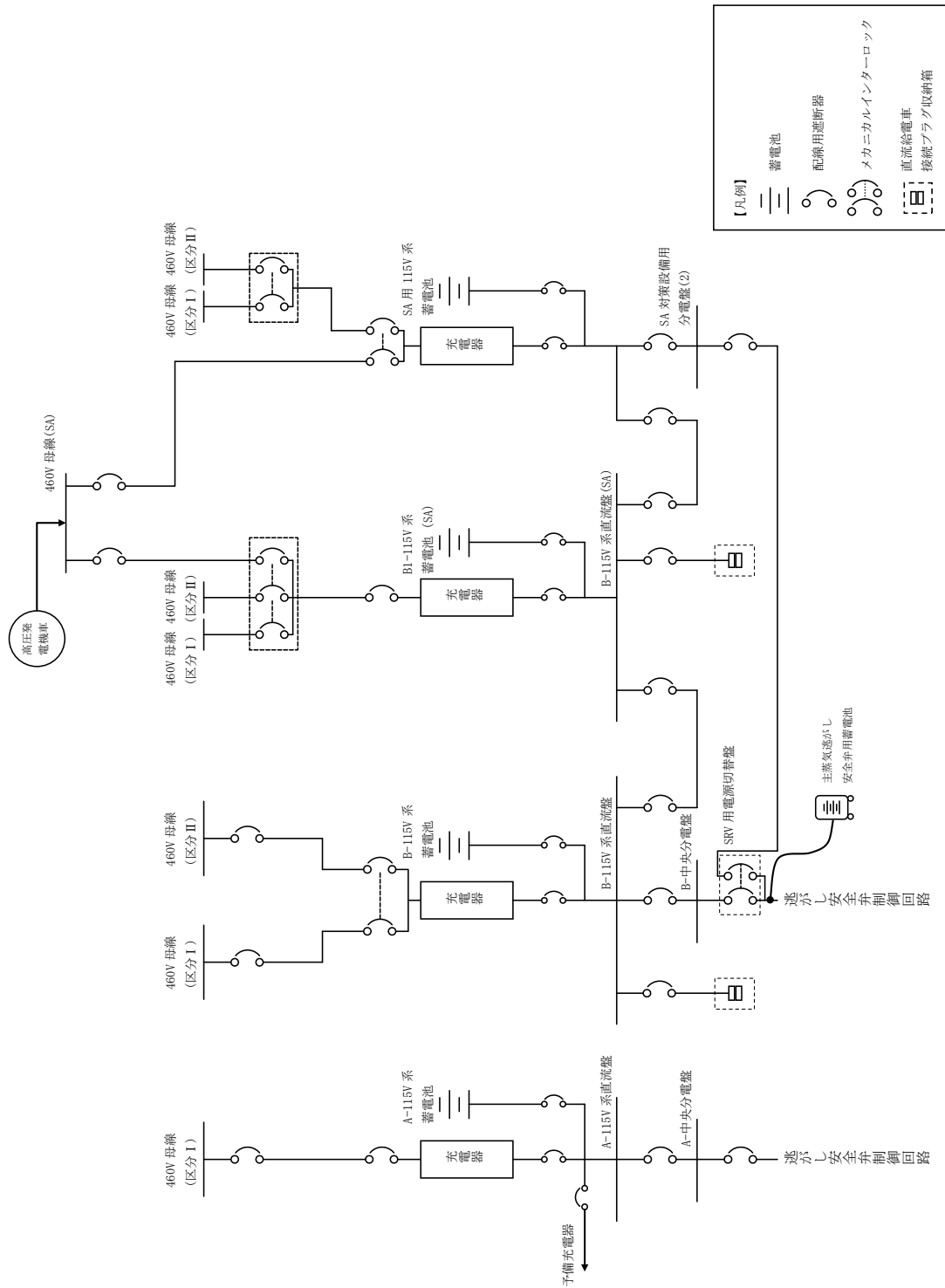


図1 代替電源系統図

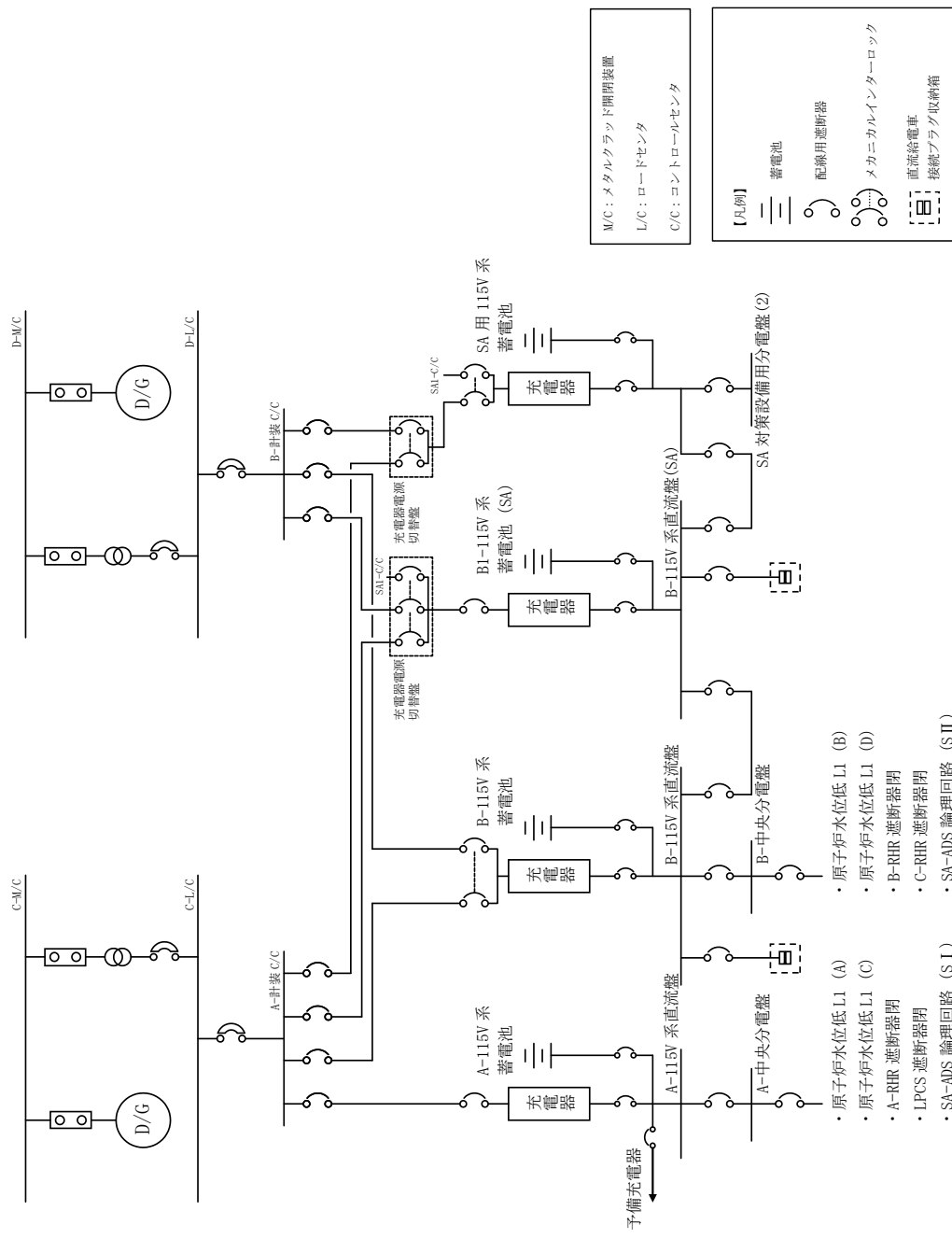


図2 代替電源系統図 (代替自動減圧)

46-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備を示す。

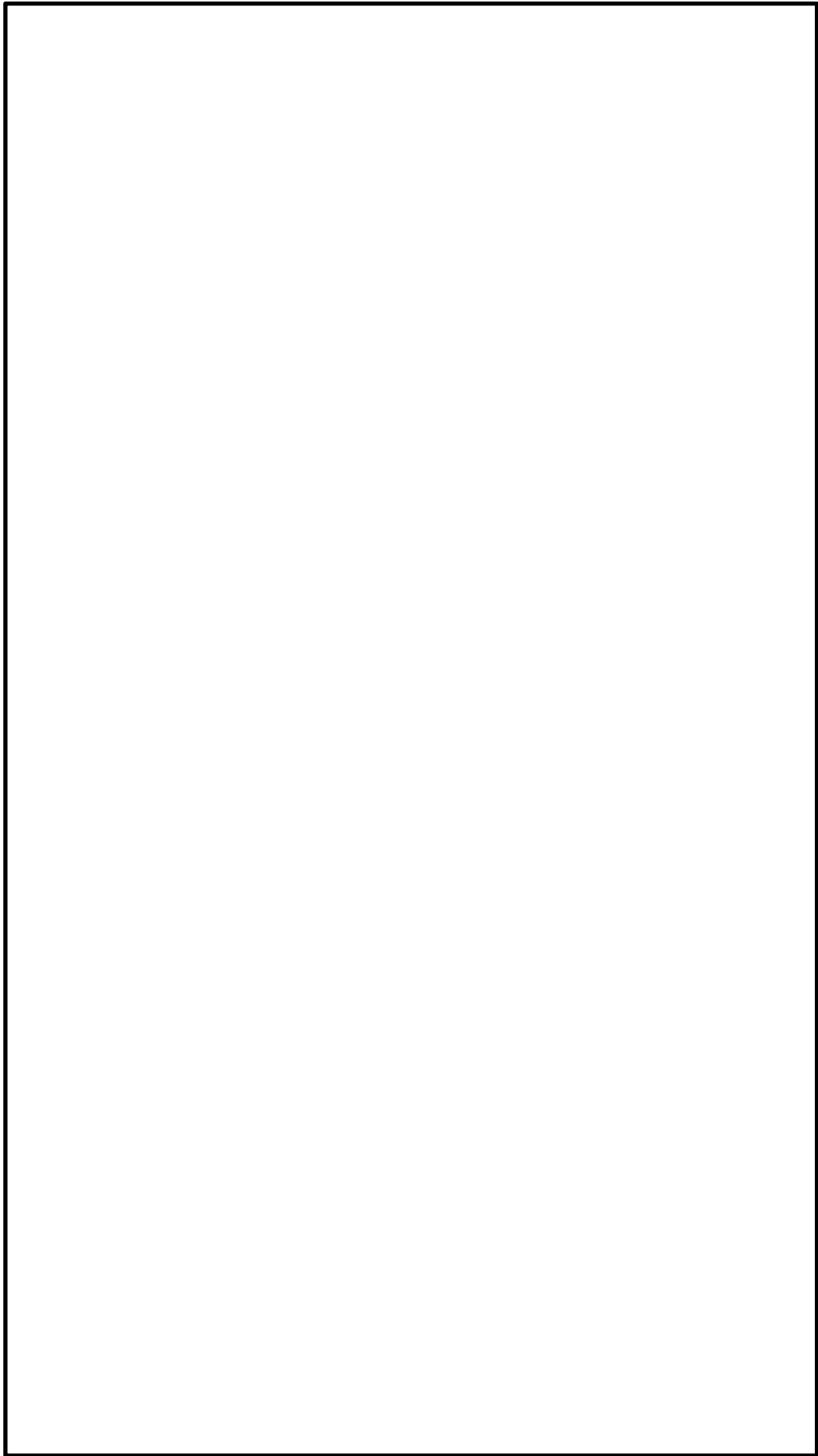


図 1 代替自動減圧機能及び自動減圧電器盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

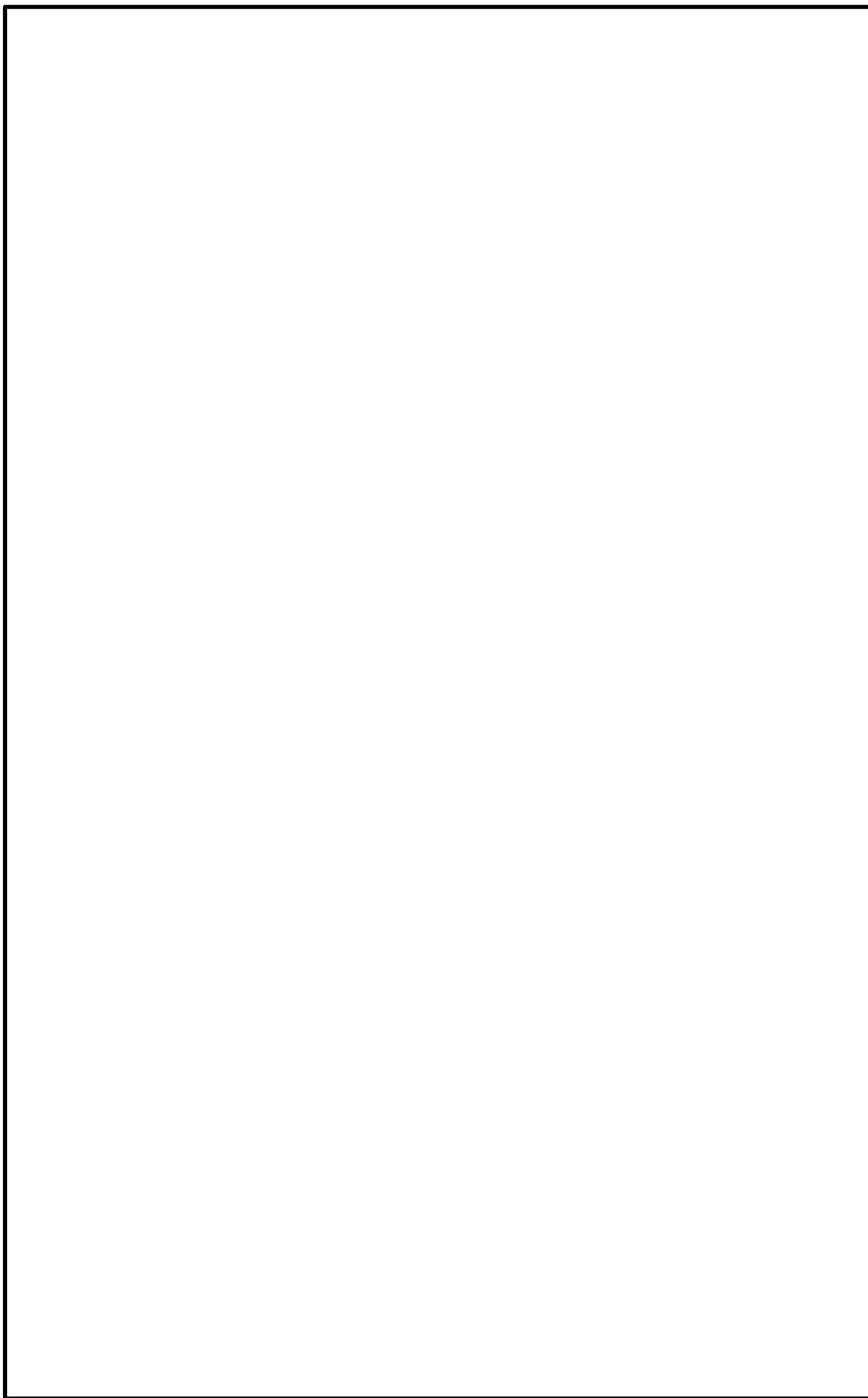


図2 代替自動減圧機能（計器）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

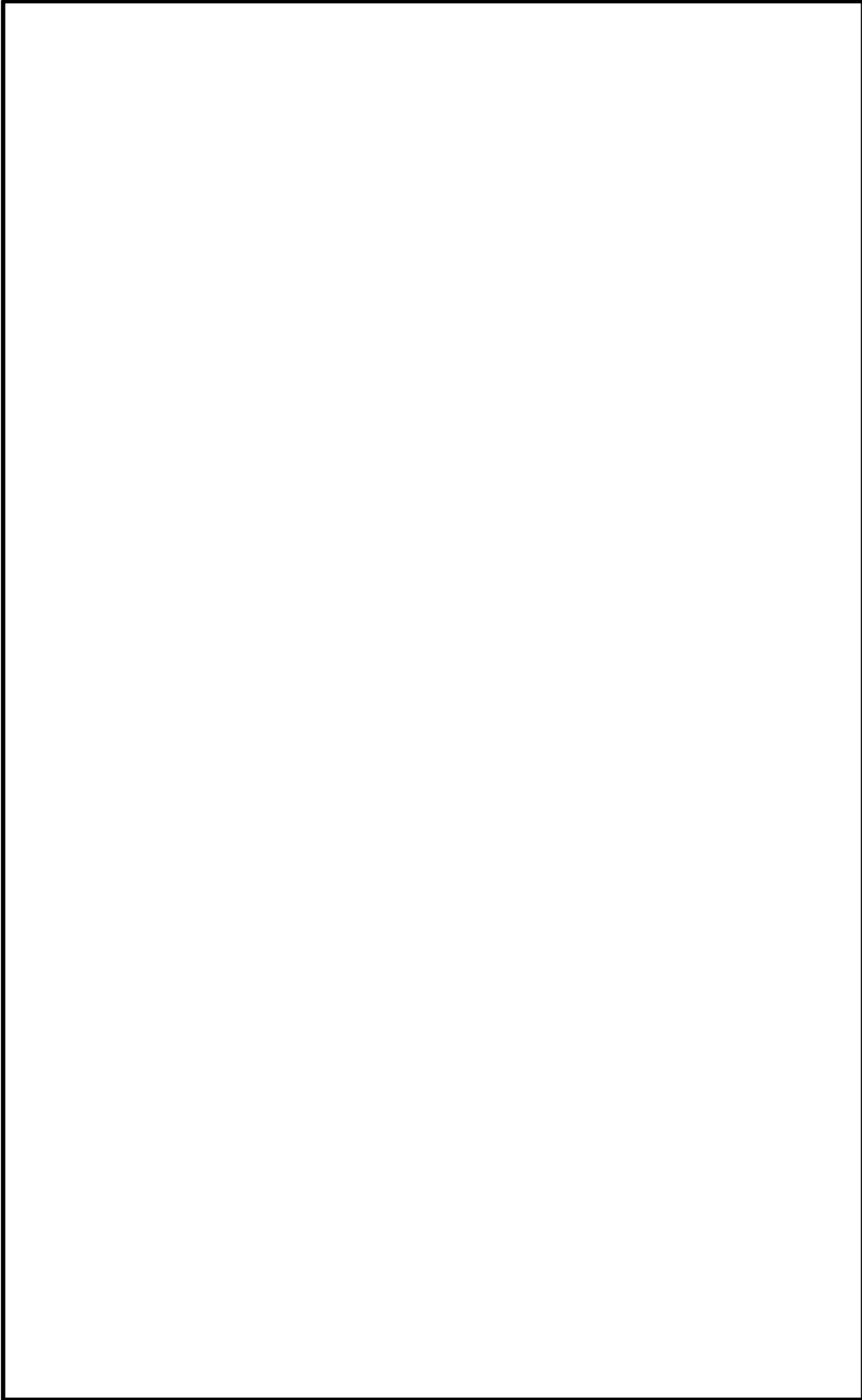


図3 中央制御室操作盤の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

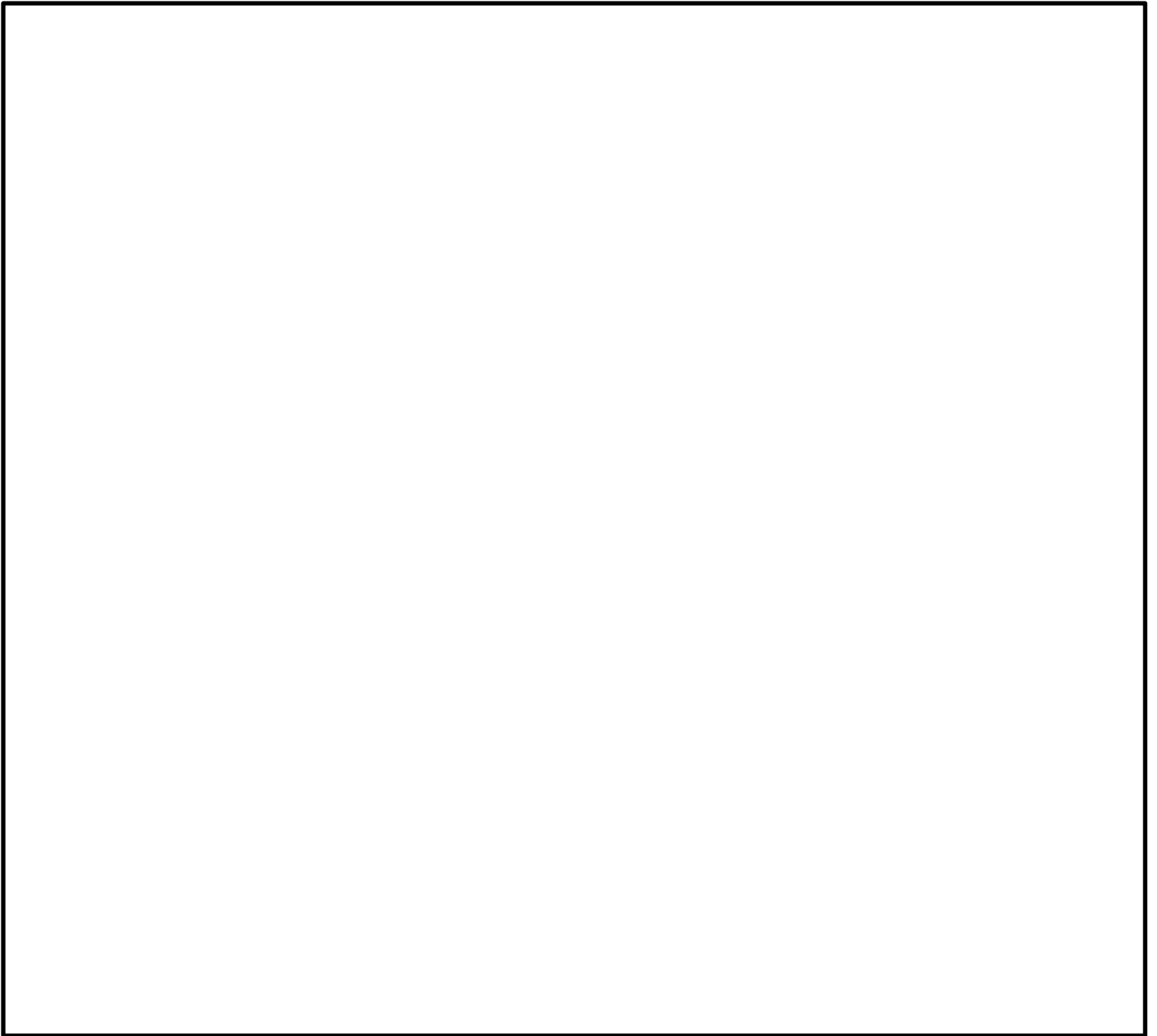


図4 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（ポンベ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

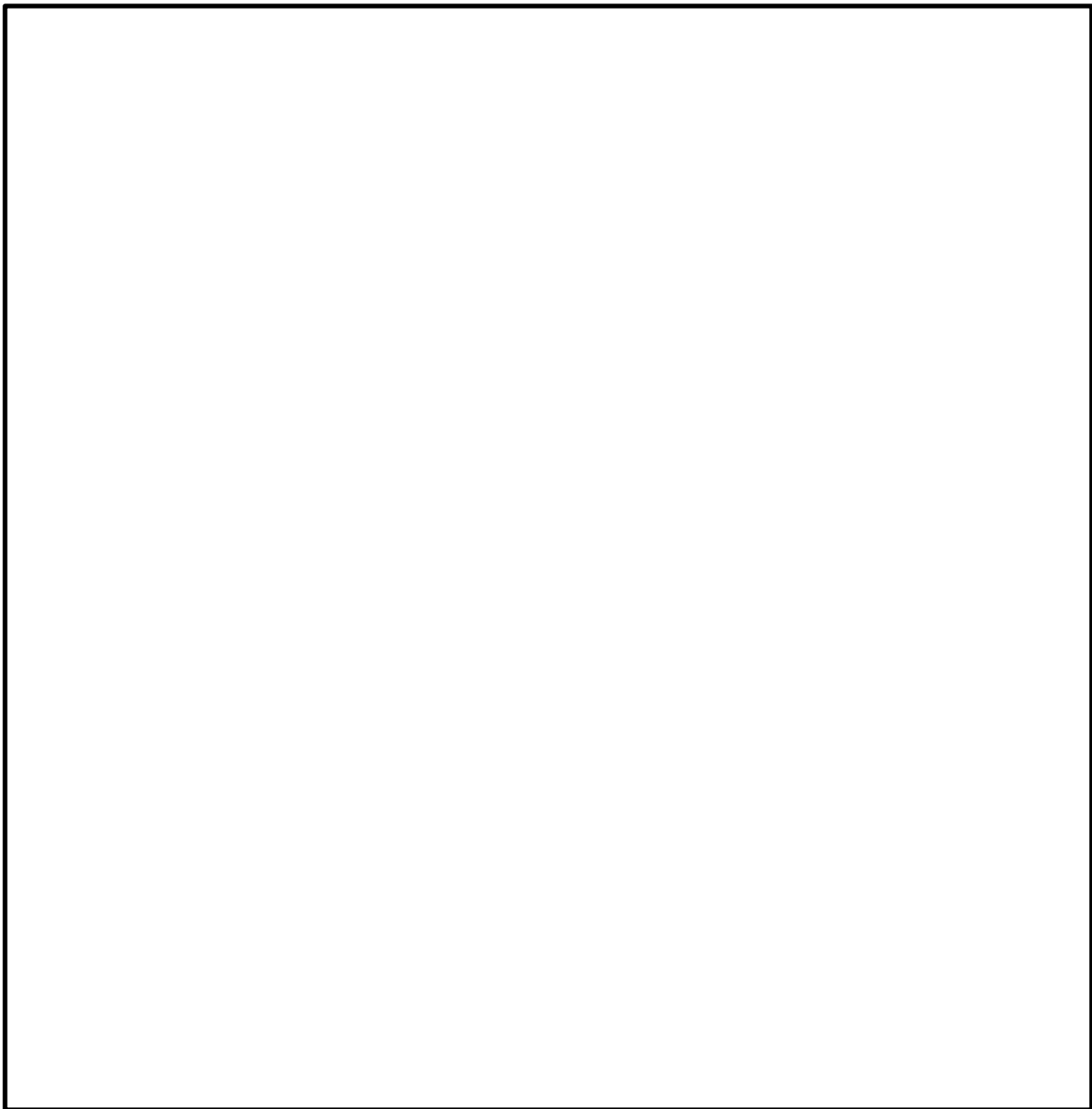


図5 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（窒素ガスポンベ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

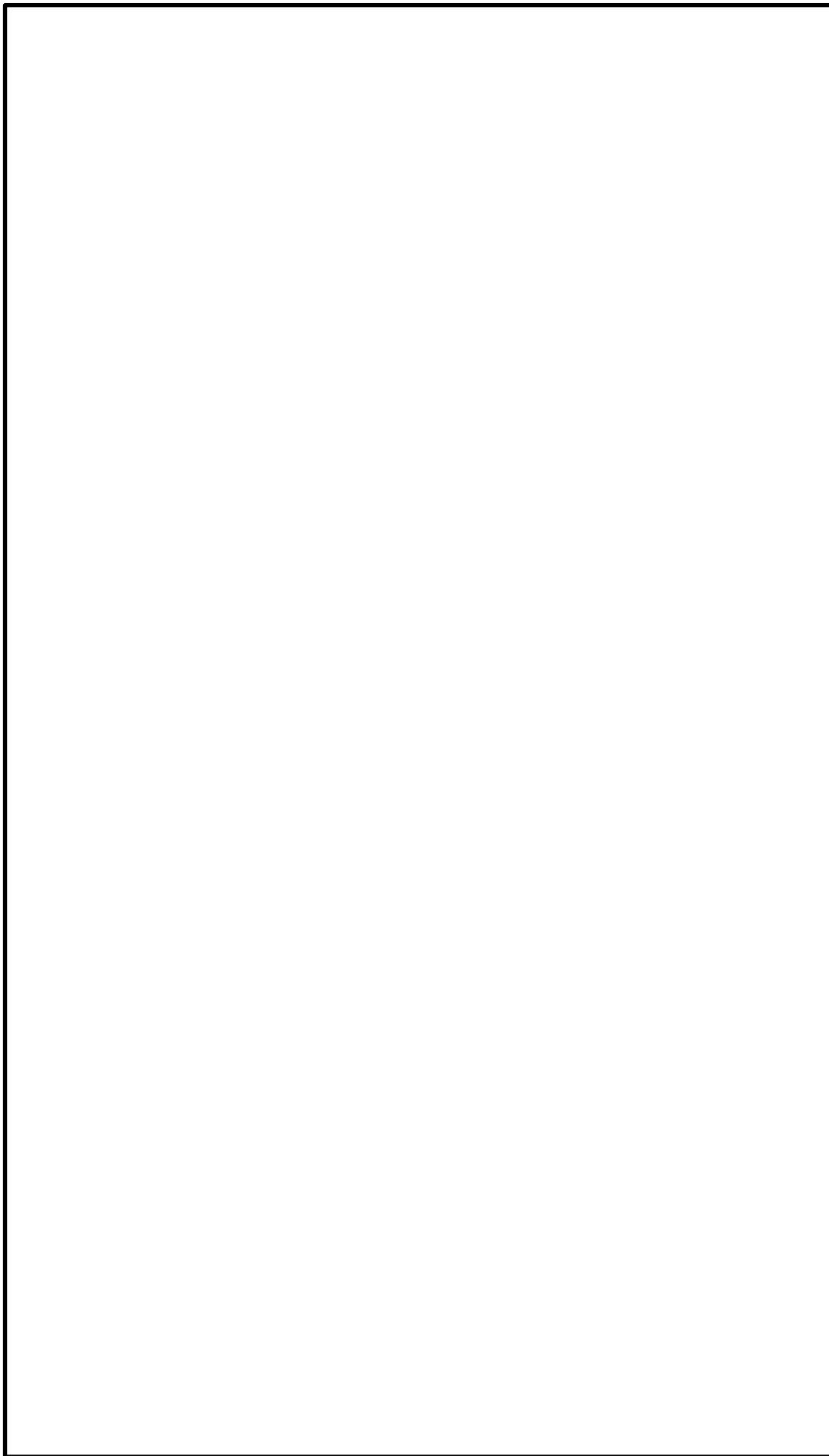


図6 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

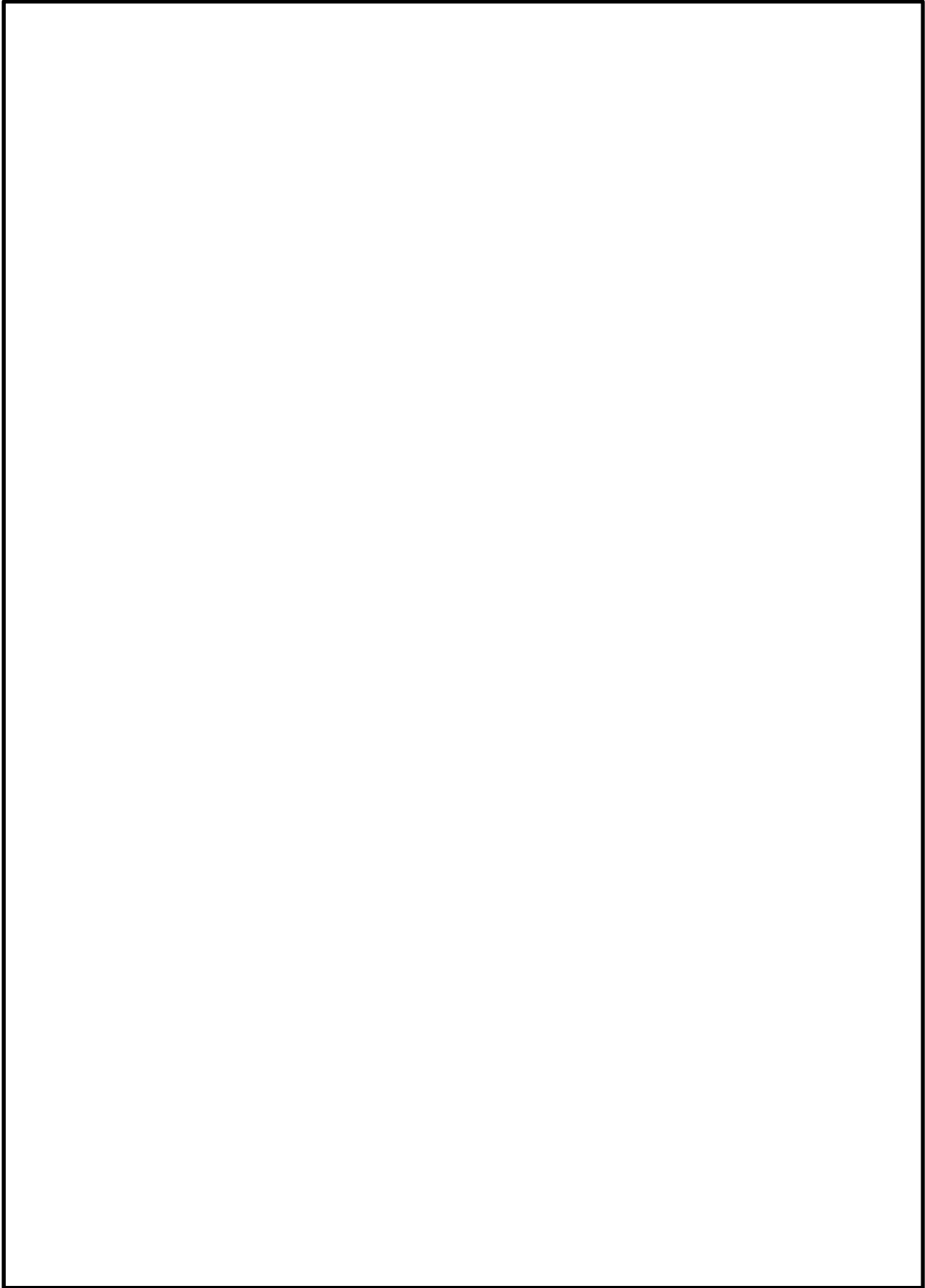


図 7 逃がし安全弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

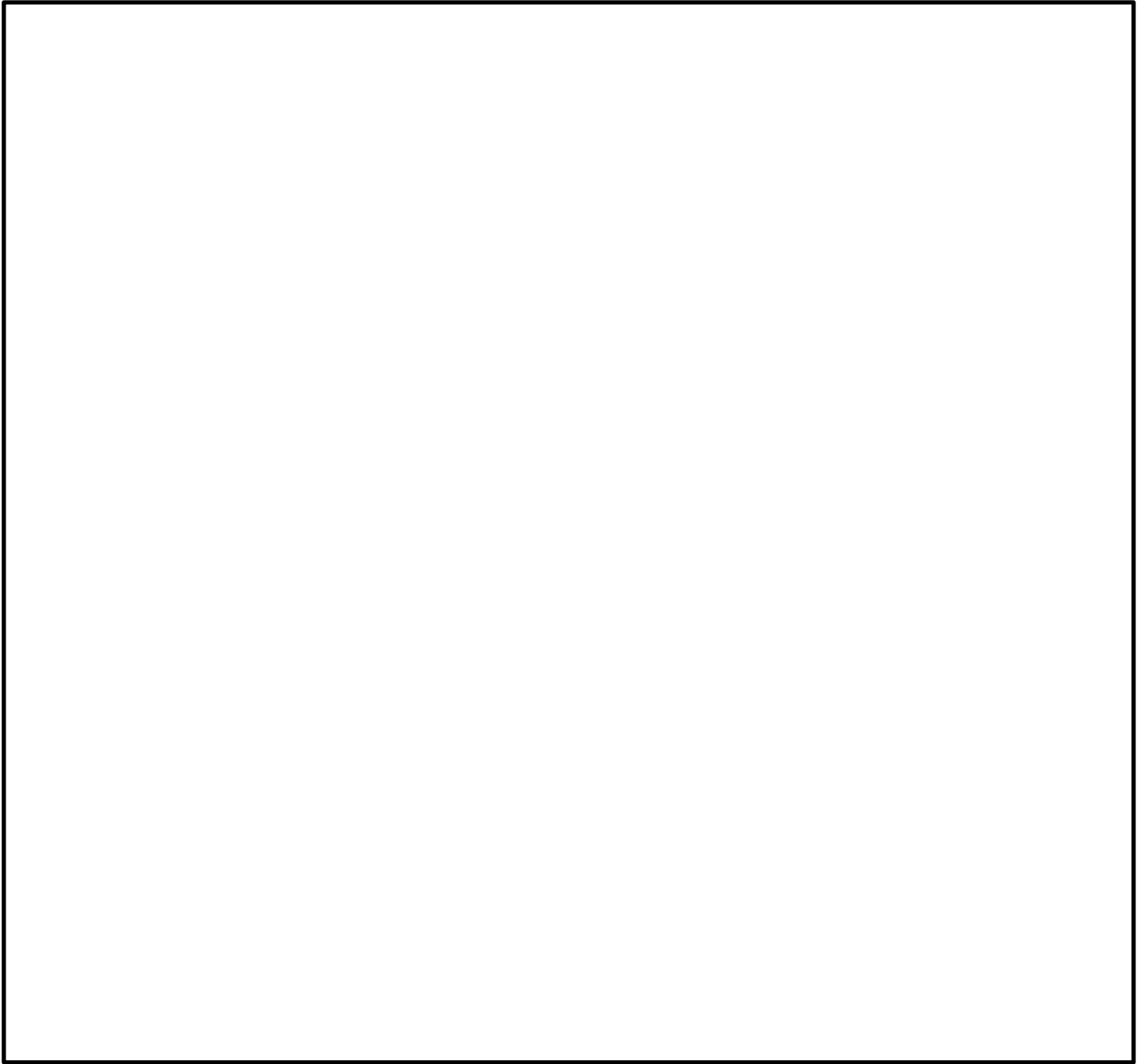


図 8 可搬型代替直流電源設備の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

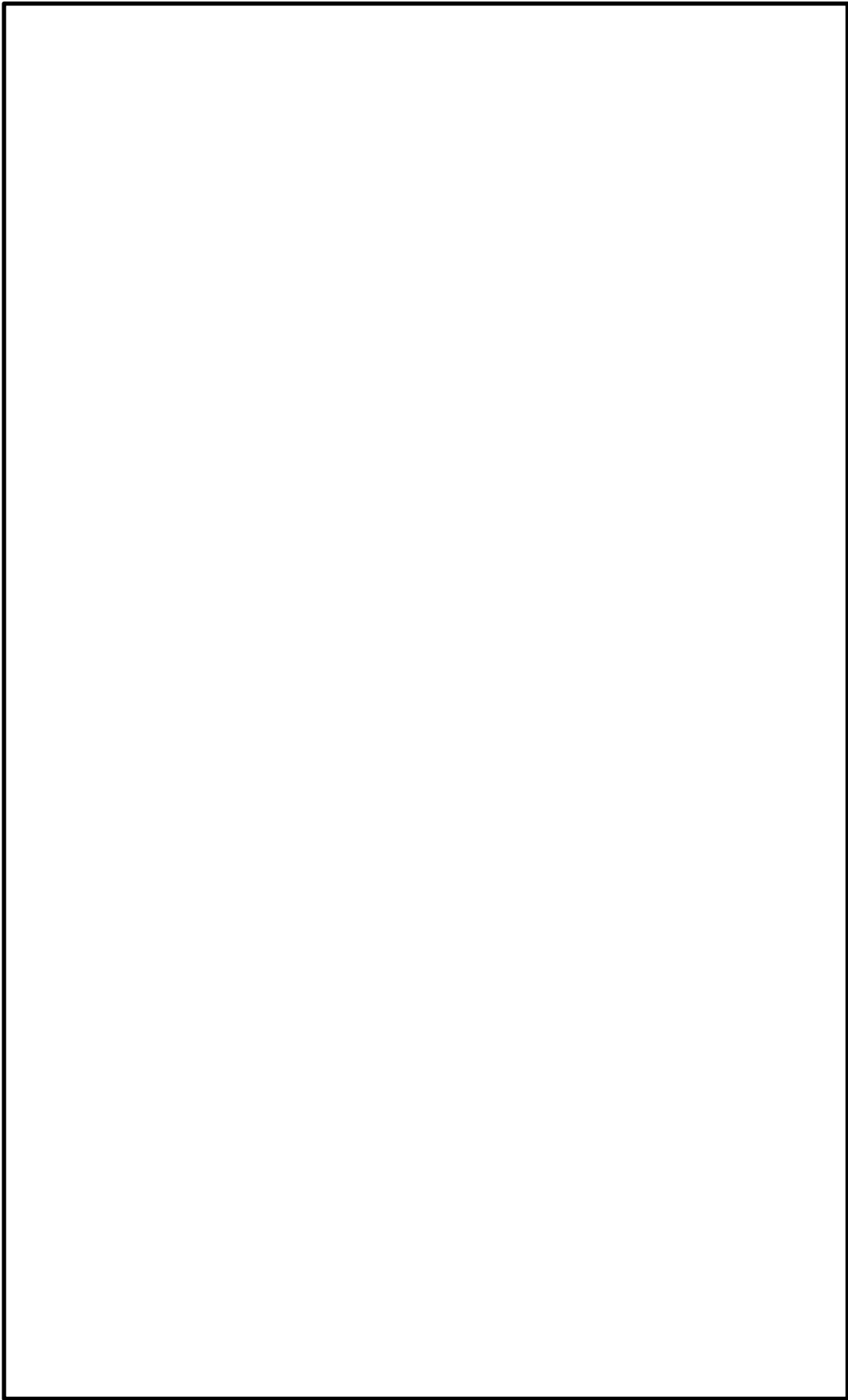


図9 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-4 系統図

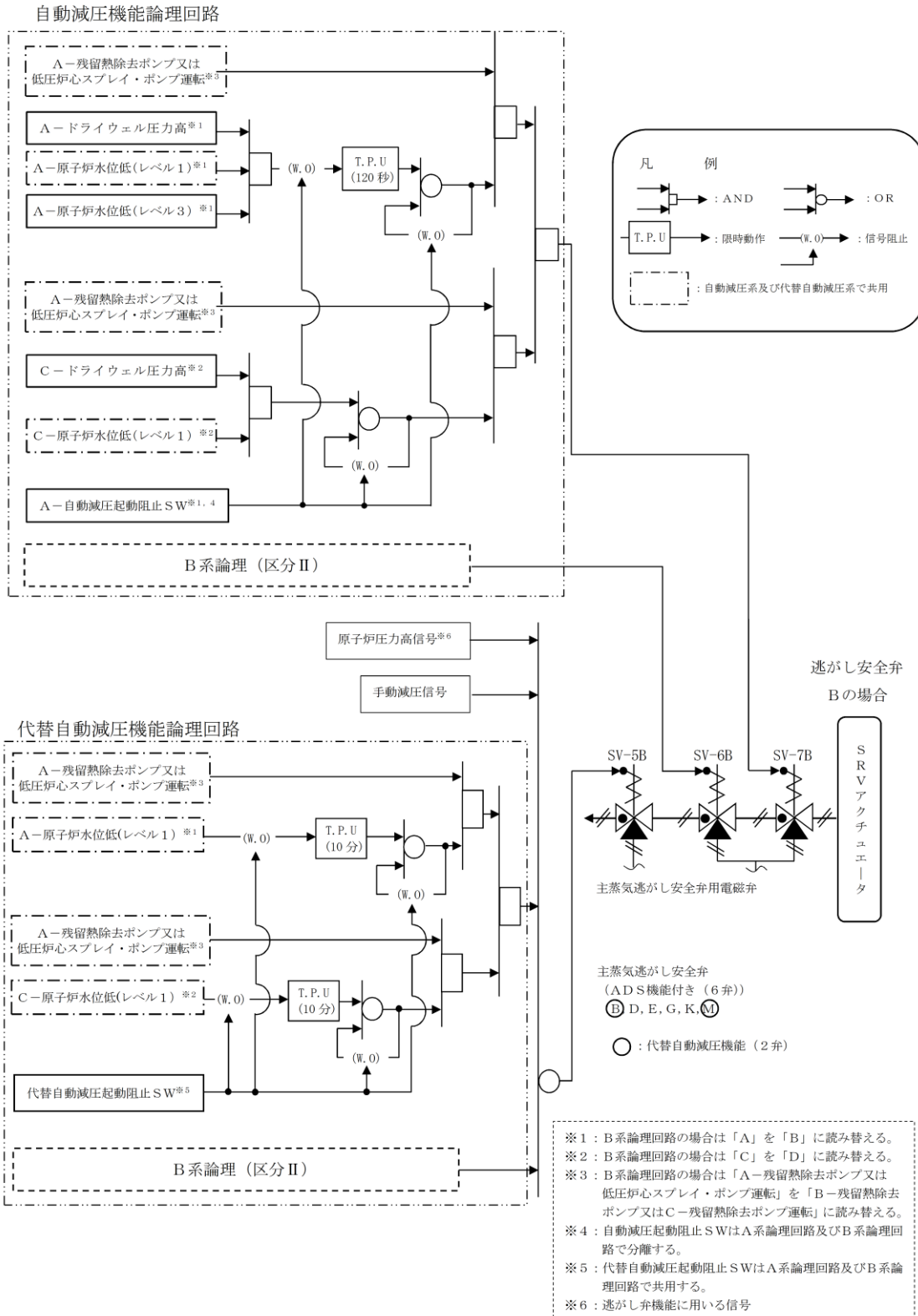


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

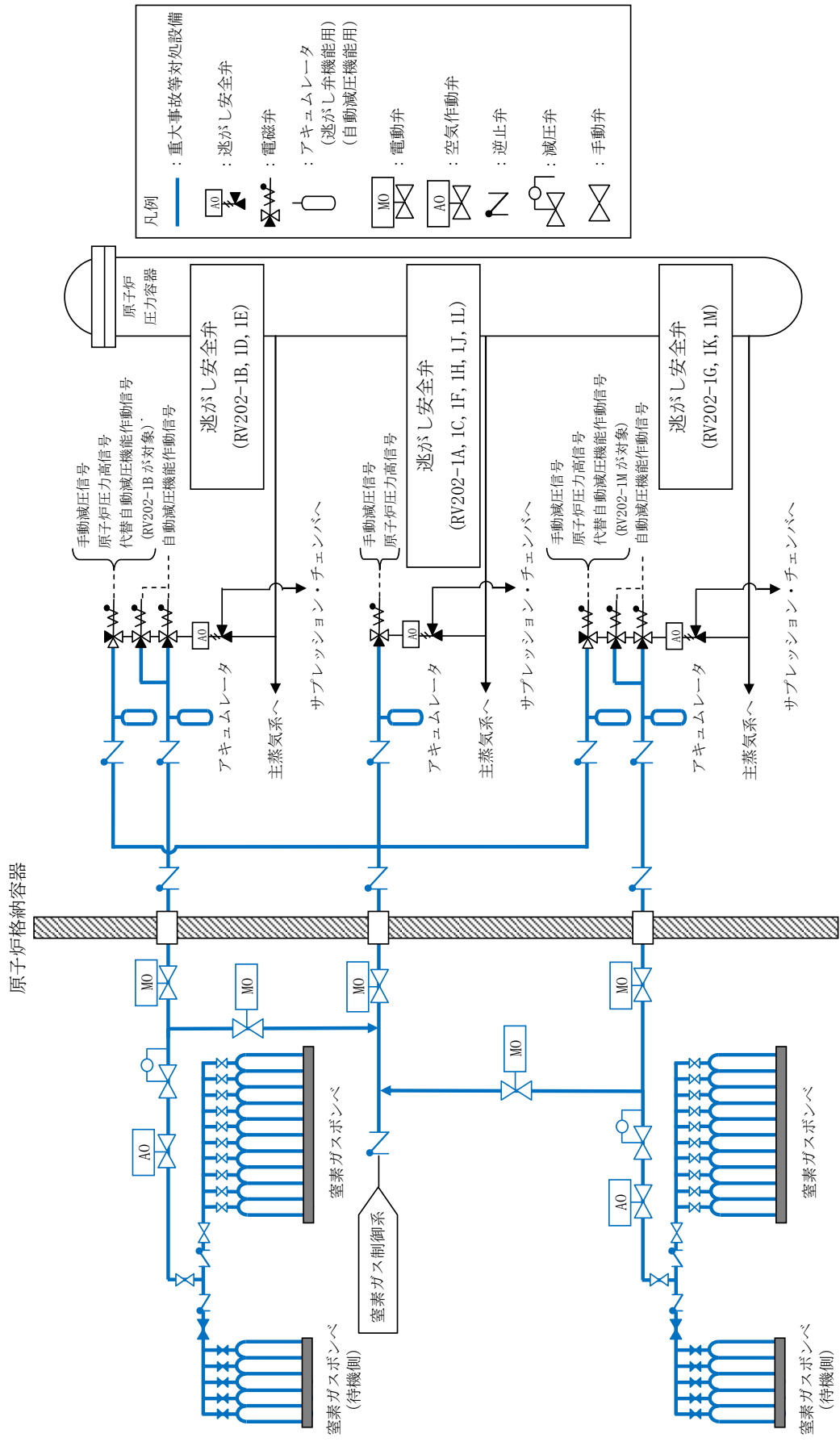


図2 逃がし安全弁窒素ガス供給系 系統概要図

操作対象弁リスト

表 1 2号機操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
A-ADS窒素ガスポンベ出口弁 (待機側)	V227-1A-11~15	ポンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物付属棟
B-ADS窒素ガスポンベ出口弁 (待機側)	V227-1B-11~15	ポンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物付属棟
A-ADS窒素ガスポンベ供給元弁 (待機側)	V227-11A	ポンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物付属棟
B-ADS窒素ガスポンベ供給元弁 (待機側)	V227-11B	ポンベ切替操作	全閉⇒全開	原子炉建物付属棟

原子炉建物原子炉棟

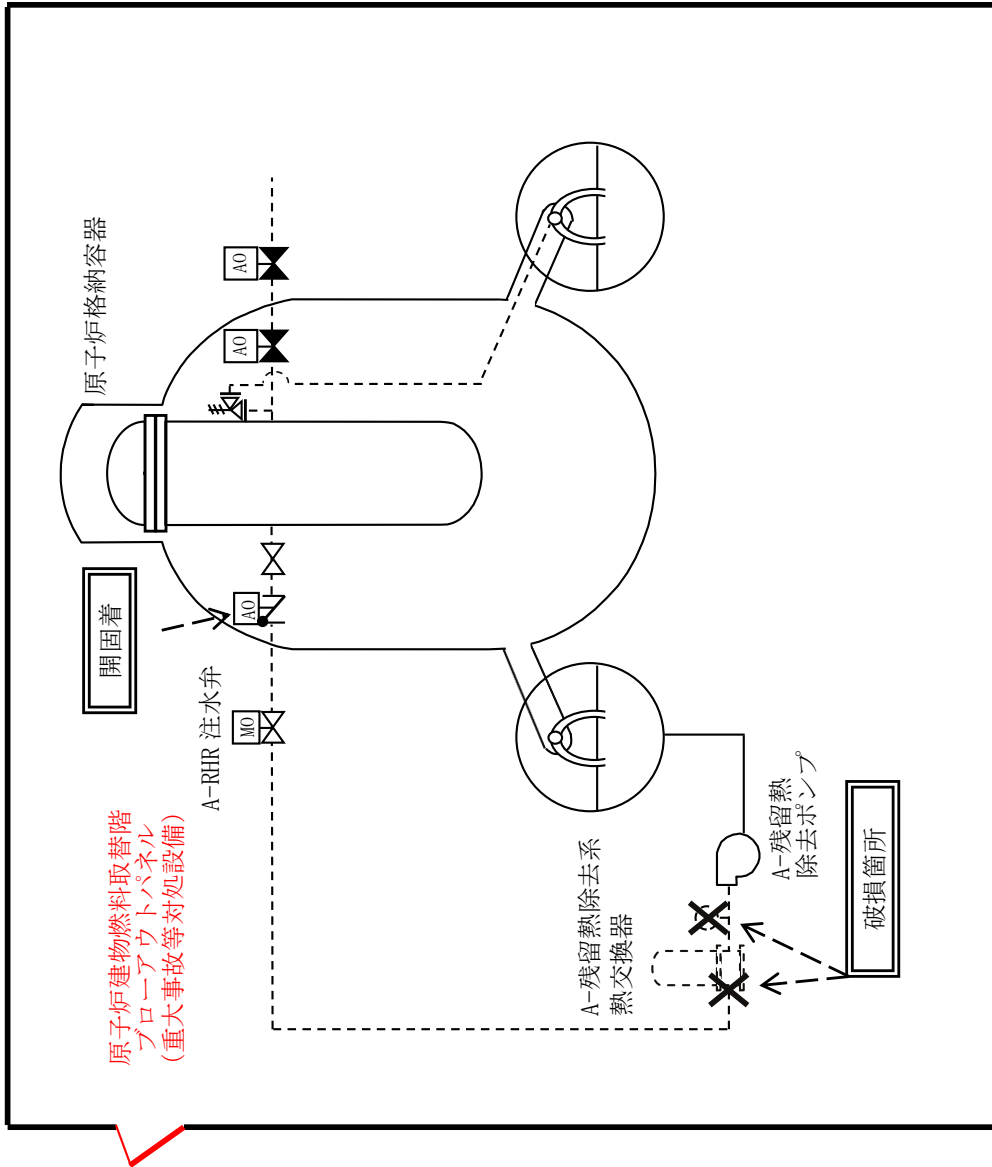


図3 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの概略系統図 (インターフェイスシステムLOCA発生時)

46-5 試験及び検査

島根原子力発電所2号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は頻度	検査名	備考
主蒸気系	主蒸気系一式	高	外觀点検 機能・性能試験	10C	構造健全性検査	
	自動減圧系一式	高	機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査 自動減圧系機能検査	
	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
	L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	分解点検 機能・性能試験	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	分解点検 機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査		
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外觀点検 漏えい試験	10C	原子炉冷却系統設備検査		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュムレータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外觀点検 漏えい試験	10C	原子炉冷却系統設備検査		

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17保全サイクル 定期事業者検査要領書
(第1次改正)

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：S2-17-II-8

中国電力株式会社
島根原子力発電所 第2号機
第17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：S2-17-II-6

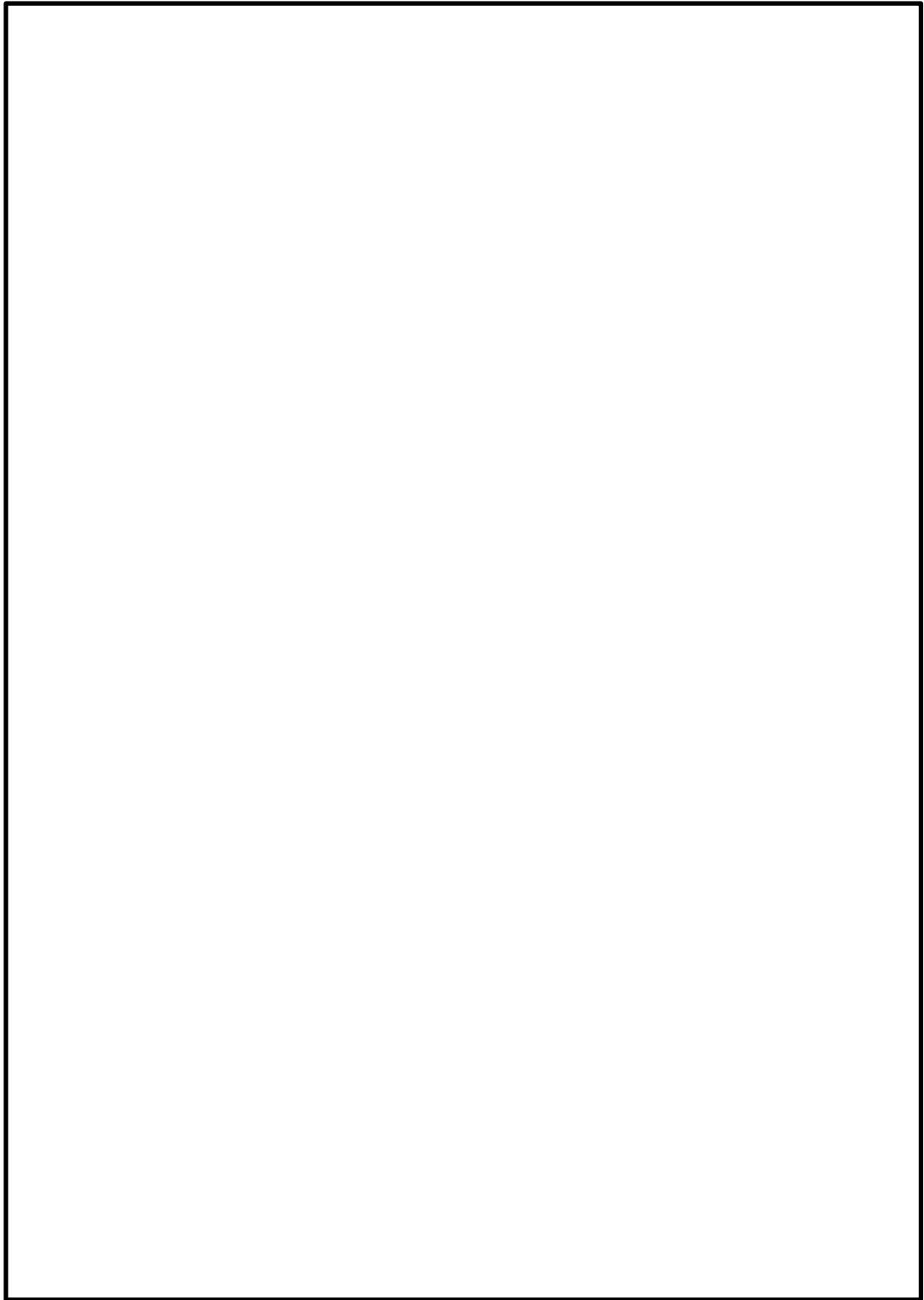


図 1 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

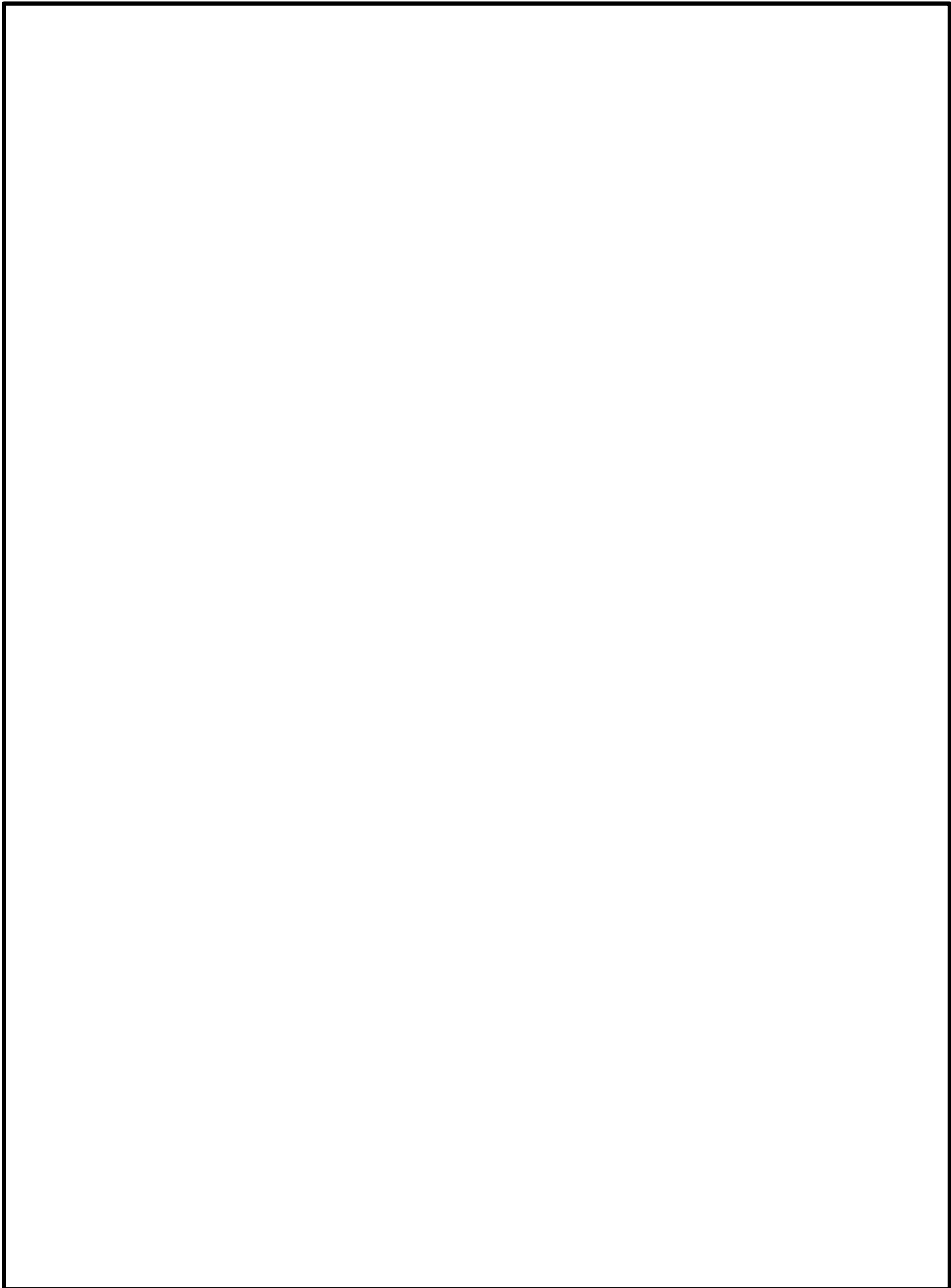


図2 逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の 重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式又は 頻度	検査名	備考
主蒸気系一式	主蒸気系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
			機能・性能試験	1C	主蒸気隔離弁機能検査	
自動減圧系一式	自動減圧系一式	高	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	A-主蒸気速がし安全弁 RV202-1A	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	B-主蒸気速がし安全弁 RV202-1B	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	C-主蒸気速がし安全弁 RV202-1C	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	D-主蒸気速がし安全弁 RV202-1D	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	E-主蒸気速がし安全弁 RV202-1E	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	F-主蒸気速がし安全弁 RV202-1F	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	G-主蒸気速がし安全弁 RV202-1G	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	H-主蒸気速がし安全弁 RV202-1H	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
I-主蒸気速がし安全弁 RV202-1I	I-主蒸気速がし安全弁 RV202-1I	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	J-主蒸気速がし安全弁 RV202-1J	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	K-主蒸気速がし安全弁 RV202-1K	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	L-主蒸気速がし安全弁 RV202-1L	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	M-主蒸気速がし安全弁 RV202-1M	高	機能・性能試験	1C	主蒸気速がし安全弁・安全弁機能検査	
			分解点検	13M	主蒸気速がし安全弁分解検査	
主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	主蒸気系速がし安全弁自動減圧機能用アキュム レータ T-2B, 2D, 2E, 2G, 2K, 2M	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		
主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	主蒸気系速がし安全弁速がし弁機能用アキュム レータ T-1A, 1B, 1C, 1D, 1E, 1F, 1G, 1H, 1J, 1K, 1L, 1M	高	外観点検	10C	原子炉冷却系統設備検査	
			漏えい試験	10C		

中国電力株式会社
島根原子力発電所第2号機
第17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 : S2-17-I-2

代替自動減圧機能の試験・検査

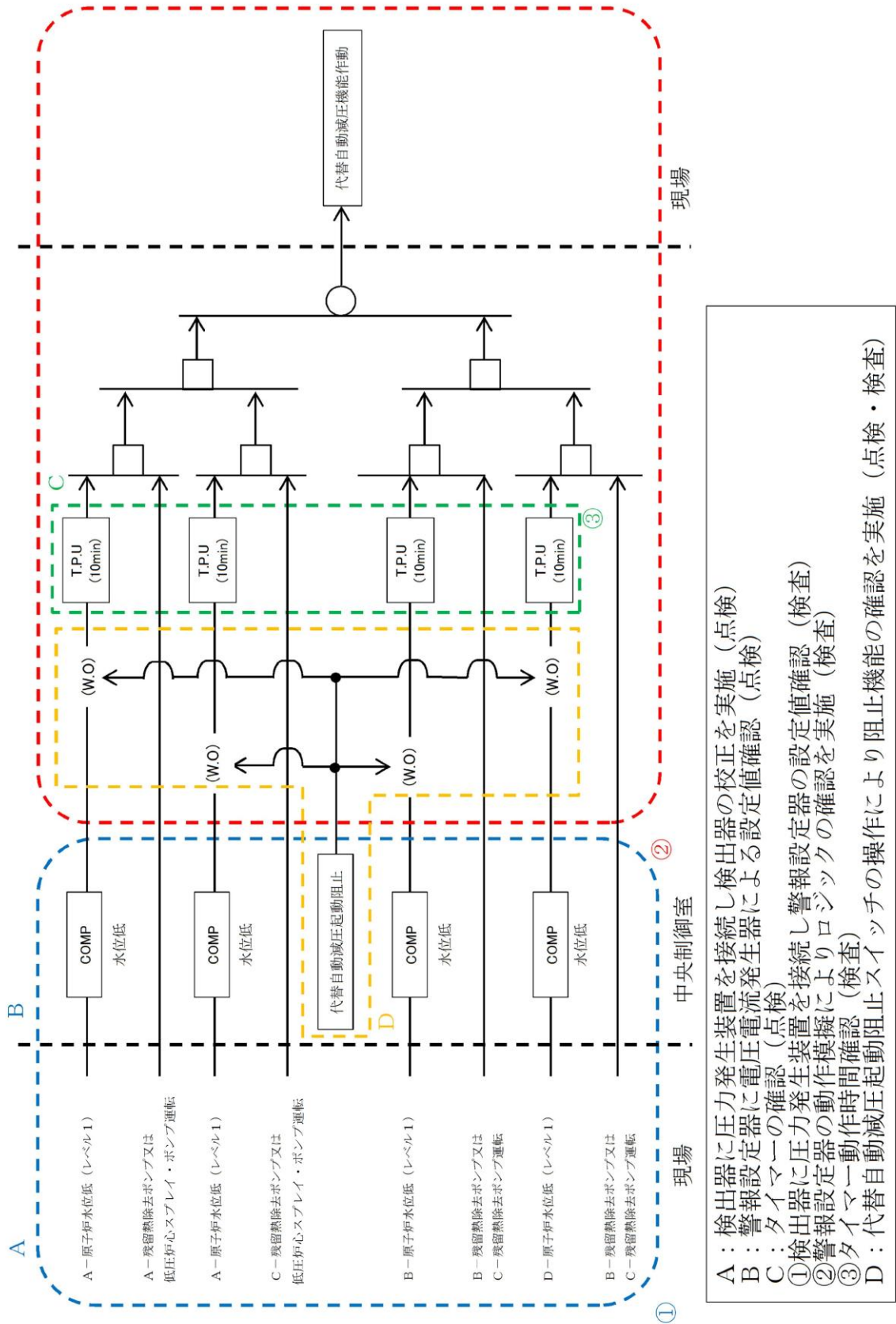


図3 代替自動減圧機能の試験及び検査

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、代替自動減圧機能については、逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、発電用原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計としている。

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1 第十二条第4項の解釈の要求事項

12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）は、実システムを用いた試験を実施する。
8-1	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また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、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えたシステム及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8-2	運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、運転中に試験又は検査を行わないため、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。
8-3	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または検査を含む。	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。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

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の発電用原子炉の有する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、かつ代替自動減圧機能の故障により減圧機能が動作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。

以上のことから、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。

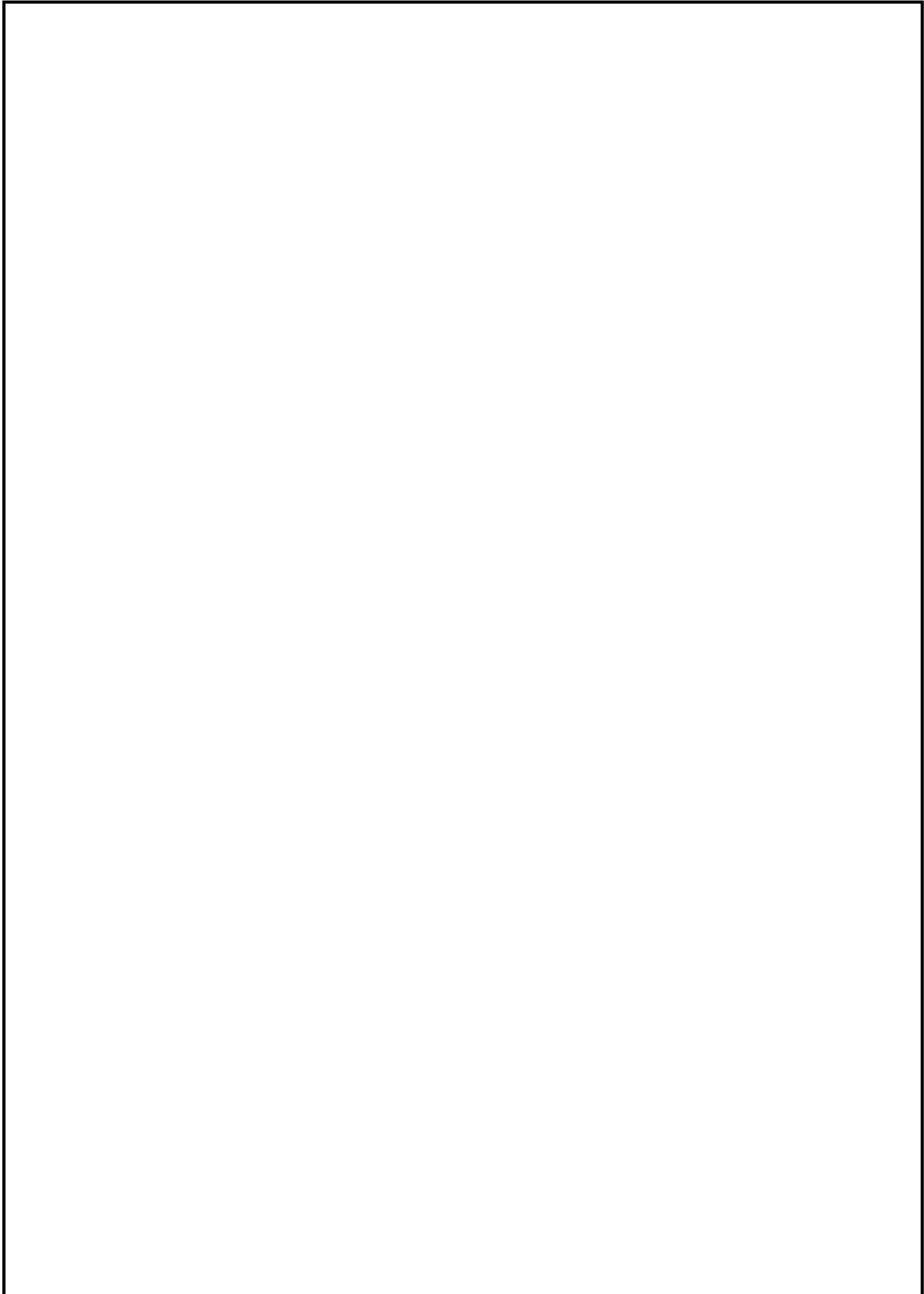


図4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

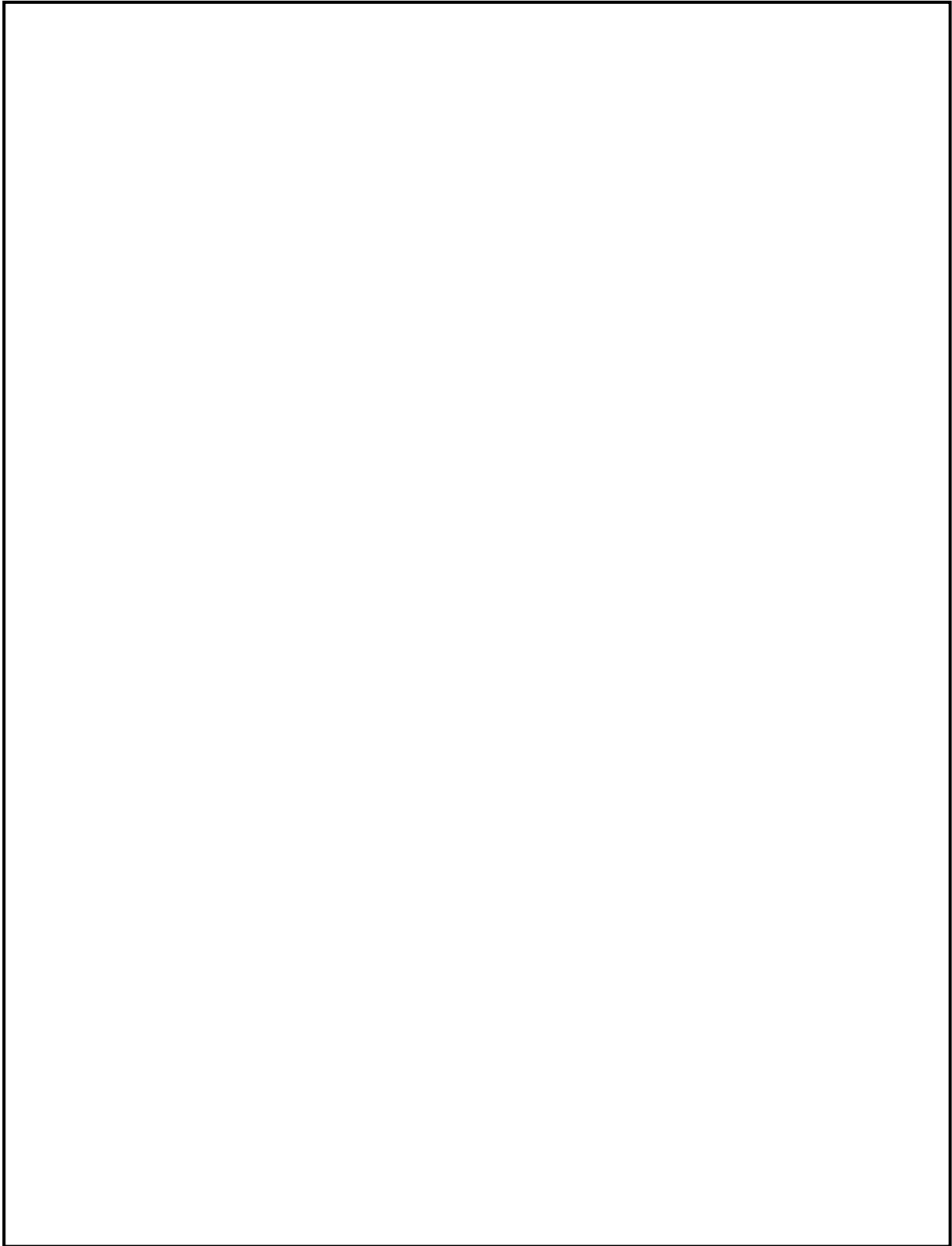


図5 高圧窒素ガスポンベ構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません、

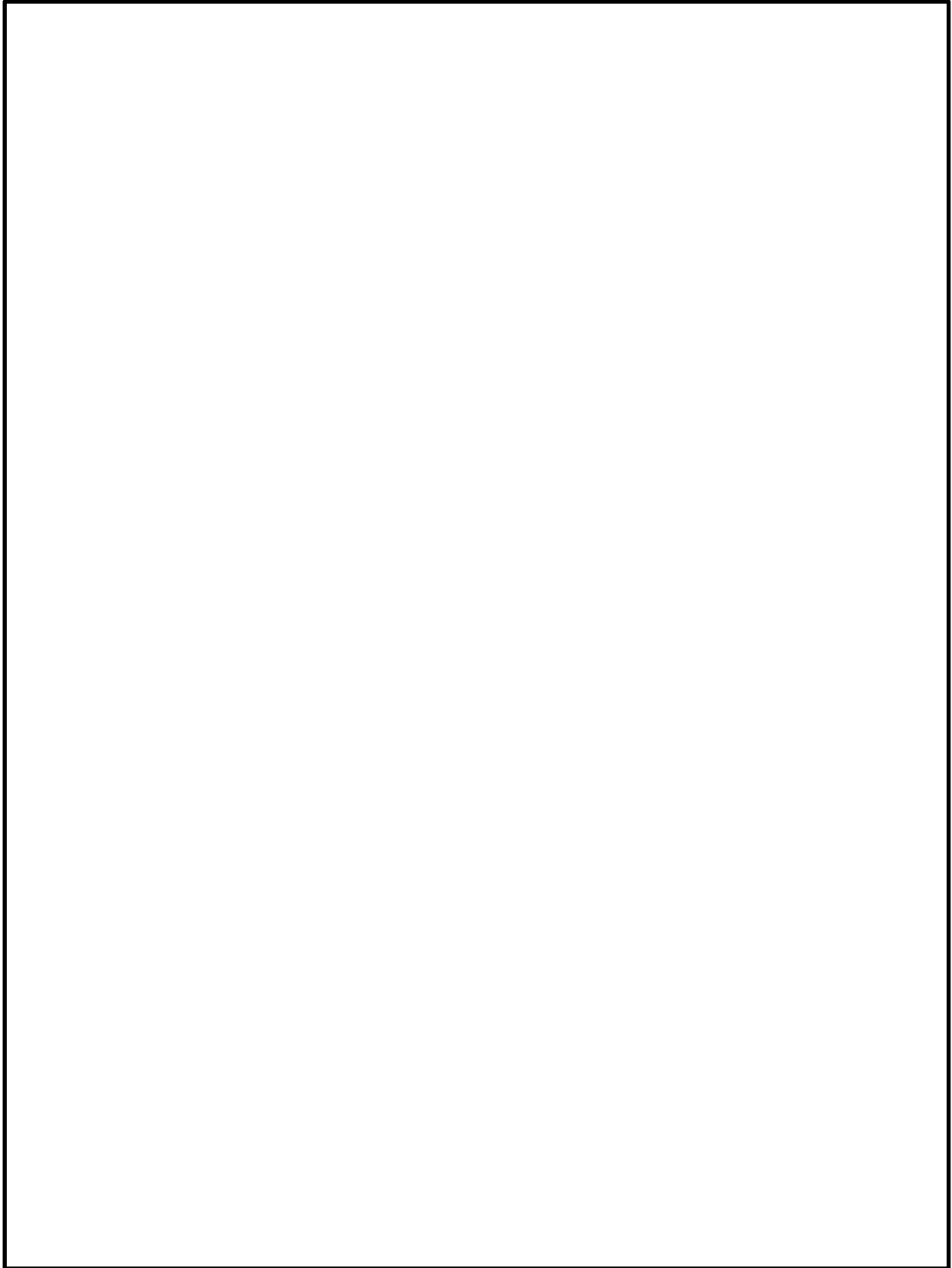


図6 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの試験および検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-6 容量設定根拠

名 称	逃がし安全弁	
吹 出 し 量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

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、サブプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

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。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出し量 (t/h/個)
逃がし弁機能	2	367
	3	370
	3	373
	4	377

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1のとおりであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、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。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する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。

名 称	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"/> (注1) (15 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.77
最 高 使 用 温 度	℃	200
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】

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、原子炉冷却材圧力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

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 ($PV^k=一定$) 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積 V_a を V_{a1}, V_{a2} と分割して考える。(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} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし安全弁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 (=駆動シリンダ内必要最低圧力), 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。

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

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

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

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

次に、逃がし安全弁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。

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

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 : 逃がし安全弁全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]) = 1.258

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、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。

$$V_a = \frac{\left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}}{1 - \left(\frac{\text{}{1.258} \right)^{\frac{1}{1.4}}} \times 10 = \text{} \approx \text{} \text{ L}$$

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

2. 最高使用圧力

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、逃がし安全弁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

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、原子炉格納容器の限界温度に合わせて 200℃ とする。

名称	原子炉水位低（レベル1）
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原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、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）及び残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイ・ポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設定値	気水分離器下端※より 381cm 以下

【設定根拠】

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、格納容器圧力高が発生せず、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原子炉を減圧させるため、残留熱除去ポンプまたは低圧炉心スプレイ・ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル1）を設定値とする。

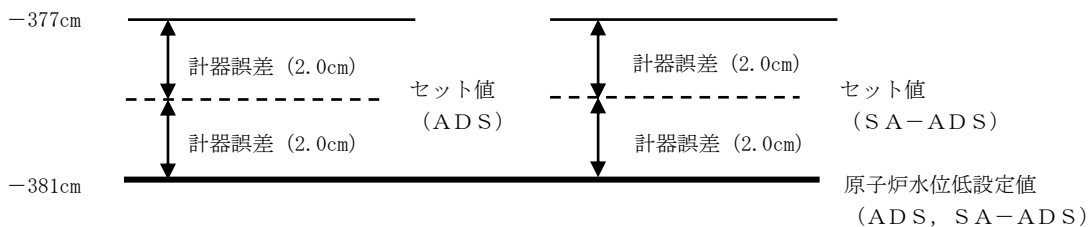
注記※：気水分離器下端レベルは、原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

<補足>

- ・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、炉心が露出しないよう有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）とする。
- ・逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に低圧注水系による注水が必要であることを考慮して、低圧注水系が自動起動する原子炉水位低（レベル1）の設定とする。

<参考>

ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
セット値 : 実機の計装設備にセットする値
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの



名 称	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	
個 数	個	2（予備2）
容 量	Ah/個	約 24

【設 定 根 拠】

常設直流電源が喪失した場合，逃がし安全弁（2個）の駆動が可能なように主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を設置する。

1. 容量

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

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

$$C = \frac{1}{L} [K_1 I_1 + K_2 (I_3 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \dots + K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに C：+10℃における定格放電率換算容量（Ah）

L：保守率=0.8

K：放電時間，蓄電池の最低温度（+10℃）及び許容できる最低電圧（1.75V/セル）によって決められる容量換算時間（時）=26.6

I：放電電流（A）=1.3

サフィックス 1, 2, 3, …, n：放電電流の変化の順に付番による。

$$C = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [26.6 \times 1.3] = 44\text{Ah}$$

以上より，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池は，2台分を必要容量(48Ah=24Ah×2台)とする。

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

名 称	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	
容 量	ℓ/個	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15

【設 定 根 拠】

窒素ガスボンベは可搬型重大事故等対処設備として設置する。

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、逃がし安全弁を作動させ、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。

1. 容量

窒素ガスボンベの容量は、事故発生から原子炉隔離時冷却ポンプが8時間運転している間に逃がし弁機能による動作に必要な窒素ガス量および逃がし安全弁を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。

(1) 窒素ガス消費量

a. 逃がし弁機能を動作するための消費量 : m³[normal]

$$Q1 = Q [\text{m}^3[\text{normal}]/\text{回}] \times A [\text{回}]$$

$$= \text{} [\text{m}^3[\text{normal}]/\text{回}] \times \text{} [\text{回}]$$

$$= \text{} \div \text{} \text{m}^3[\text{normal}]$$

b. 逃がし安全弁6弁を7日間開保持するための消費量 : m³[normal]

$$Q2 = \lambda [\text{L}/\text{min}/\text{個}] \times D [\text{day}] \times 24 [\text{hr}] \times 60 [\text{min}] \times N [\text{個}]$$

$$= \text{} \times 7 \times 24 \times 60 \times 6$$

$$= \text{} \div \text{} \text{m}^3[\text{normal}]$$

ここで、各設計値は下記のとおりとなる。

Q : 1回あたりの標準状態における窒素ガス消費量 = m³[normal]/回

A : 最も作動回数が多い全交流動力電源喪失シナリオにおける

SRV 作動回数 = [回]

λ : 逃がし安全弁1個あたりの系統漏えい量 = [L/min/個]

D : 開保持期間 (7日間) = 7 [day]

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 窒素ガスポンベによる供給量

m1 : 逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

m2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

Q1 : 逃がし弁機能を動作するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

Q2 : 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するための窒素ガス消費量 : m³[normal]

P1 : 窒素ガスポンベ初期圧力 : 14.7 [MPa]

P2 : 窒素ガスポンベ必要圧力 : [MPa]

Pa : 大気圧 : 0.101325 [MPa]

V : ポンベ容量 : 46.7 [L/個]

a. 原子炉隔離時冷却ポンプが運転している間の逃がし弁機能を動作するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m1 &= Q1 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

b. 逃がし安全弁 6 弁を 7 日間開保持するためのポンベ個数

$$\begin{aligned} m2 &= Q2 \div \{ (P1 + Pa) - (P2 + Pa) \} \times Pa \div V \times 1000 \\ &= \text{} \div \{ (14.7 + 0.101325) - (\text{} + 0.101325) \} \times 0.101325 \div 46.7 \times 1000 \\ &= \text{} \div \text{} [\text{個}] \end{aligned}$$

c. 必要ポンベの個数

$$m1 + m2 = \text{} + \text{} = \text{} \div 15 [\text{個}]$$

以上より、必要ポンベ個数は 15 個 (約 47 L/個) である。この 15 個に加えて、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確保する。

本設備は、最大で 5 個同時に保守点検を実施する運用としたうえで、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として、5 個以上を確保する。

以上から、合計で 20 個以上を確保することとし、余裕を見て 30 個保有する。

2. 最高使用圧力

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 とする。

名 称	窒素ガス供給設備	
供給圧力	MPa	<input type="text"/> 以上

【設 定 根 拠】

窒素ガス供給設備は、常用重大事故対処設備として設置する。

窒素ガス供給系は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響をうけ、逃がし安全弁エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が2倍（2Pd）となった場合においても逃がし安全弁を問題無く作動させることを考慮し、供給圧力をMPa 以上とする。

1. 逃がし安全弁の開動作条件

逃がし安全弁の開条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$$

ここに、

F_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備によるピストン押し上げ力

$$F_N = P_N \times S_2$$

P_N ：逃がし安全弁窒素ガス供給設備圧力

S_2 ：ピストン受圧面積 [mm²]

F_R ：原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \text{} \text{ [N]}$$

※安全側の過程として原子炉圧力として大気圧を用いている

n ：レバー比

$$n = \text{}$$

F_{S2} ：シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \text{} \text{ [N]}$$

F_V ：可動部重量

$$F_V = \text{} \text{ [N]}$$

F_P ：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 ：格納容器圧力(0.853[MPa])を想定する)

F_{S1} ：弁本体のスプリング荷重

$$F_{S1} = \text{} \text{ [N]}$$

F_F ：ピストンOリング摩擦力

$$F_F = \text{} \text{ [N]}$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁の開条件が成立する。

したがって、逃がし安全弁窒素ガス供給設備が \square [MPa] 以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、逃がし安全弁は開可能である。

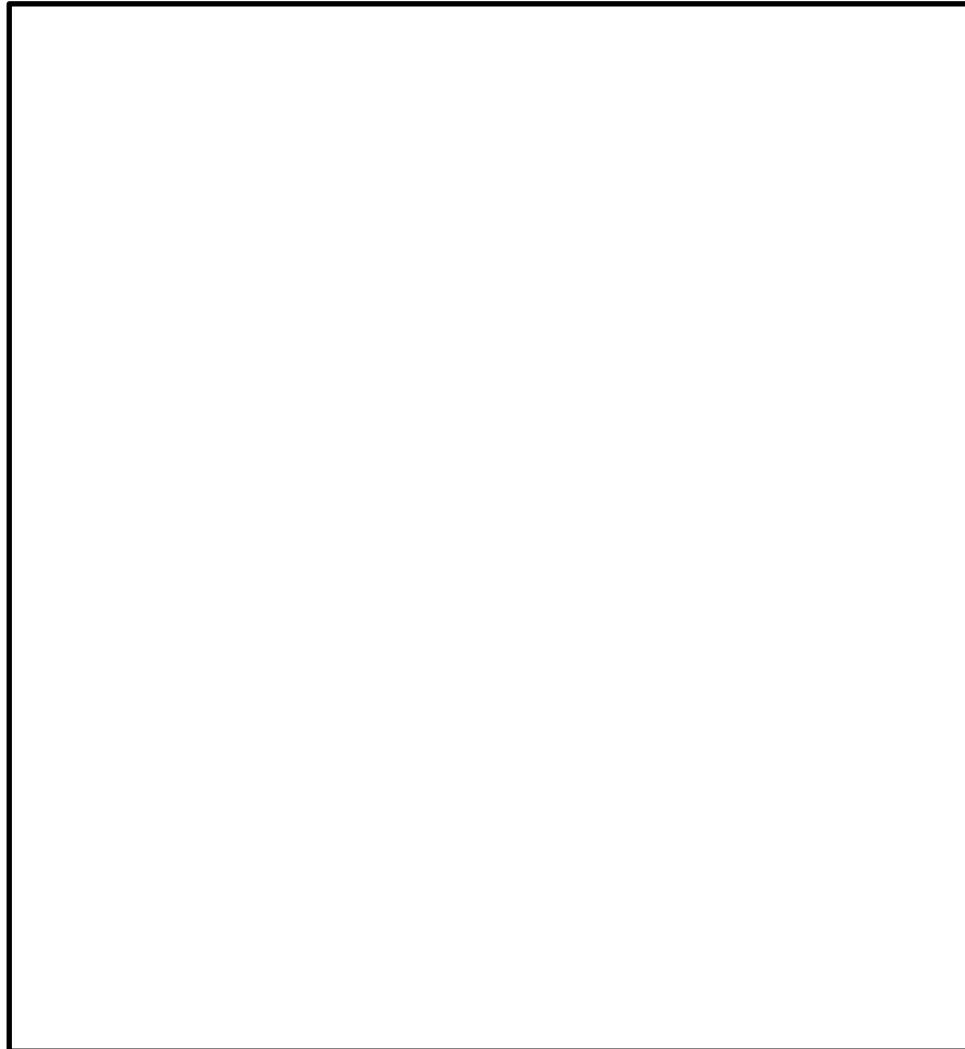



図1 逃がし安全弁 機構概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-7 接続図

接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所
：重大事故等対処設備を示す。

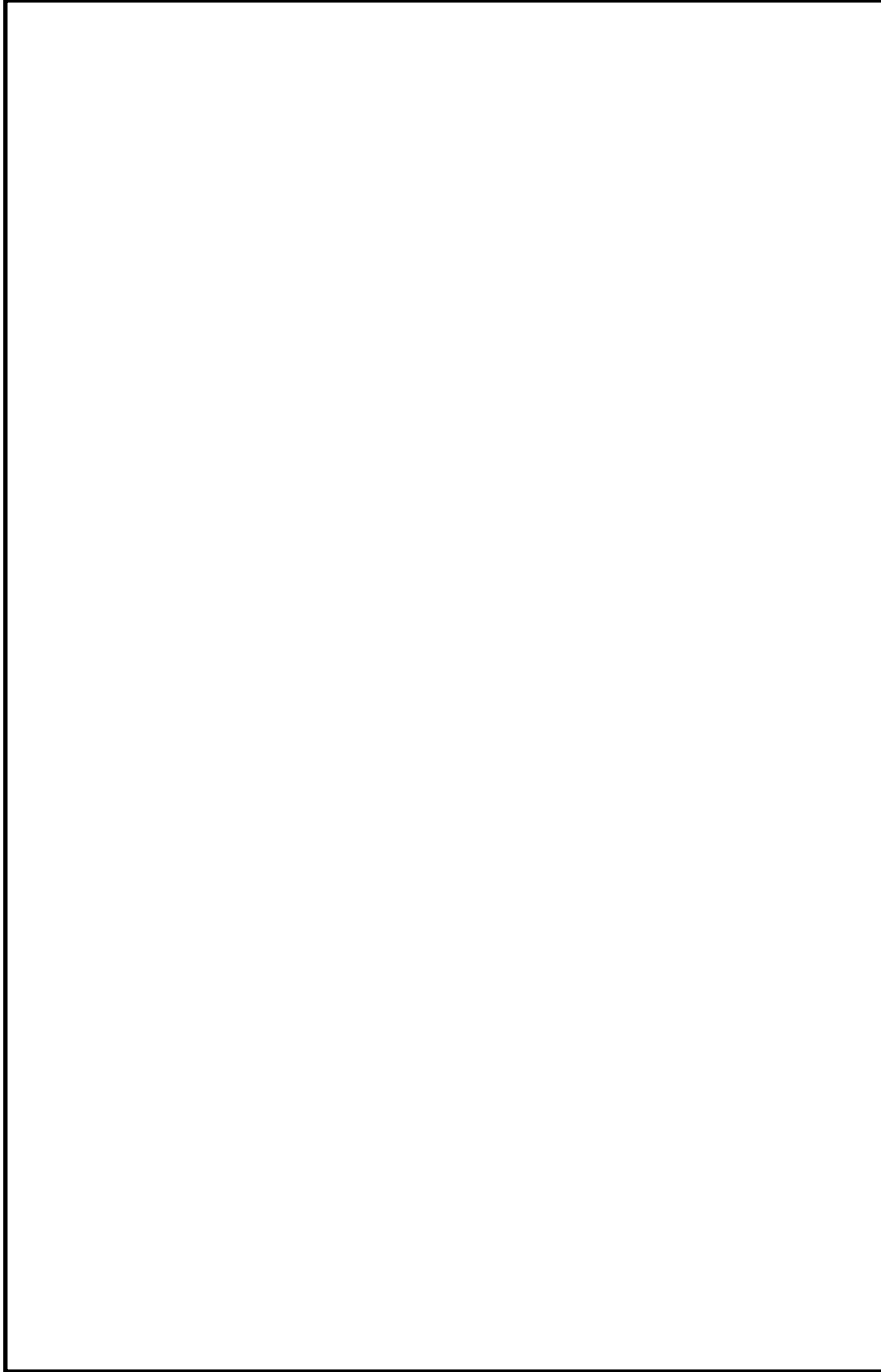


図1 接続図（主蒸気逃がし安全弁蓄電池）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

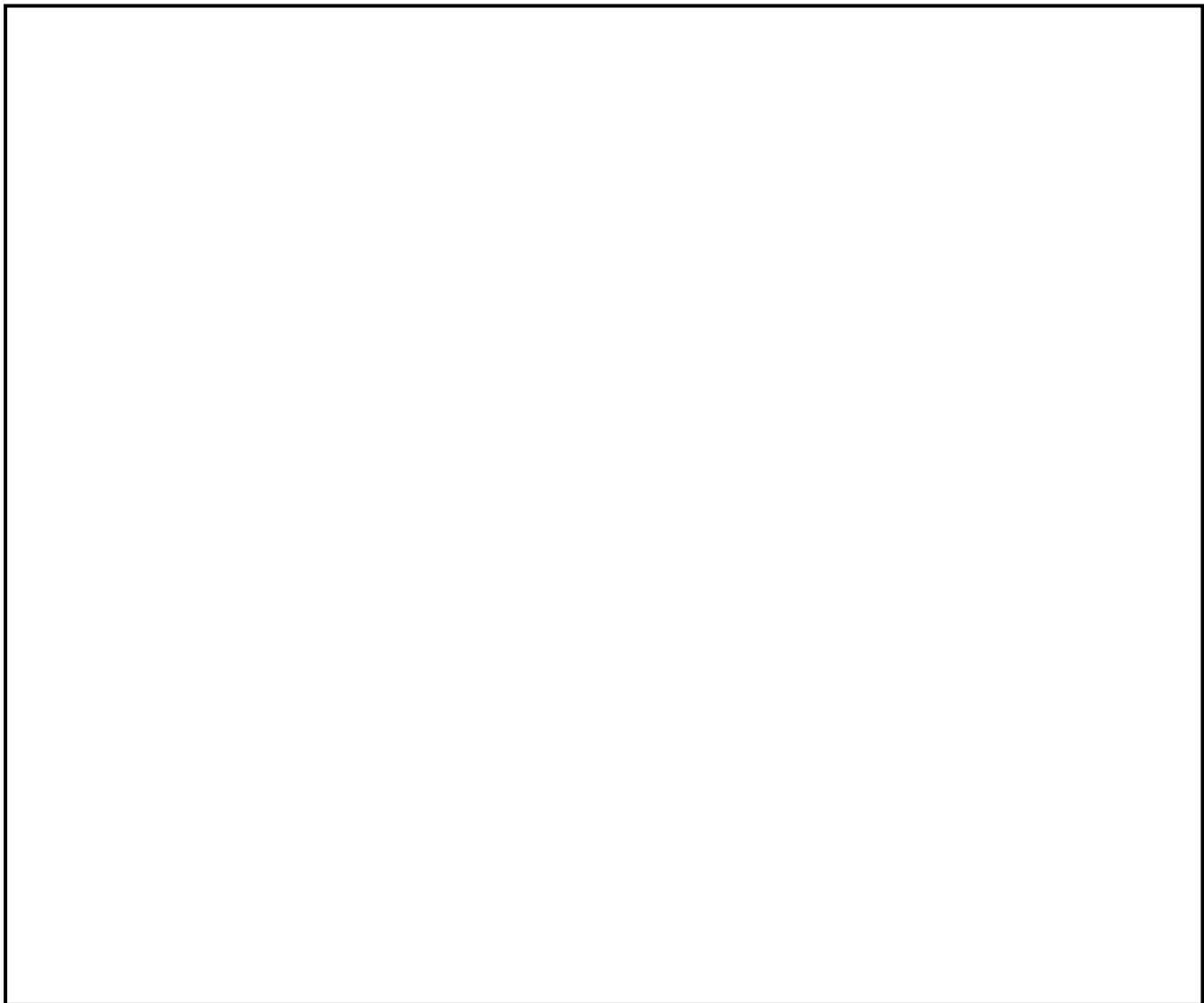


図2 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスボンベ)の接続部
詳細図

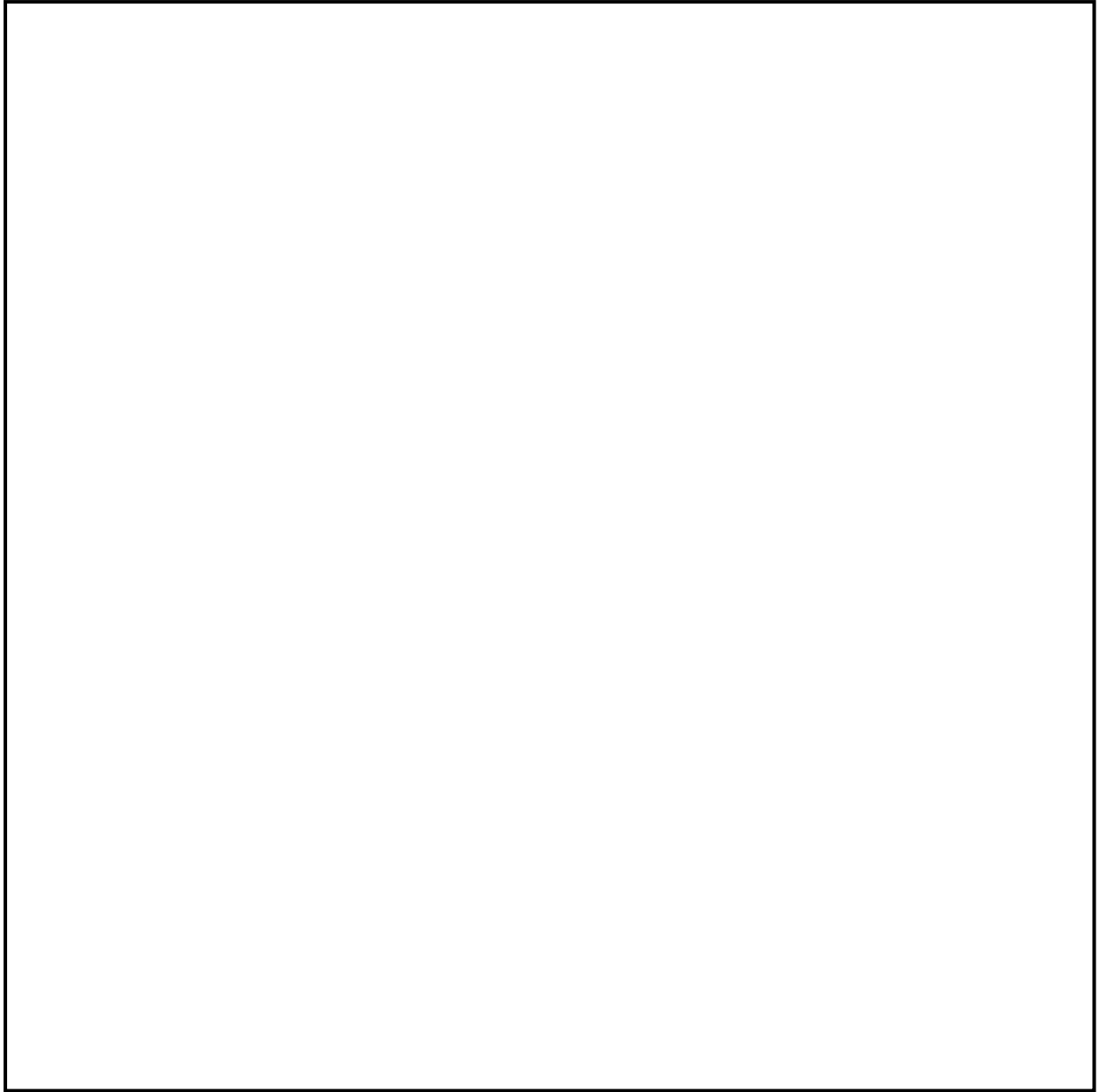
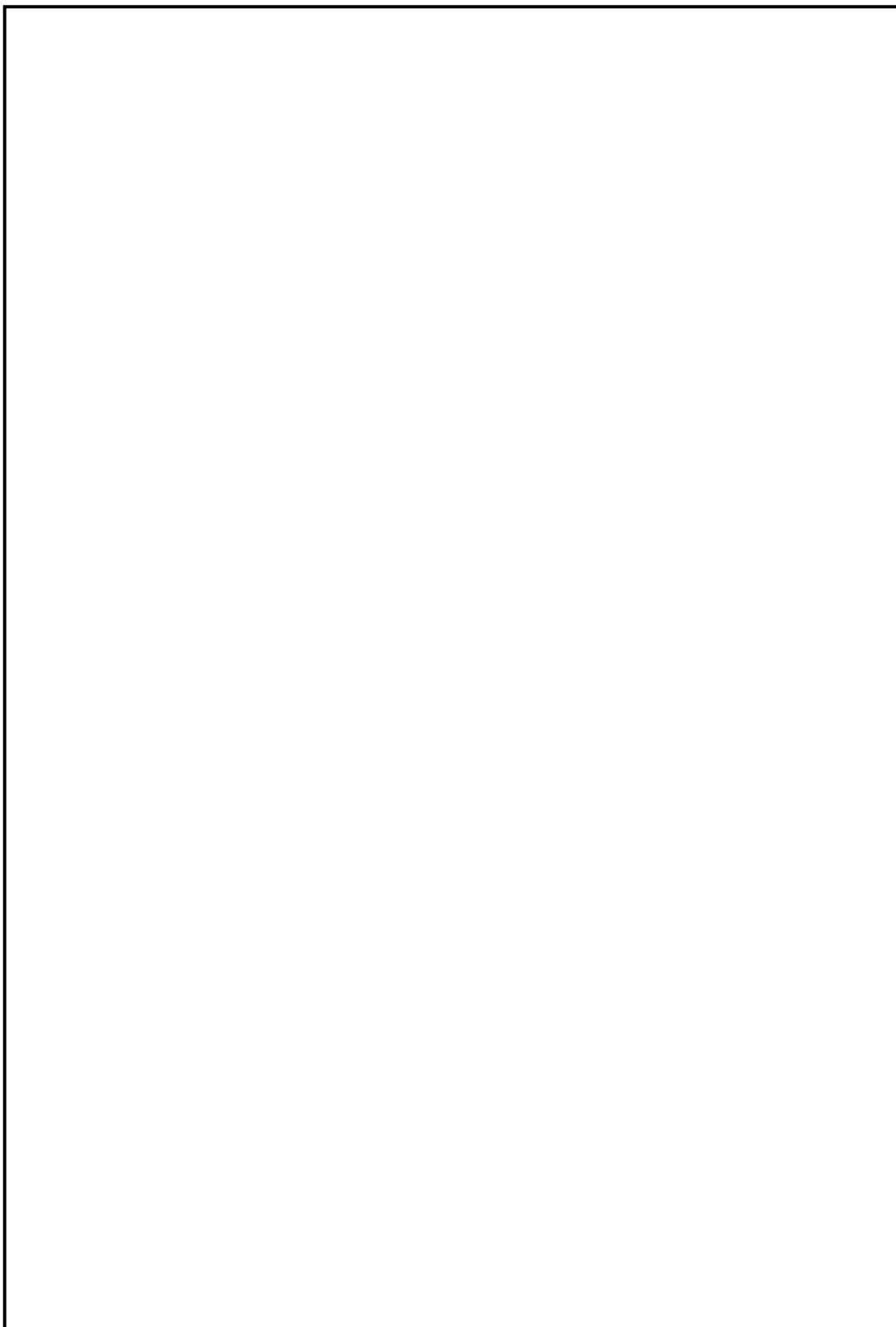


図3 逃がし安全弁窒素ガス供給系に係る機器(窒素ガスボンベ)の接続部
詳細図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-8 保管場所図

図1 窒素ガスボンベ等の配置図



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-9 アクセスルート図

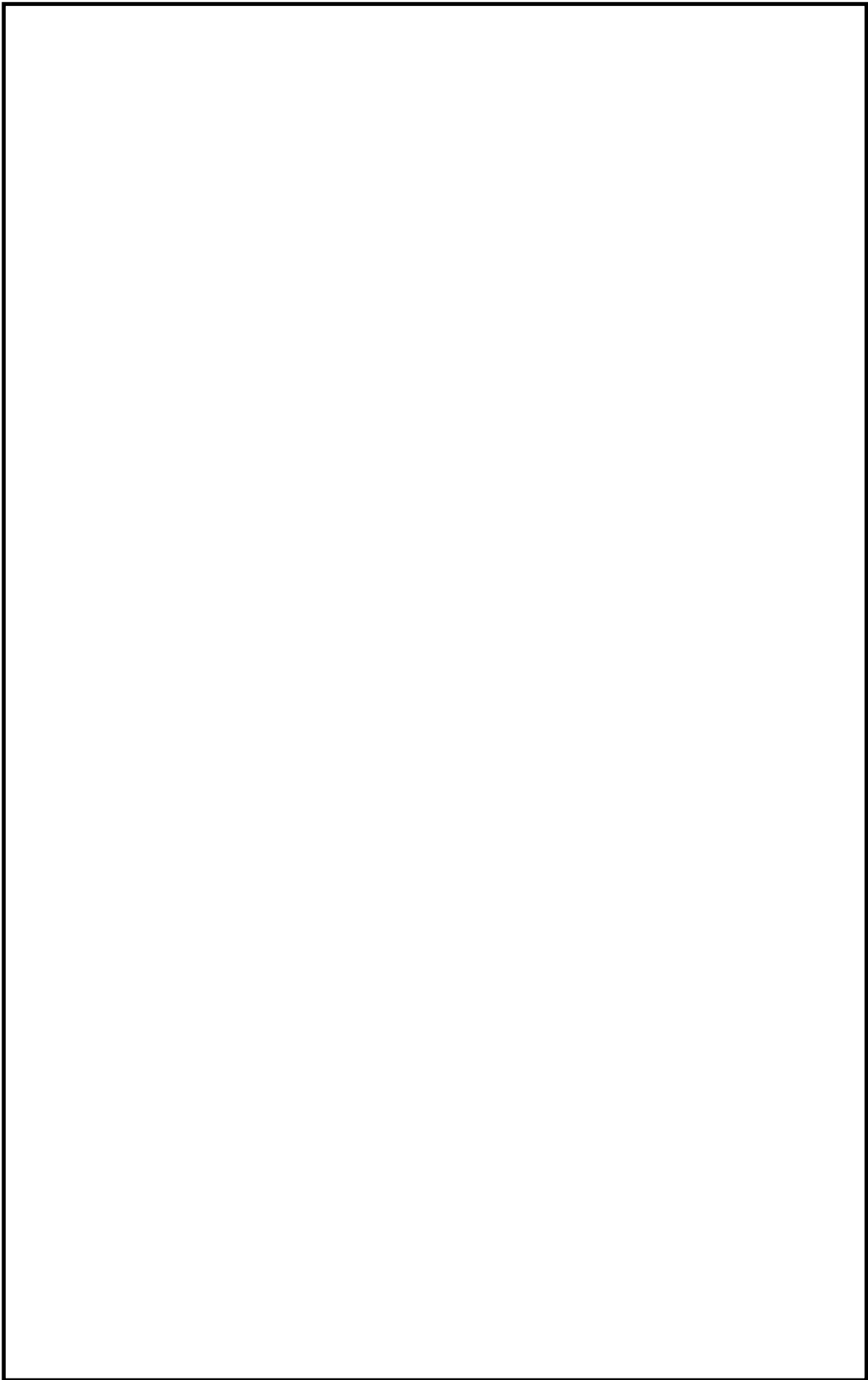


図1 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（1/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

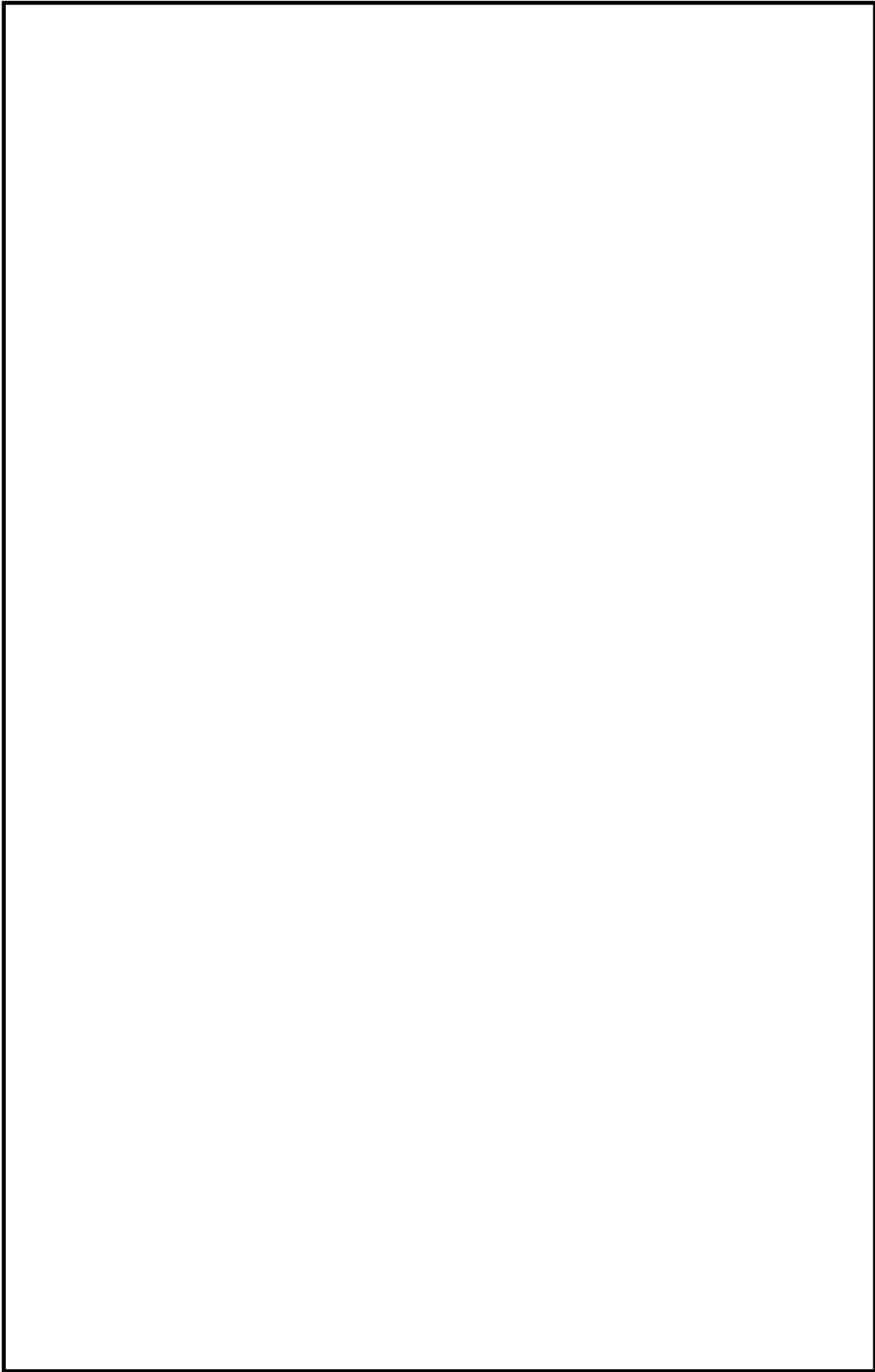


図2 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（2/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

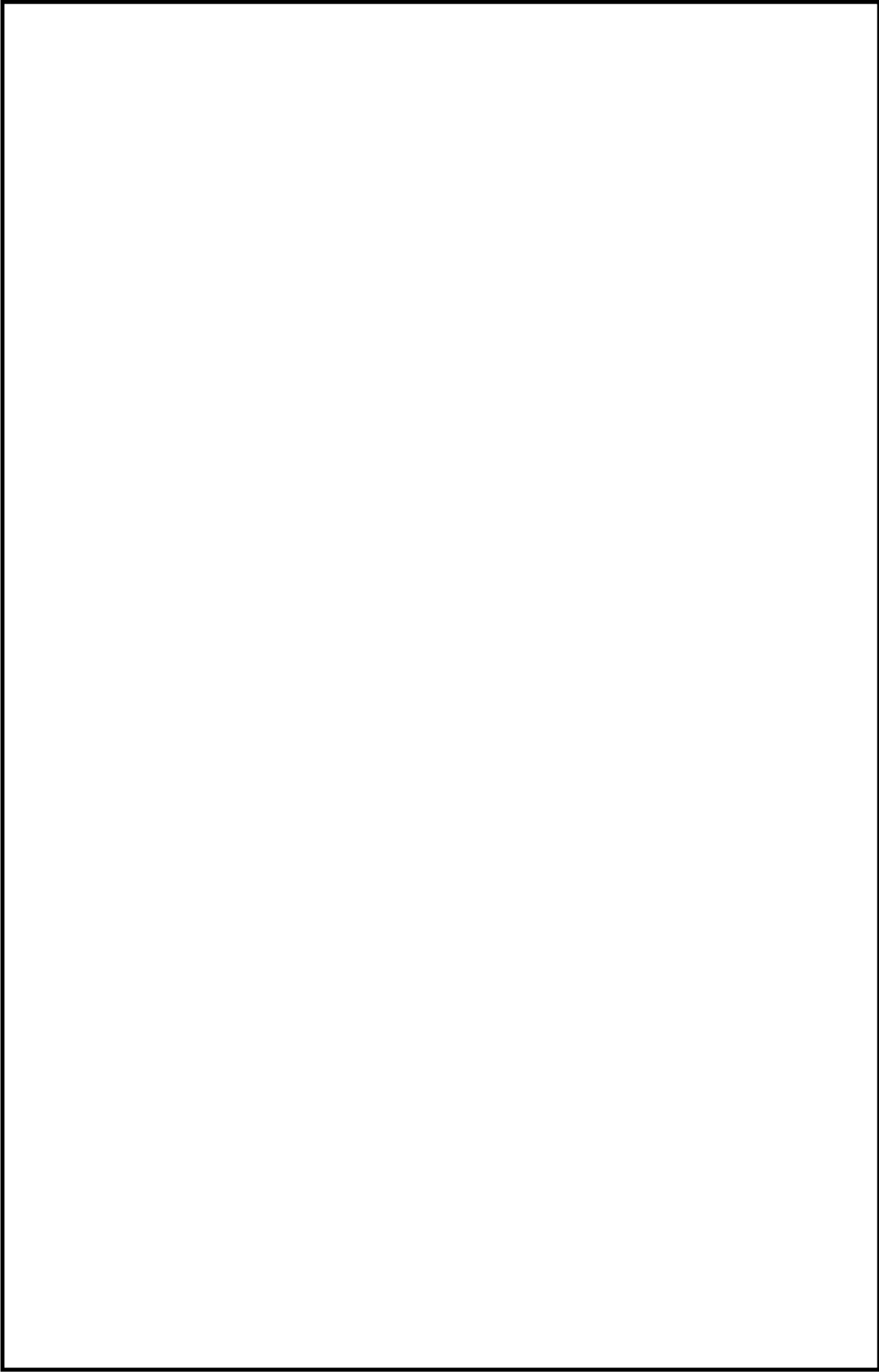


図3 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（3/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

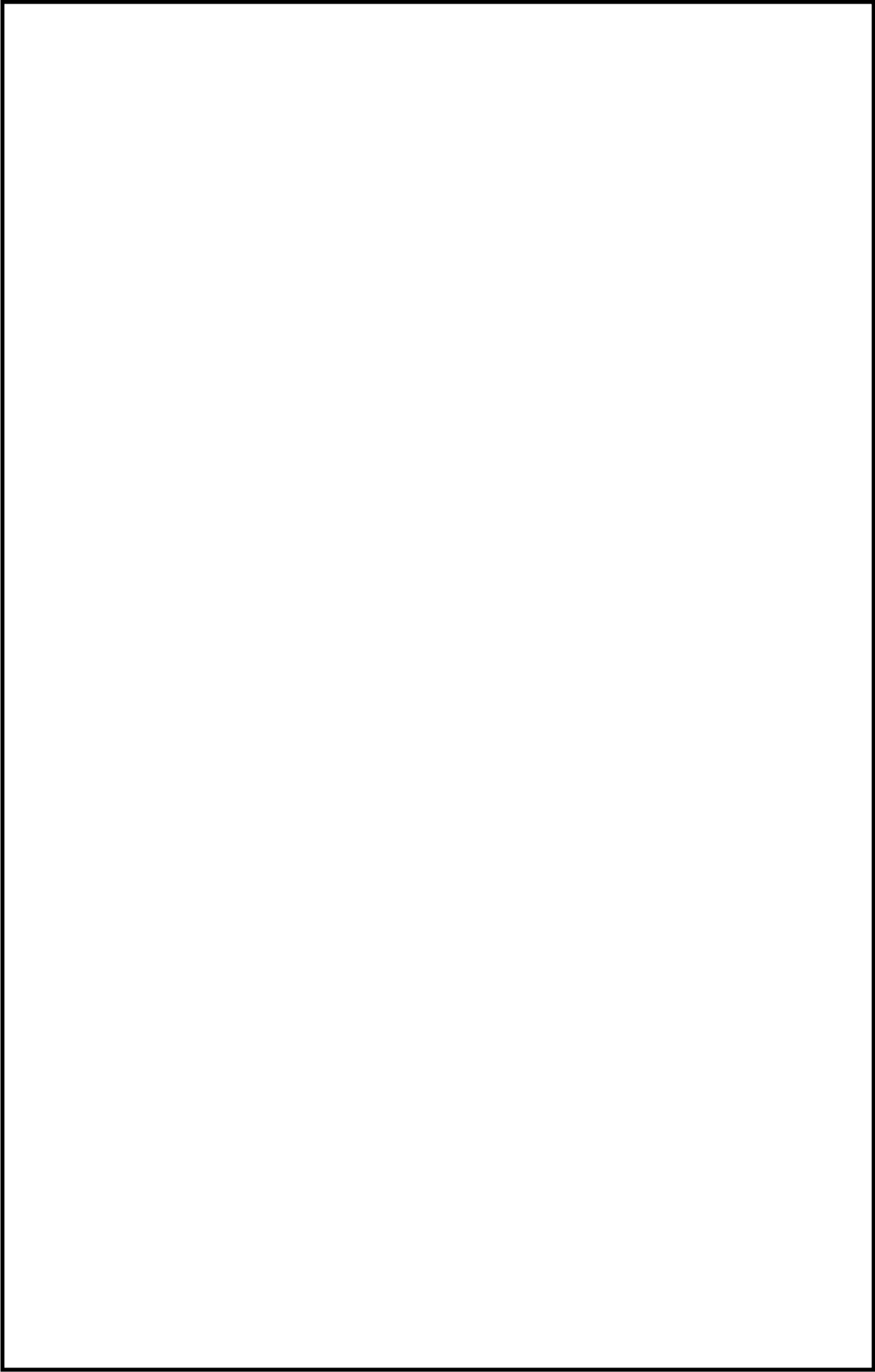


図4 屋内アクセスルート（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池） ルート図（4/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

図5 屋内アクセスルート（窒素ガスボンベ） ルート図（1/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

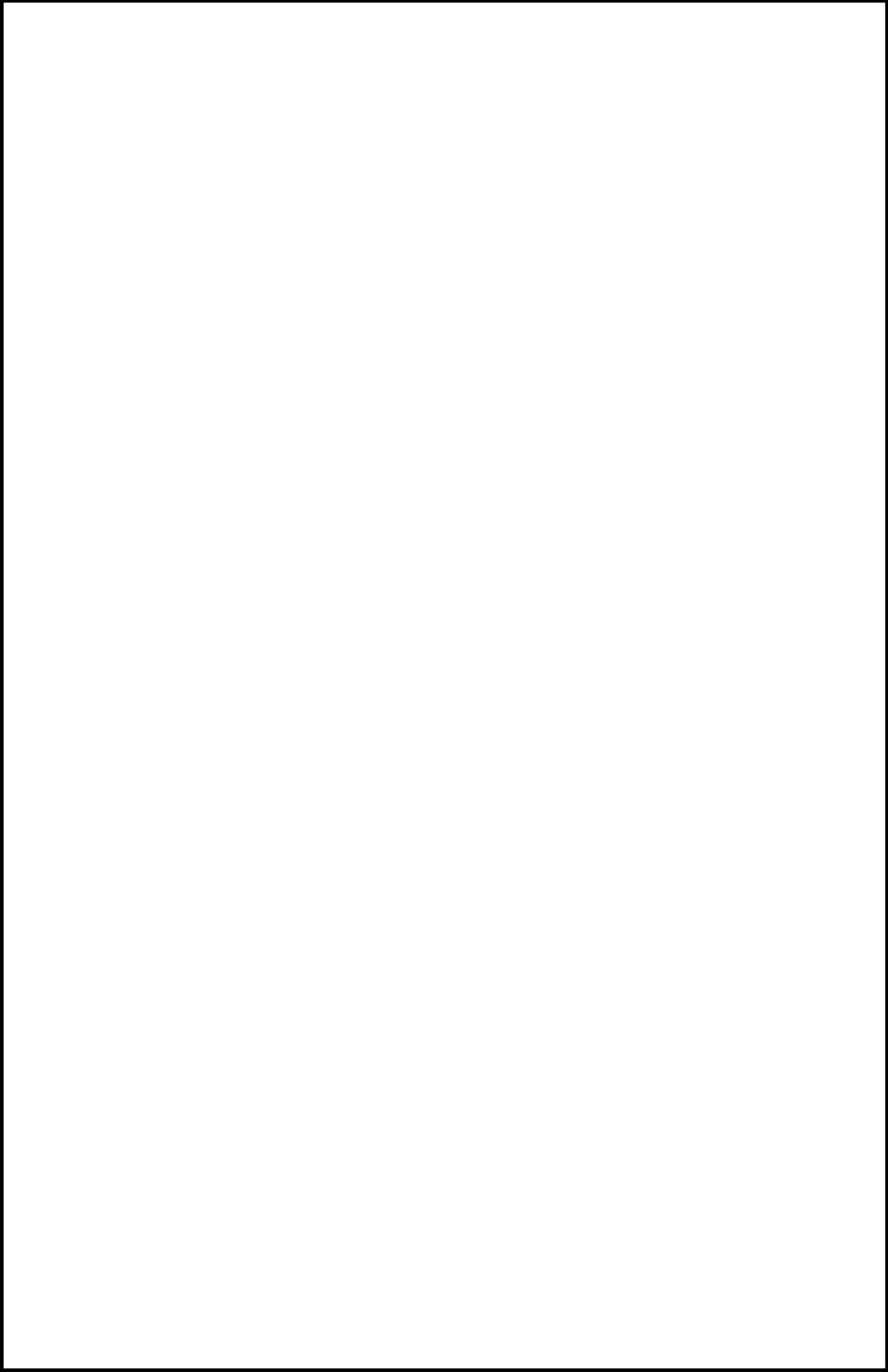


図6 屋内アクセスルート（窒素ガスボンベ） ルート図（2/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

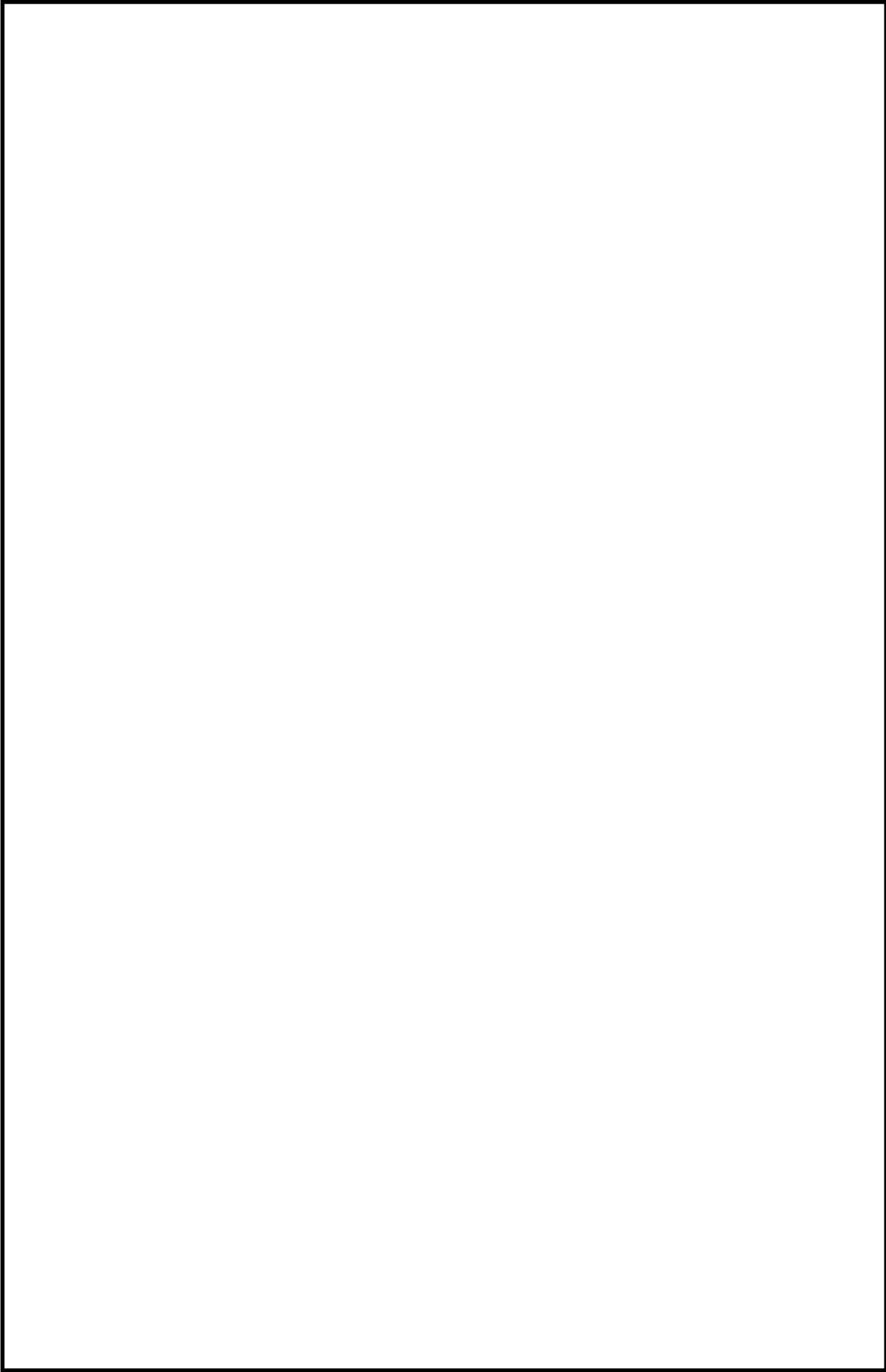


図7 屋内アクセスルート（窒素ガスボンベ） ルート図（3/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

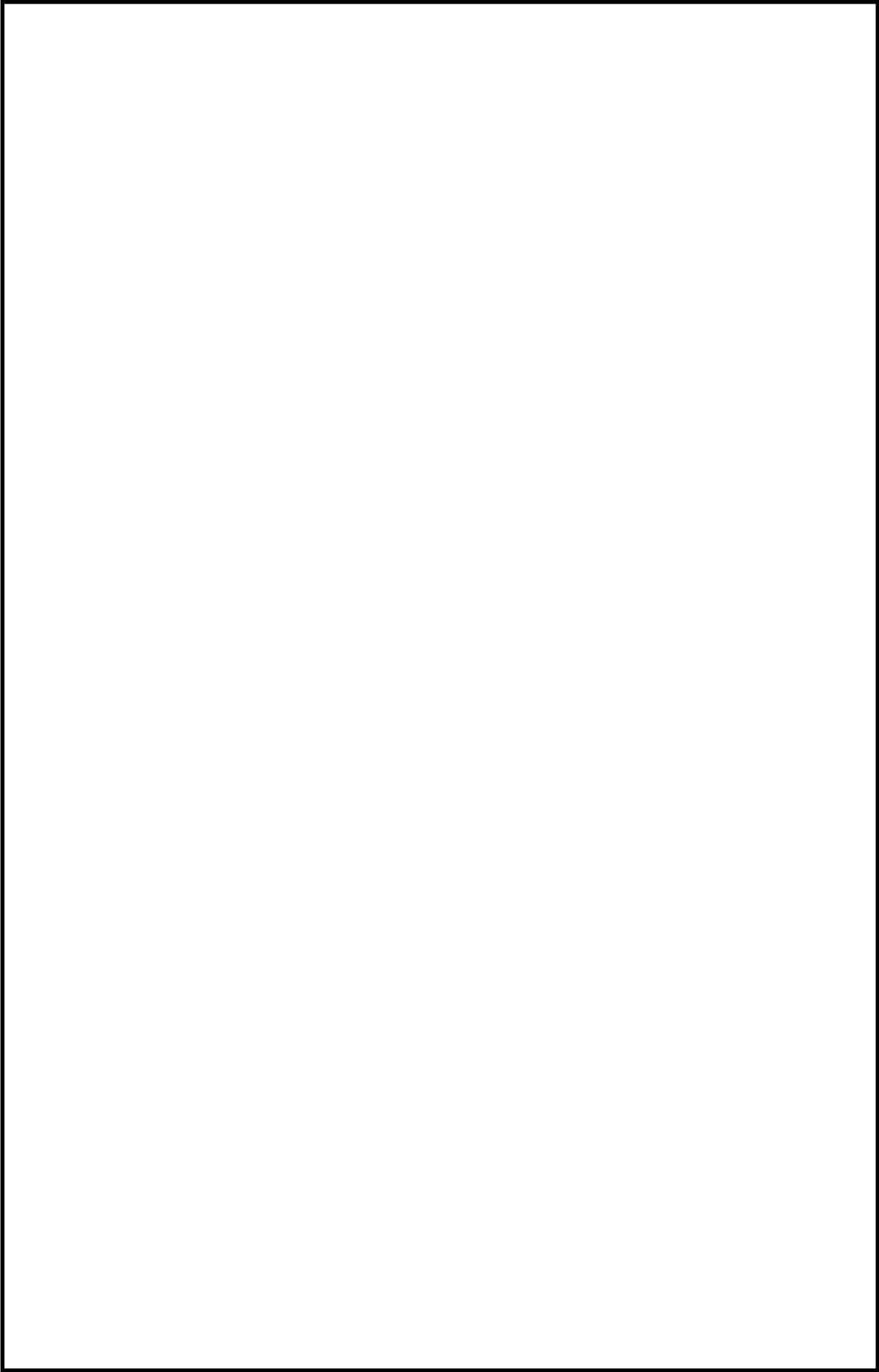


図8 屋内アクセスルート（窒素ガスボンベ） ルート図（4/4）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

46-10 その他設備

以下に、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の概要を示す。

(1) タービンバイパス弁

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

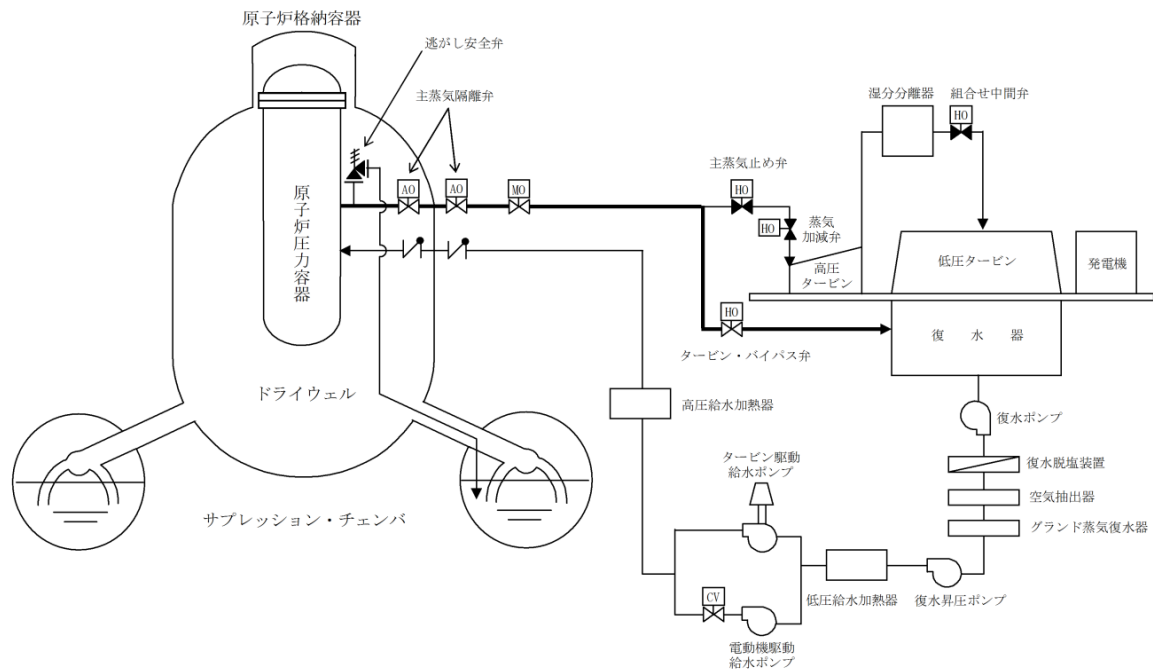


図1 タービンバイパス弁による減圧 概略系統図

(2) 直流給電車

直流給電車は、高圧発電機車の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、115V-B系の直流母線に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について、補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 窒素ガス代替供給設備

窒素ガス代替供給設備は、窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても、逃がし安全弁の開操作を可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、窒素ガス供給を行うことができる。

本系統は、窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、窒素ガスは、逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの2個へ供給される。

なお、本系統は、既設の窒素ガス供給系とは別に、窒素ガスポンペを配備する。

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能なし2個（RV202-1A, 1J）へ、窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。

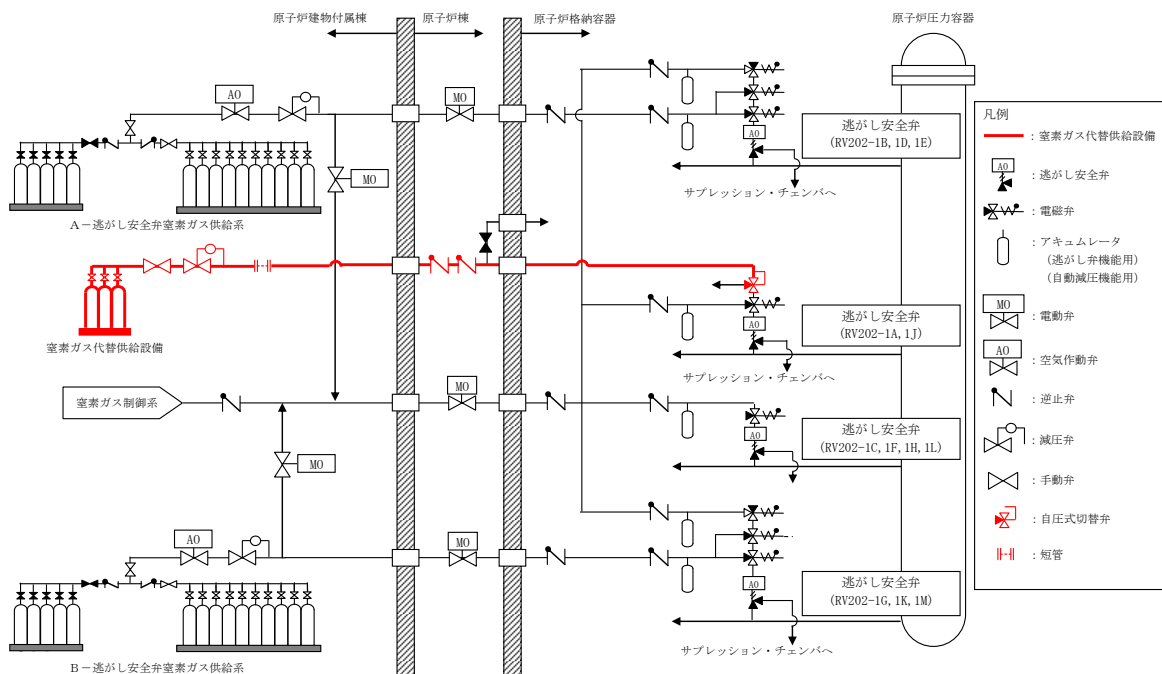


図2 窒素ガス代替供給設備による減圧 概略系統図

(4) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

常設直流電源及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の電源供給またはSRV用電源切替盤を用いた可搬型直流電源設備による電源供給が不可能となり逃がし安全弁を解放できない場合において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を中継端子箱に接続し、逃がし安全弁（RV202-1B, 1M）を解放することにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

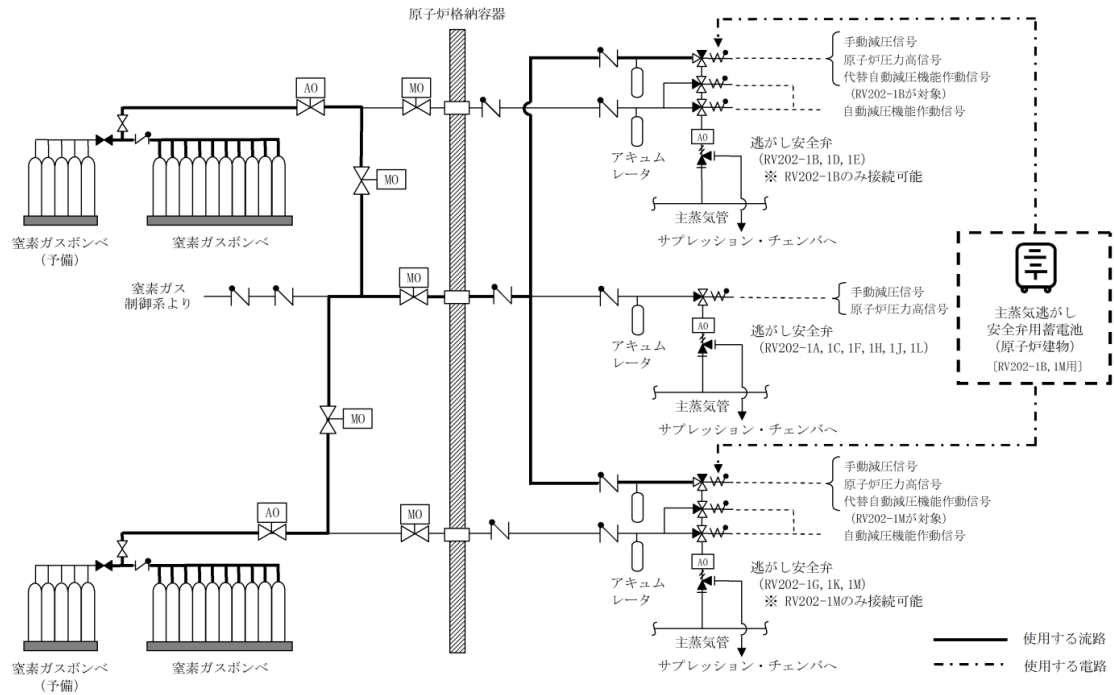


図3 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧 概略系統図

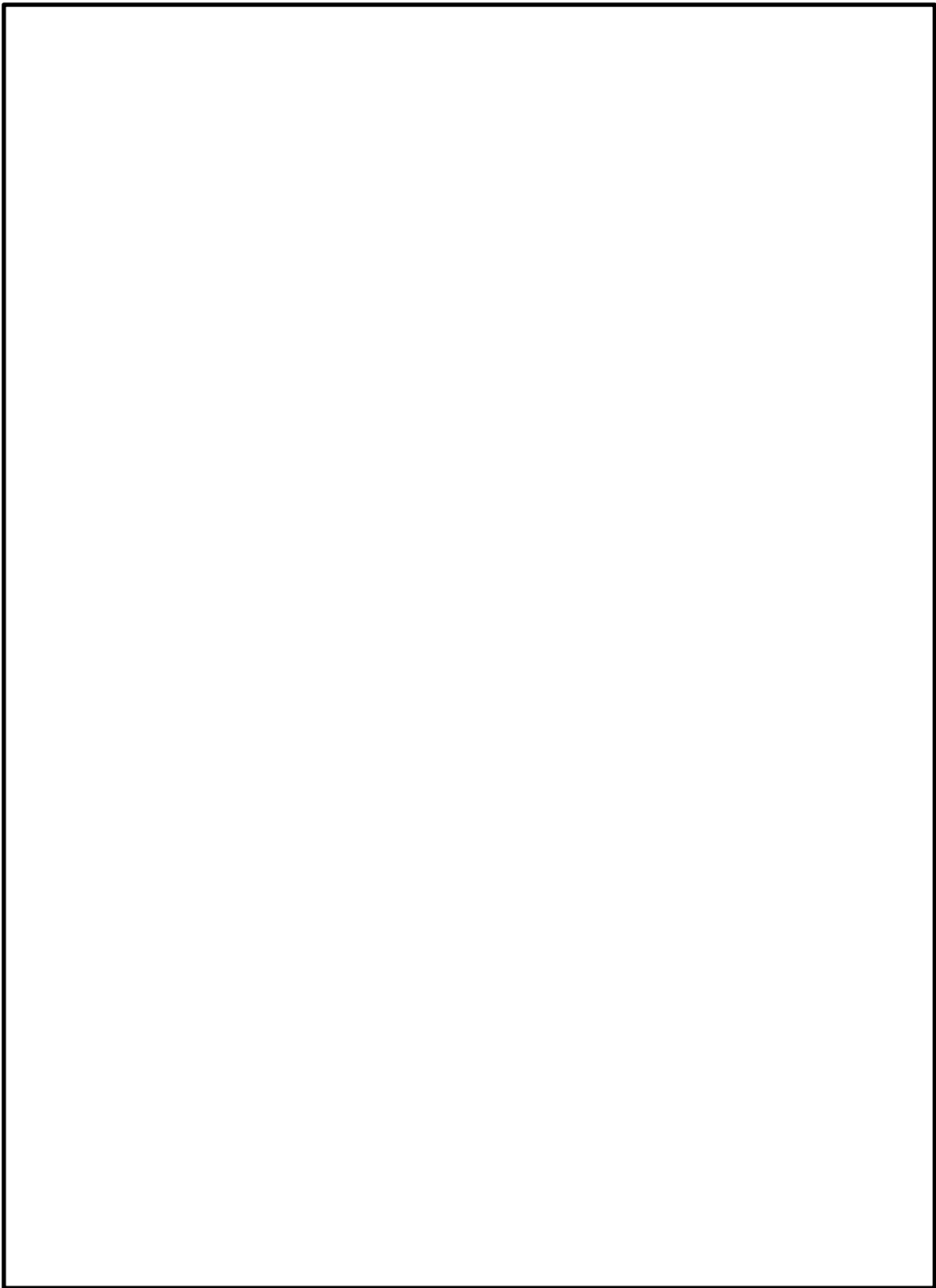


図 4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁の機能について

逃がし安全弁は、以下の 3 つの機能を有する。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、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。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、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。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 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、原子炉冷却水位低と格納容器圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。12 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

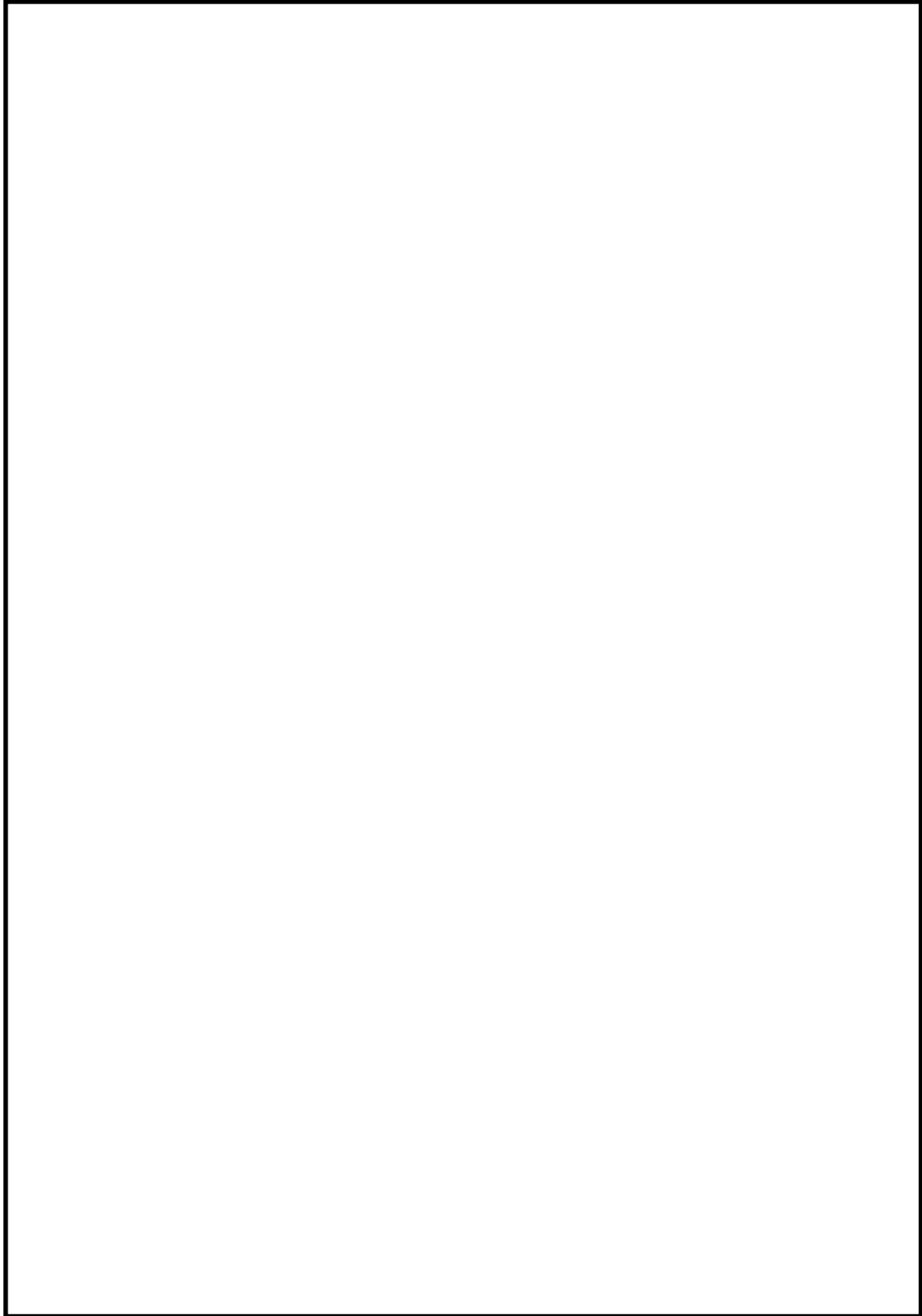
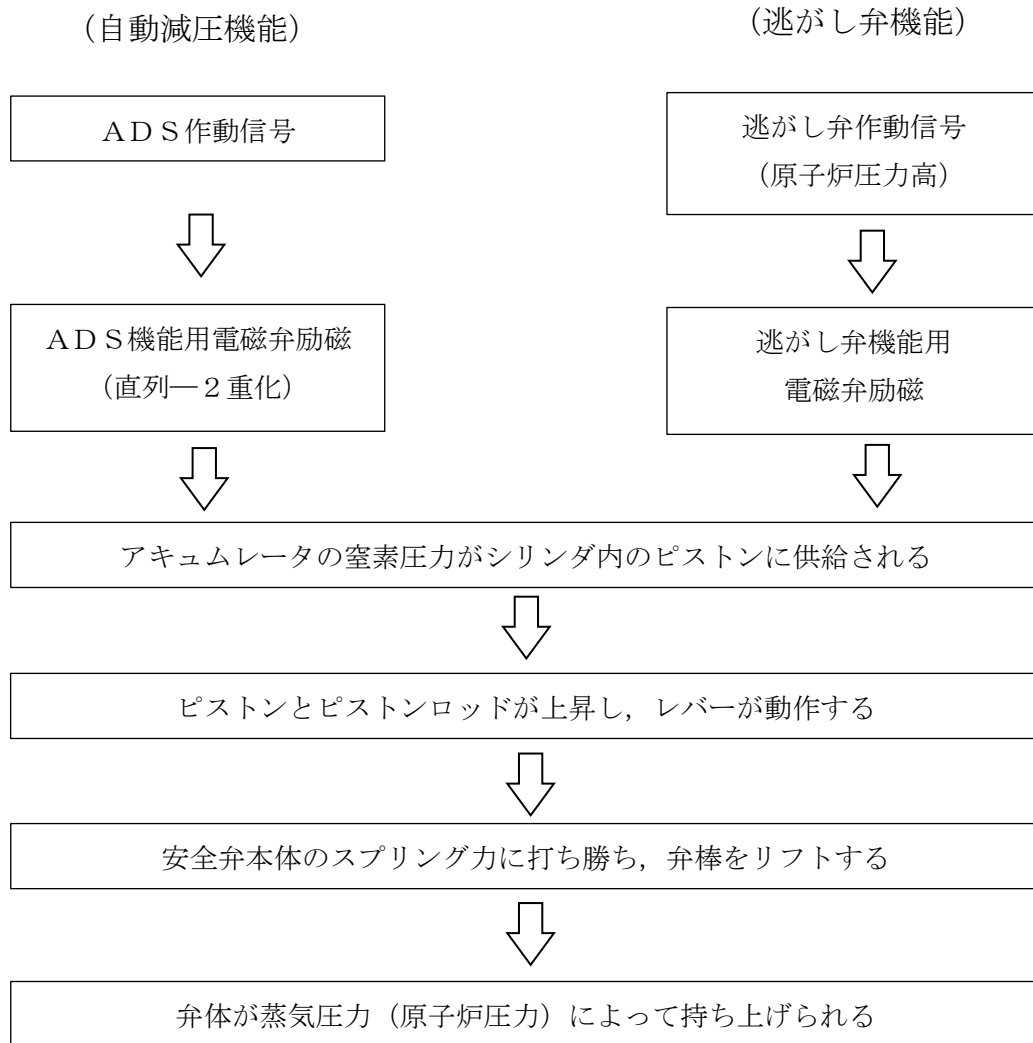


図 5 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能) (Safety Valve Function)

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力に打ち勝って自動開放される。

46-11 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場合ある場合、自動減圧系が有する発電用原子炉の減圧機能喪失（以下、「原子炉減圧機能喪失」という。）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ために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉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の設備（以下、「代替自動減圧機能」という。）を設置する。

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、中央制御室内及び原子炉棟内に設置され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棟内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設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転中で自動的にインターロックが動作する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチは、中央制御室の同じ制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）にて操作が可能な設計とする。中央制御室の阻止スイッチを操作するに当たり、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(3) 悪影響防止

代替自動減圧機能は、多重化された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ており、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

(4) 耐震性

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、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は、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、地震、火災、溢水等の主要な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. 代替自動減圧機能の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、代替自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、二酸化炭素消火器にて運転員により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影響は及ぼさない（なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している）。

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図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ており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計としている。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1））及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号については共用しているが、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、自動減圧系への悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチを用いて、自動起動を阻止する設計とする。代替自動減圧起動阻止スイッチは、自動減圧起動阻止スイッチと分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、代替自動減圧機能のロジック回路は、他の設備と遮断器又は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。

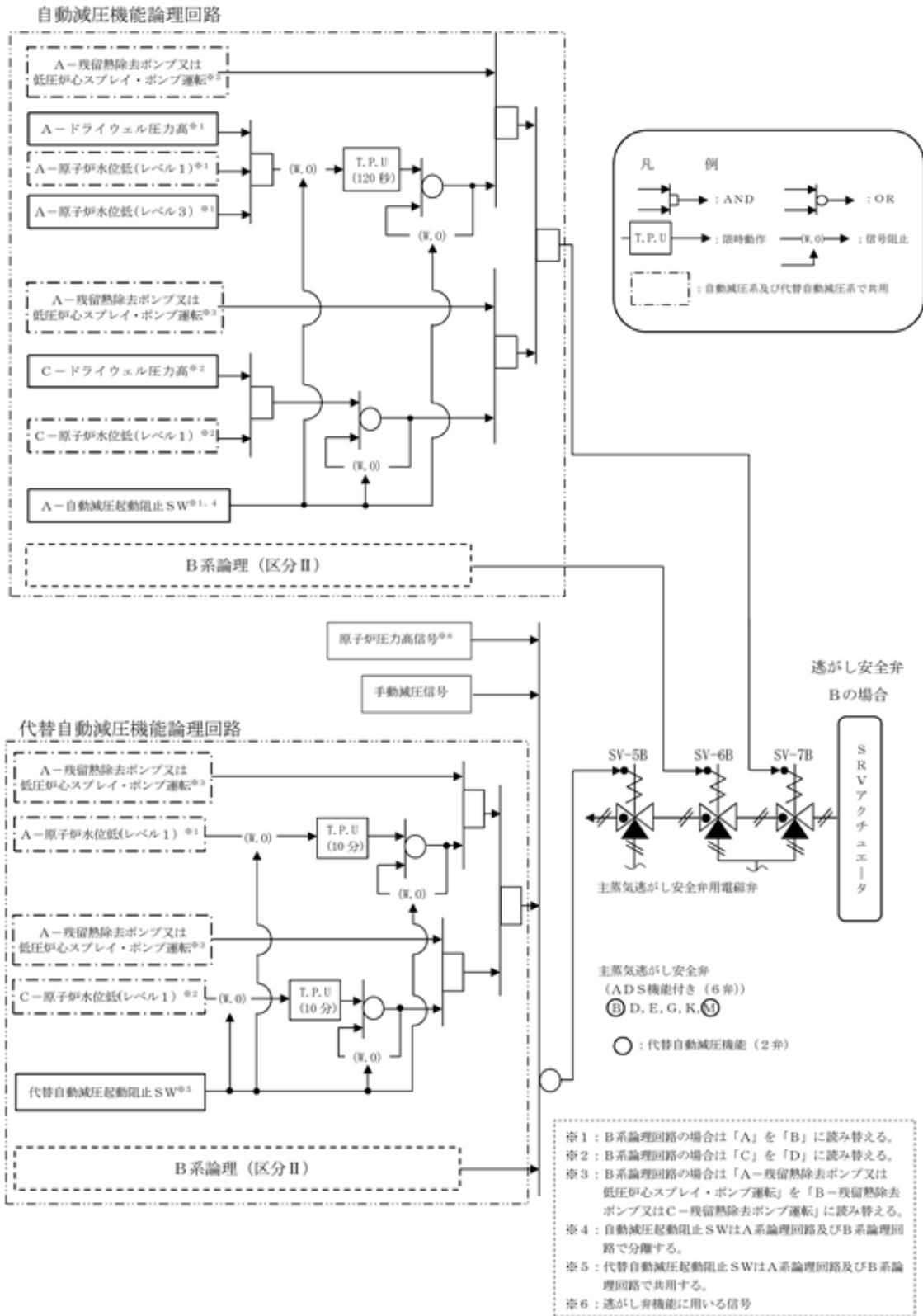


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図

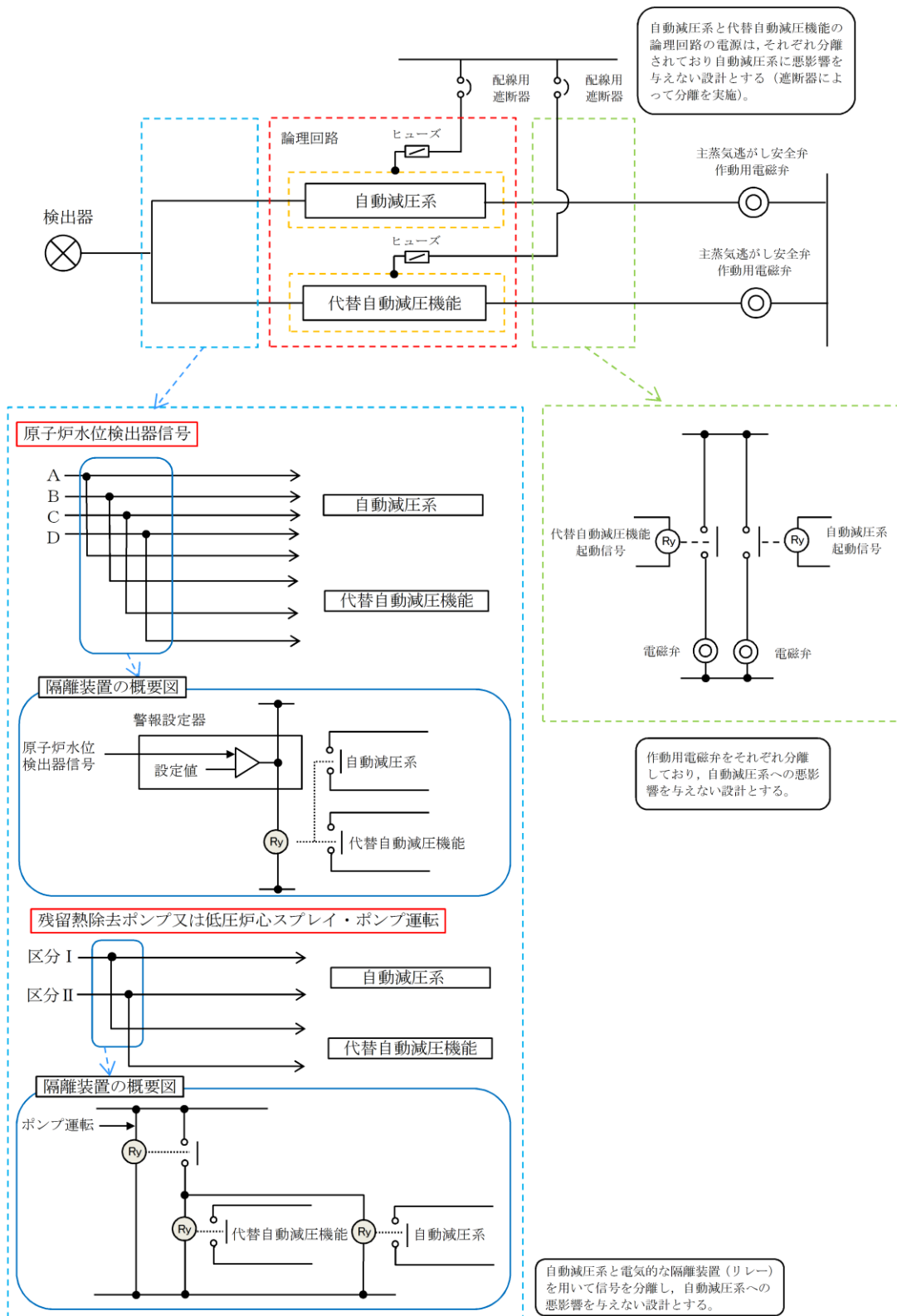


図2 信号の分離について

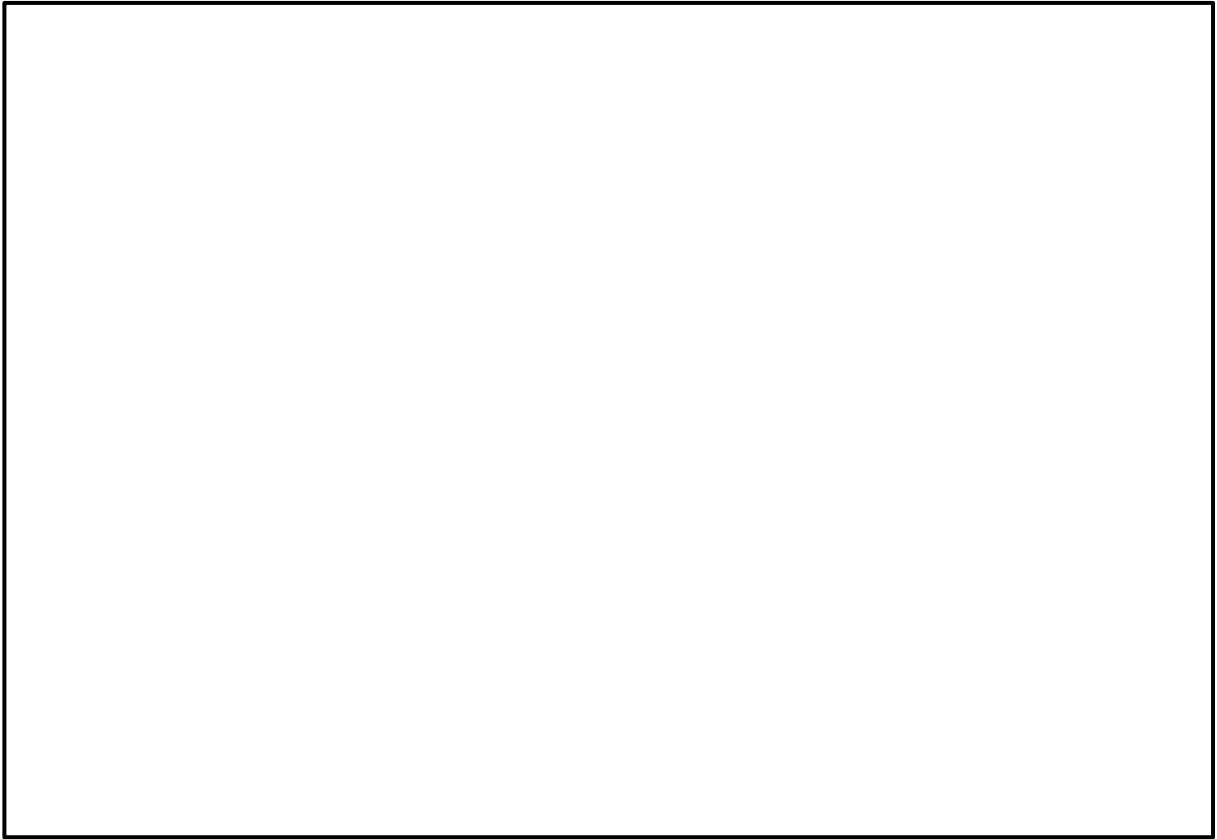


図3 代替自動減圧機能及び自動減圧継電器盤の設置場所

46-12 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、自動減圧系が有する発電用原子炉の減圧機能喪失（以下、「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、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ことを目的とする。

(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) 代替自動減圧機能に要求される機能

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付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第四十六条 1（1） a）に従い、以下の機能を設けている。

・代替自動減圧機能

原子炉水位低（レベル1）かつ残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプが運転状態で、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) 代替自動減圧機能の作動ロジック

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、格納容器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機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の検出器の故障による不動作を考慮して、残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転中における原子炉水位低（レベル1）の二重の 1 out of 2 論理とする。

(5) 代替自動減圧機能の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. 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. 代替自動減圧機能はロジック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している。
また、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信

することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。

- c. 代替自動減圧機能の論理回路は、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、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント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、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は参考資料に示す。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能
誤動作率	<input type="text"/> / 炉年 ^{※1}
不動作の発生頻度	<input type="text"/> / 炉年 ^{※2}

※1 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、かつ代替自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 代替自動減圧機能

取付場所：制御室建物 EL16.9m

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の破損を防止するため、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・ポンプが運転状態で逃がし安全弁2弁を作動させる。

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)及び残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・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. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転中における原子炉水位低(レベル1)の二重の1 out of 2信号

設定値：原子炉水位低レベル1(気水分離器下端より381cm下)

作動信号：代替自動減圧機能作動信号

作動信号を発信させない条件：代替自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定値根拠

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。

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、格納容器圧力高が発生せず、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、残留熱除去ポンプ運転(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低(レベル1)を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値(レベル1)が動作してから10分後で逃がし安全弁2弁が開くことで、残留熱除去系を用いた原子炉圧力容器への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) 設備概要
 - a. 設置場所

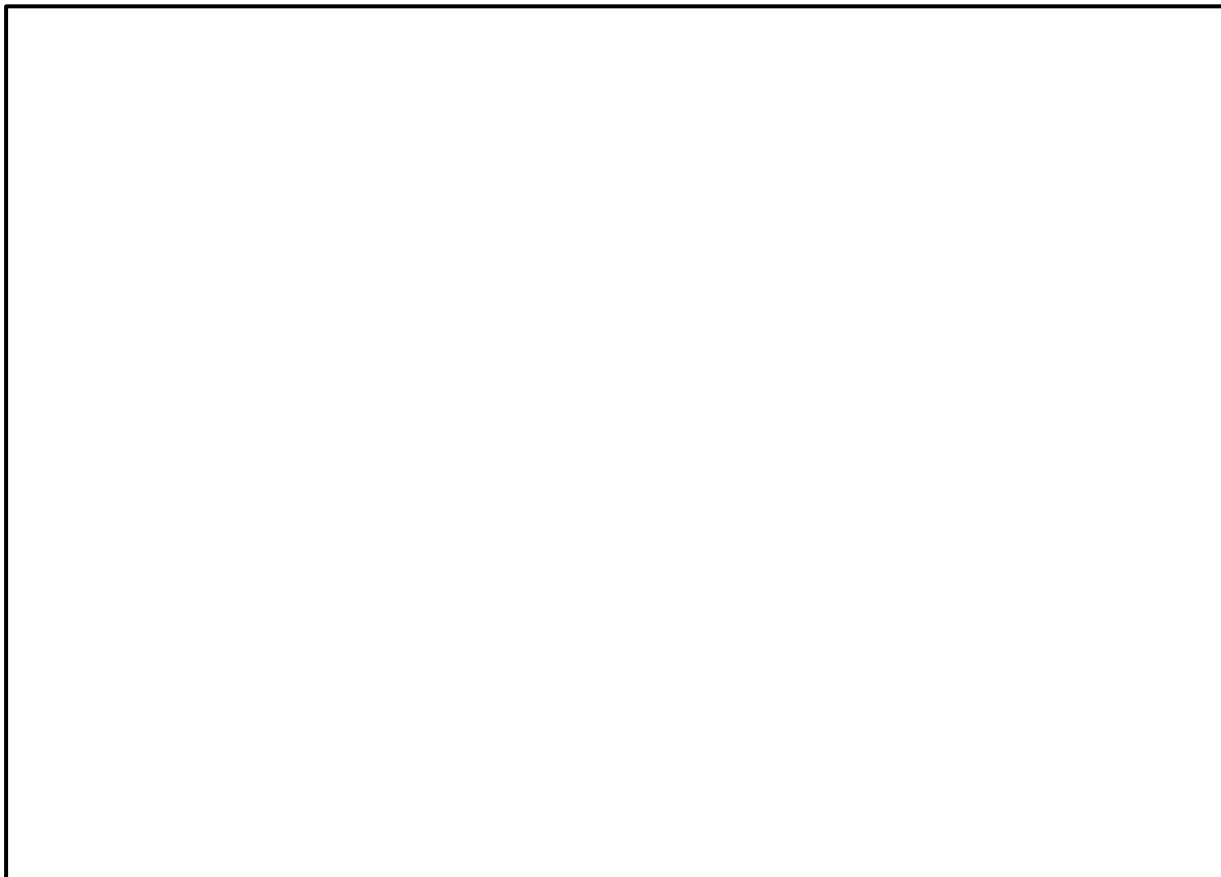


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

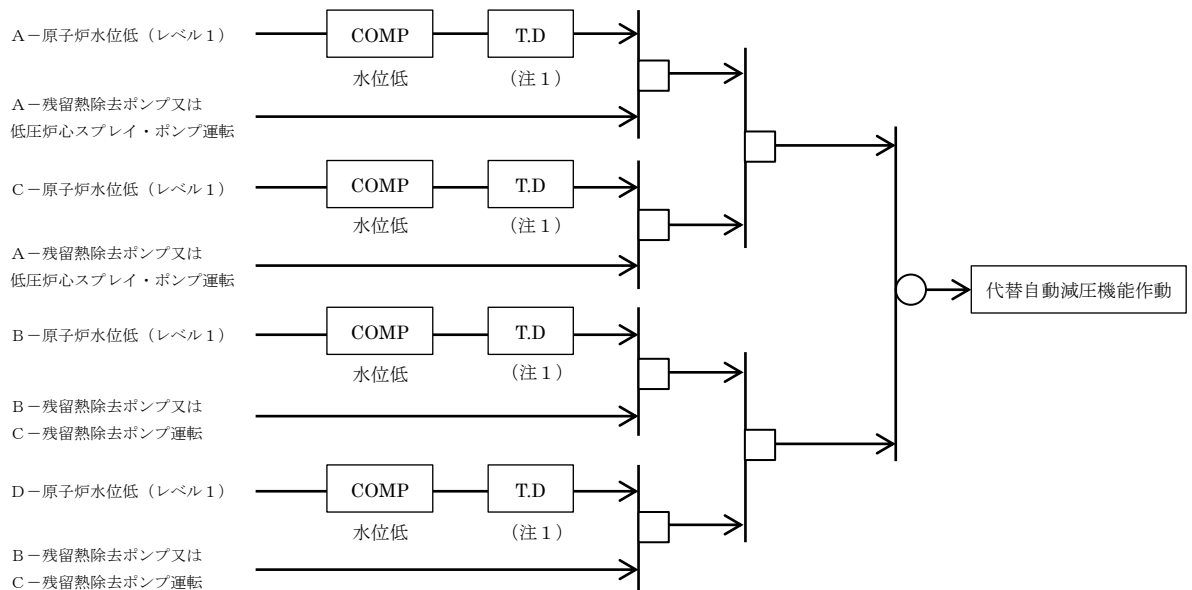
- b. 回路構成

- (a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は，信号回路を自動減圧系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与えない設計※とする。

※悪影響を与えない設計に関する説明は，「46 - 11 代替自動減圧機能について 4. 代替自動減圧機能の不具合による自動減圧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



(注1 ; 設定値 10分)

<記号説明>



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、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧機能には、設備誤作動時に発電用原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチ及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセットの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに 10 分の時間遅れを設ける。これより、代替自動減圧機能ロジック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機能ロジックによる減圧で低圧注水系により十分な炉心冷却が可能である。

表 2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧系自動起動信号	2分
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

代替自動減圧機能の信頼性評価

1. 誤動作率評価

プラント運転中に代替自動減圧機能が誤動作した場合、プラントの出力運転に外乱を与えることとなる。ここでは、代替自動減圧機能の設計情報を基に、フォールトツリーを用いて代替自動減圧機能の誤動作率を評価する。代替自動減圧機能の誤動作率の評価に係る回路の概略図を図1に示す。また、フォールトツリーの概略図を図2に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所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。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「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（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表1に示す。

これらの考え方をもとに評価した各回路の誤動作率を表2に示す。また、論理回路のみの誤動作率を表3に示す。その結果、表2より、代替自動減圧機能の誤動作率は / 時間 (/ 炉年)、表3より、代替自動減圧機能の誤動作率（共用部を含めない範囲）は / 時間 (/ 炉年) という評価結果となり信頼度は高い。

表 1 各構成部品の故障率

構成部品	故障率（誤動作率（/時間））※1
検出器（水位）	2.2×10^{-8}
警報設定器	9.5×10^{-9}
リレー	3.0×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}

※1 日本原子力技術協会「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（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。

表 2 誤動作率評価結果一覧

評価範囲	誤動作率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※2

※2 年間当たりの誤動作率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作率を算出した。

表 3 誤動作率評価結果一覧（共用部を含めない範囲）

評価範囲	誤動作率
代替自動減圧（回路A）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧（回路B）	<input type="text"/> / 炉年
代替自動減圧機能誤動作率	<input type="text"/> / 炉年
	<input type="text"/> / 時間※3

※3 年間当たりの誤動作率を 8760 時間で割ることにより、単位時間当たりの誤動作率を算出した。

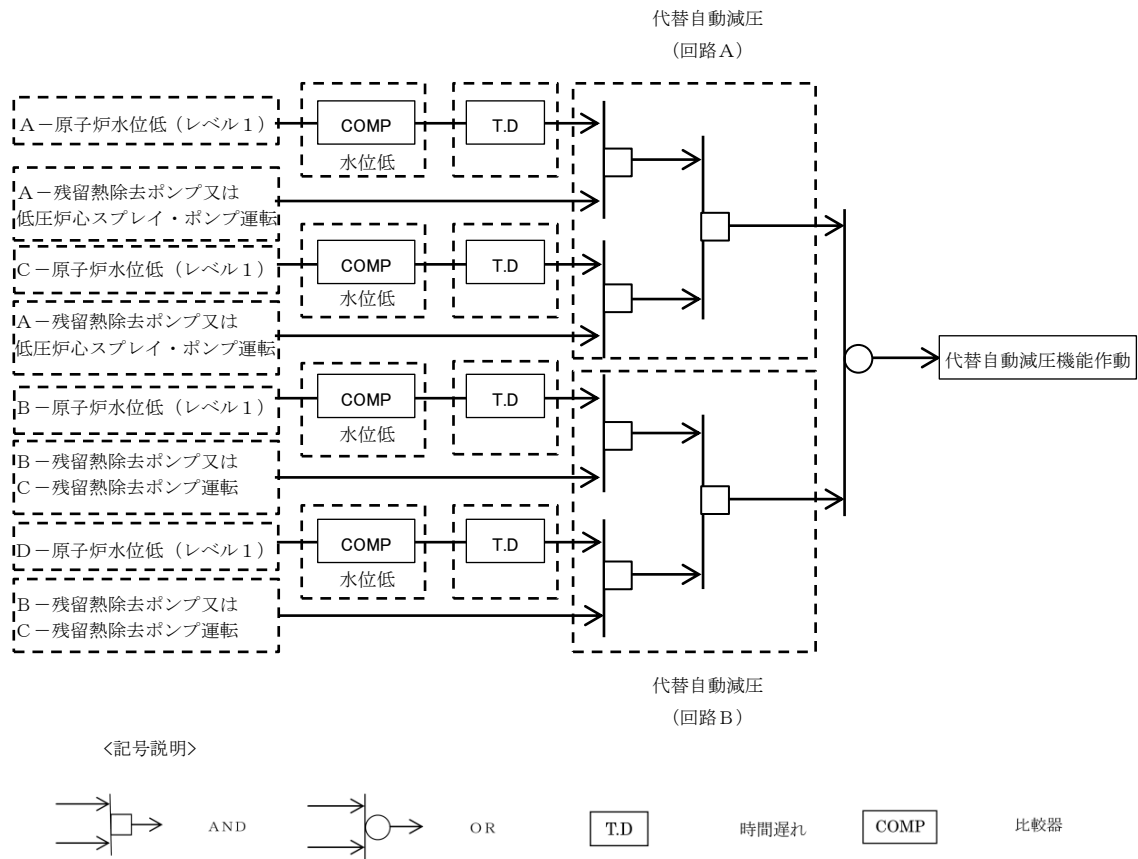


図1 誤動作率の評価に適用したロジックのモデル

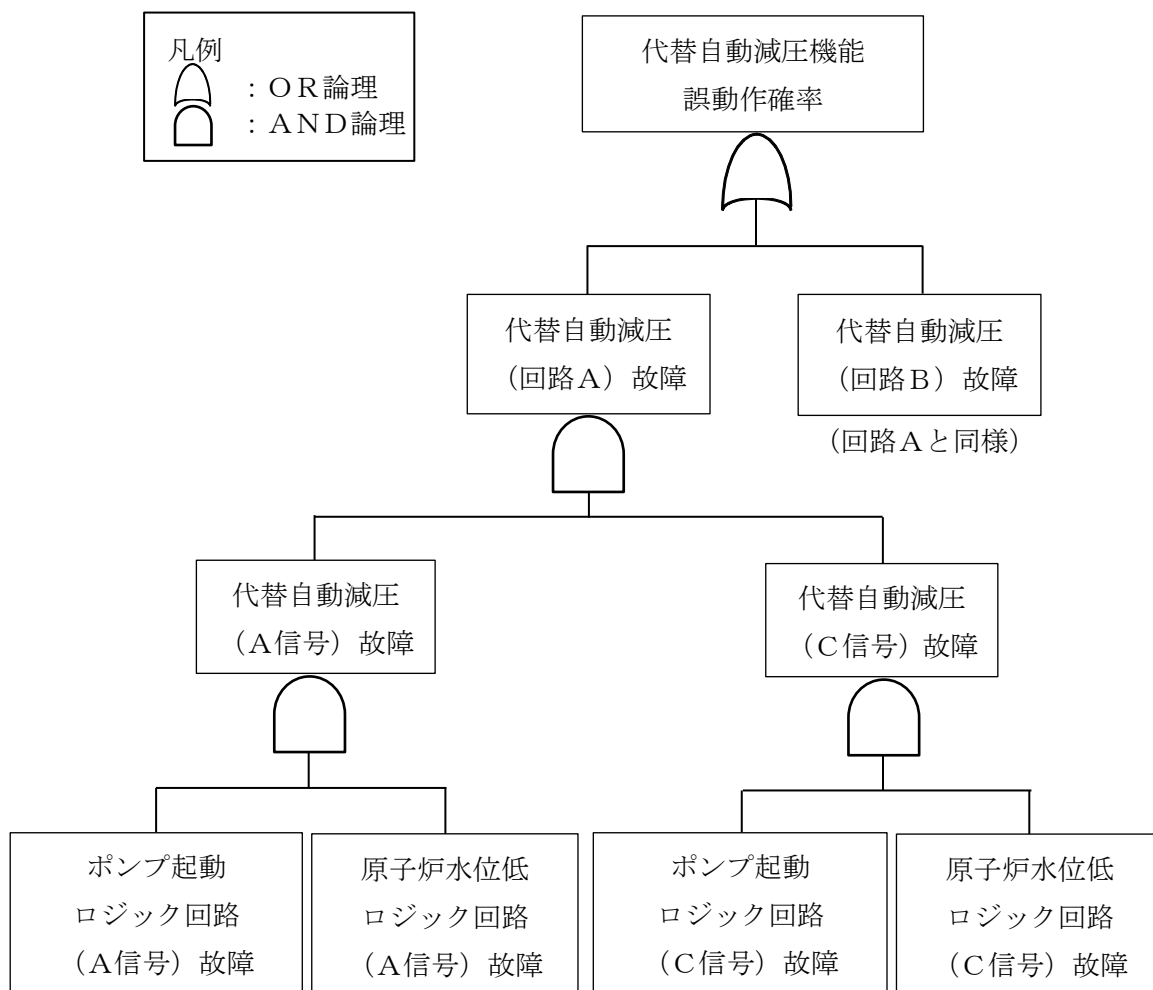


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

2. 不動作の発生頻度

代替自動減圧機能が動作を要求されるプラント状態に至った際に代替自動減圧機能が動作しない確率（不動作確率）を、フォールトツリーにより評価した。代替自動減圧機能の不動作確率の評価に係る回路の概略図を図3に示す。また、フォールトツリーの概略図を図4に示す。

フォールトツリーを構築する際の考え方は、基本的に島根原子力発電所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。評価に関して適用した仮定及びデータ等は以下のとおり。

- ・回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「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（2009年5月）（国内一般故障率21ヵ年データ）時間故障率」に記載の値を参照した。パラメータを表4に示す。
- ・共通原因故障（CCF）のモデル化にはMGL法を用いた。
- ・故障確率 $P=1+(1/\lambda T)[\exp(-\lambda T)-1]$ （ $\cong \lambda T/2$ ）で評価した。
（ λ ：故障率， T ：健全性確認間隔）

また、この非信頼度と、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*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、かつ代替自動減圧機能の故障により緩和機能が動作しない状態の発生頻度、つまり、代替自動減圧機能不動作の頻度を求めた。

各回路の非信頼度を求めた結果を表5に示す。また、共用部を含めない範囲の非信頼度を表6に示す。その結果、表5より、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）は \square 、表6より代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）（共用部を含めない範囲）は \square という評価結果となった。

代替自動減圧機能の非信頼度（不動作確率）に、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（ 5.1×10^{-9} ／炉年）を乗算することにより、代替自動減圧機能の非信頼度（不動作の発生頻度） \square ／炉年、共用部を含めない範囲の非信頼度（不動作の発生頻度） \square ／炉年が求められ信頼度は高い。

※ 代替自動減圧機能によって炉心損傷頻度の低下に期待できる状況は、重大事故等対処設備には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高圧注水・減圧機能喪失（ 5.1×10^{-9} ／炉年）であることから、これらの炉心損傷頻度の和が当該状況の発生頻度となる。なお、他の重大事故等防止対策（高圧原子炉代替注水系等）を期待すると当該状況の発生頻度はより小さな値となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表 4 各構成部品の故障率

構成部品	故障率 (不動作率 (／時間)) ※4	健全性確認間隔 (／時間)
検出器 (水位)	1.4×10^{-8}	8760
警報設定器	2.3×10^{-9}	8760
リレー	1.5×10^{-9}	8760
遅延リレー	4.7×10^{-9}	8760
ヒューズ	5.5×10^{-9}	24※5
電源装置	6.6×10^{-9}	24※5

※ 4 日本原子力技術協会「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 (2009 年 5 月) (国内一般故障率 21 カ年データ) 時間故障率」に記載の値を参照した。

※ 5 常時監視下で健全性が確認されていることから、24 時間で評価した。

表 5 非信頼度の評価結果一覧

評価範囲	非信頼度
代替自動減圧 (回路 A)	[]
代替自動減圧 (回路 B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] [] / 炉年※6

※ 6 内部事象 P R Aにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

表 6 非信頼度の評価結果一覧 (共用部を含めない範囲)

評価範囲※7	非信頼度
代替自動減圧 (回路 A)	[]
代替自動減圧 (回路 B)	[]
代替自動減圧機能の非信頼度	[] [] / 炉年※8

※ 7 検出器等の共用部の故障を考慮していない。

※ 8 内部事象 P R Aにおいて代替自動減圧回路に期待する状況 (高圧注水・減圧機能喪失) の発生頻度 (5.1×10^{-9} / 炉年) を乗じ、代替自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出。

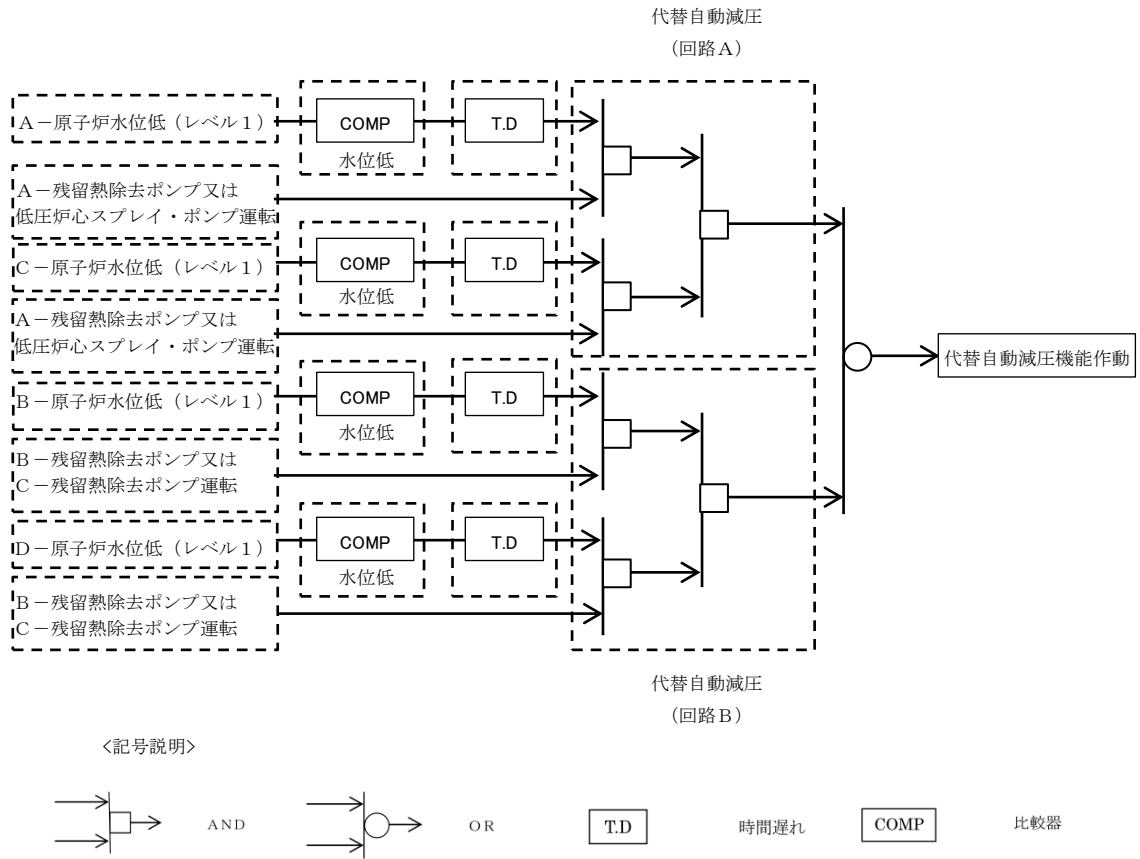
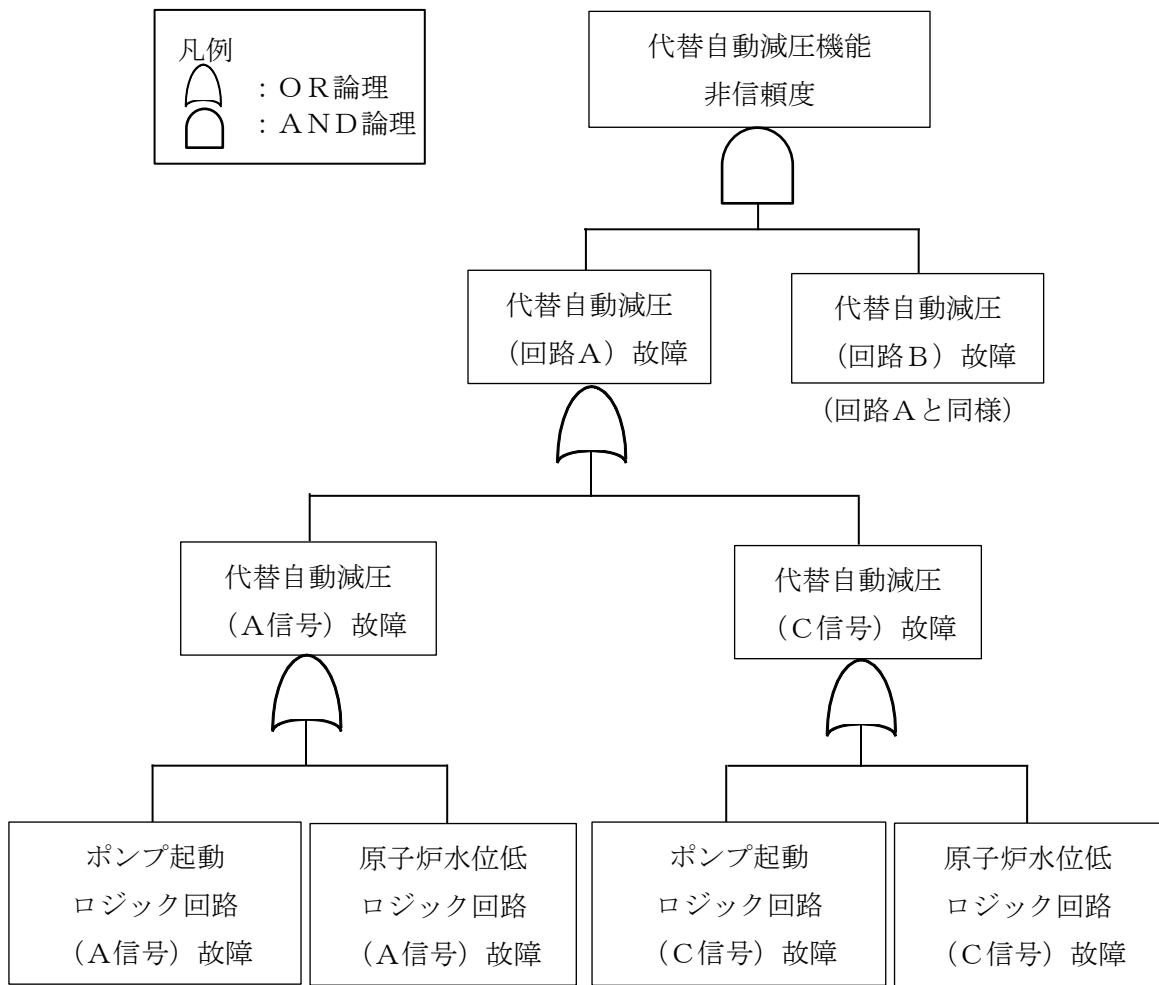


図3 非信頼度の評価に適用したロジックのモデル



※ 検出器の共通原因故障は各ロジック回路で考慮している。

図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

46-13 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについて

1. はじめに

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルについては、重大事故等発生時に機能を期待することから、重大事故等対処設備として取り扱うこととした。

以降、当該設備に期待する機能及び設計方針について説明する。

2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに期待する機能

(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物原子炉棟内（以下、「原子炉棟内」という。）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、原子炉棟内の圧力が急上昇するが、開放設定圧力である約7 kPa[gage]以下に到達した時点で原子炉棟内4階に設置した原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが自動的に開放し、原子炉棟内を減圧する。

また、開放した原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開口面（全面）を經由して外気と熱交換が行われることにより原子炉棟内でも人力での操作が可能となる。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を閉操作するが、万が一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。

なお、原子炉棟内の環境の観点からの本要件は、所定の時間内に原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能であれば、ブローアウトパネル以外の設備で対応することも考えられる。

(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非常用ガス処理系によって原子炉棟内を負圧に維持するため、原子炉棟のバウンダリの一つでもある原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル及び主蒸気管トンネル室ブローアウトパネルの開口面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物燃料取替階ブローアウトパネルの設計方針

(1) 設置許可基準規則第46条

原子炉建物燃料取替階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。

このとき、原子炉建物燃料取替階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原子炉棟の圧力が上昇した際に開放設定圧力である約7 kPa[gage]以下で全パネルが確実に開放し、かつ以後も原子炉棟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。

(2) 設置許可基準規則第43条

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは(1)(2)の通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. 結論

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは、2.(1)(2)に示す機能を満たすよう、3.(1)(2)で示した設計方針で設計する。

なお、詳細な設計及び手順等については、工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以上

添付：島根原子力発電所2号機 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

島根原子力発電所 2号機

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルに対する外部事象防護方針について

1. はじめに

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下、「原子炉建物ブローアウトパネル」という。）については、通常運転時においても原子炉建物と一体となり、原子炉建物原子炉棟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 L O C A）時における原子炉建物原子炉棟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）（大 L O C A シナリオ）時における原子炉建物原子炉棟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取り扱うこととした。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（最大瞬間風速 92m/s）を想定した場合、竜巻の気圧差荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放が考えられるが、原子炉建物内の安全系等の防護対象施設には影響はない。

また、竜巻による飛来物に対しては、原子炉建物ブローアウトパネル外側に竜巻防護ネットを設置する等、建物開口部からの飛来物の侵入を防止することで、燃料プール内の燃料等にも影響はない。

そのため、設計基準規模の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（洪水、風（台風）、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、飛来物、ダム の崩壊、火災・爆発、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害）についても同様に、風（台風）であれば竜巻の影響に包含される、火山（降下火砕物）の影響や積雪等であれば原子炉建物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、設計基準規模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

(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、以下を念頭に組合せを考慮する。

- ・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} /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10事象（洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象）及び外部人為事象6事象（飛来物，ダムの崩壊，火災・爆発，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害）とする。

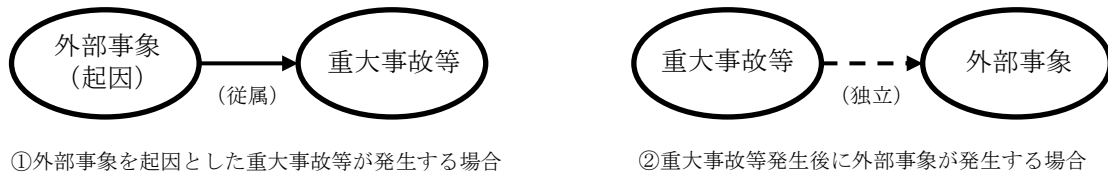


図1 重大事故等と外部事象重畳の考慮すべきシナリオ

- ※1 : Regulatory Guide 1.174 Rev. 1, 2002, An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis
- ※2 : 第1回 原子力規制委員会（平成25年4月3日）資料6-2「放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）」
- ※3 : STANDARD REVIEW PLAN 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- ※4 : 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成21・06・25 原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定）
- ※5 : JEAG4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」

(2) 原子炉建物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

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、起因事象となる外部事象の発生頻度と炉心損傷に至る確率を踏まえた上で、原子炉建物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。

具体的には、地震PRAにおいては、地震を起因とした場合の炉心損傷頻度は 3.7×10^{-6} /年としているため、地震起因の重大事故等に対しては、原子炉建物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。

一方、竜巻等の事象では、2.の通り非常用炉心冷却系等の機器については外殻となる建物に防護されているため、炉心損傷の起因事象としては外部電源喪失が考えられ、外部電源喪失が考えられる竜巻の年超過発生頻度おおよそ 10^{-4} /年（年超過発生頻度 10^{-3} /年以上の竜巻は最大瞬間風速30m/s以下のため）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 7.8×10^{-7} を踏まえると、竜巻を起因とした場合の炉心損傷頻度は（1）の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、竜巻等の事象を起因とした重大事故等

が発生し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は、十分低いものとする。

また、津波や有毒ガス等については、原子炉建物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ことも考慮する必要がある。

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物ブローアウトパネルの防護方針は表1を示す通りとする。

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物ブローアウトパネル（開放機能・閉じ込め機能※）防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震起因の炉心損傷頻度は約 10^{-6} /年であり、地震による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物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）	風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、火山の影響の年超過発生頻度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（ 7.8×10^{-7} ）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、重大事故等と外部事象の重畳の判断目安に比べて十分低く、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪による重大事故等が発生し原子炉建物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	
	落雷	
	火山の影響	
	洪水	洪水、地滑り、生物学的事象、ダムの崩壊、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	地滑り	
生物学的事象		
ダムの崩壊		
外部人為事象	有毒ガス	森林火災に対しては、原子炉建物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、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。 また、変圧器等や航空機墜落による火災に対しては、タービン建物により輻射が遮られる、又は火災源との隔離があるため、原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物（航空機落下）	
	火災・爆発	

※：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が発生する外部事象の年超過発生頻度を踏まえた上で、原子炉建物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)の重大事故等と外部事象の重畳の判断目安 10^{-8} /炉年及び原子炉建物ブローアウトパネルの機能に期待している重大事故等対処設備の有効性評価や被ばく評価においては、重大事故等発生後7日迄の期間を評価していることを踏まえて、重大事故等発生後において重畳させる外部事象の規模としては、プラント寿命期間中に発生する規模の年超過発生頻度 10^{-2} /年を想定し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能を損なわない方針とする。

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物ブローアウトパネル防護の考え方を示す。

重大事故等発生後7日以降については、原子炉建物からの大気中への放射性物質 ($Cs-137$) の累計の放出量には大きな増加はない。また、上記方針に基づき年超過発生頻度 10^{-2} /年規模の外部事象に対して、原子炉建物ブローアウトパネルの機能は維持される。

重大事故等発生後約60日以降については、設計基準規模の外部事象を想定し、外部事象により原子炉建物ブローアウトパネルの開放や損傷等があった場合でも、現場作業について外部からの参集要員等に期待することができることから、原子炉建物ブローアウトパネルの機能を復旧する方針とする。

なお、地震においては、上記方針に基づき、原子炉冷却材バウンダリや原子炉格納容器バウンダリを構成する設備等に対し、重大事故等発生後約3日以降は弾性設計用地震動 S_d 、約60日以降は基準地震動 S_s との組合せを考慮している。

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物ブローアウトパネル（閉じ込め機能※）防護方針

事象		防護方針
自然現象	地震	地震荷重による原子炉建物ブローアウトパネルの開放等が考えられることから、容易かつ確実に閉止又は地震により開放しない設計とする。
	津波	津波は原子炉建物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）	年超過発生頻度 10^{-2} /年の規模として、設計基準の設定に参照している気象官署の観測期間が約80年であることから、設計基準規模を想定する。設計基準（最大風速30m/s）の風荷重に対し、原子炉建物ブローアウトパネルの機能が喪失しない設計とする。 飛来物については、竜巻対策による資機材や屋根等の固縛・撤去等を実施することで、原子炉建物ブローアウトパネルが飛来物の影響を受けない設計とする。
	竜巻	年超過発生頻度 10^{-2} /年の最大瞬間風速は30m/s以下であり、風（台風）の影響に包含され、気圧差による原子炉建物ブローアウトパネルの開放はない。
	洪水	洪水、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	凍結	
	降水	
	積雪	
	落雷	
	地滑り	
火山の影響		
生物学的事象		

※: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、原子炉建物原子炉棟負圧維持のための閉じ込め機能が対象。

(表 2 続き)

事象		防護方針
外部人為事象	ダムの崩壊	ダムの崩壊，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害は原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響する事象ではない。
	有毒ガス	
	船舶の衝突	
	電磁的障害	
	飛来物 (航空機落下) 火災・爆発	森林火災に対しては，原子炉建物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。 また，変圧器等や航空機墜落による火災に対しては，タービン建物により輻射が遮られる，又は火災源との離隔があるため，原子炉建物ブローアウトパネルの機能に影響はない。

4. まとめ

原子炉建物ブローアウトパネルの外部事象防護方針については，2. 及び3. に示す通りとし，詳細設計等については，工事計画認可申請及び保安規定変更認可申請の審査時に説明する。

以 上

47 条 補足説明資料

47-1 S A設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 送水ヘッダについて

47-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		低圧原子炉代替注水ポンプ	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋 外の天候/放射線	その他の建物内設備	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図		
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)		A, B	
			関連資料	47-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		B a	
			関連資料	47-4 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	47-3 配置図, 47-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作		A a, A b, B		
		関連資料	47-3 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	47-6 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	47-2 単線結線図, 47-3 配置図, 47-4 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		大量送水車		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図	
		第2号	操作性	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	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (手動弁, 電動弁)	A, B	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
		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)	高速回転機器	B b
				関連資料	47-4 系統図, 47-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図		
		第 3 項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
	関連資料			47-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 接続図		
	第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時使用	A a	
			関連資料	47-7 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の選定)	-	
			関連資料	47-3 配置図, 47-7 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	47-3 配置図, 47-8 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	47-9 アクセスルート図		
	第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b	
サポート系要因			対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a		
関連資料			47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-7 接続図, 47-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	—		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B		
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	—			
	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	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				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	—		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		残留熱除去熱交換器 (設計基準拡張)	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	対象外 (操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				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	—	

47-2 単線結線図

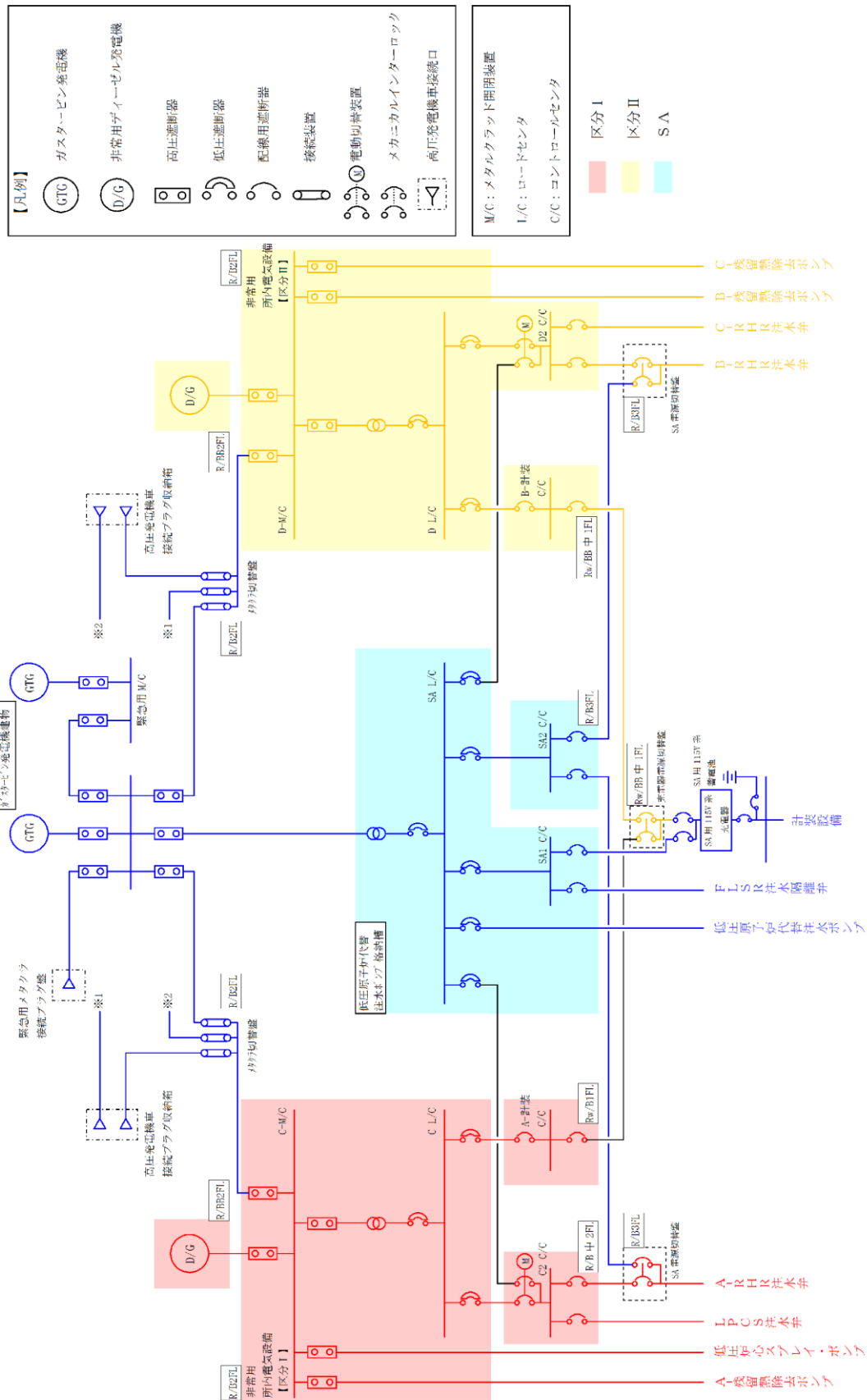




図 1 単線結線図

47-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

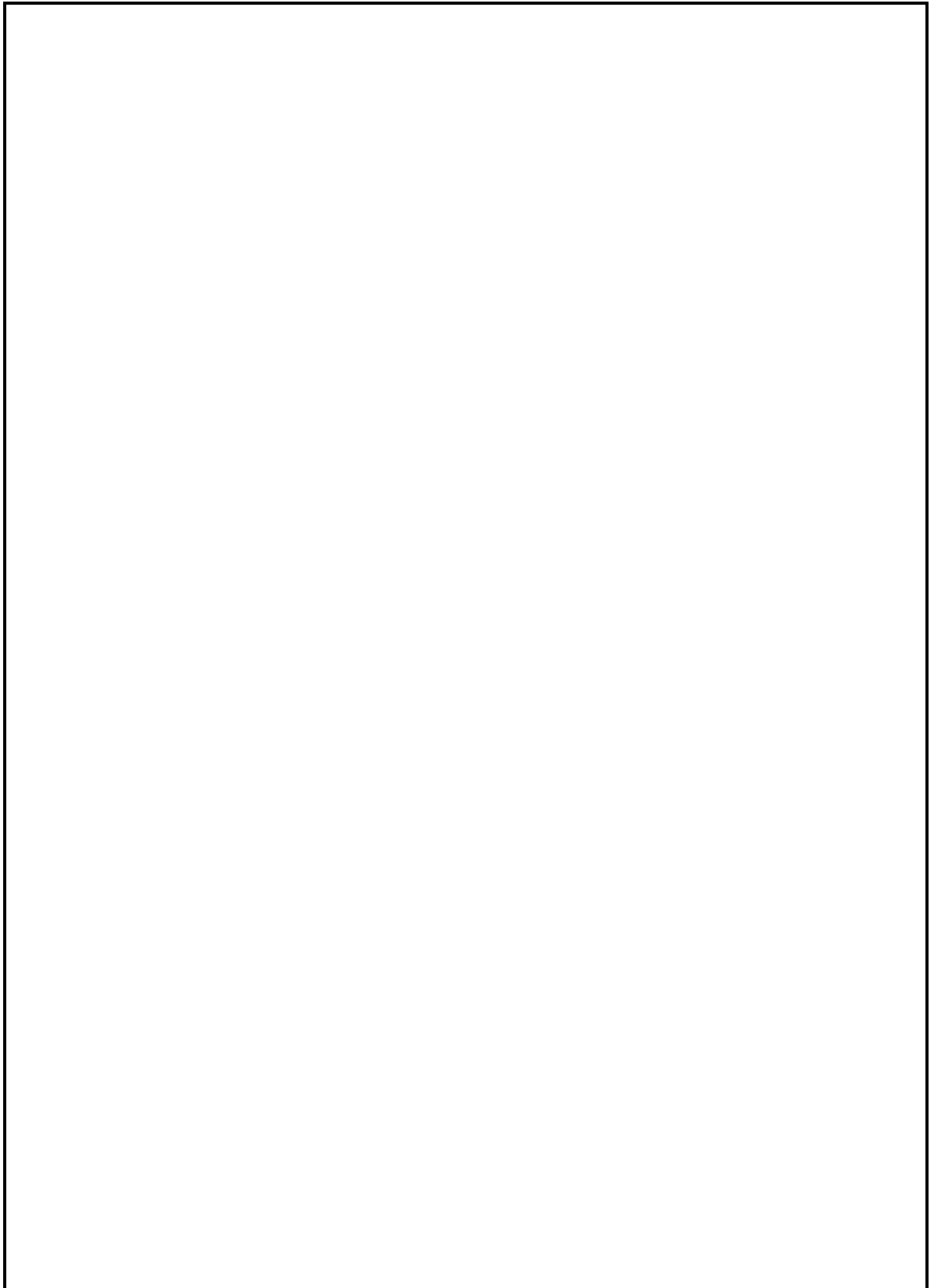


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る中央制御室操作盤の配置図（制御室建物4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

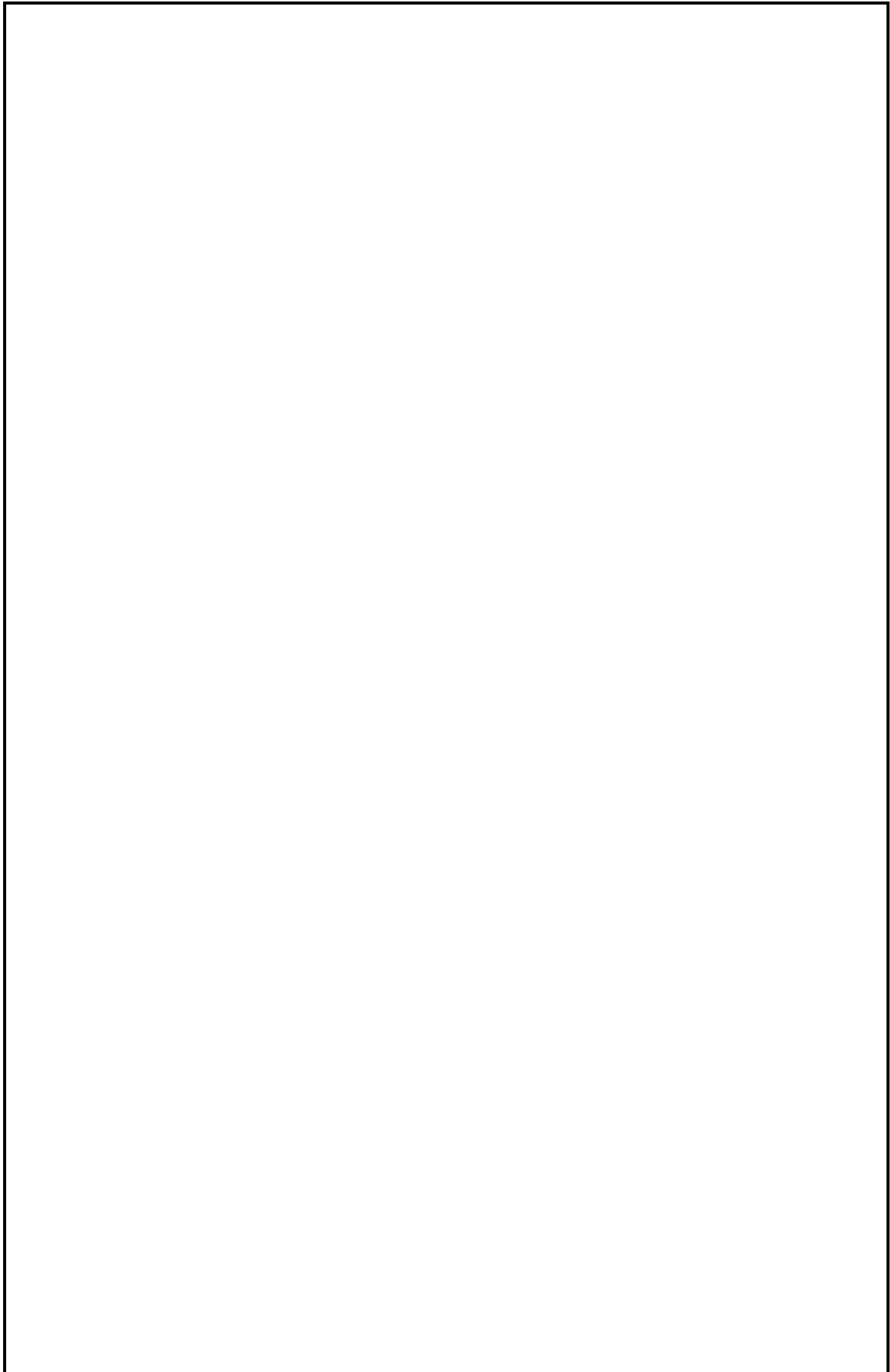


図2 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

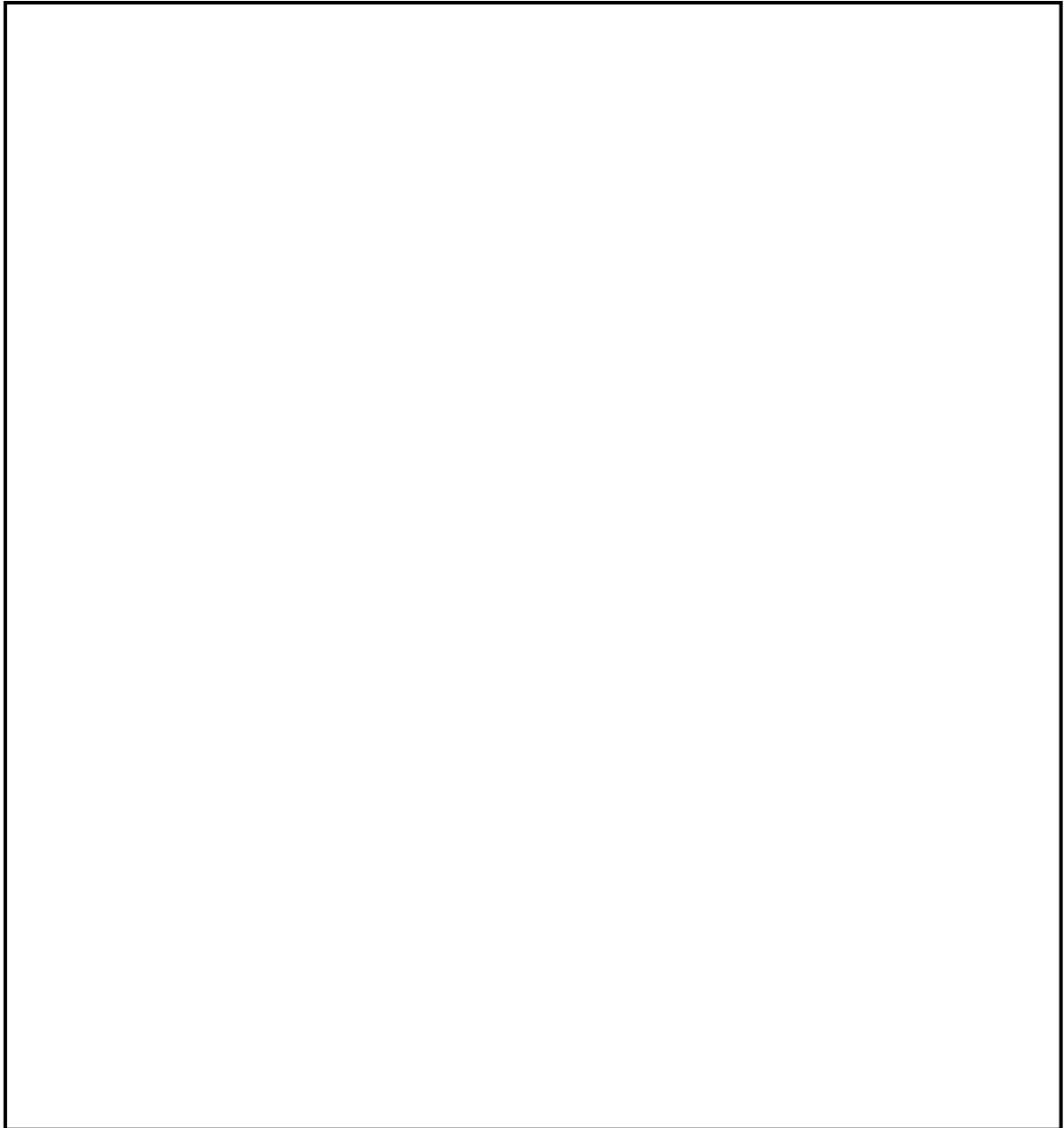


図3 残留熱除去ポンプおよび低圧炉心スプレイ・ポンプの配置図（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 4 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水に係る機器の配置図
（原子炉建物 1 階）

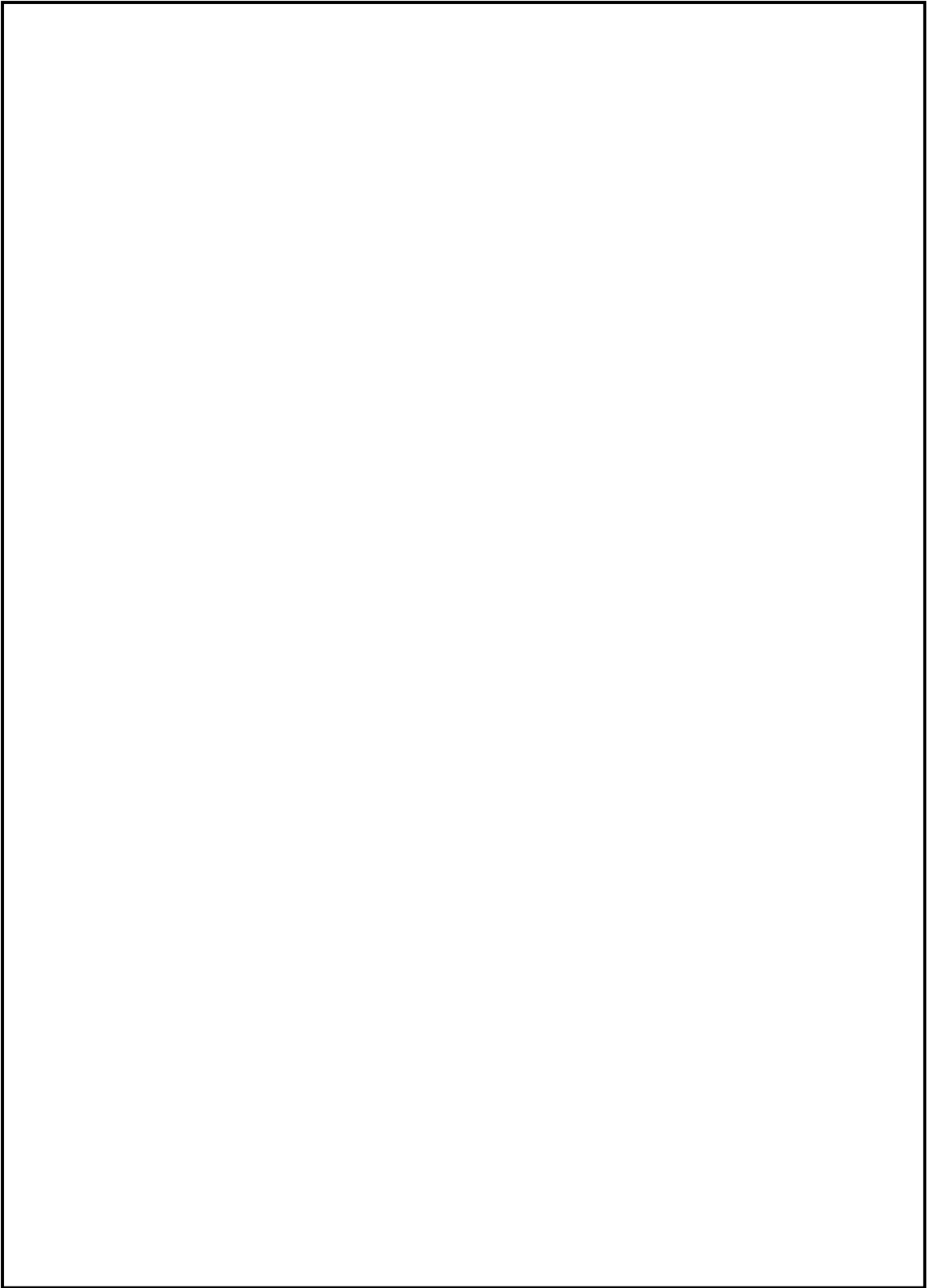


図5 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水に係る機器の配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

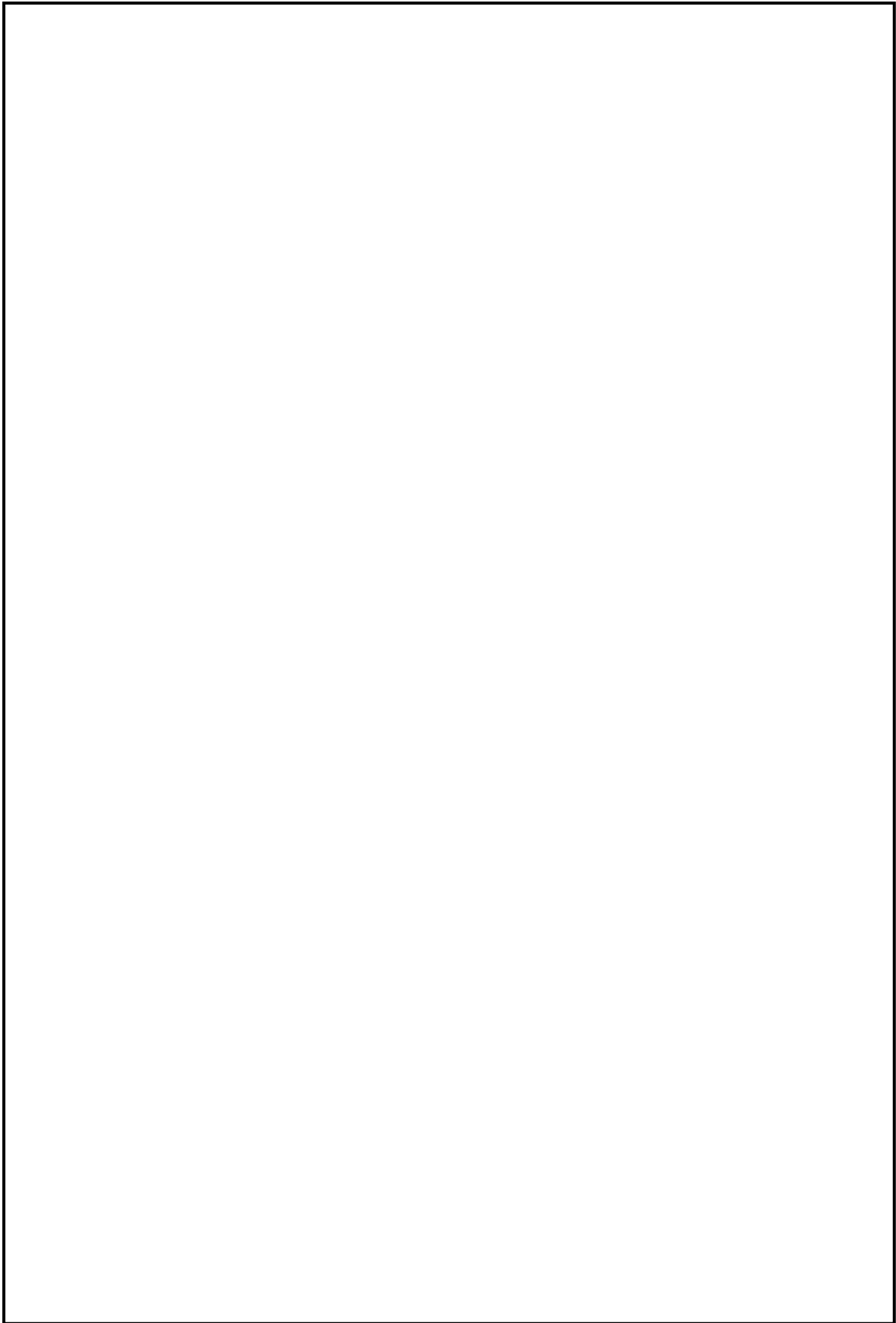


図6 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水に係る機器の配置図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

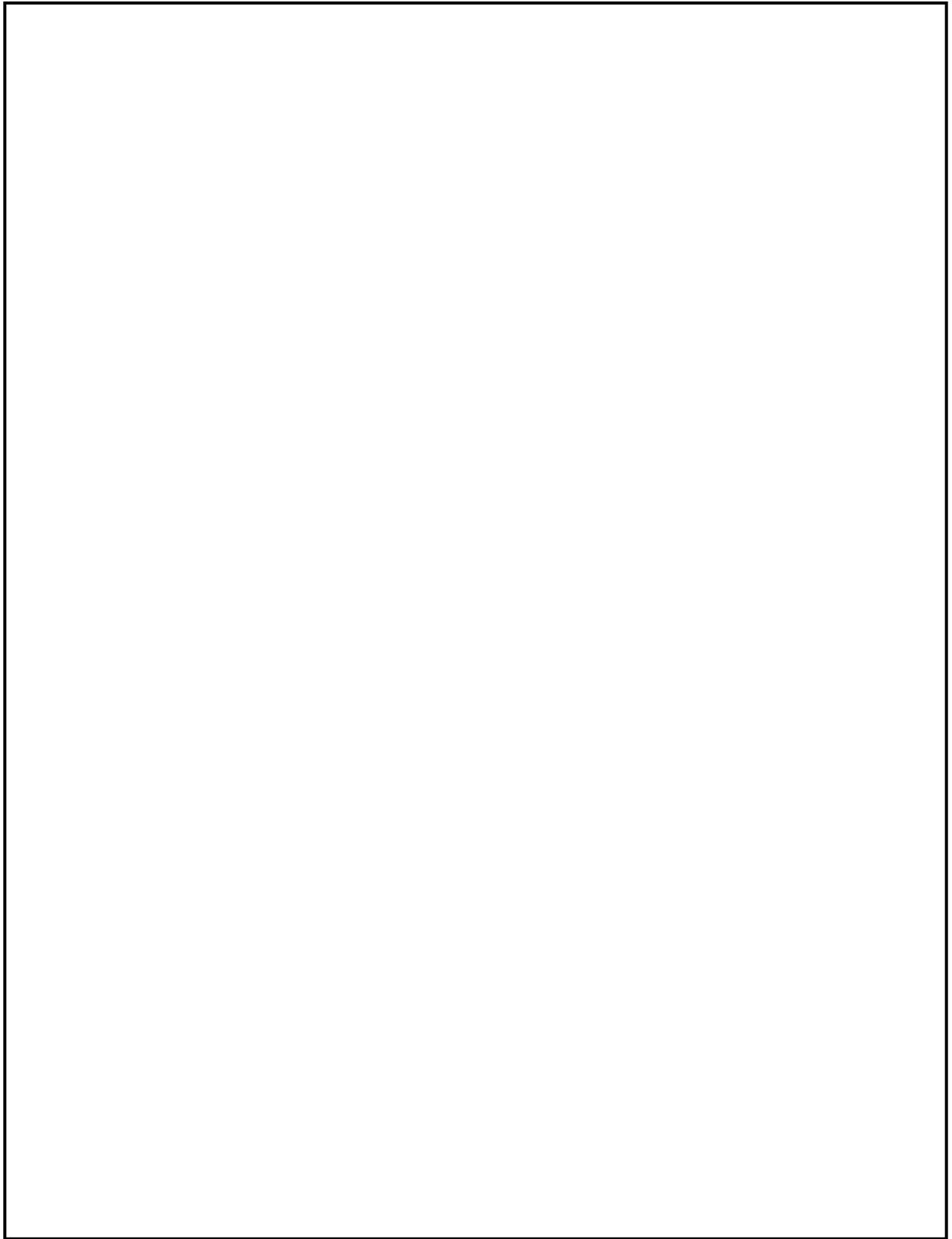


図7 低圧原子炉代替注水系（可搬型）に係る弁の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図 8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水に係る SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-4 系統図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

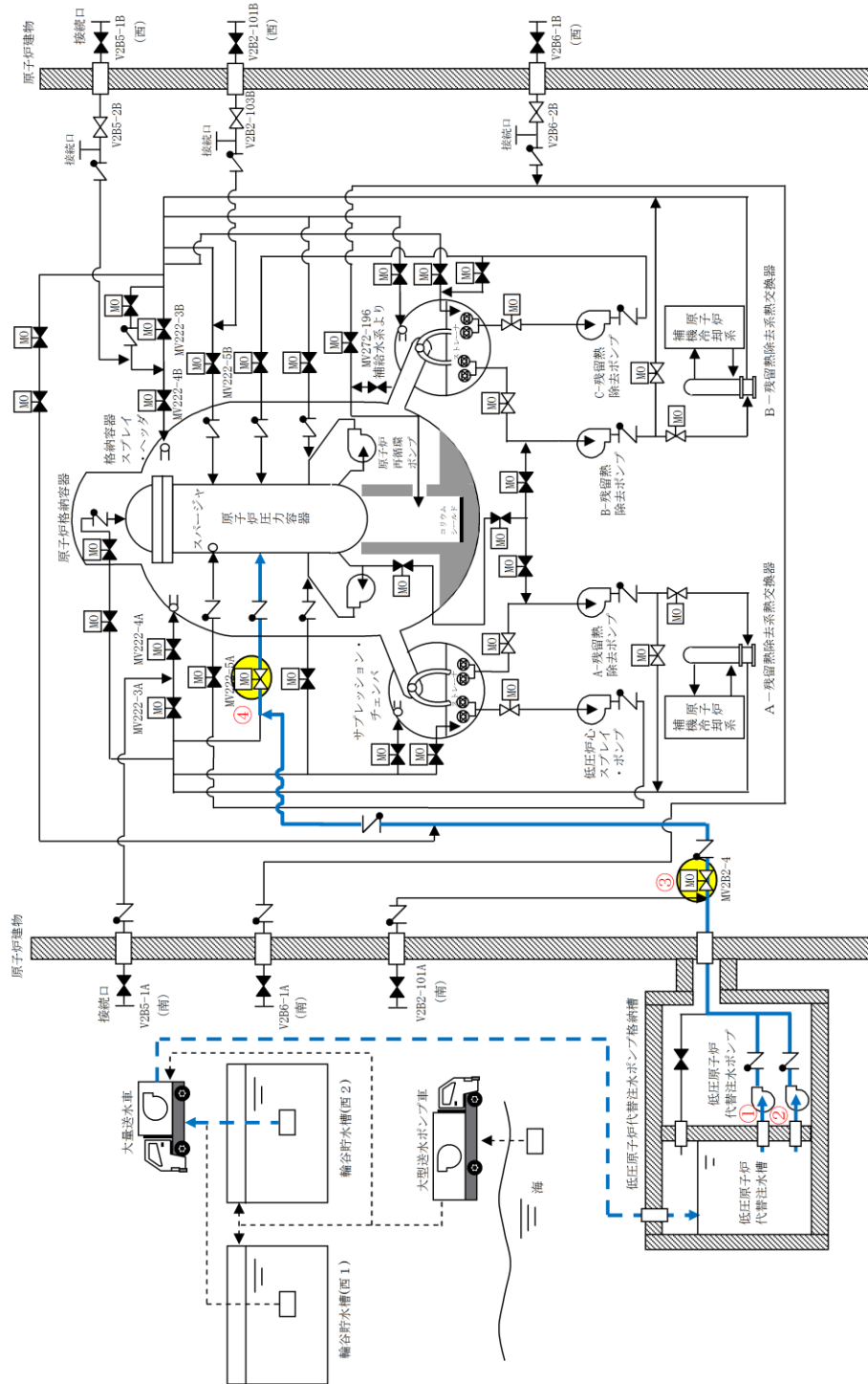


図1 低圧原子炉代替注水系（常設）概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	F L S R 注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	F L S R 可搬式設備 A-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

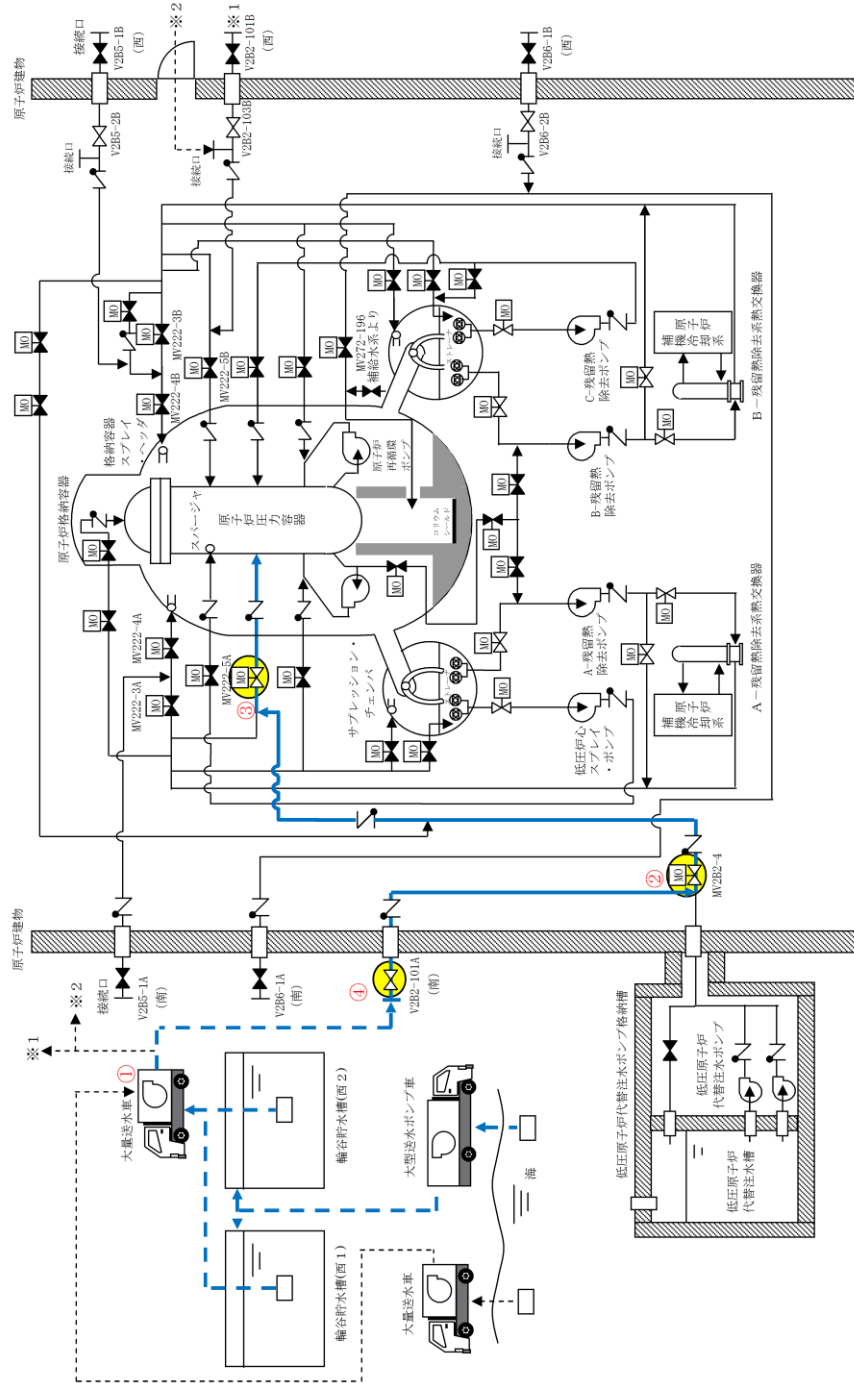


図2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 A-RHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR可搬式設備 イン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

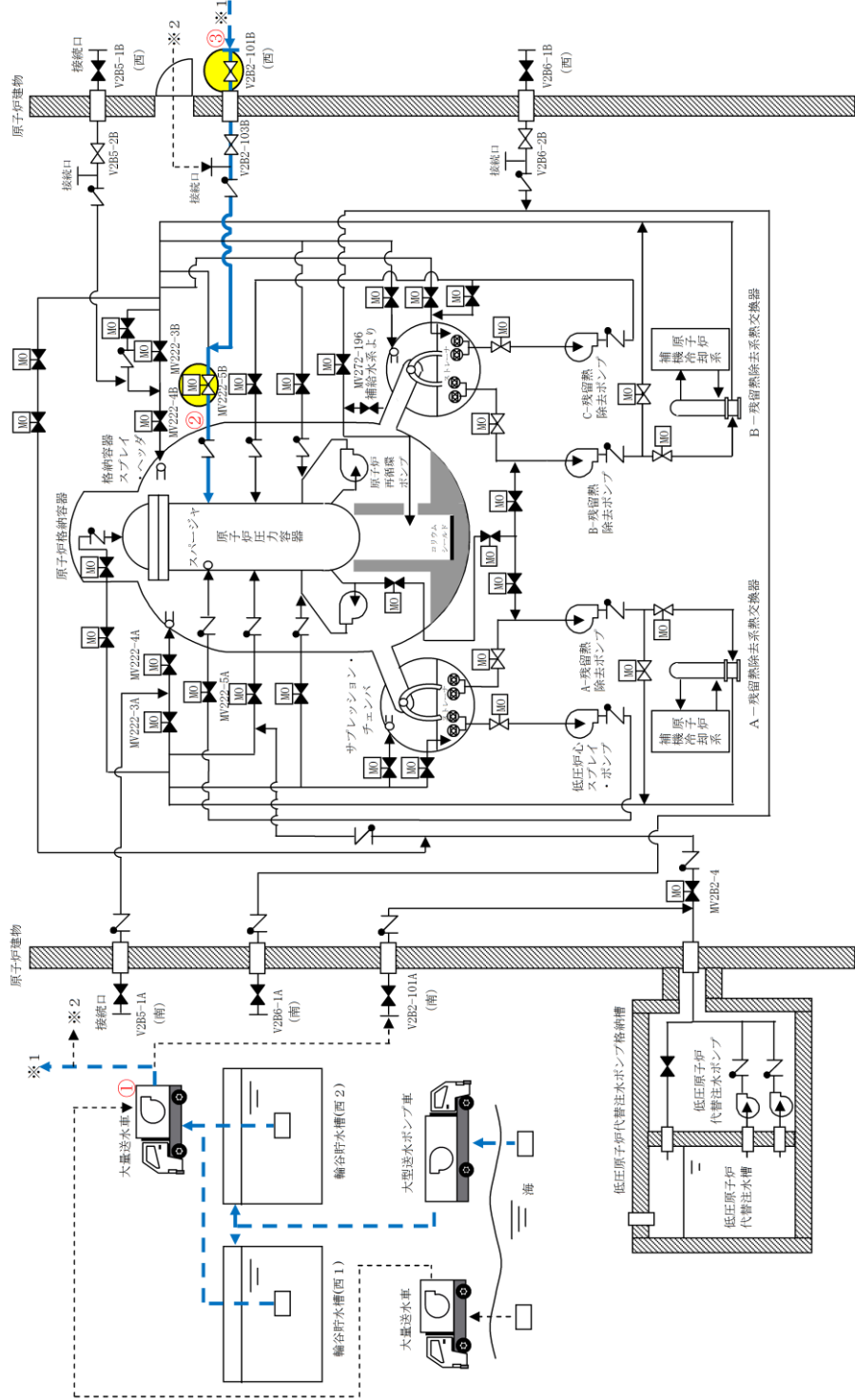


図3 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	FLSR可搬式設備 B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物付属棟1階

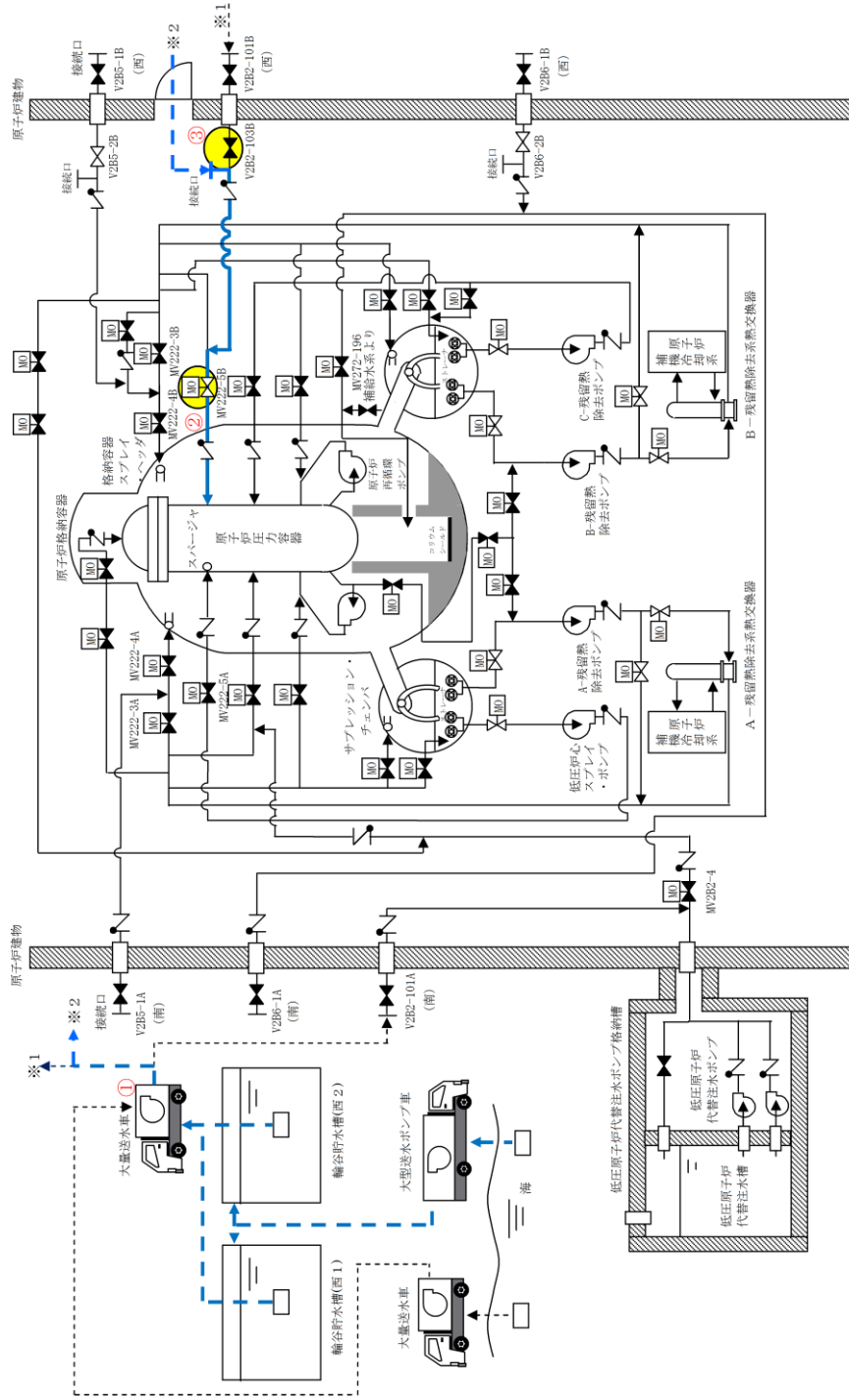


図4 低圧原子炉代替注水系（可搬型）概要図 B-RHRラインからの低圧代替注水（屋内接続口使用時）

47-5 試験及び検査

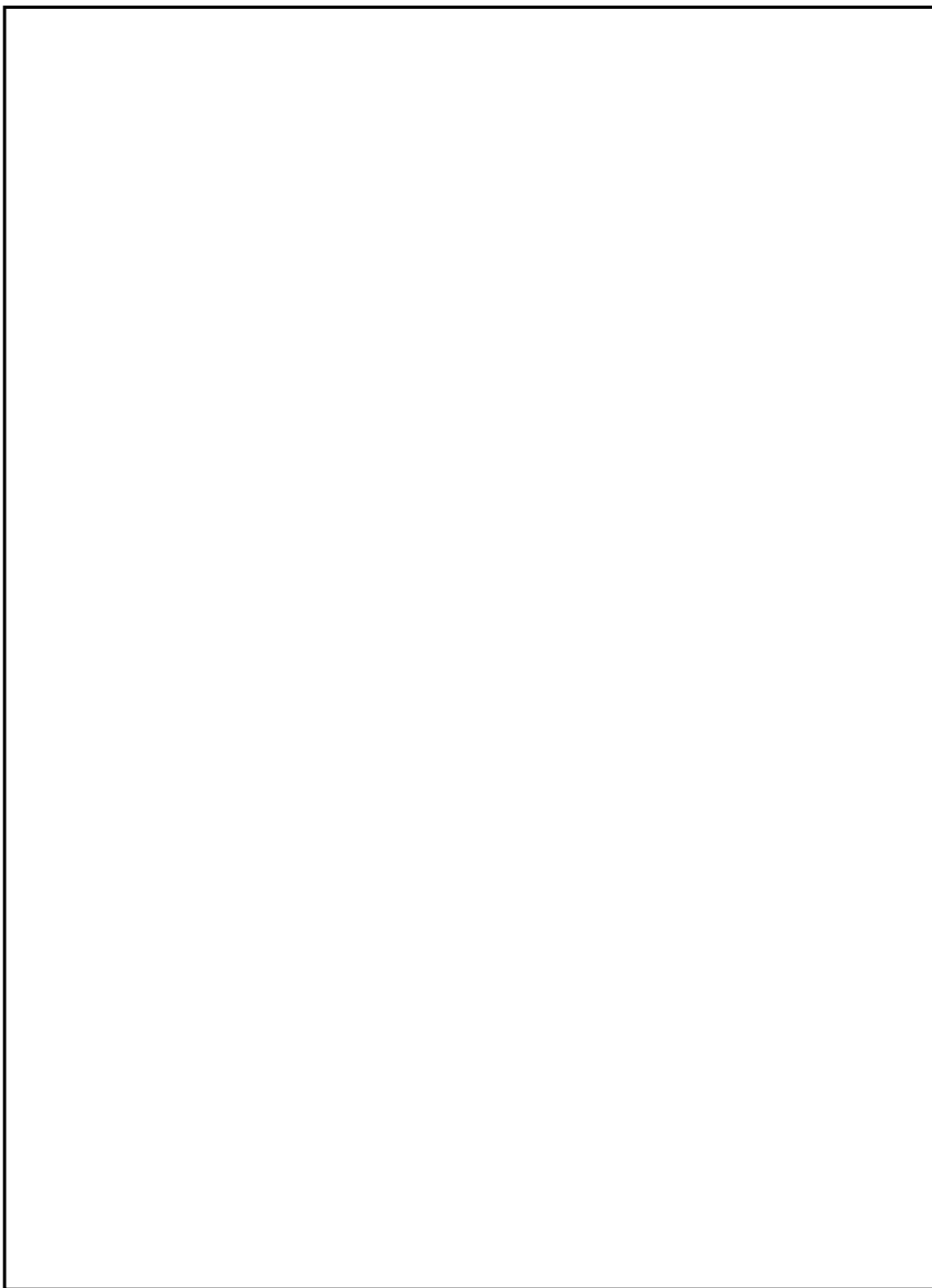


図 1 構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

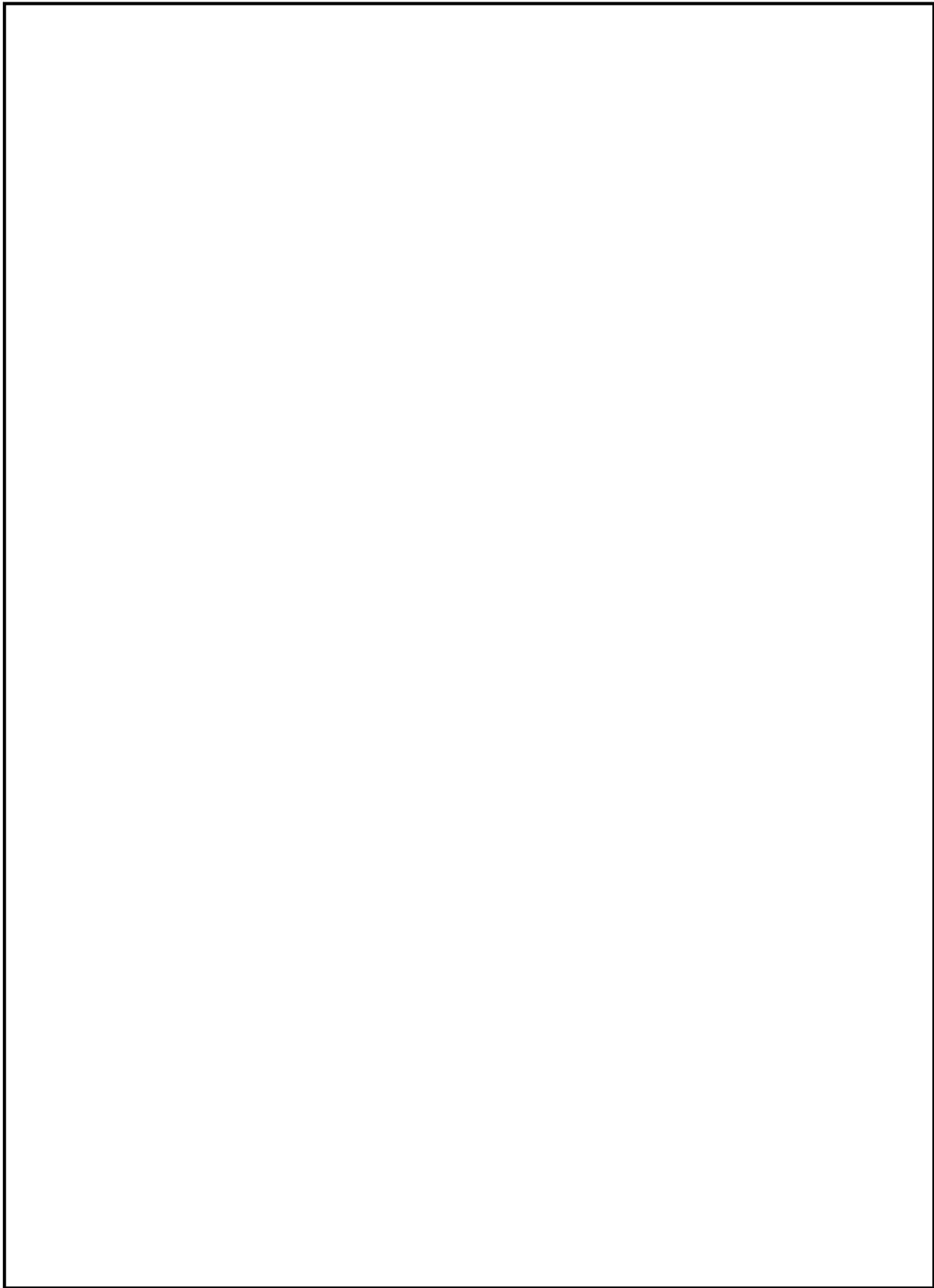


図2 構造図 (大量送水車)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

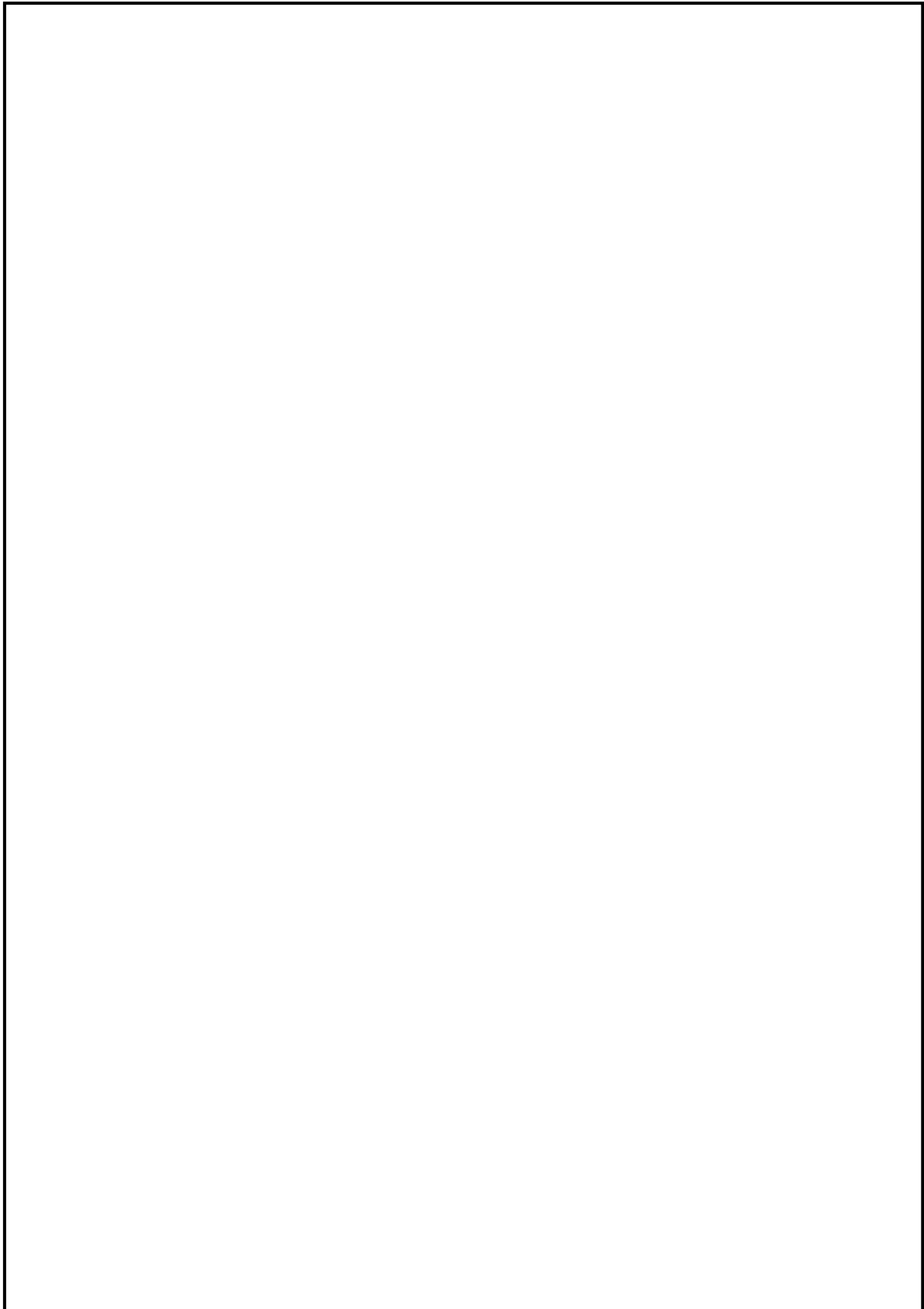


図3 運転性能検査系統図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

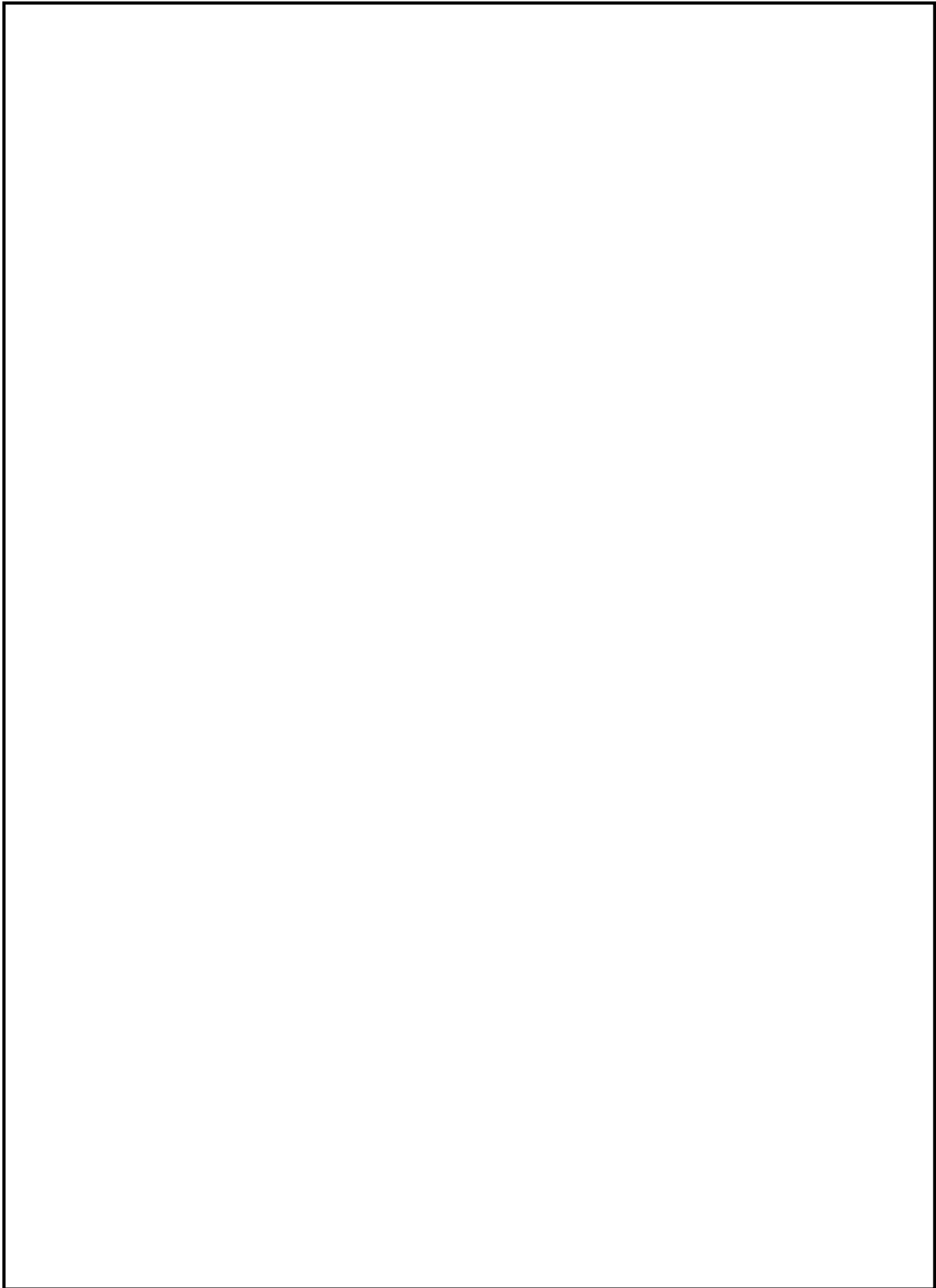


図 4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-6 容量設定根拠

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ	
容 量	m ³ /h/台	230 以上 (注 1) (230 (注 2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> (注 1) (190 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/台	210
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】

(概 要)

低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対象設備が有する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、原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系の配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧原子炉代替注水系（常設）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2台設置しており、このうち必要台数は1台であり、1台を予備として確保する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 230m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉注水必要容量: 200m³/h 以上

低圧原子炉代替注水ポンプを用いて原子炉圧力容器へ注水する容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失の重要事故シーケンス及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)に係る有効性評価解析において 200m³/h であることから、200m³/h 以上とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量: 30m³/h/台

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、230m³/h/台とする。

2. 全揚程 m(注1) / 190m(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプは、原子炉と水源の差圧が MPa のとき、原子炉に 200m³/h の注水ができるように静水頭、配管及び機器圧損を踏まえ設計する。

原子炉と水源の圧力差:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/> m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/> m
合計(m)	:	<input type="text"/> m

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプに必要な揚程は m 以上となり、これを上回る揚程として、低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は 190m とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 [] に静水頭約 [] を加えた約 [] MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時に格納容器代替スプレイ系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、水源の低圧原子炉代替注水槽の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

【設定根拠】(続き)

5. 原動機出力 210kW

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230 / 3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600}\right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

【設 定 根 拠】（続き）

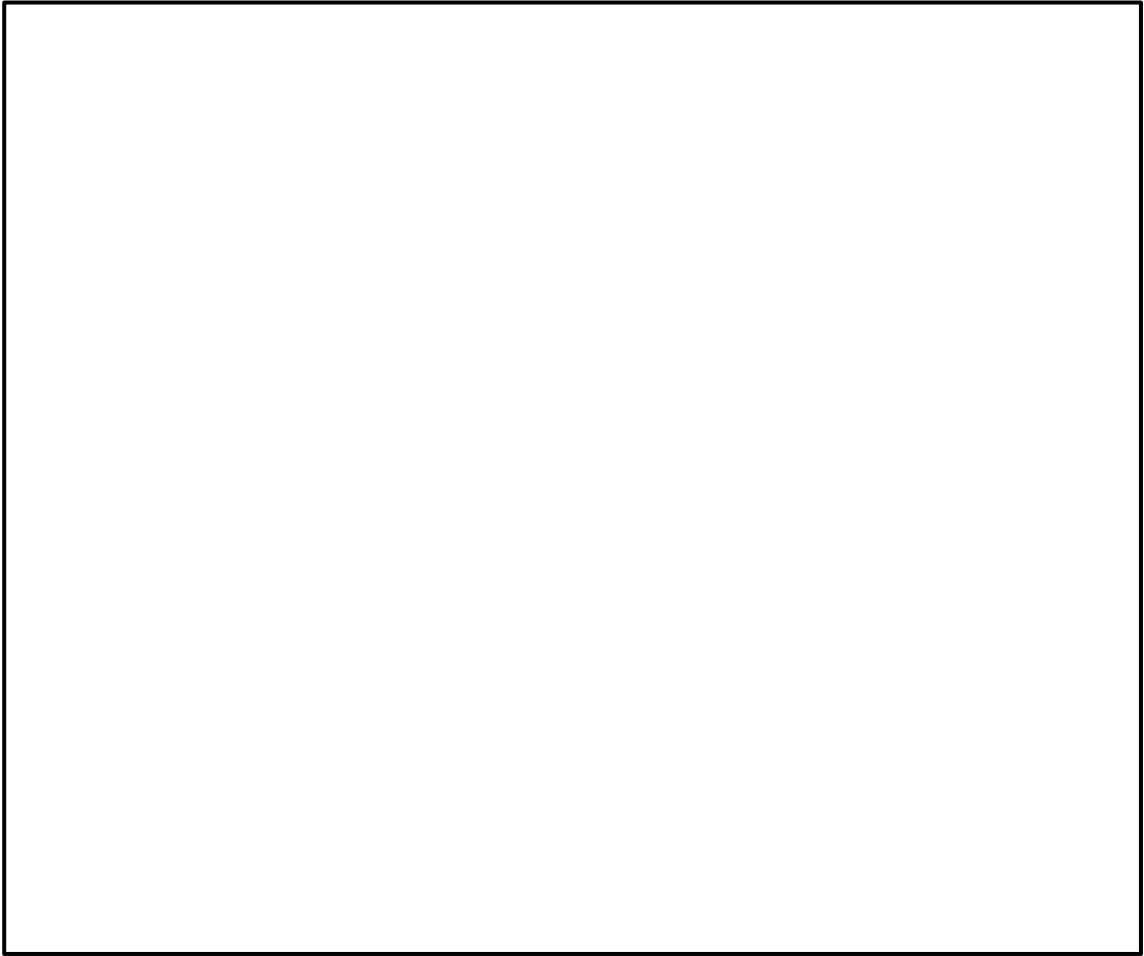


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	大量送水車	
容 量	m ³ /h/台	70 以上 (注 1) , (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	0.99 以上 (注 1) , (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す	

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、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必要な注水流量を有する設計とする。

大量送水車は複数の代替淡水源（（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を經由して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

以上より、必要な容量を有するものとして図 2 のとおり大量送水車を 1 セット 1 台使用する。

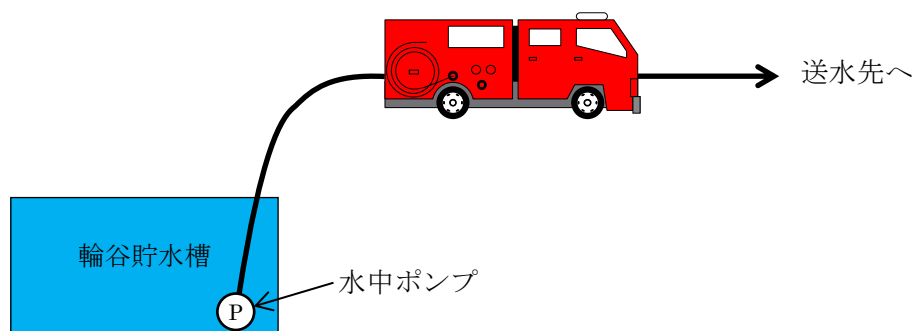


図 2 系統構成概要図

1. 容量 70m³/h 以上（注1） / 168m³/h 以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、炉心損傷防止対策の評価事故シーケンスのうち、全交流動力電源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への注入流量 70m³/h 以上とする。

なお、大量送水車（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h 以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 0.99MPa 以上（注1） / 0.85MPa（注2）

低圧原子炉代替注水系（可搬型）で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、 を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 の場合】

水源と移送先の圧力差	約	 MPa
静水頭	約	MPa
ホース圧損	約	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	MPa
合計	約	0.99 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 47-6-10, 11 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 0.99MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

図3に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

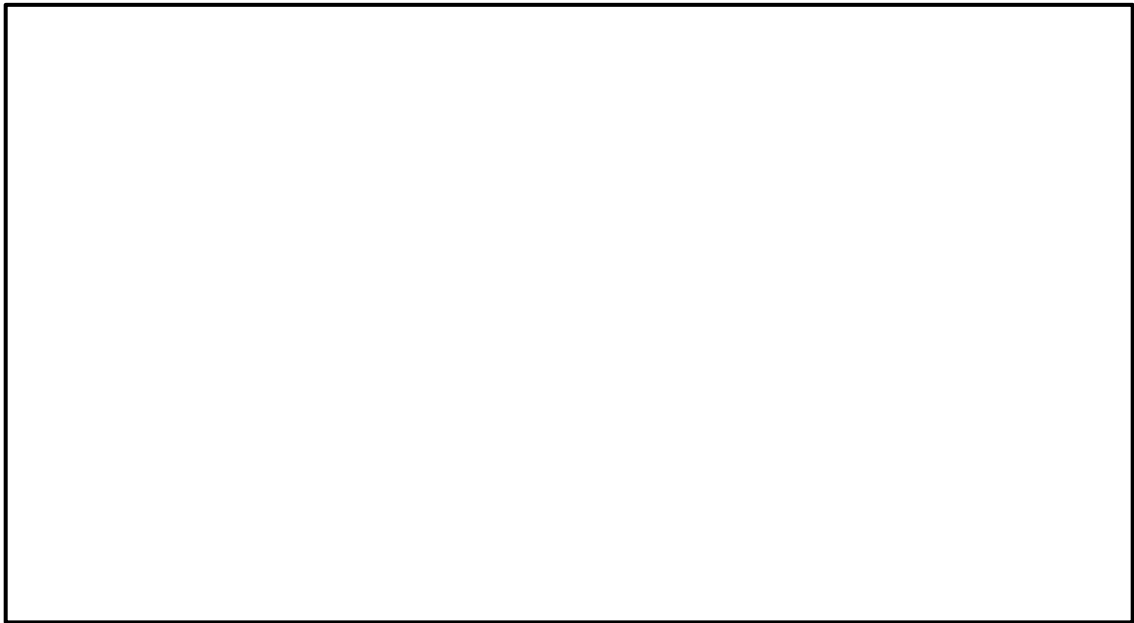


図3 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図4に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1.2m から、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.8m となる。（図4参照）

必要流量 70m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 0.9m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.8m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 16.9m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 0.9m）<有効 NPSH（約 16.9m）となる。

※内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約		m
大気圧	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約		m
合 計	約	16.9	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

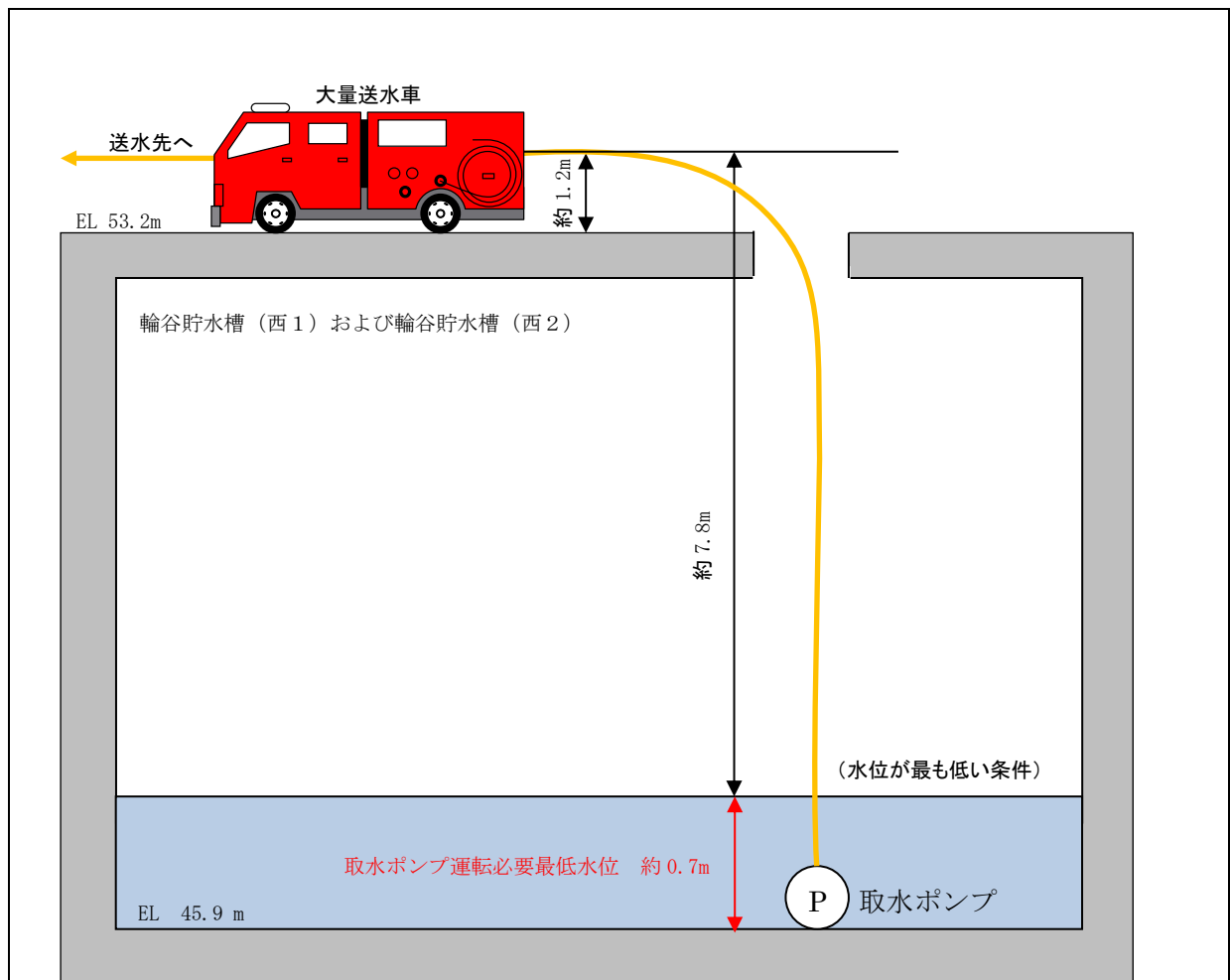


図4 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、接続先のホースと同等とすることから1.6MPaとする。

5. 最高使用温度 40℃

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であること、および海水温度が30℃であることから、余裕を考慮し、40℃とする。

6. 原動機出力 230kW

大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kWとする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。

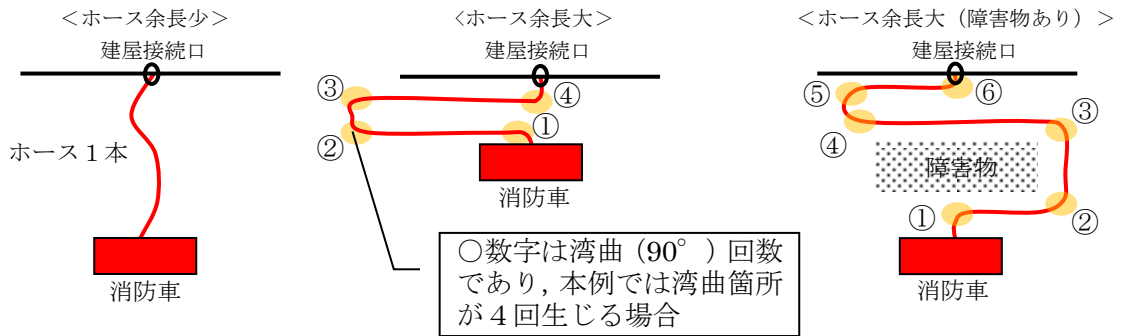


図5 想定される消防ホースの引き回し例(イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表7のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	θ°				
		1	2	4	6	10
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.085	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あらい	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典 : 新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 70m³/h の場合の値を記載する。)

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)}$ とする。

○v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

低圧原子炉代替注水系 (可搬型) で使用する場合は
 $Q = 70 [\text{m}^3/\text{h}] \doteq 1.17 [\text{m}^3/\text{min}]$ となる。

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675 [\text{m}]$ となる。
よって, $A = 0.0185057 [\text{m}^2]$

$v = Q/A$ より

$$= 63.223 [\text{m}/\text{min}] = \underline{1.0537 [\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

○上記 (i) (ii) より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.0537^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00008 [\text{MPa}]$$

格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時使用について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 19 時間後から 120m³/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により 30m³/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1～図 4 に示すが、いずれの系統も大量送水車を用いるため、表 1 で示すとおりに格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失のシナリオの条件を用いる。したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）120m³/h と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、大量送水車の特性と格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 6 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1 Pd (427 kPa [gage]) 及び原子炉圧力 0.5 MPa の場合に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量が 120 m³/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m³/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の必要流量

格納容器代替スプレイ系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）
120m ³ /h	30m ³ /h

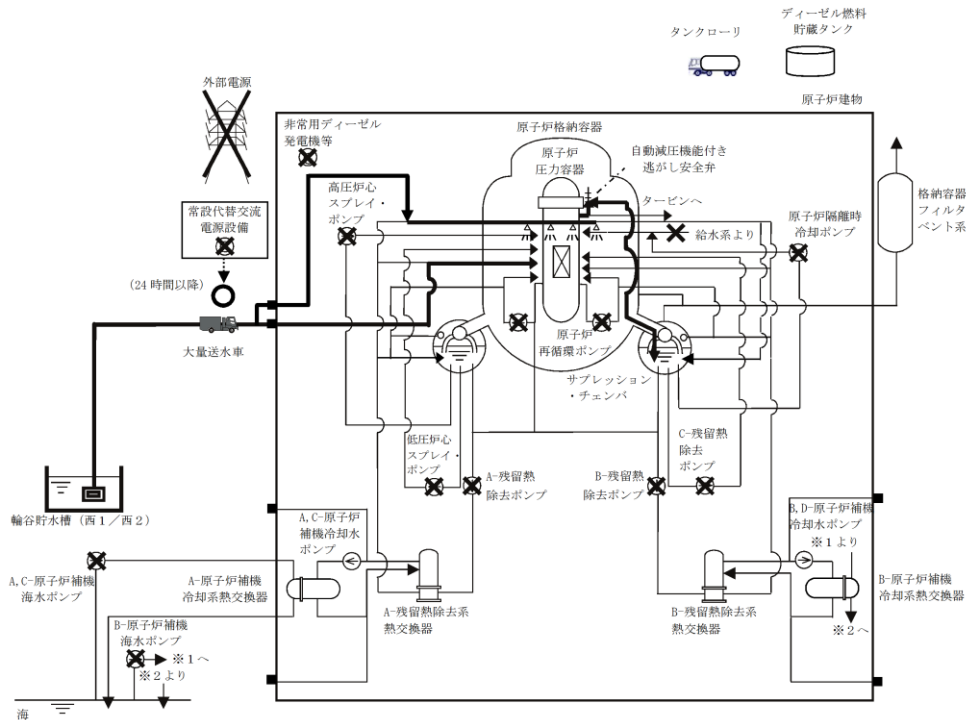


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

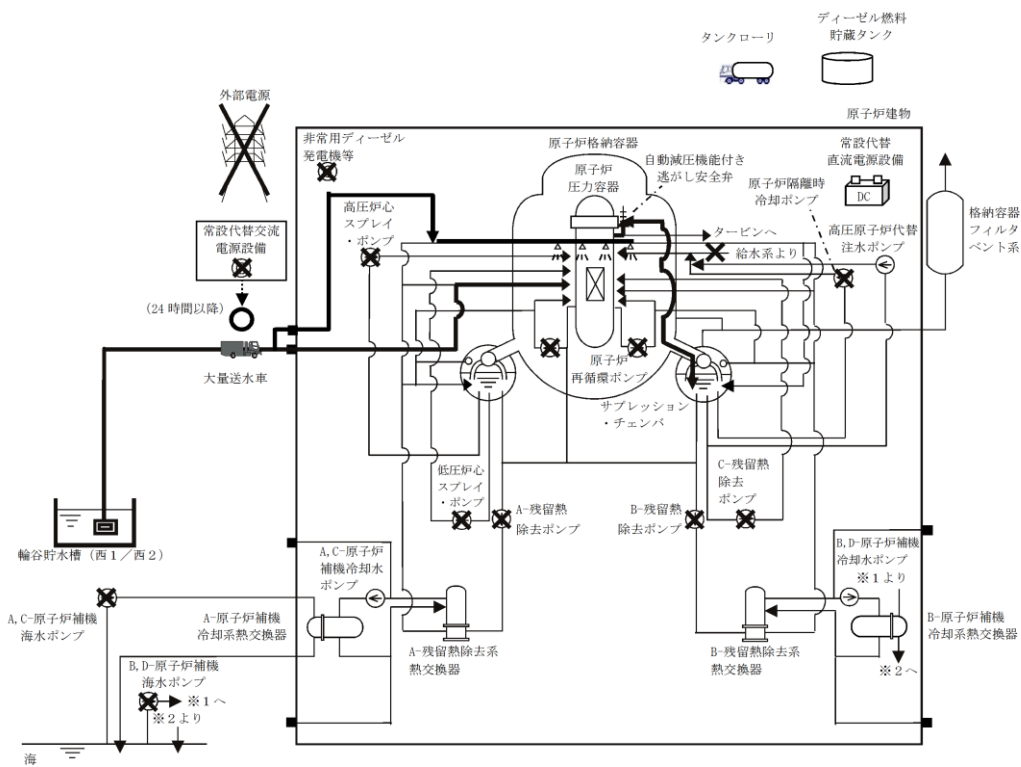


図2 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

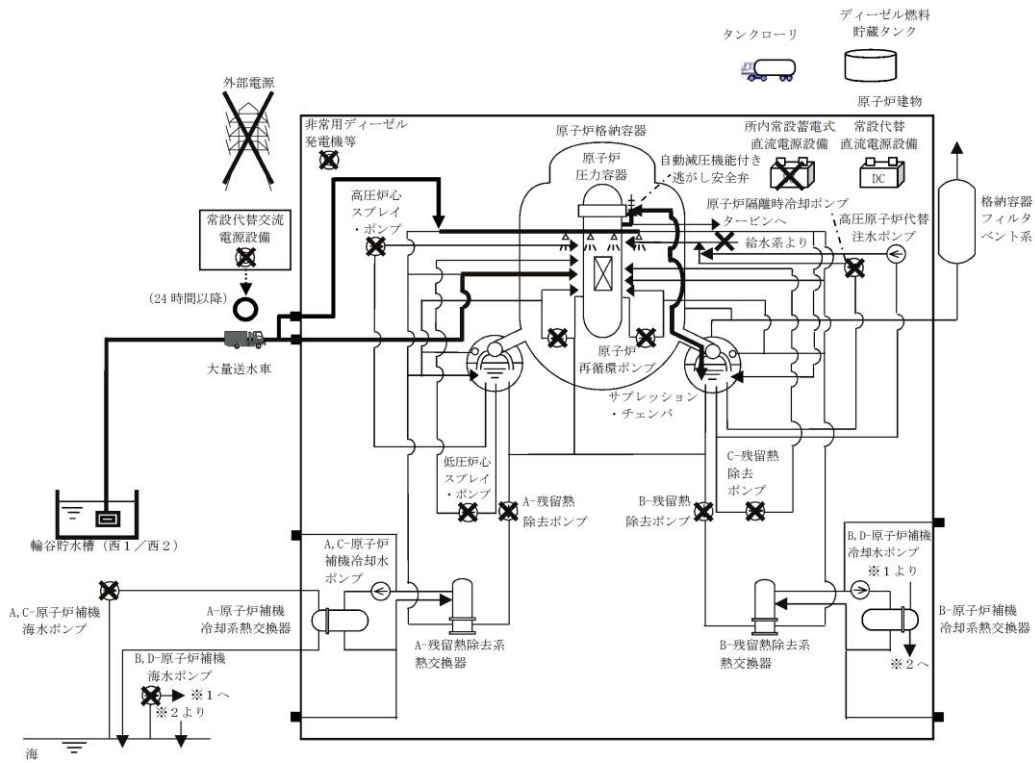


図3 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

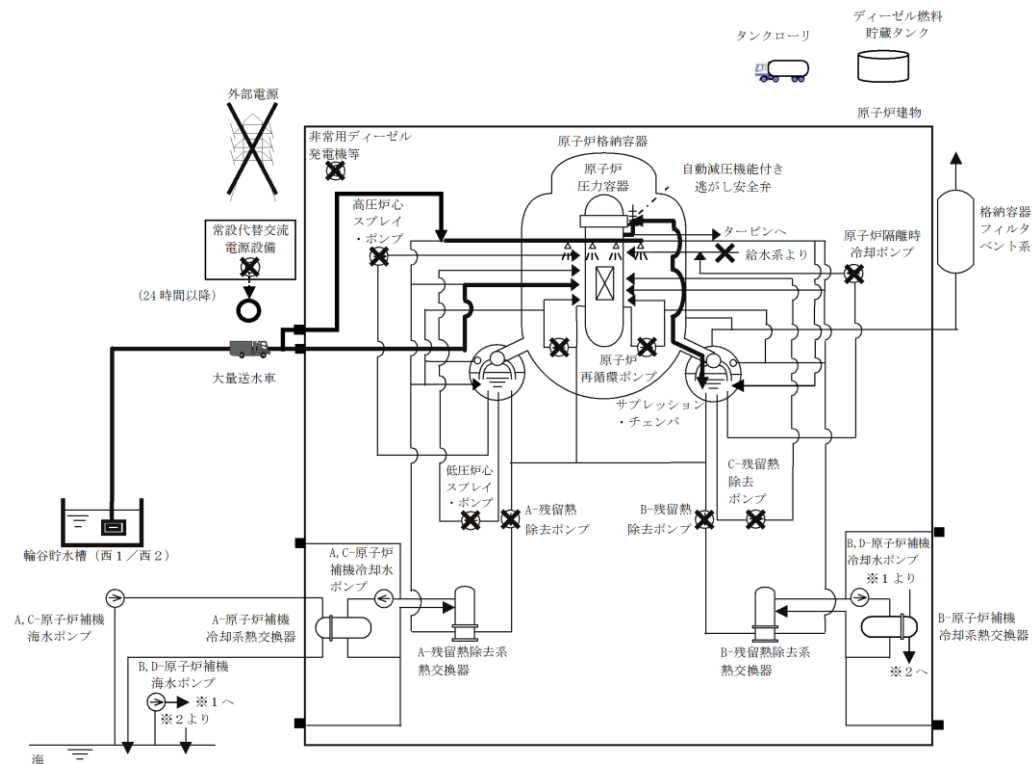


図4 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図（原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

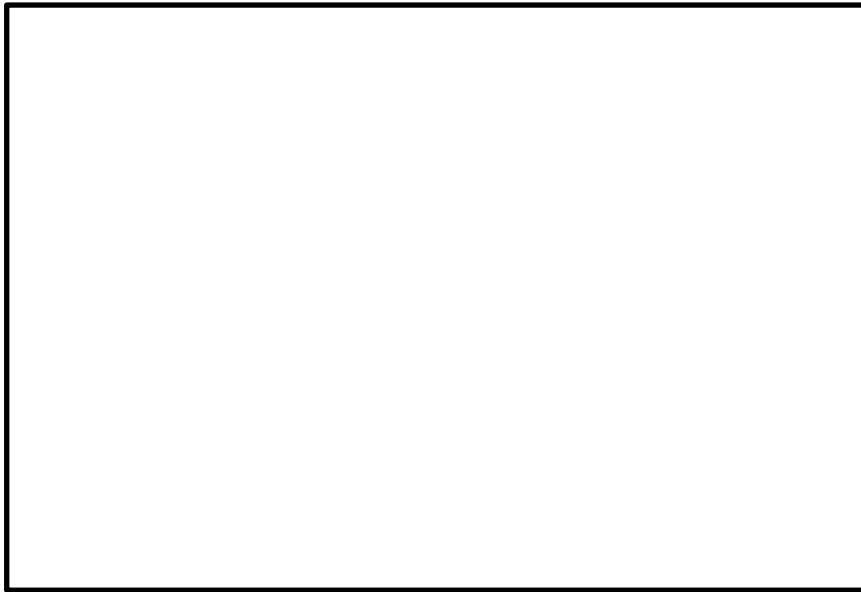


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

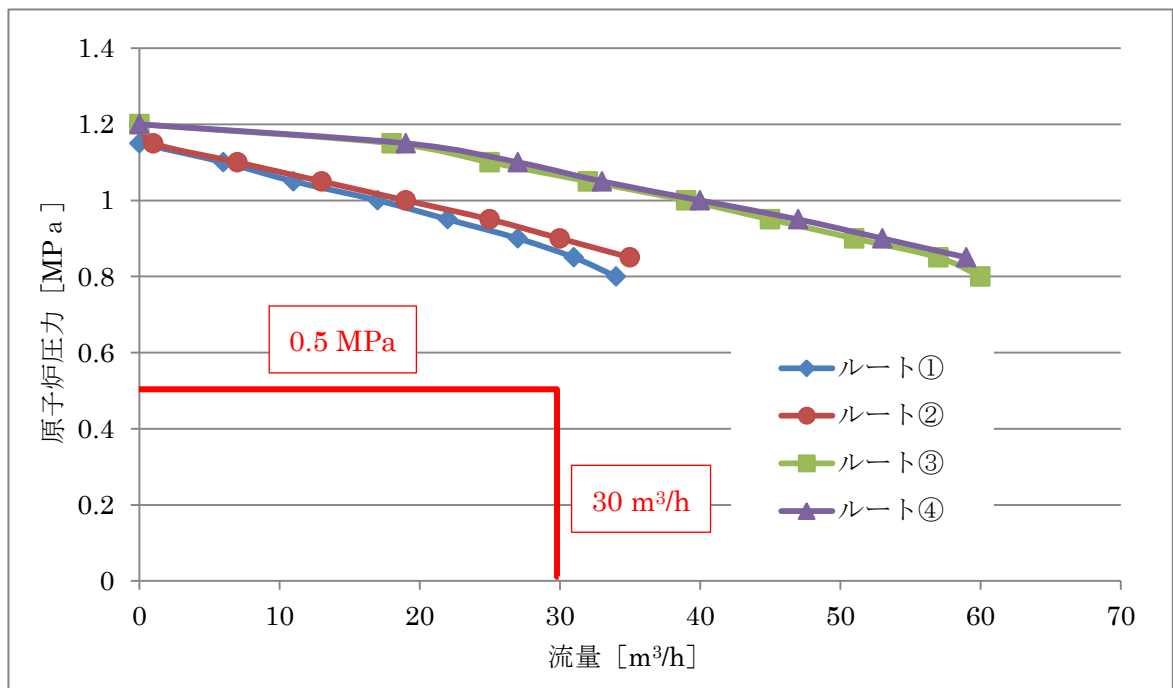


図6 原子炉压力容器への注水特性（格納容器代替スプレィ 120m³/h 同時注水時）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-7 接続図

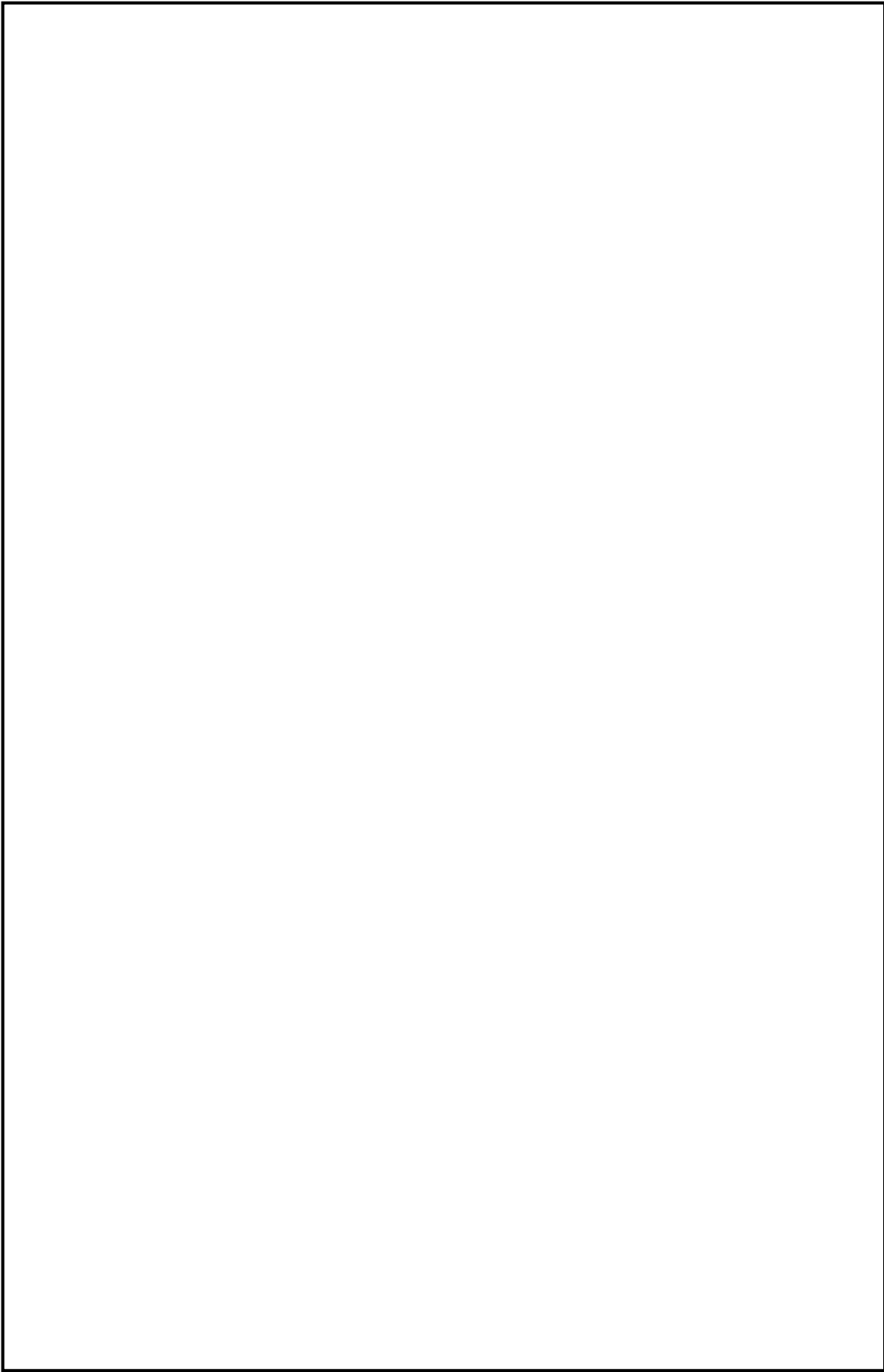


図1 接続図（輸谷貯水槽から接続口）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

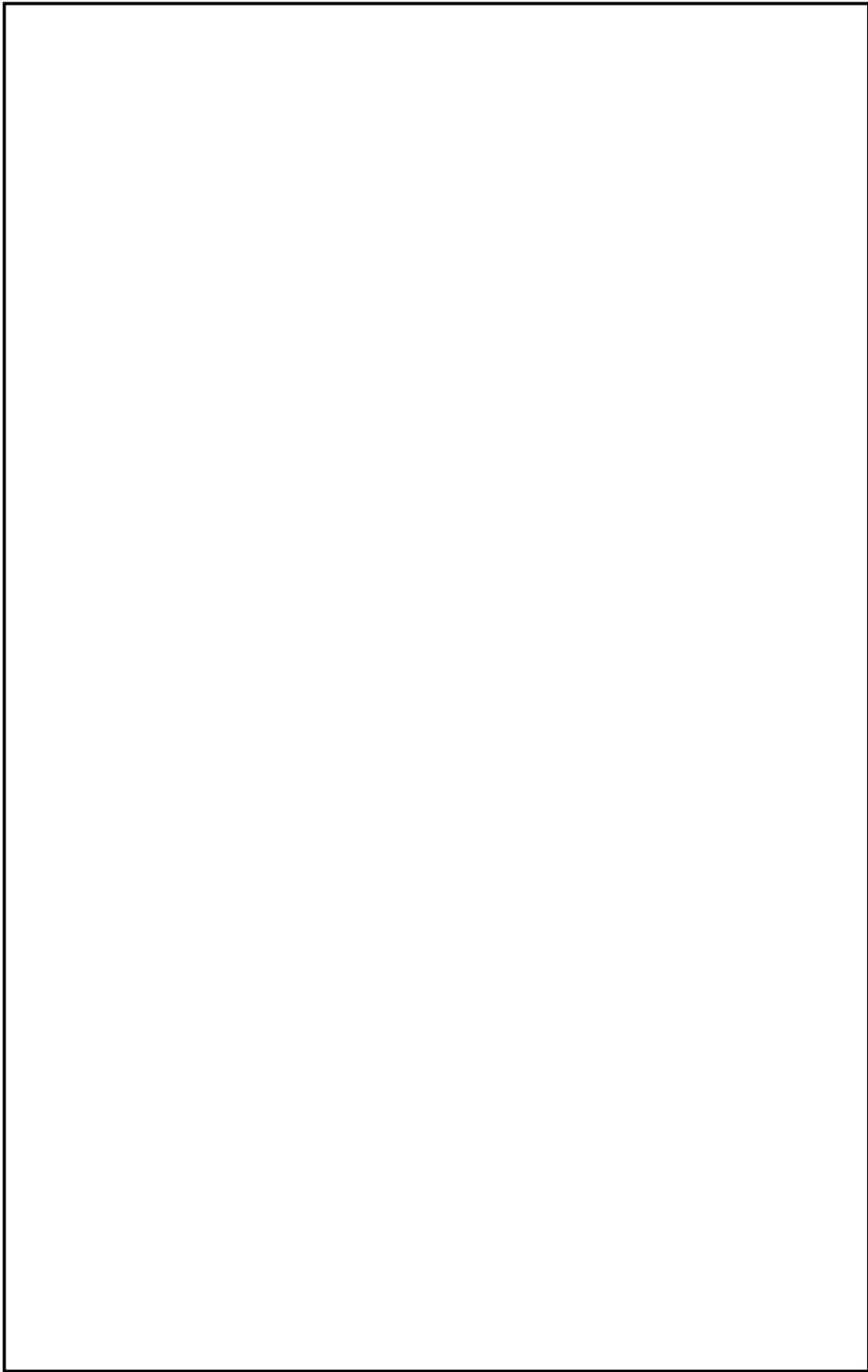


図2 接続図（建屋内接続 原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

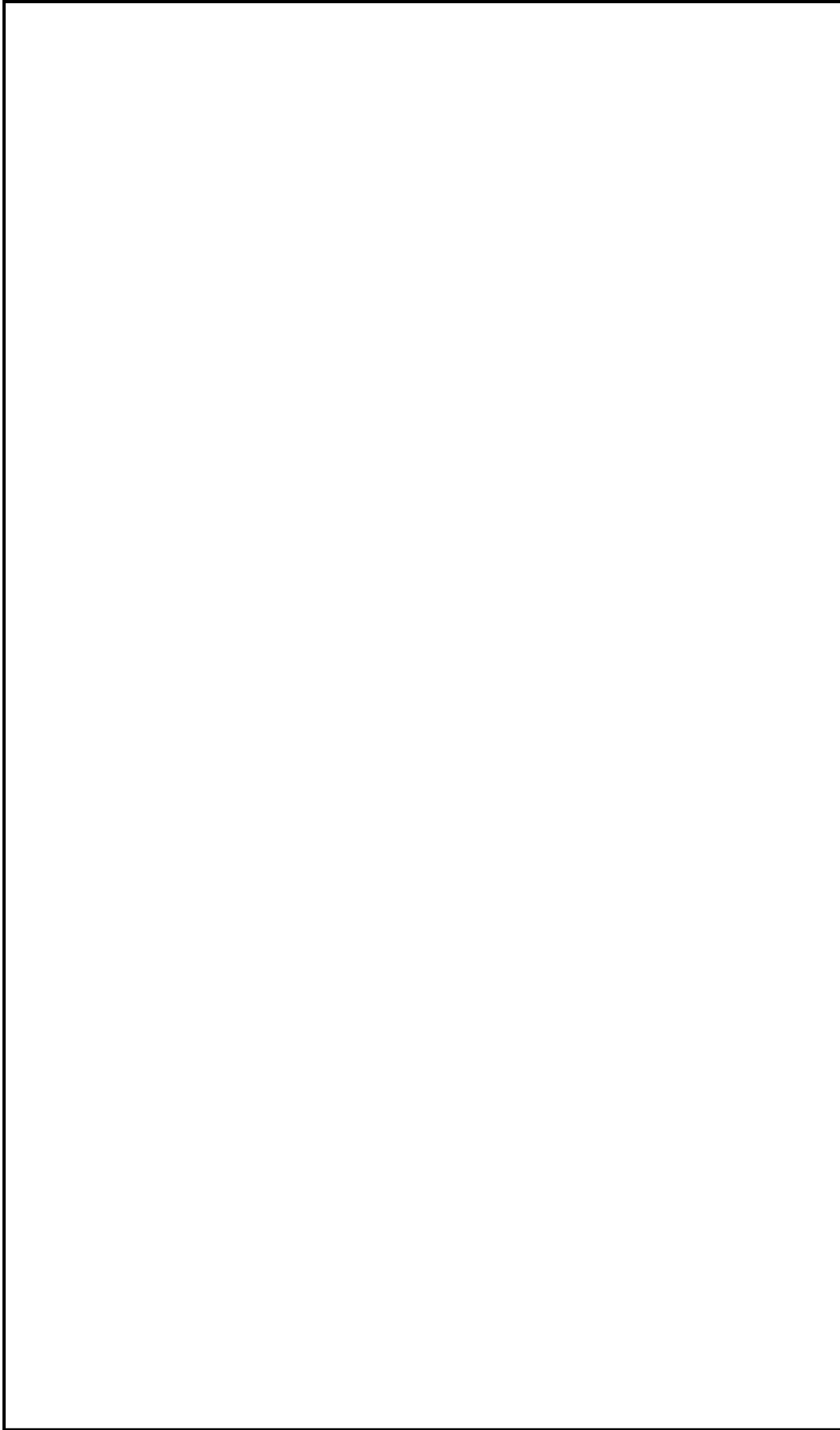


図3 接続図（原子炉建物 原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-8 保管場所図

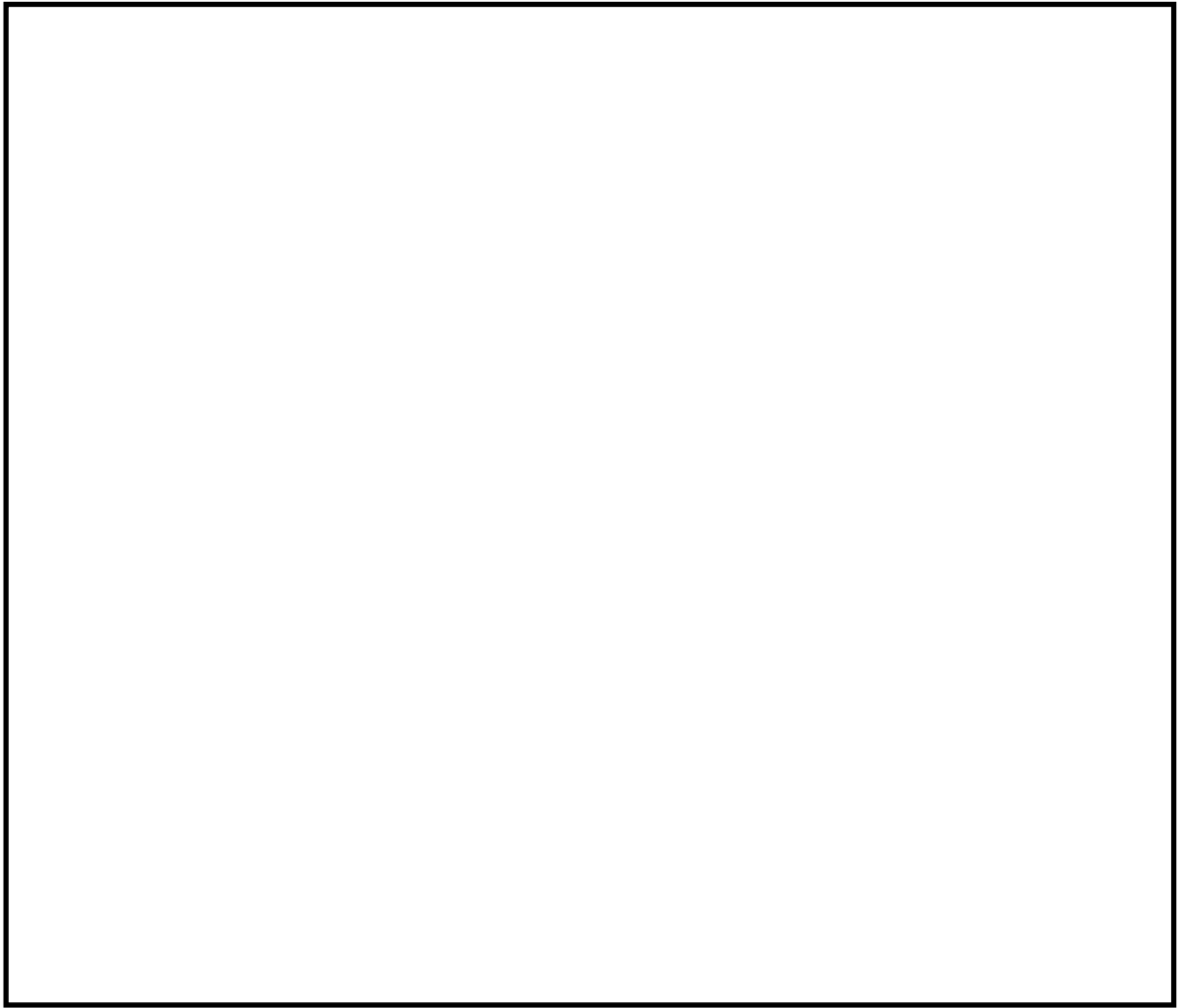
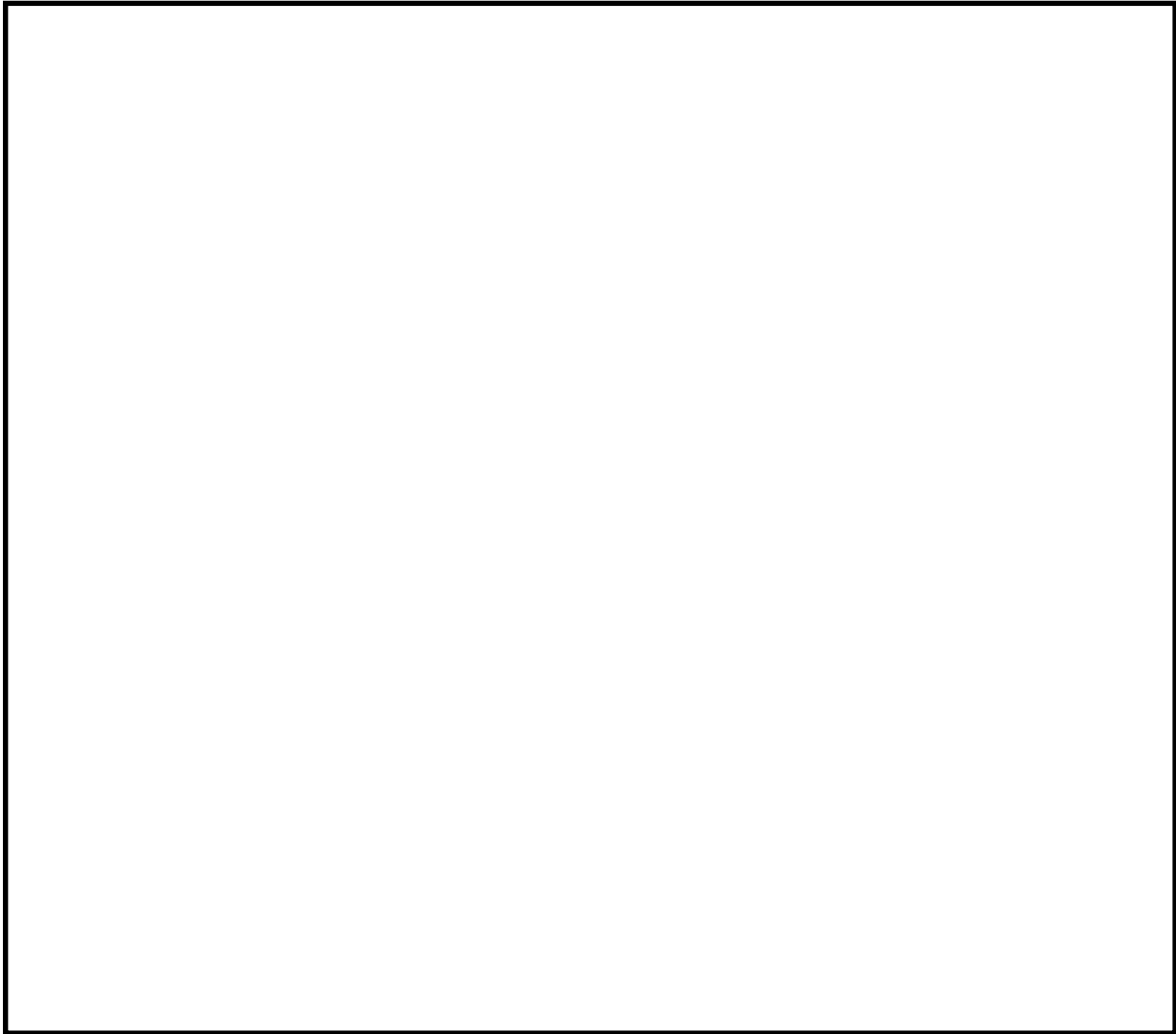


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



大量送水車



図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

47-9 アクセスルート図

島根原子力発電所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』より抜粋

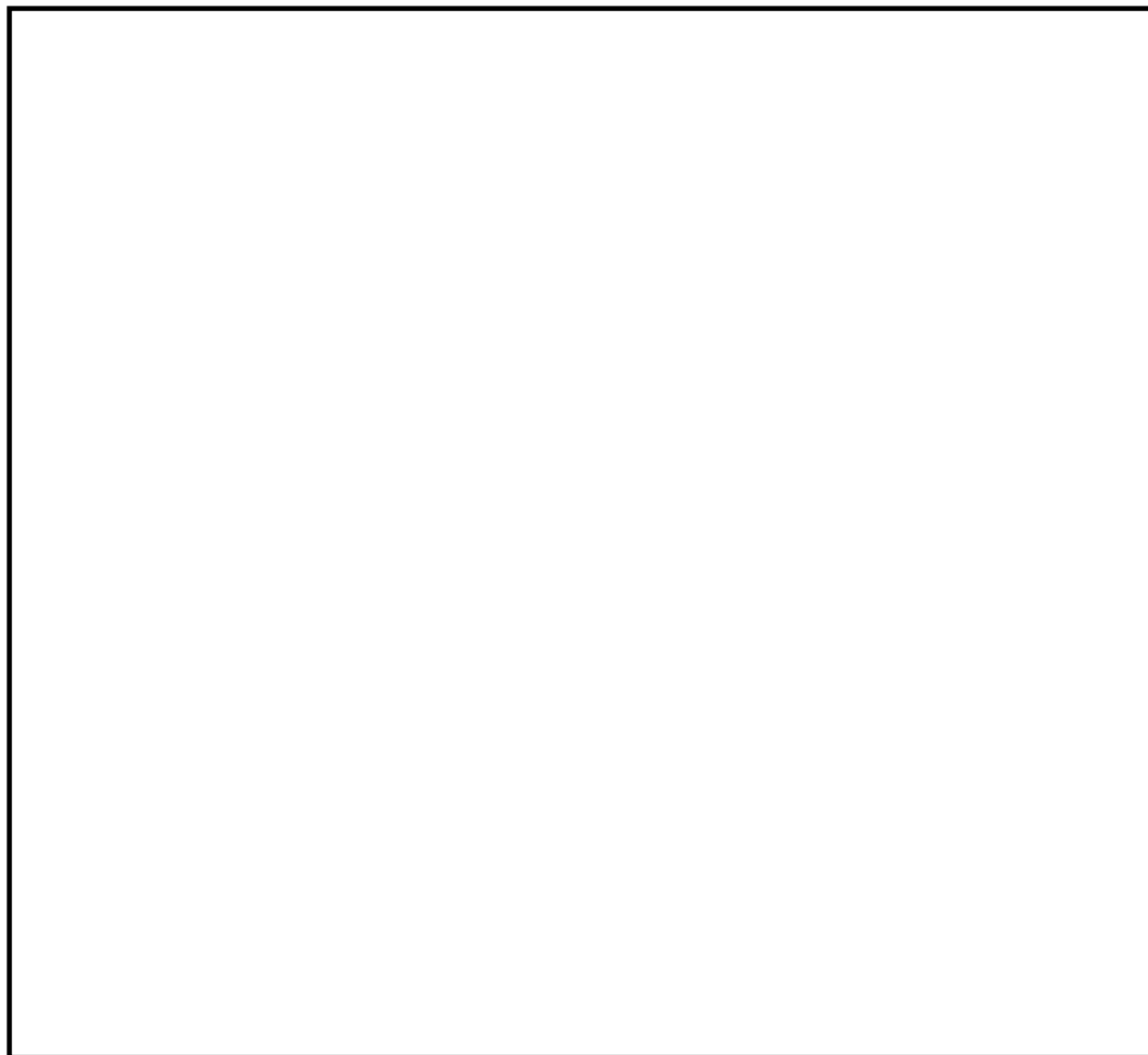


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

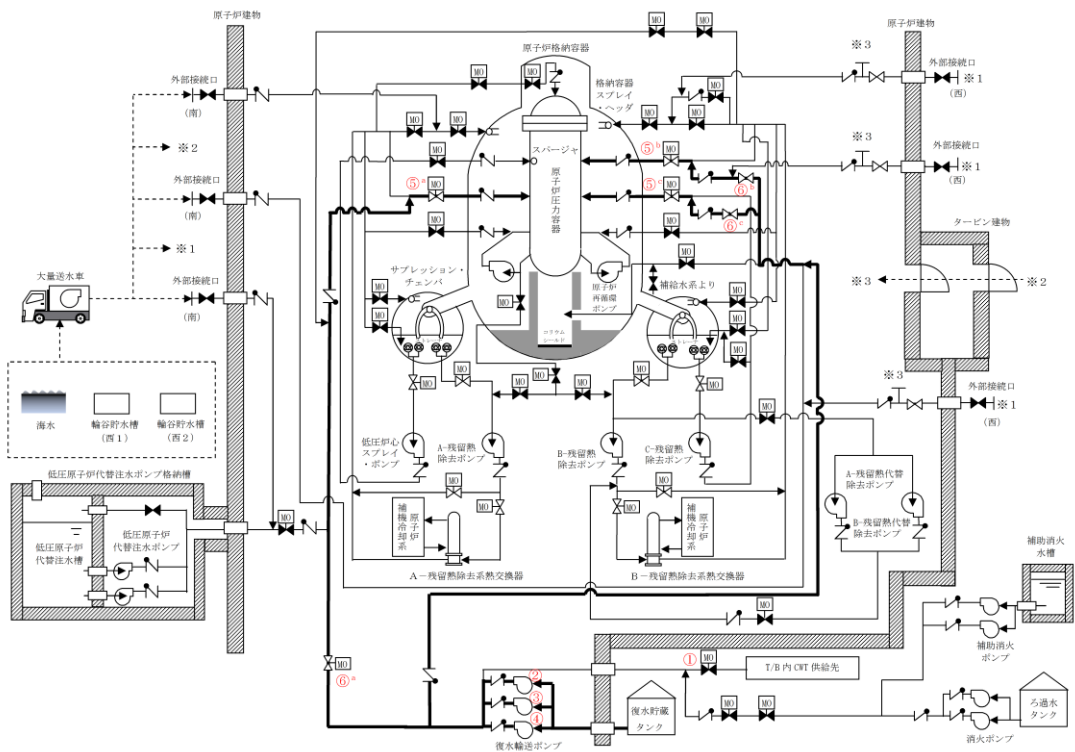
47-10 その他設備

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自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 復水輸送系を用いた炉心注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレー・ポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合においても低圧注水可能とするために自主対策設備として、復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

復水輸送系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系及び低圧炉心スプレー系、低圧原子炉代替注水系及び大量送水車に用いる水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



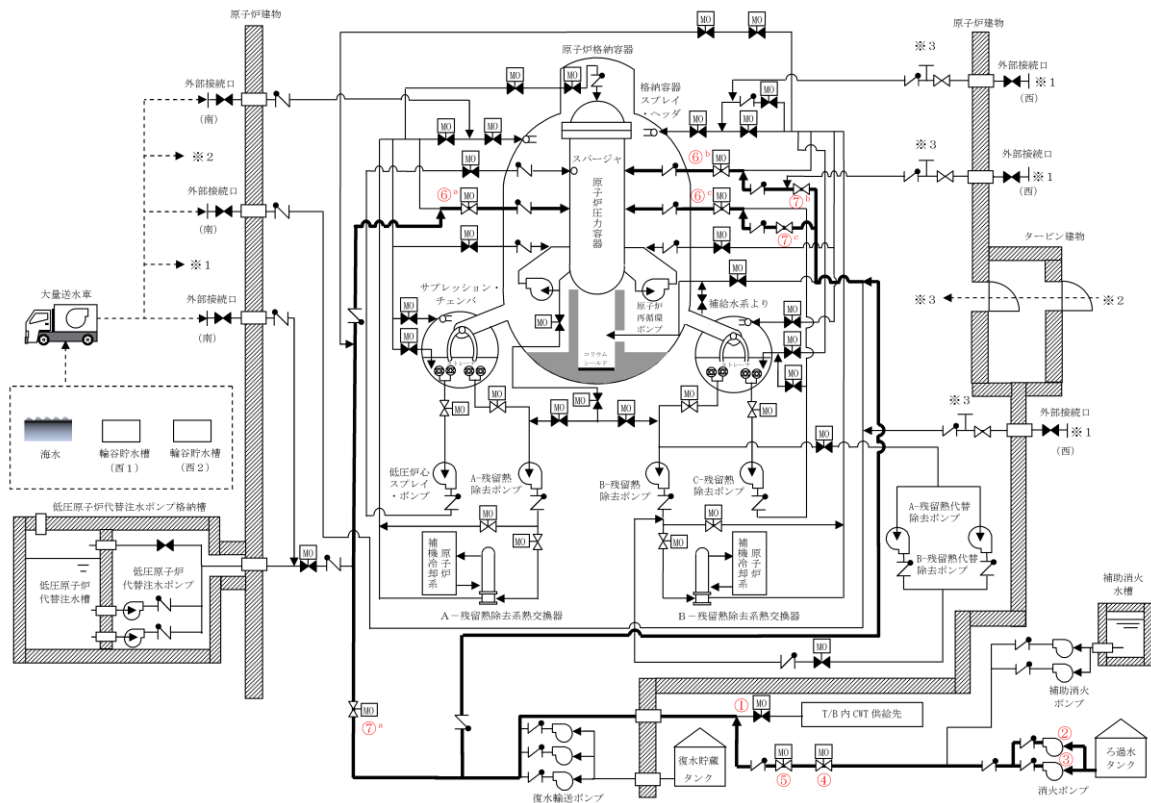
No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-復水輸送ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
③	B-復水輸送ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
④	C-復水輸送ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階
⑥ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階

図1 復水輸送系による炉心注水 概略系統図

(2) 消火系を用いた炉心注水

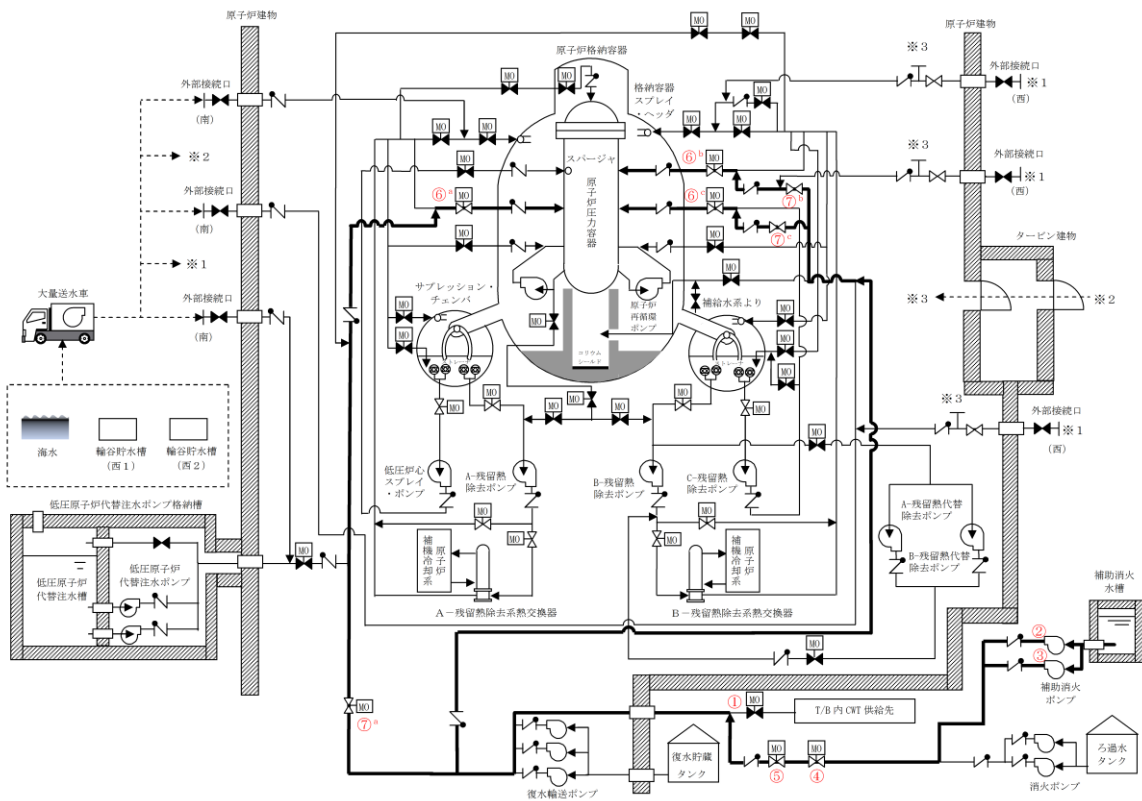
設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレー・ポンプ、重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として、消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、残留熱除去系、低圧炉心スプレー系及び低圧原子炉代替注水系に用いる水源とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系、復水輸送系、残留熱除去系を通じて原子炉圧力へ注水する。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-消火ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
③	B-消火ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT系・消火系連絡止め弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階

図2 消火系（消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

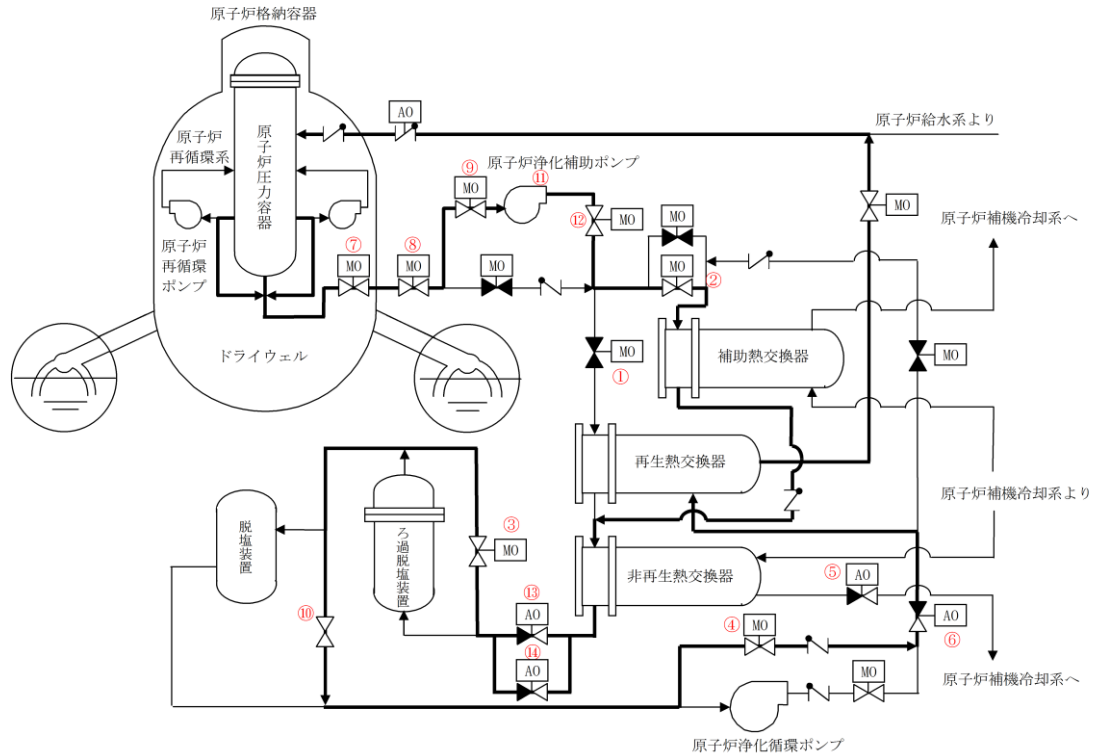


No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	A-補助消火ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
③	B-補助消火ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
④	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^a	A-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^b	B-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^c	C-RHR注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階
⑦ ^c	C-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟2階

図3 消火系（補助消火ポンプ使用）による炉心注水 概略系統図

(3) 原子炉浄化系を用いた原子炉除熱

発電用原子炉停止中において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去機能が喪失した場合、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、自主対策設備として原子炉冷却材浄化系を用いた原子炉除熱手段を整備している。



No.	名称	状態の変化	操作方法	場所
①	再生熱交管側入口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
②	補助熱交入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	フィルタバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	循環ポンプバイパス弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	C U W非再生熱交出口温度調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	系統流量調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	C U W入口内側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	C U W入口外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨	補助ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩	C U W脱塩装置バイパス弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物原子炉棟3階
⑪	原子炉浄化補助ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
⑫	補助ポンプ出口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑬	フィルタ入口圧力調節弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室
⑭	フィルタ入口圧力調節弁バイパス弁	弁調整開	スイッチ操作	中央制御室

図4 原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱 概略系統図

47-11 送水ヘッドについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、送水ヘッダを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（47-6 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「⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し、大量送水車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、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

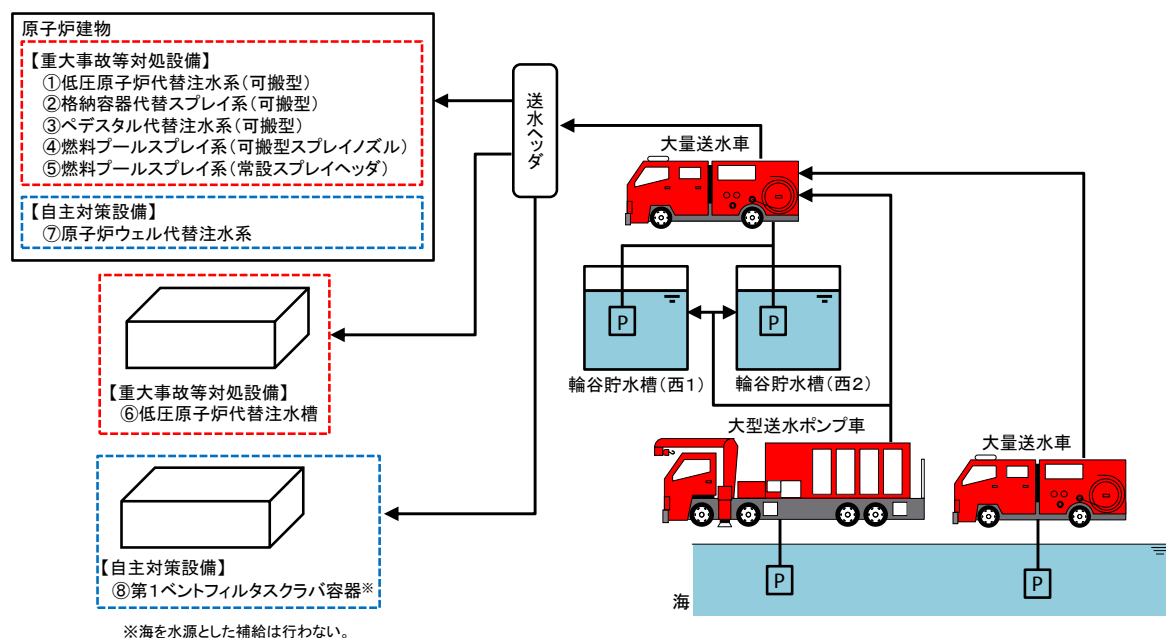


図1 全体系統概要図

2. 送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ、及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表1に示す。

表1 送水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
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	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期T B）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B U）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B D）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B P）	2h20m	21h	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	19h	—	—	—	8h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
L O C A時注水機能喪失	—	21h	—	—	—	2h30m	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	—	—	—	—	—	—	—	—
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）	—	27h ^{*3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
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								
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	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
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	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給、⑦原子炉ウェル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※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：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一對一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表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（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図2に示す。

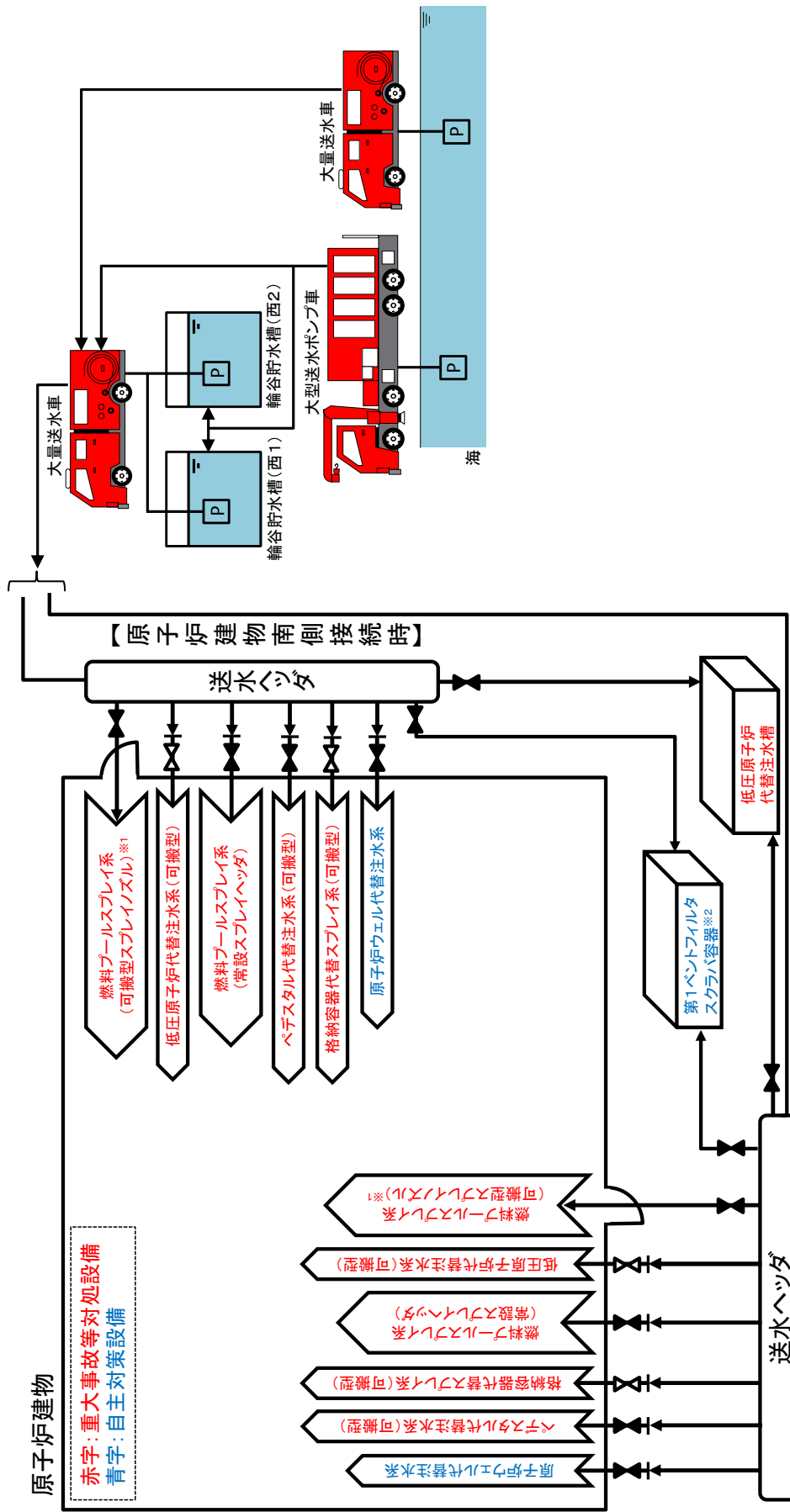
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	接続口	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口
④	S F P S 注水ライン 流量調整弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※2
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※3
⑦	A R W F 注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウェル代替注水系接続口
⑧	F C V S 補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※1：①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



※1: 全て可搬型の機器により構成する系統であり、常設配管は使用しない。
 ※2: 海を水源とした補給は行わない。

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

送水ヘッドを使用する各系統における送水ヘッドの流路構成は、送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切り替えが可能な設計とする。

送水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、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤操作の防止のため、接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

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（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））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。

4. 悪影響の防止

送水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。

送水ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口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。

48 条 補足説明資料

48-1 S A設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 配置図

48-4 系統図

48-5 試験及び検査

48-6 容量設定根拠

48-7 接続図

48-8 保管場所図

48-9 アクセスルート図

48-10 その他設備

48-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大型送水ポンプ車		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
		関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図			
		第 2 号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	48-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	48-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	高速回転機器	B b
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査		
	第 6 号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	48-7 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 5 号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	48-3 配置図, 48-8 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	48-9 アクセスルート図			
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備あり)—屋外	A b	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		移動式代替熱交換設備		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	屋外設備	D	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性		中央制御室操作工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料		48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁 (電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料		48-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		48-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)		高速回転機器	B b
	関連資料			48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-5 試験及び検査			
	第 6 号	設置場所		現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B		
		関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量		原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料		48-6 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性		フランジ接続	B	
			関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		単独の機能で使用	A b	
			関連資料		48-7 接続図		
		第 4 号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料		48-3 配置図, 48-7 接続図		
		第 5 号	保管場所		屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料		48-3 配置図, 48-8 保管場所図		
		第 6 号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			48-9 アクセスルート図				
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備一対象 (代替対象D B設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因		対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		48-2 単線結線図, 48-3 配置図, 48-4 系統図, 48-7 接続図, 48-8 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	—			
	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	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	—		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機海水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	—	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		原子炉補機冷却水系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	-			
	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	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	—			
	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	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	—	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ (設計基準拡張)	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	-	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	-			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	-			
	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	防止設備-対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外(サポート系なし)	-
				関連資料	-	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

48条： 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器 (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 熱交換器	B, D	
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
		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	—			
	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	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料			—		

48-2 単線結線図

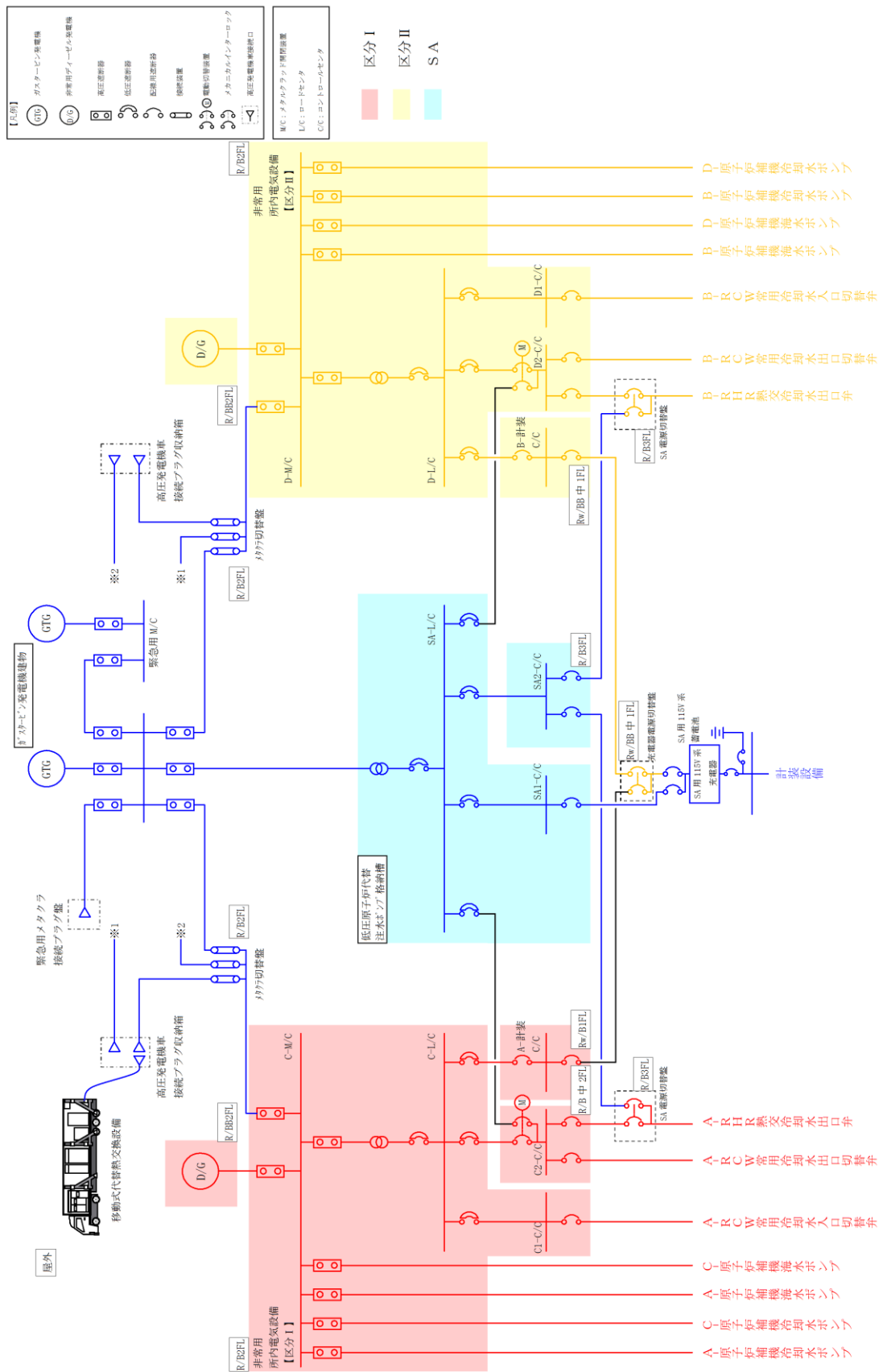




図1 原子炉補機代替冷却系 単線結線図

48-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

【原子炉補機代替冷却系】

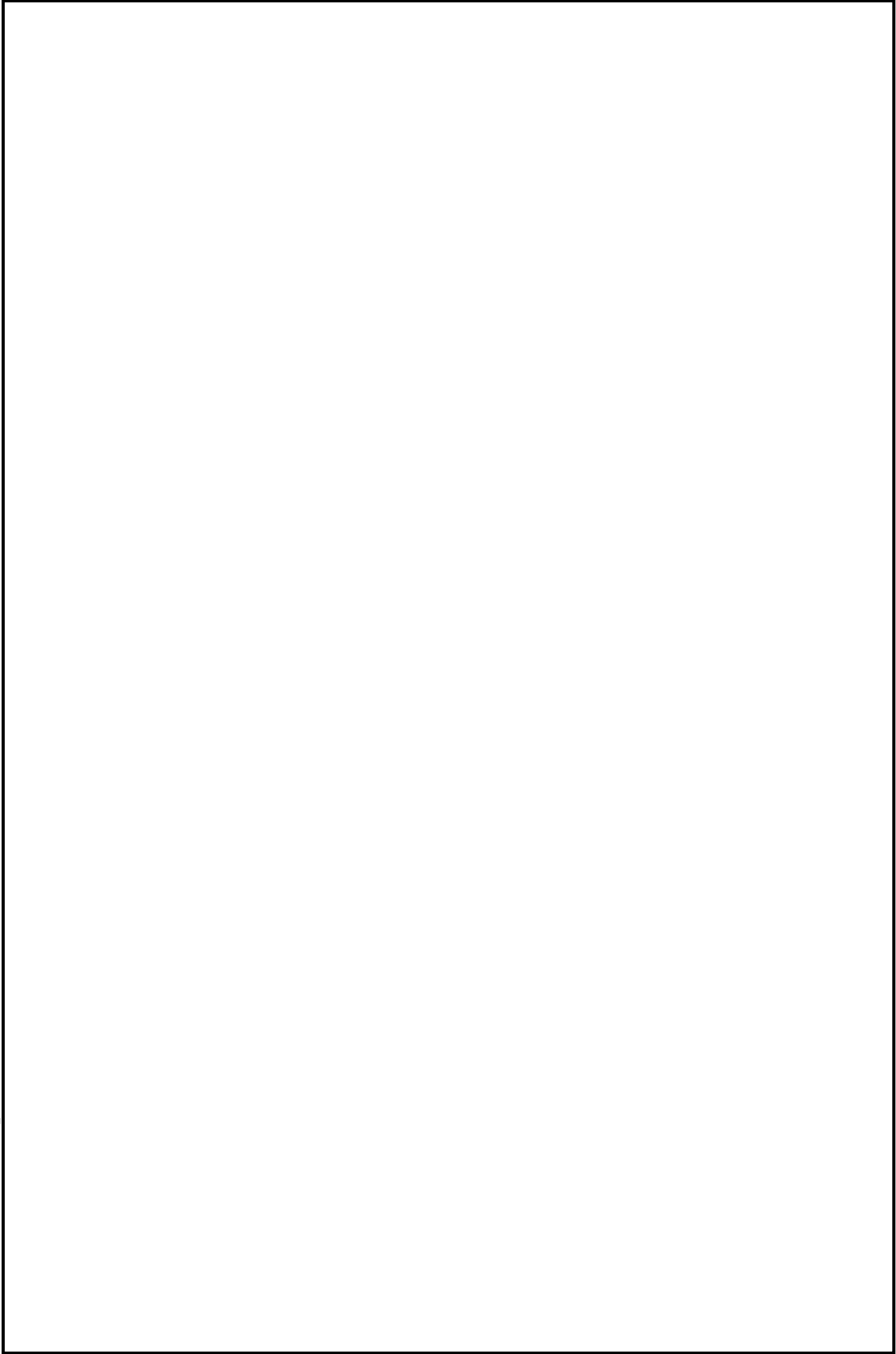


図1 原子炉建物4階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

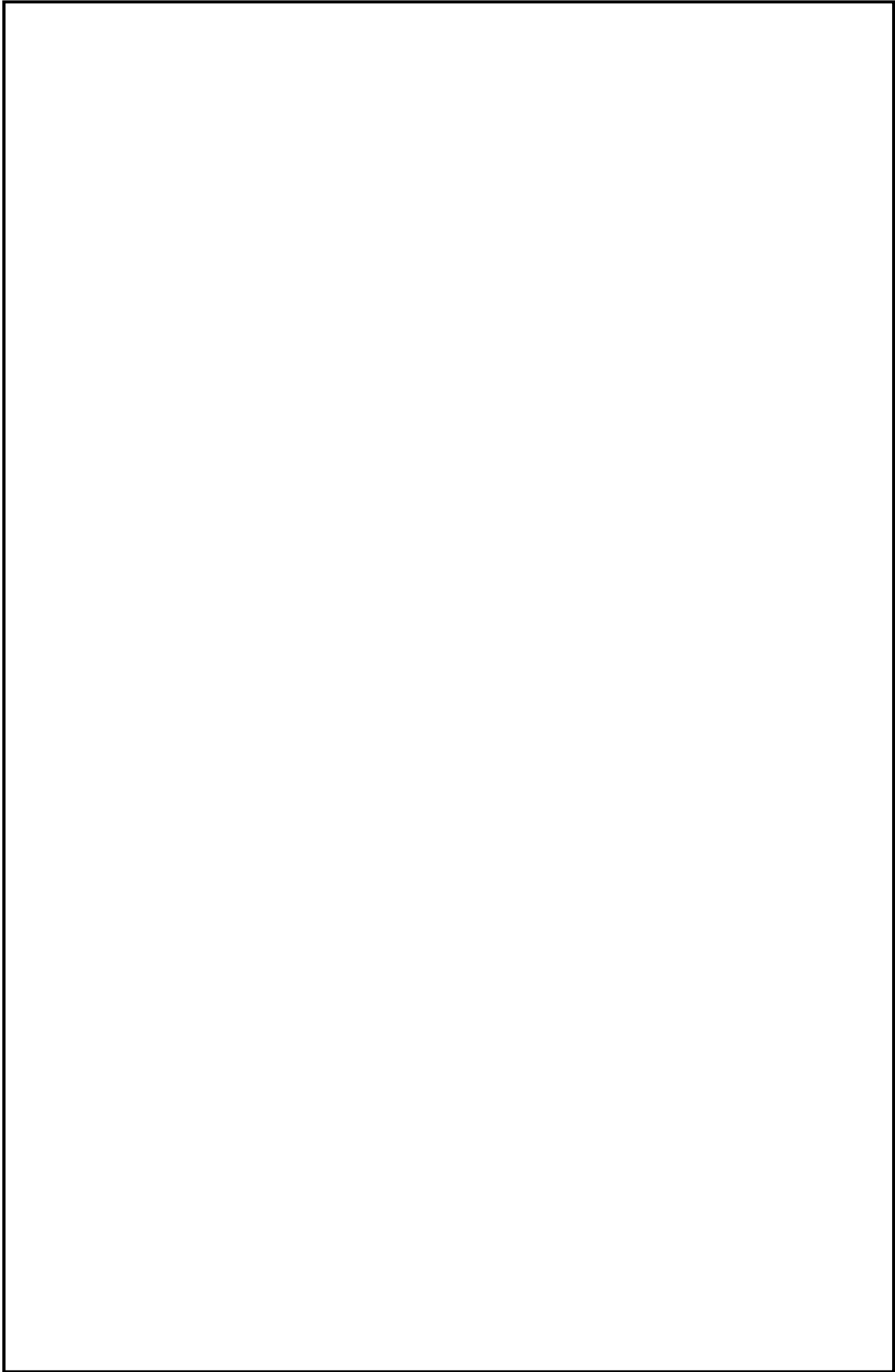


図2 原子炉建物3階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

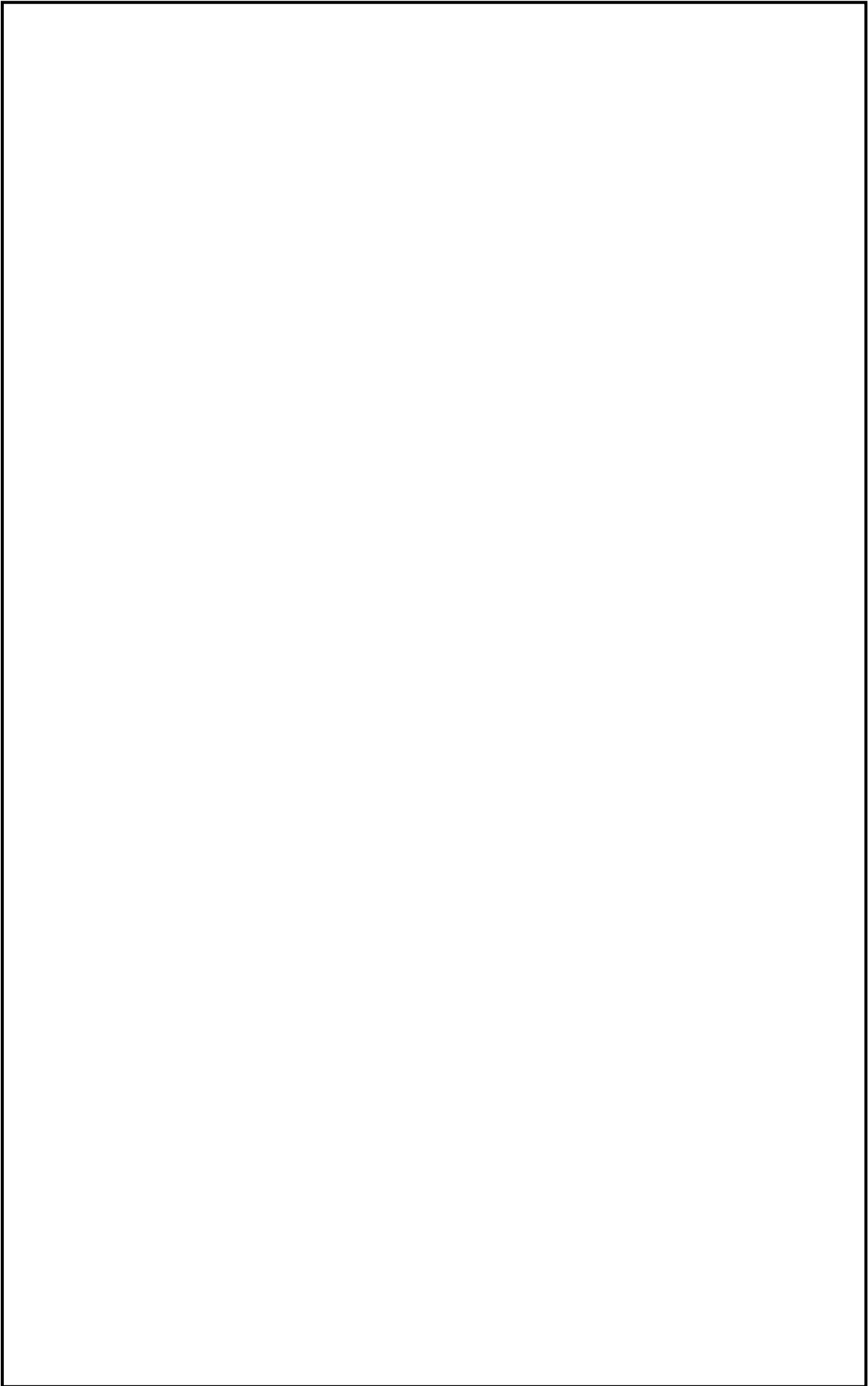


図3 原子炉建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

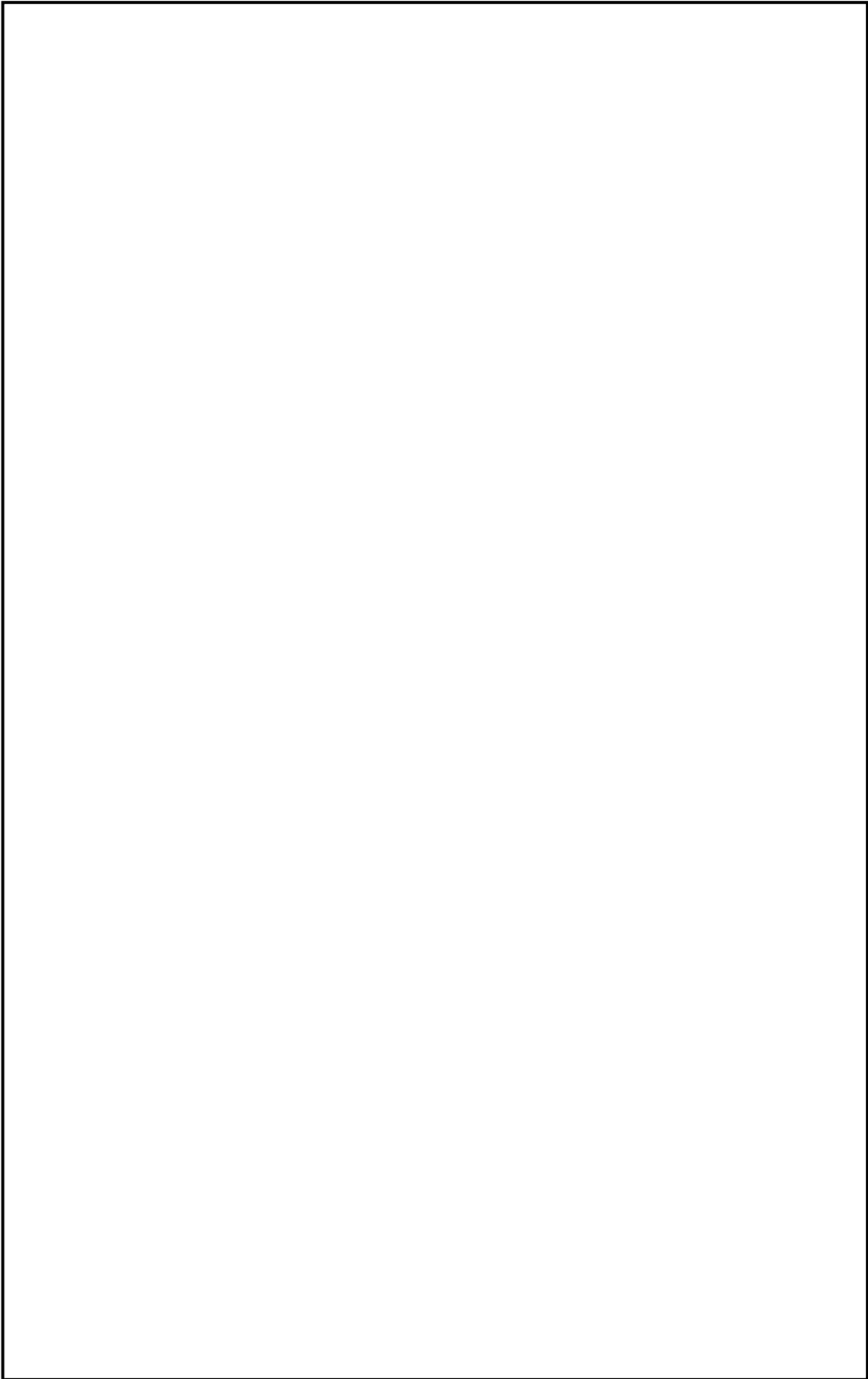


図4 原子炉建物1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

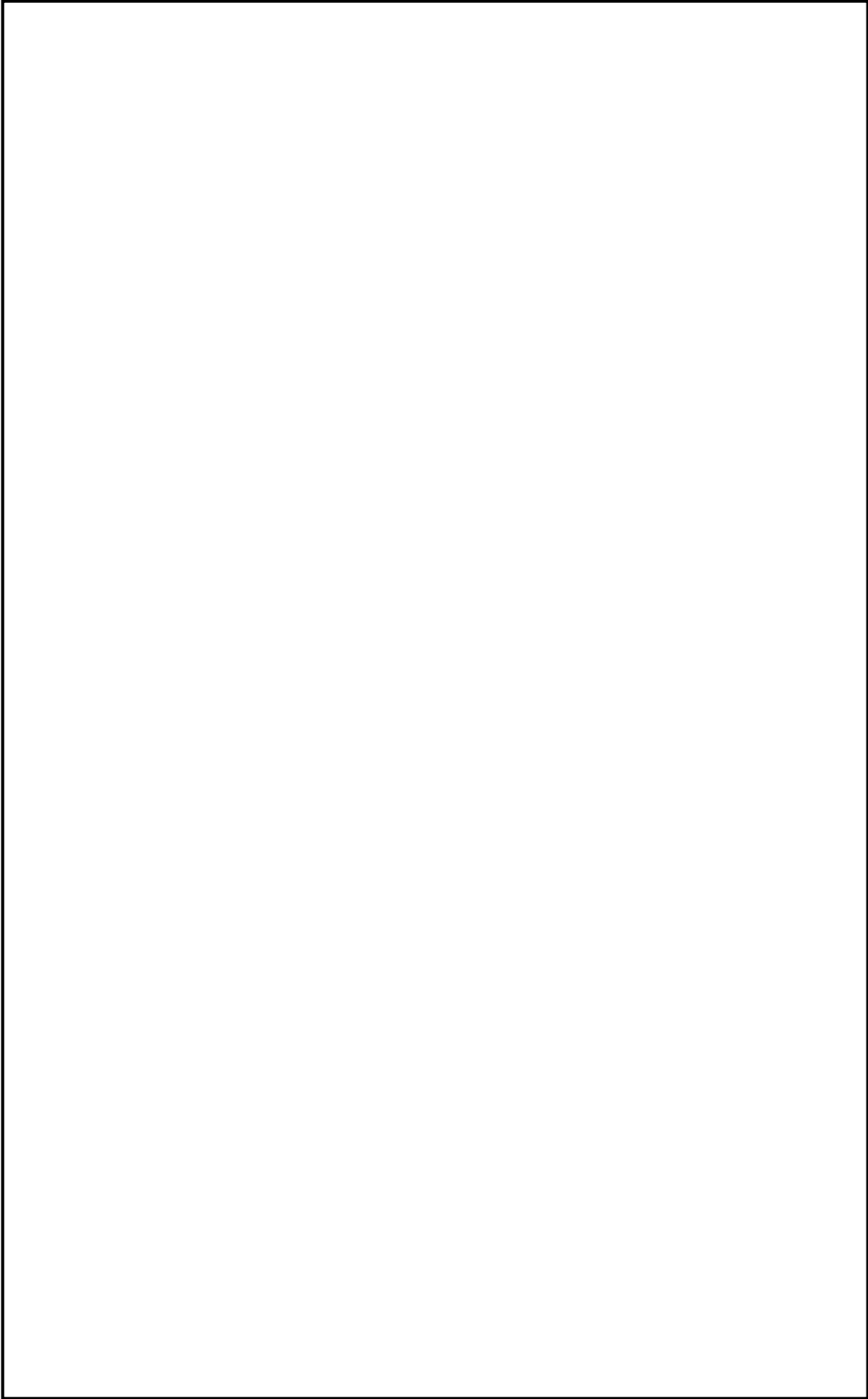


図5 原子炉建物地下1階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

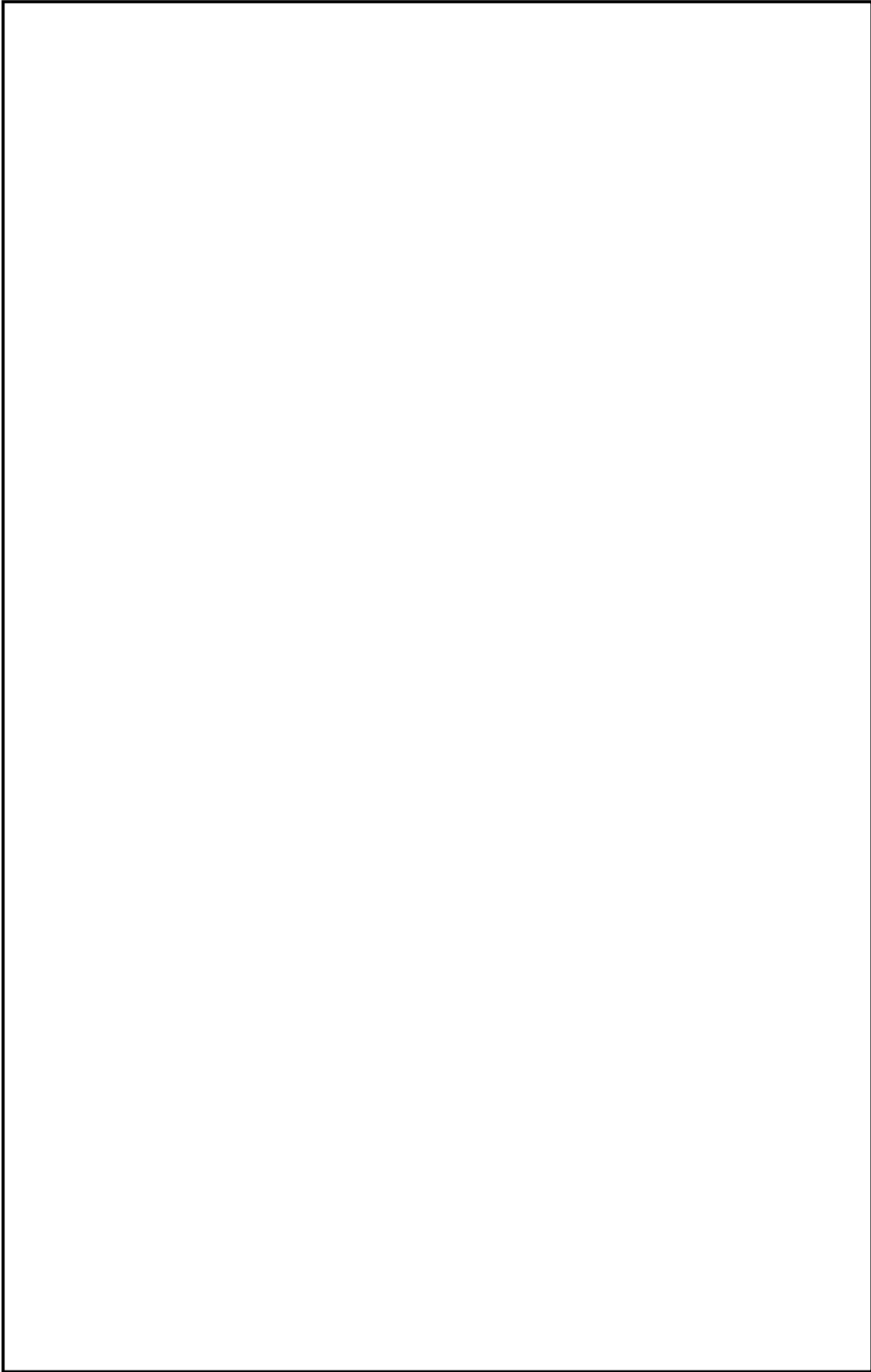


図6 原子炉建物地下2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

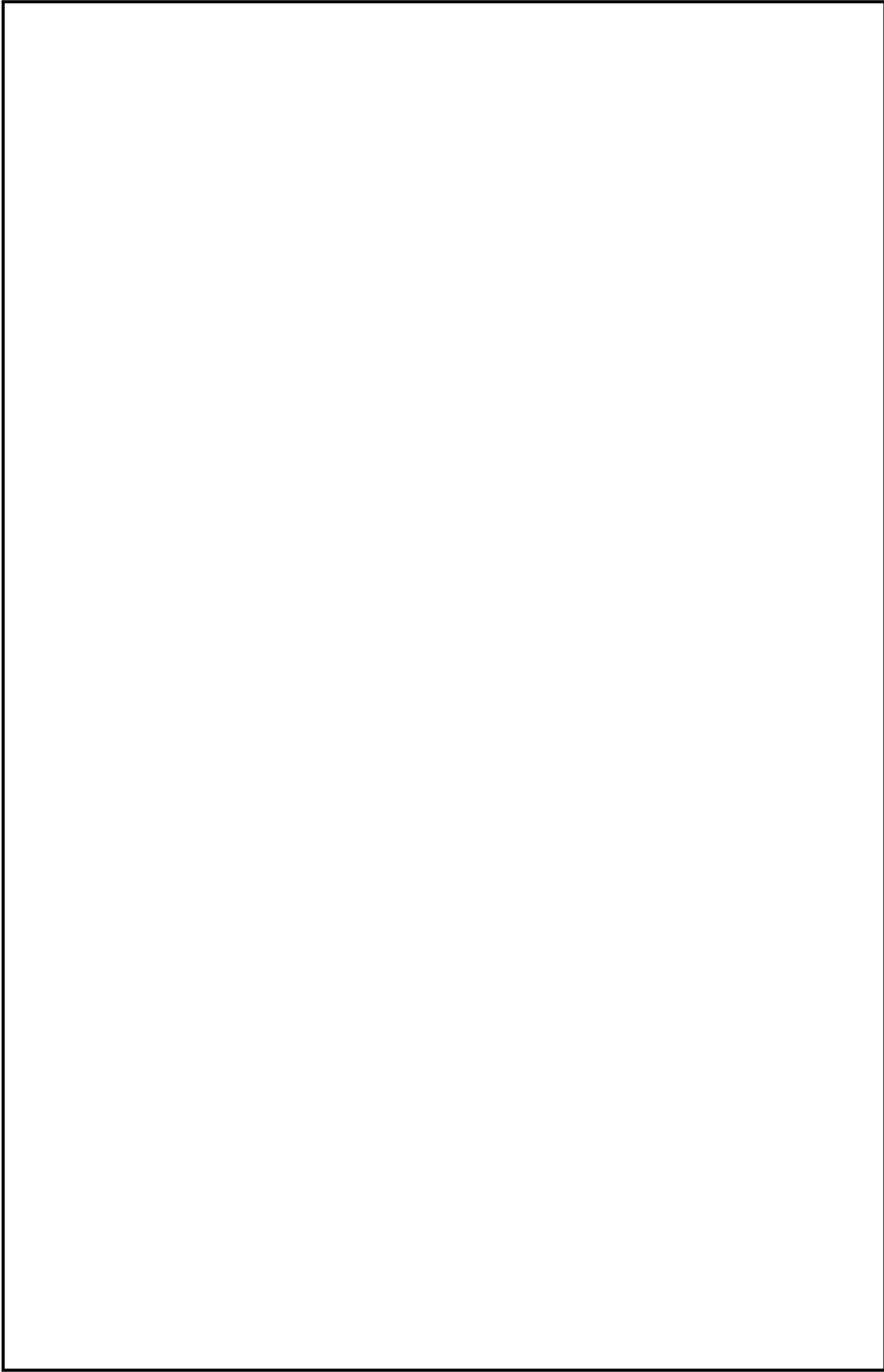


図7 廃棄物処理建物2階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

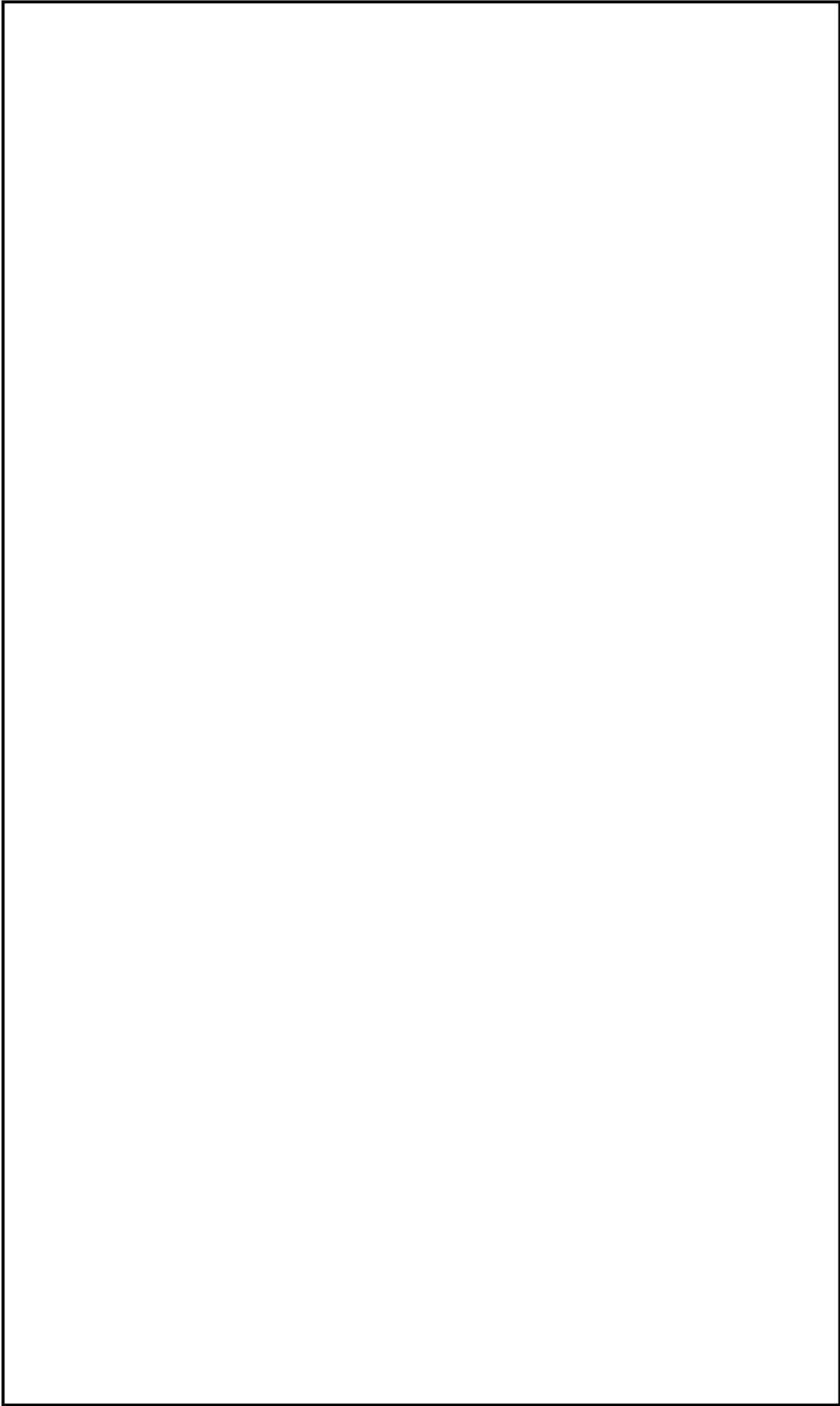


図 8 原子炉補機代替冷却系 接続口配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【格納容器フィルタベント系】

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構



図 9 原子炉建物 3 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 ● 遠隔手動弁操作機構 — 遠隔手動弁操作機構

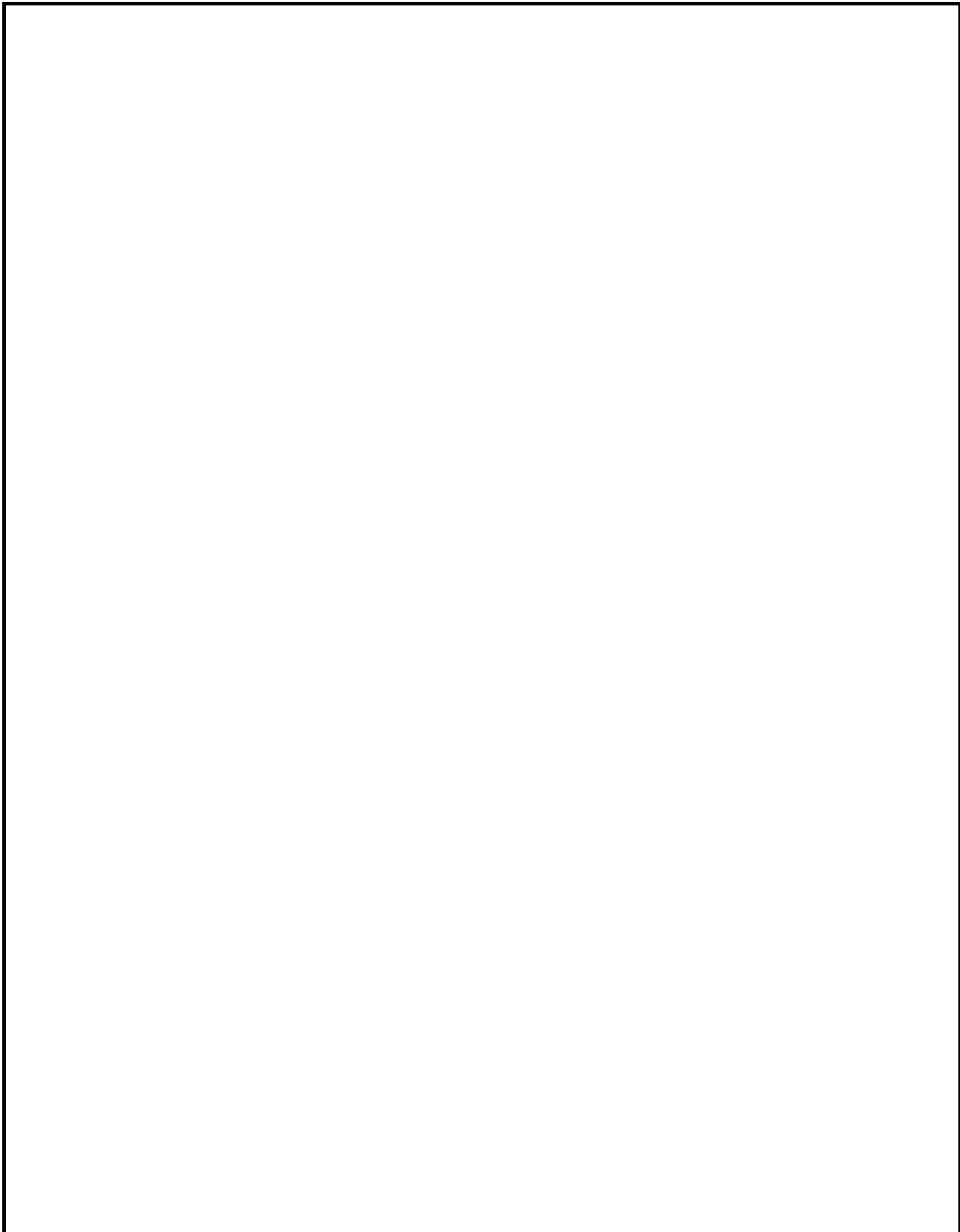


図 10 原子炉建物 2 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

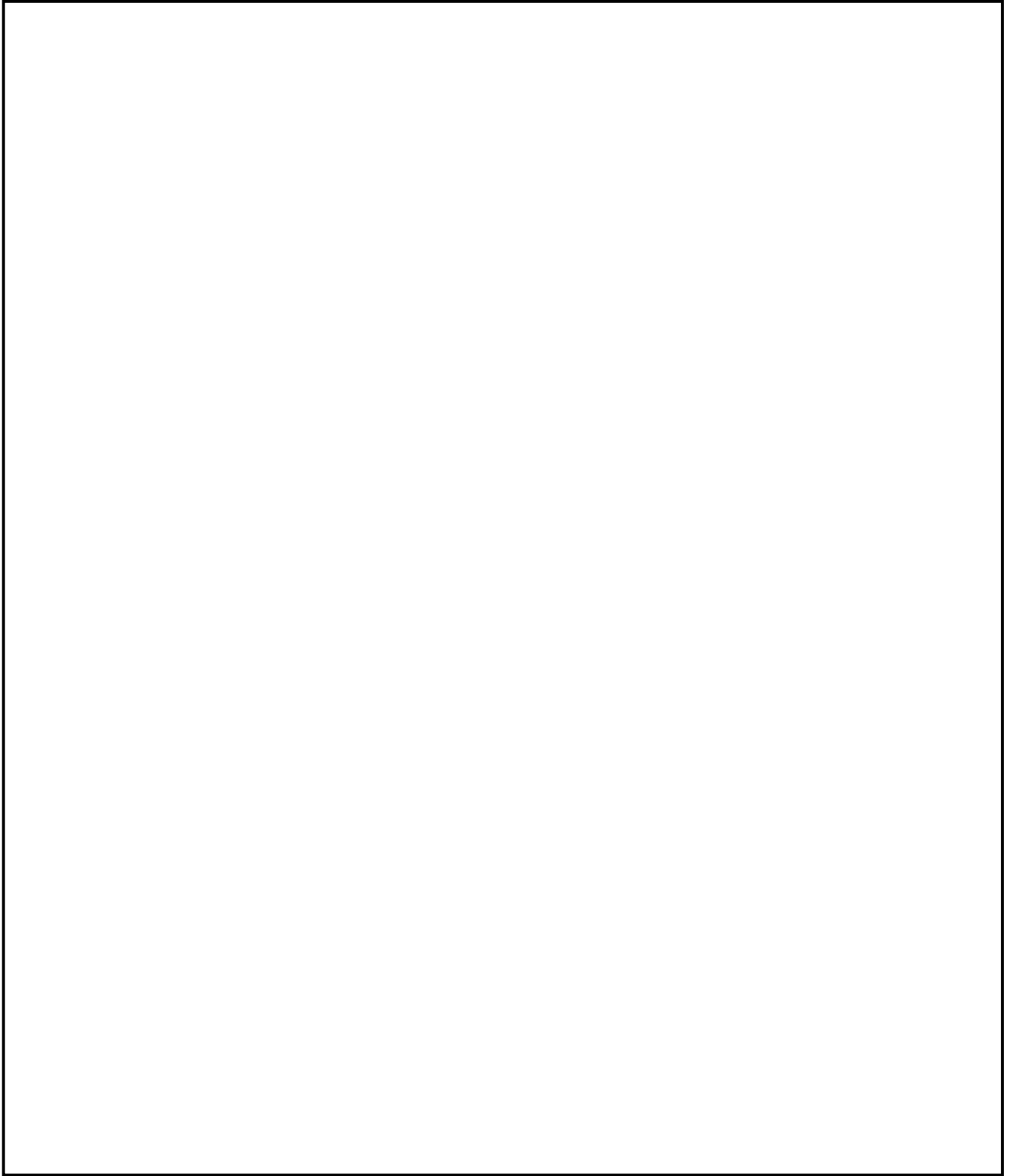


図 11 原子炉建物 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

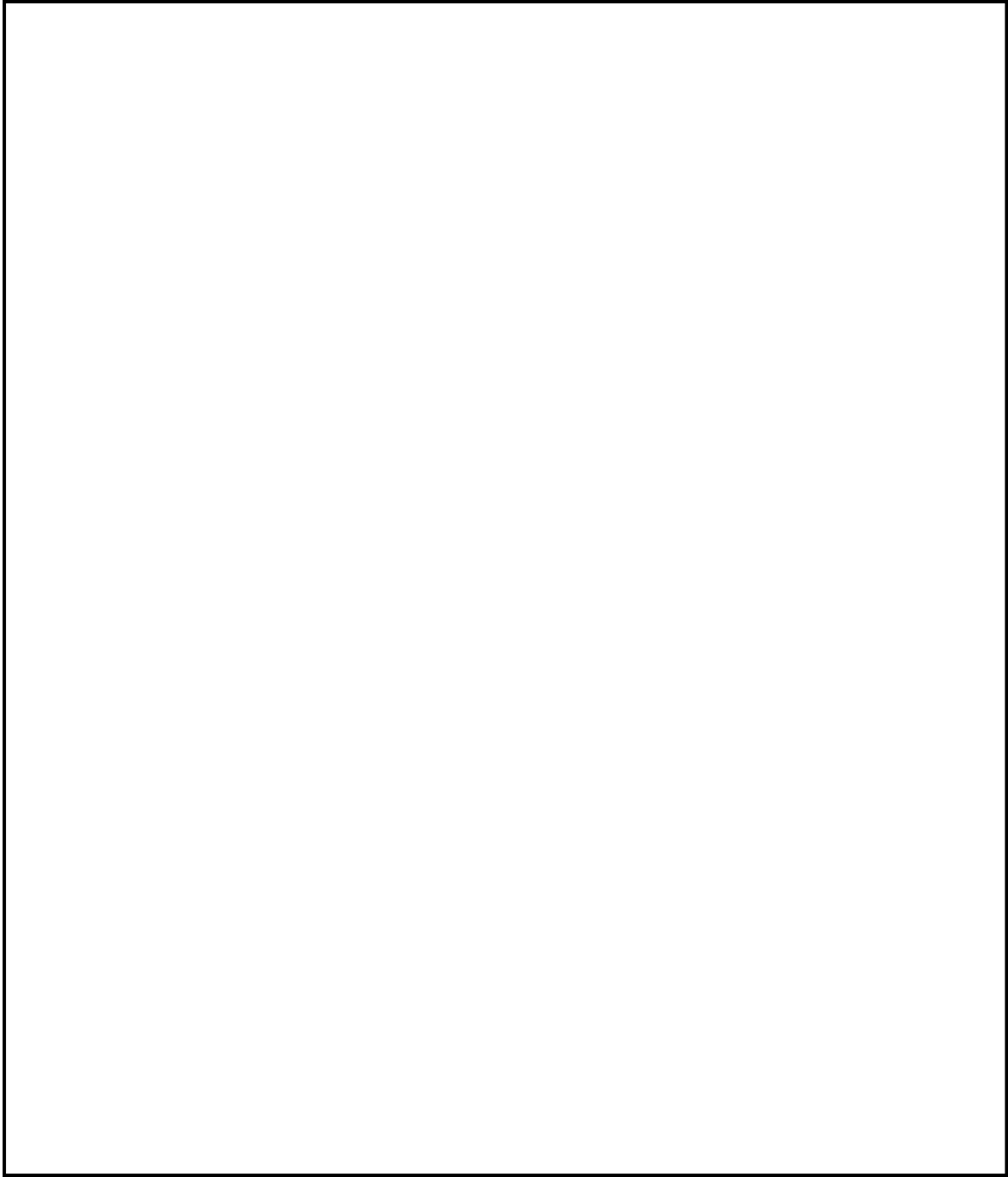


図 12 原子炉建物地下 1 階

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

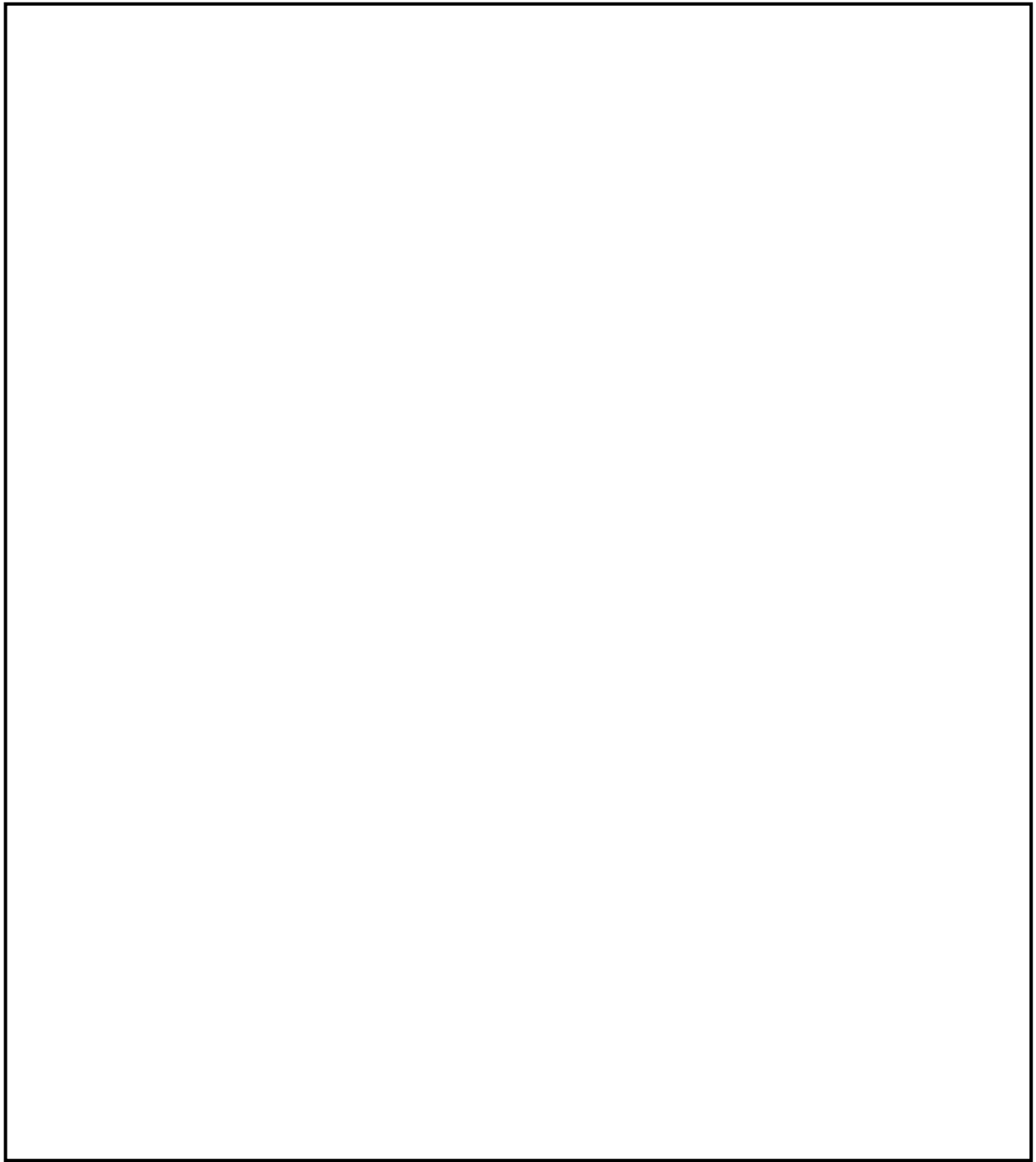


図 13 真空破壊装置設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-4
系統図

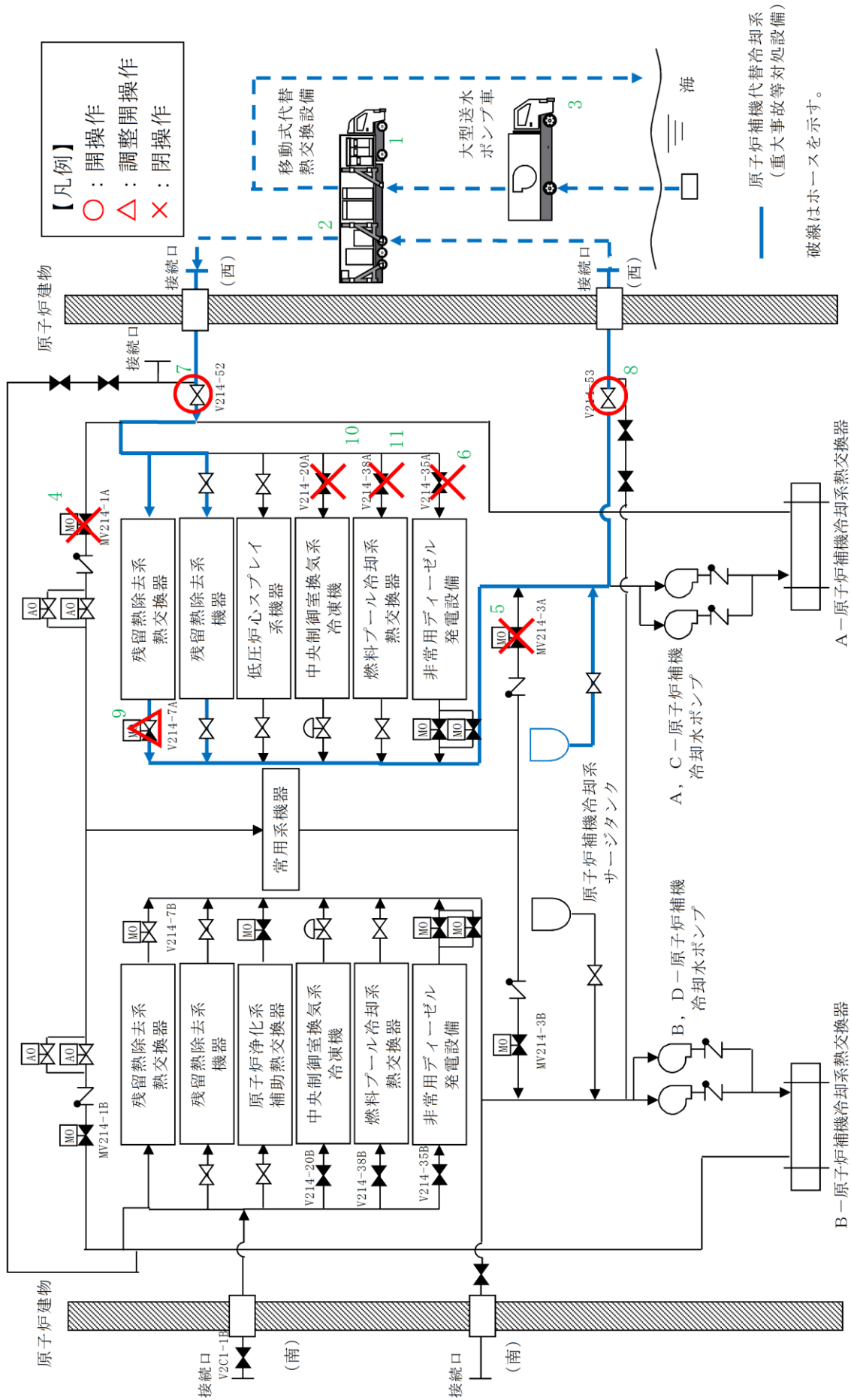


図1 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (A系)

表 1 原子炉補機代替冷却系機器リスト (A系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	A-R C W常用補機冷却水入口切替弁
5	A-R C W常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W A-D E G冷却水入口弁
7	R C W A-A H E F供給配管止め弁
8	R C W A-A H E F戻り配管止め弁
9	A-R H R熱交冷却水出口弁
10	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W A-F P C熱交冷却水入口弁

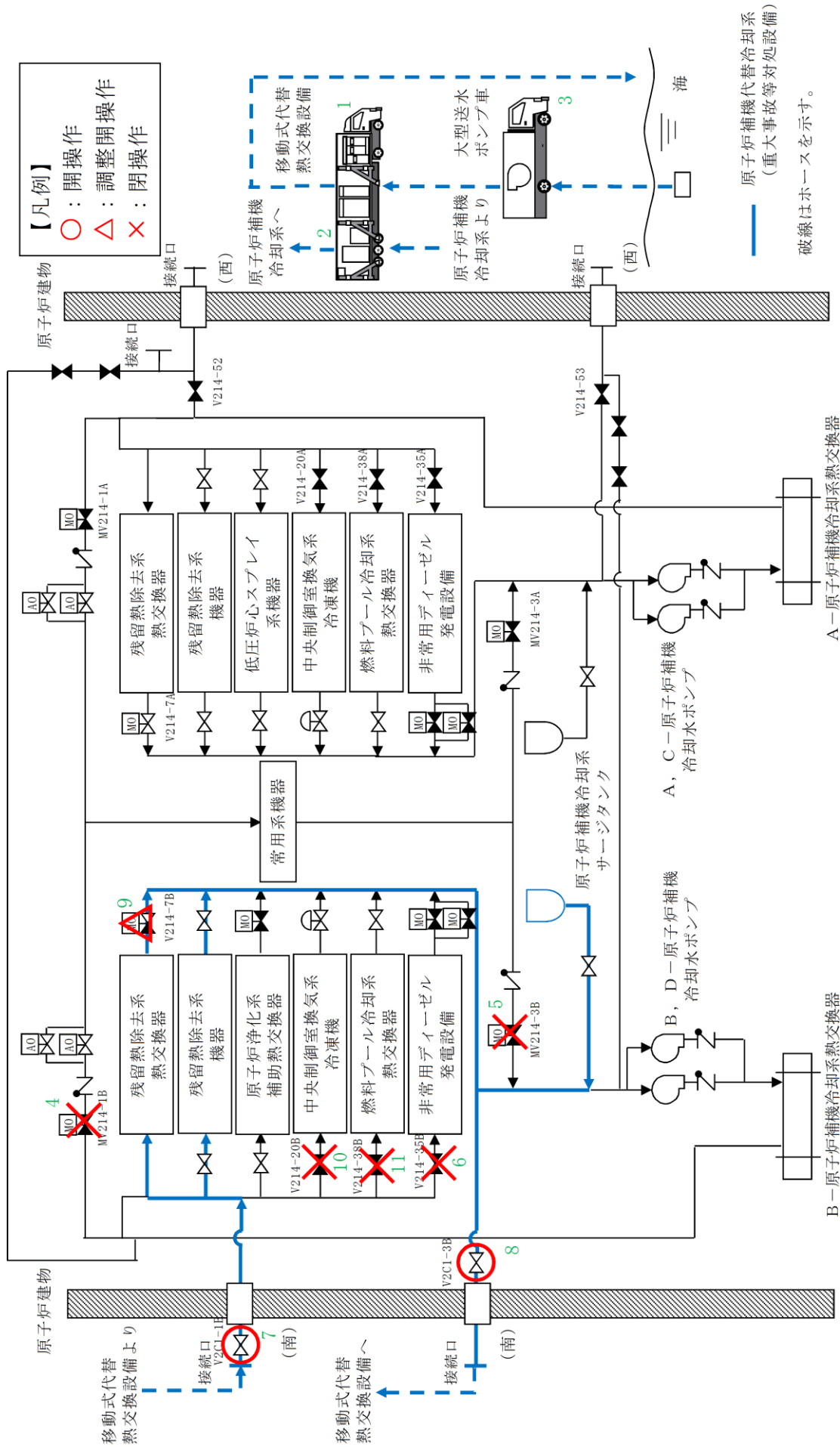


図2 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (B系)

表 2 原子炉補機代替冷却系機器リスト (B系)

No.	機器名称
1	移動式代替熱交換設備
2	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ
3	大型送水ポンプ車
4	B-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
5	B-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
6	R C W B-D E G 冷却水入口弁
7	A H E F B-供給配管止め弁
8	A H E F B-戻り配管止め弁
9	B-R H R 熱交冷却水出口弁
10	R C W B-中央制御室冷凍機入口弁
11	R C W B-F P C 熱交冷却水入口弁

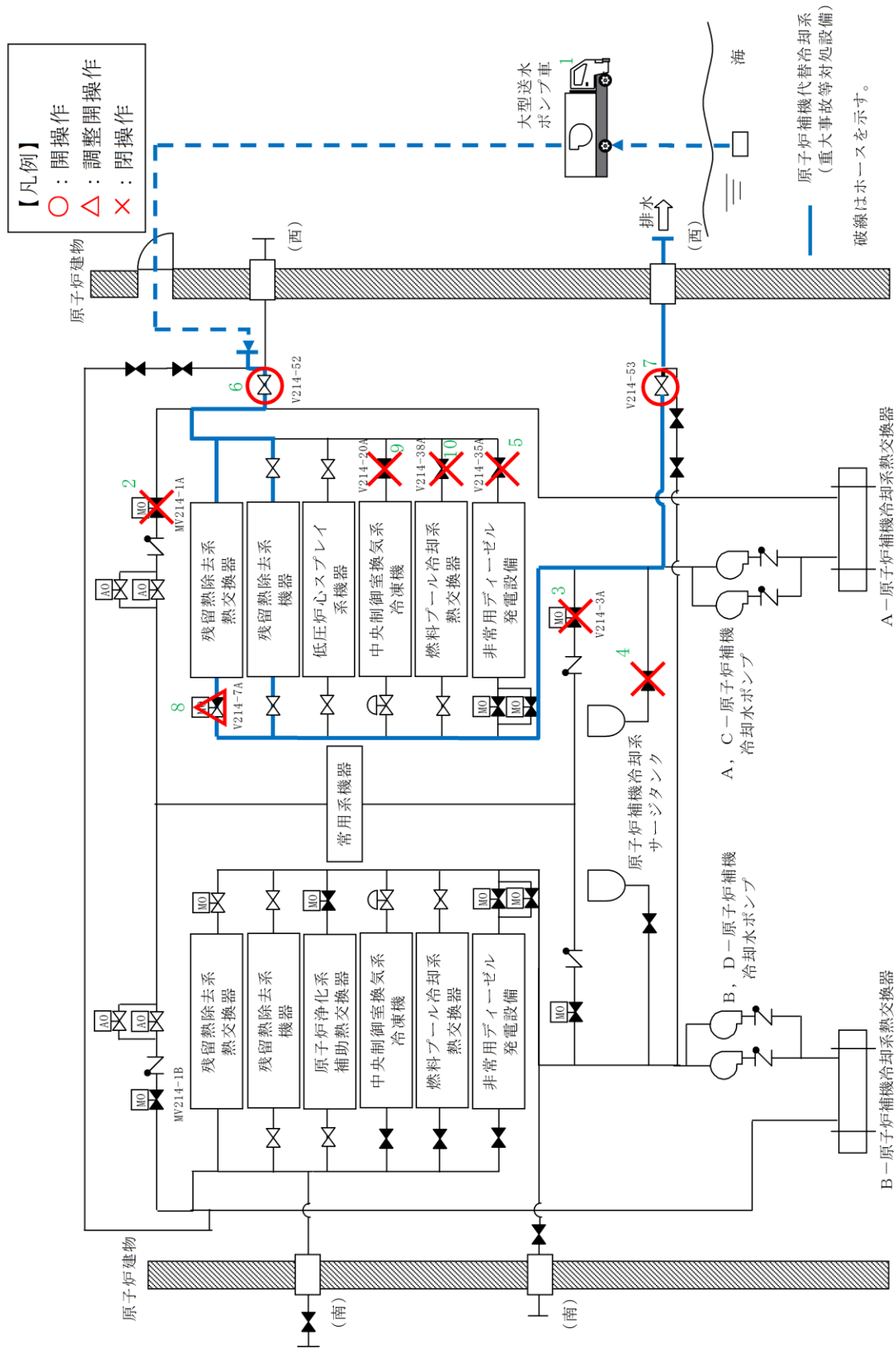


図3 原子炉補機代替冷却系 系統概要図 (屋内接続口)

表 3 原子炉補機代替冷却系機器リスト（屋内接続口）

No.	機器名称
1	大型送水ポンプ車
2	A-R C W 常用補機冷却水入口切替弁
3	A-R C W 常用補機冷却水出口切替弁
4	A-R C W サージタンク 出口弁
5	R C W A-D E G 冷却水入口弁
6	R C W A-A H E F 供給配管止め弁
7	R C W A-A H E F 戻り配管止め弁
8	A-R H R 熱交冷却水出口弁
9	R C W A-中央制御室冷凍機入口弁
10	R C W A-F P C 熱交冷却水入口弁

48-5

試験及び検査

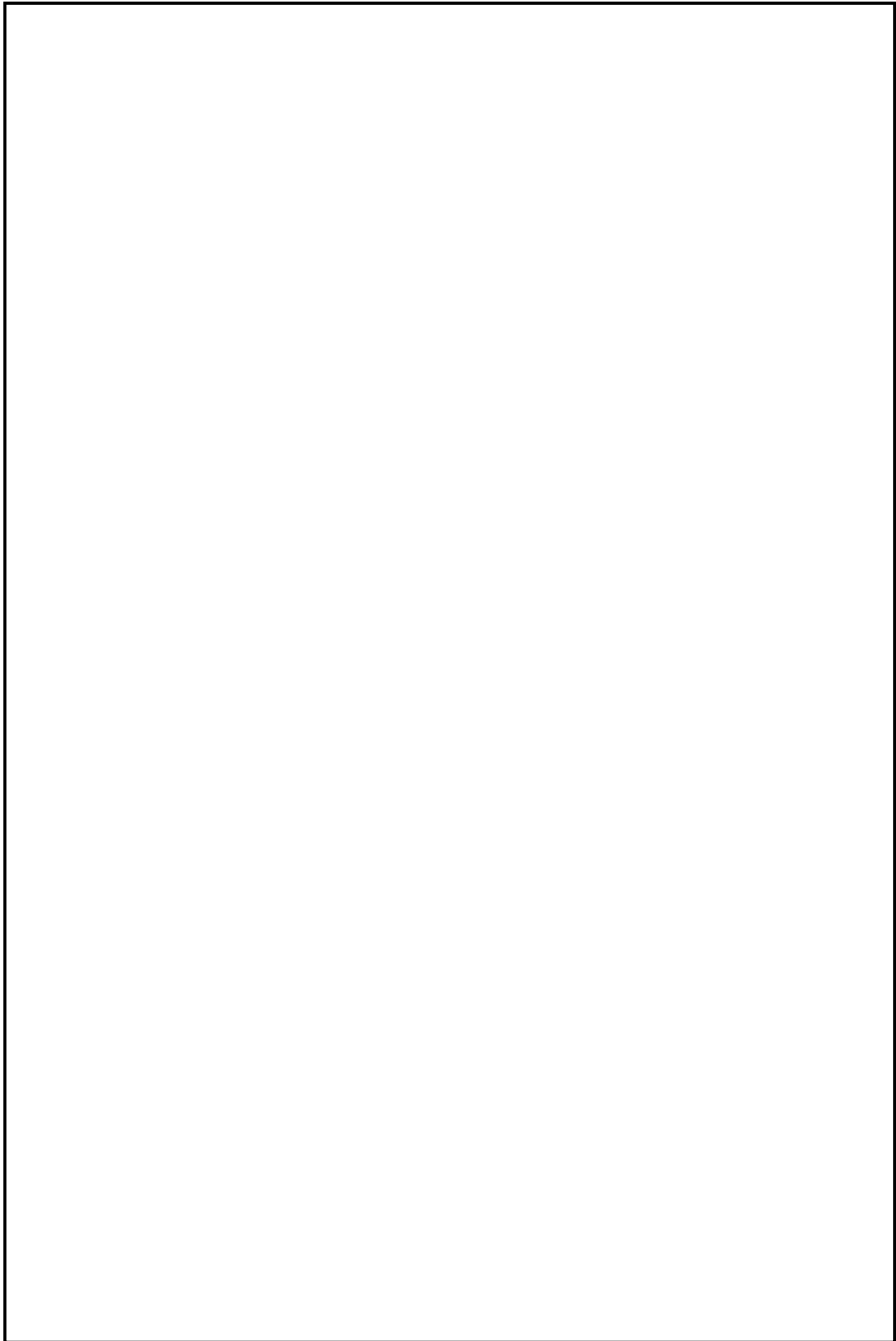


図1 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

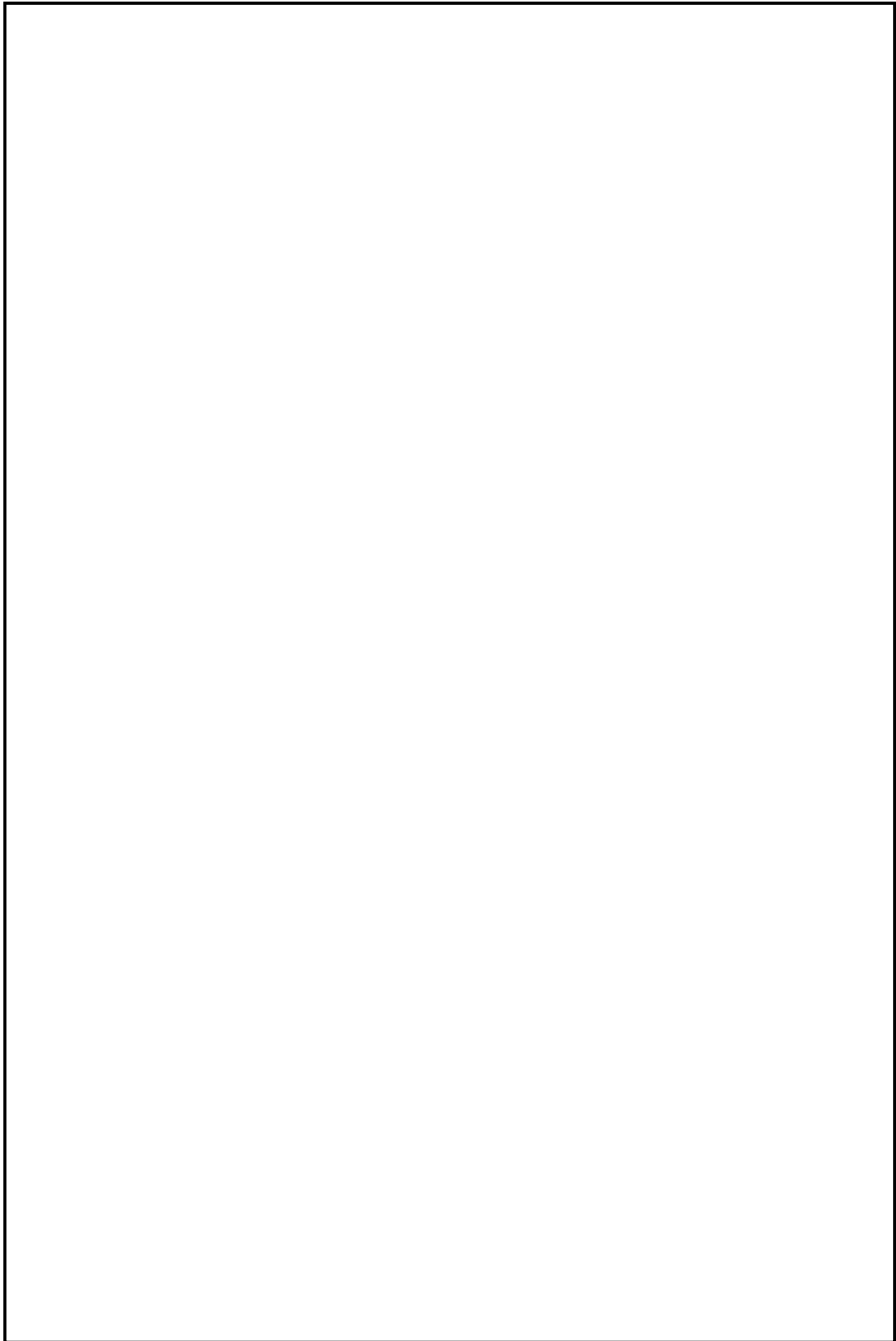


図 2 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

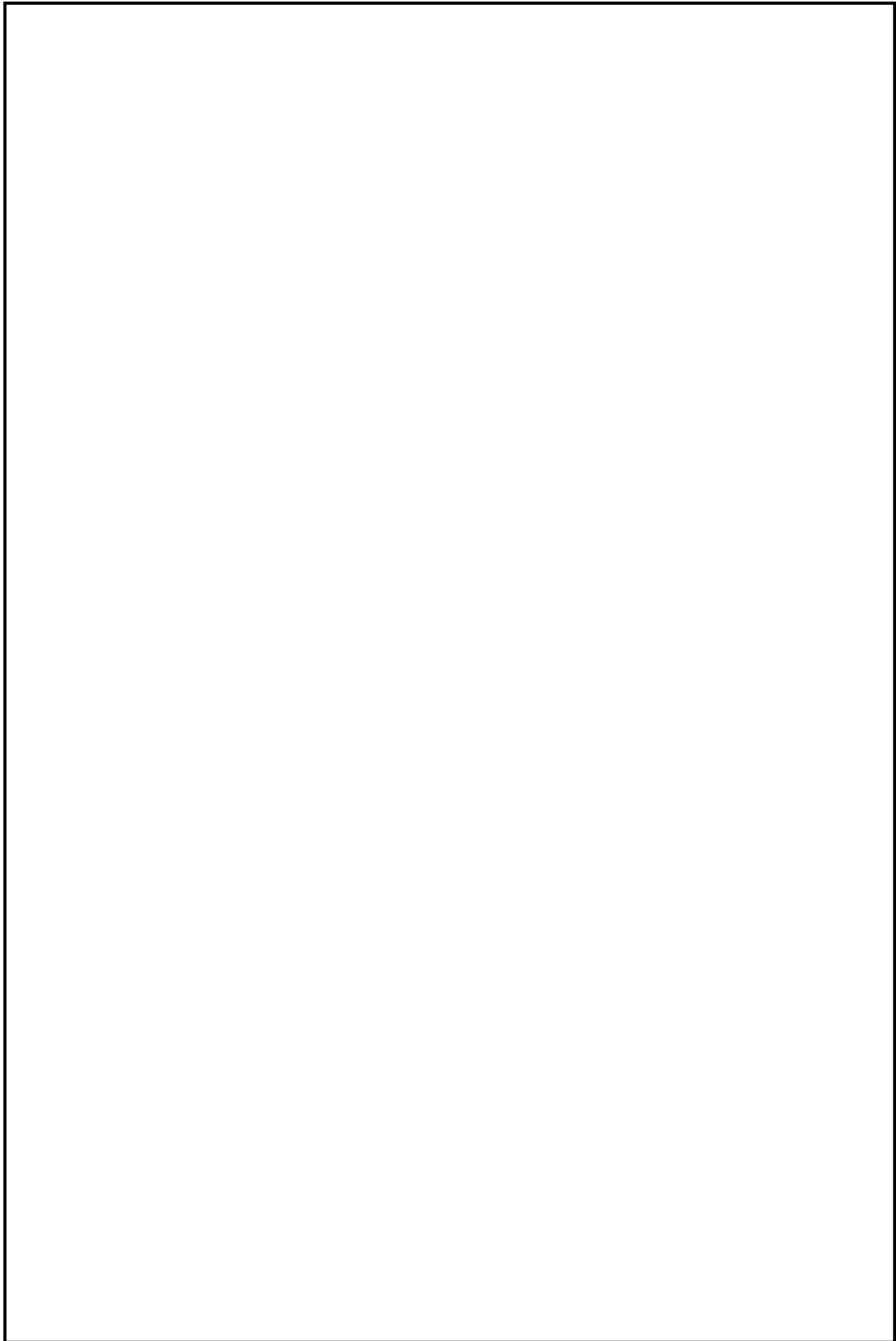


図3 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

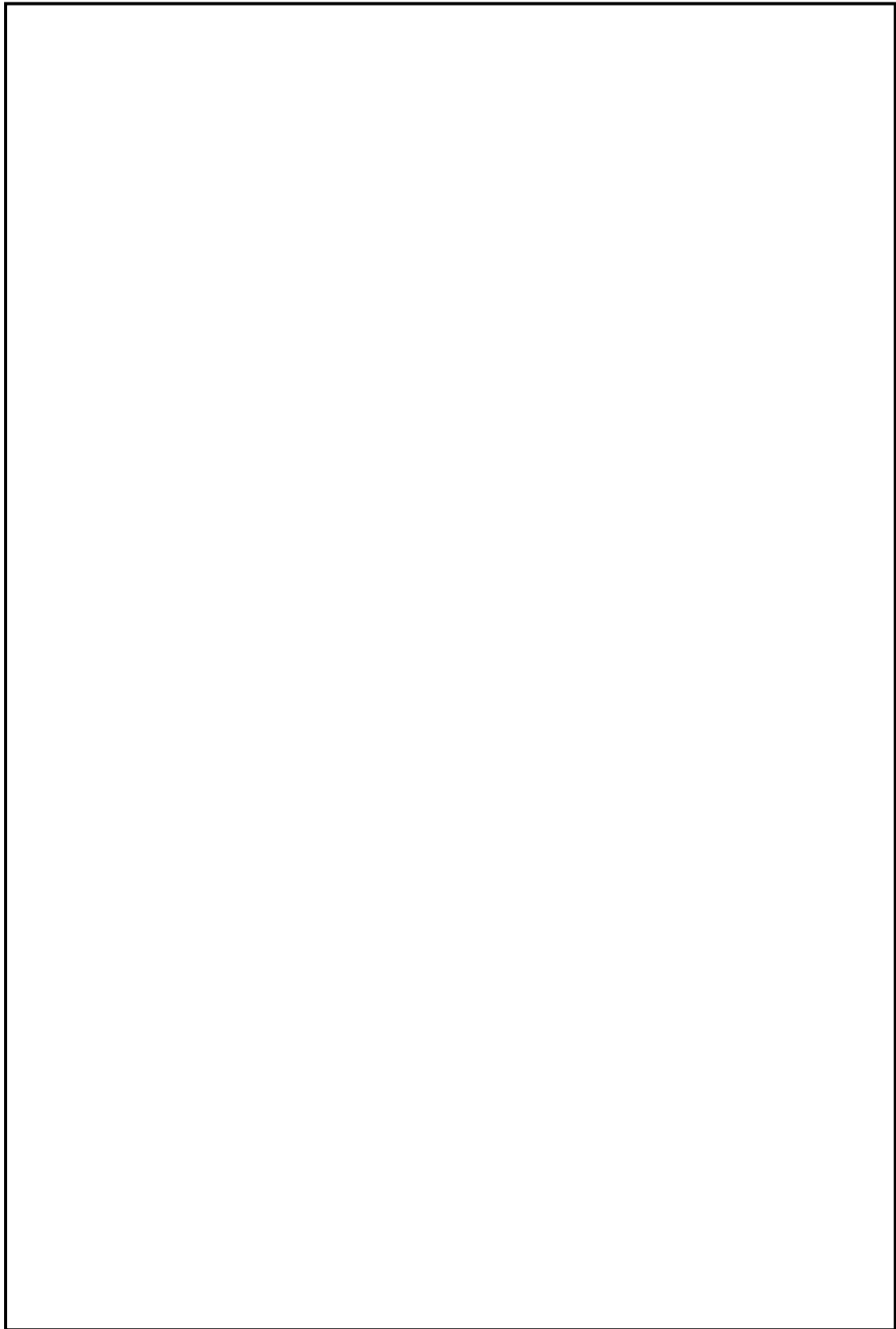


図 4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

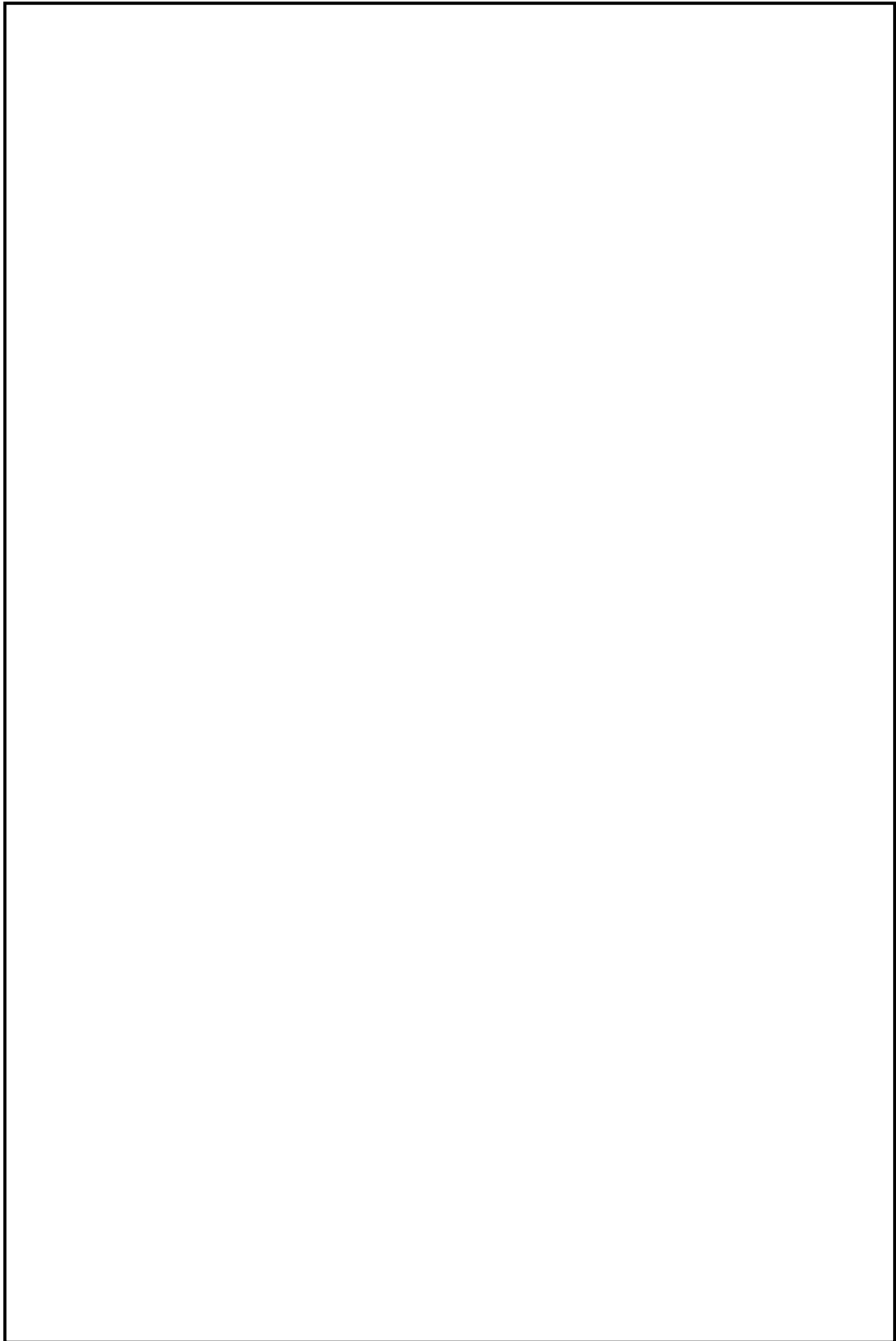


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-6 容量設定根拠

名 称	移動式代替熱交換設備	
個 数	式	2 (予備 1)
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最 高 使 用 温 度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /式	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

移動式代替熱交換設備は 2 式設置し、移動式代替熱交換設備内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備の容量は、原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱に残留熱除去ポンプの補機冷却分を加えた熱量を 2 基の熱交換器で十分に除去できる容量として、約 23MW/式とする。

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

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

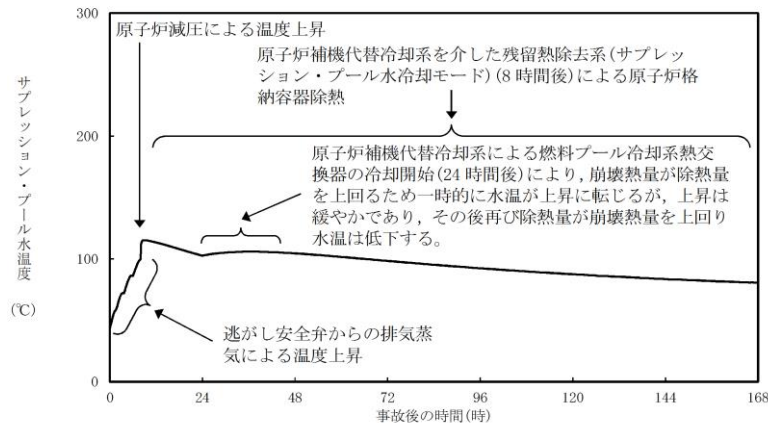


図 1 サプレッション・プール水温度の推移

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、運用上上限となる海水入口圧力以上である1.00MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

3.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）の最高使用温度は、必要除熱量23MWに対し、海水入口温度30℃、冷却水供給温度35℃とした場合の海水出口温度約56℃に余裕を考慮し、65℃とする。

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

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

$$\therefore T_{a1} = 68.3^\circ\text{C}$$

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

$$\therefore T_{b1} = 55.8^\circ\text{C}$$

Q : 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量 = 23.0MW (82,800,000kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

T_{a2} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 出口温度 = 35.0°C

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

T_{b2} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 入口温度 = 30.0°C

ρ_1 : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ_2 : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C_1 : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

C_2 : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln \{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$$

= 8.2K

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

$U_c =$ kW / (m²・K)

4.4 必要伝熱面積

$A_r = Q / \Delta t / U_c =$ m²/個 \div m²/個

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より、移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、 m²/式とする。

名 称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ		
個 数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)	
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注 1) (300 (注 2))	
全 揚 程	m	□ 以上 (注 1) (75 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.37	
最 高 使 用 温 度	°C	70	
原 動 機 出 力	kW/台	□ 以上 (注 1) (110 (注 2))	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す		

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

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

2. 揚程の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失 : 約 □ m

上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭および静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 2 参照)

η : ポンプ効率 (%) = (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2017))

以上より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る 110kW/台とする。

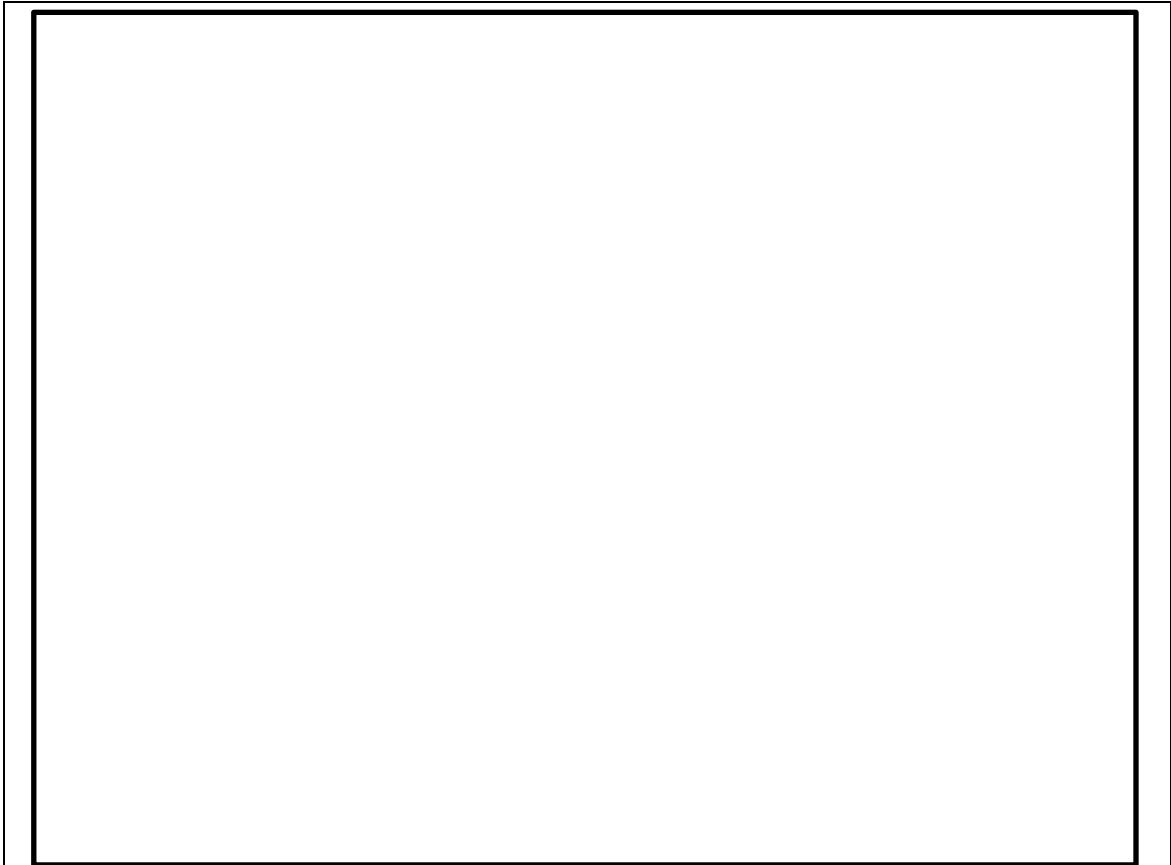


図 2 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa	0.99 以上 (注 1) (1.2 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。</p> <p>1. 容量の設定根拠</p> <p>大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m³/h の合計である 900m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。</p> <p>なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、原子炉補機代替冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。</p> <p>具体的には、図 1 の有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・プール水温度で示すように、原子炉補機代替冷却系を使用したサブプレッション・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。</p>		

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

移動式代替熱交換設備への送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:		0.35MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については 48-6-11～13 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:		0.99 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については 48-6-11～13 参照。

なお、詳細設計においては、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa ※1
③エルボの使用による圧損	:		MPa ※1
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82MPa	

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

エルボによる影響の評価については48-6-11～13 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.99MPa[gage]以上とし、1.2MPa[gage]とする。

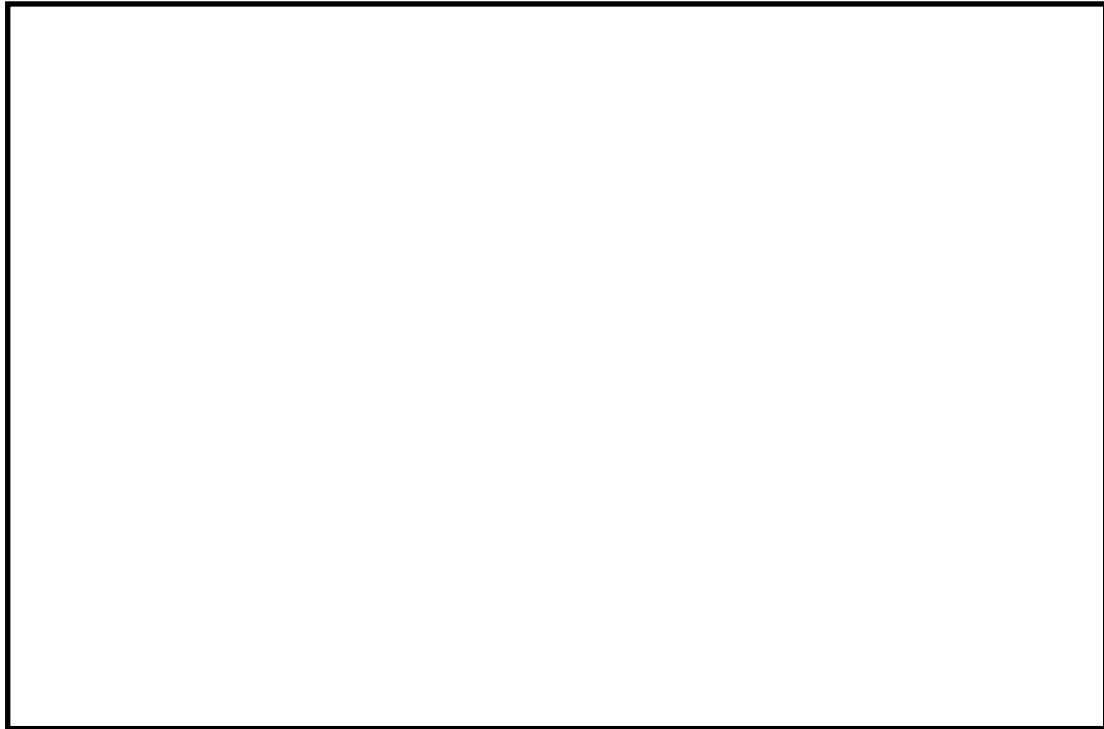


図3 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、以下の通り、使用条件下において送水ポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 $780\text{m}^3/\text{h}$ と同時に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への海水補給 $120\text{m}^3/\text{h}$ も行うため、取水ポンプの流量は $900\text{m}^3/\text{h}$ として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図4に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約 10m 下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約 16.5m 下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から 1.0m 以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが 60m であることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約 17.5m 下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約 25m ）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約 10m 以上であるのに対し、必要流量 $900\text{m}^3/\text{h}$ を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約 50m 、大気圧は約 10.3m であり、ホース圧損（約 2m ）と静水頭（約 16.5m ）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約 41m （ $=50\text{m}+10.3\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$ ））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

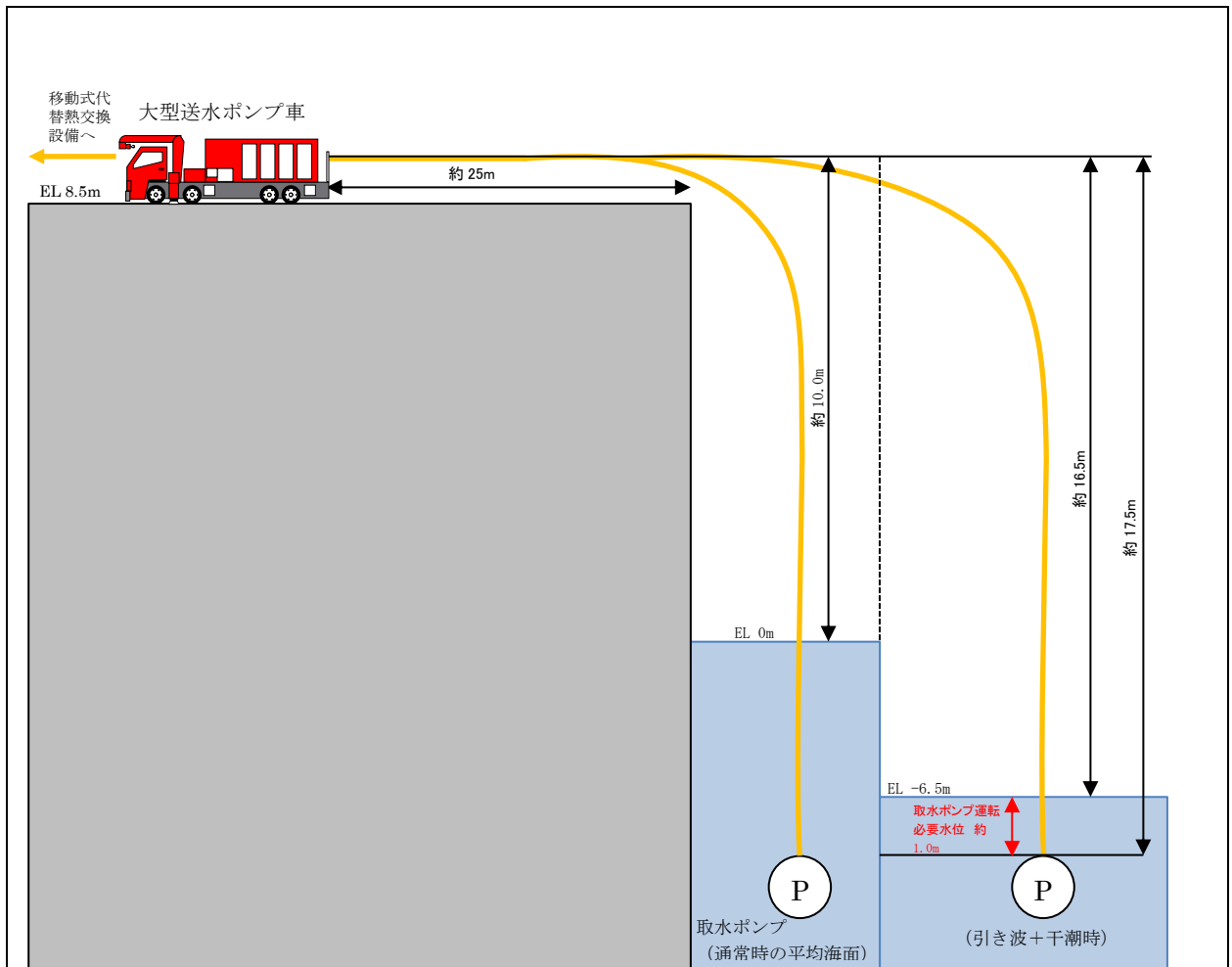


図4 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である 1.4MPa とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度が 30℃の裕度を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機については、必要な性能を発揮する出力を有するものとして 1,193 kW とする

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

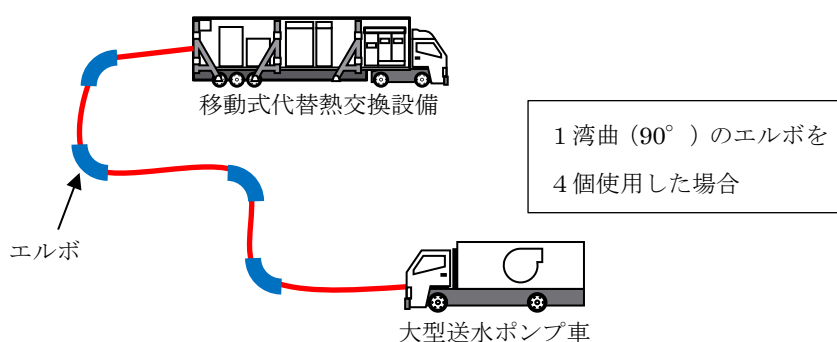


図5 想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

<流量エルボ1個（90°）あたりの圧力損失： h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta Re^{-0.2} (\rho/d)^{0.9}$$

$$Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84}$$

ここで $R_e = v d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度, α は表7のように与えられる

表1 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ($\rho / d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho / d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06 (\rho / d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$\nu = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\approx 3.99 [\text{m/s}]$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\approx 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d / \rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2$$

$$\approx 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\approx 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

48-7 接続図

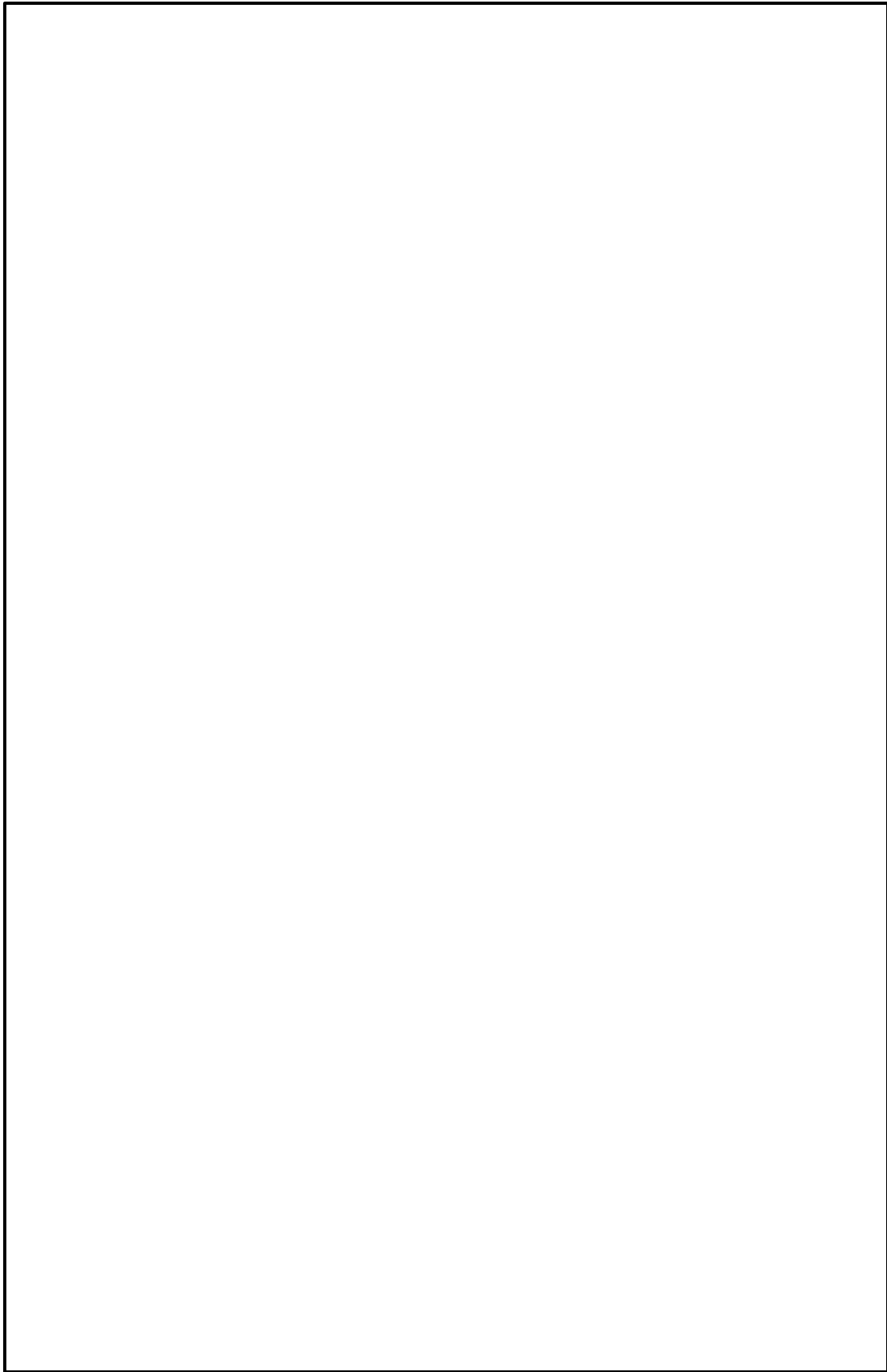


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-8 保管場所図

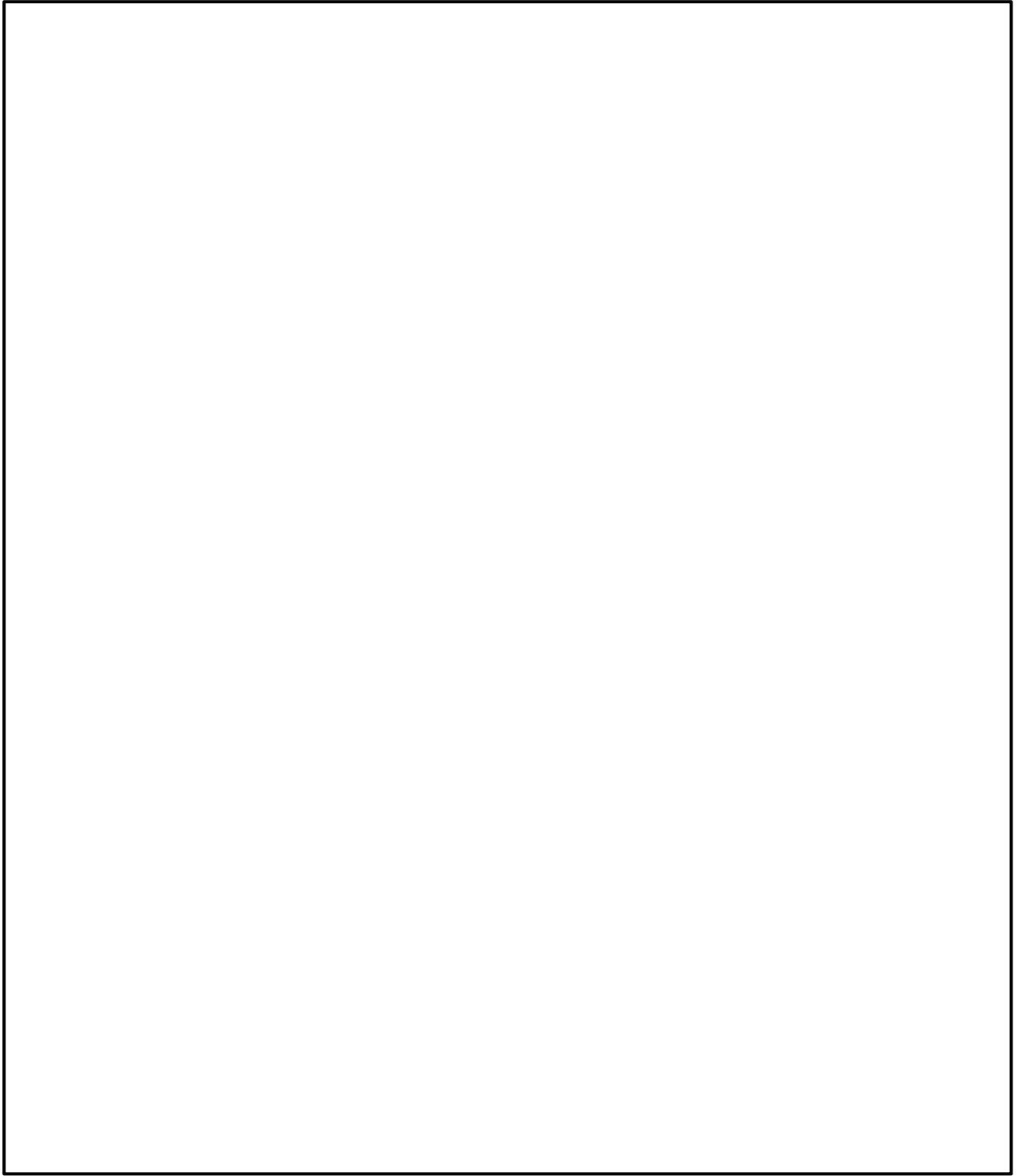


図 1 屋外保管場所配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-9 アクセスルート図

島根原子力発電所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』より抜粋

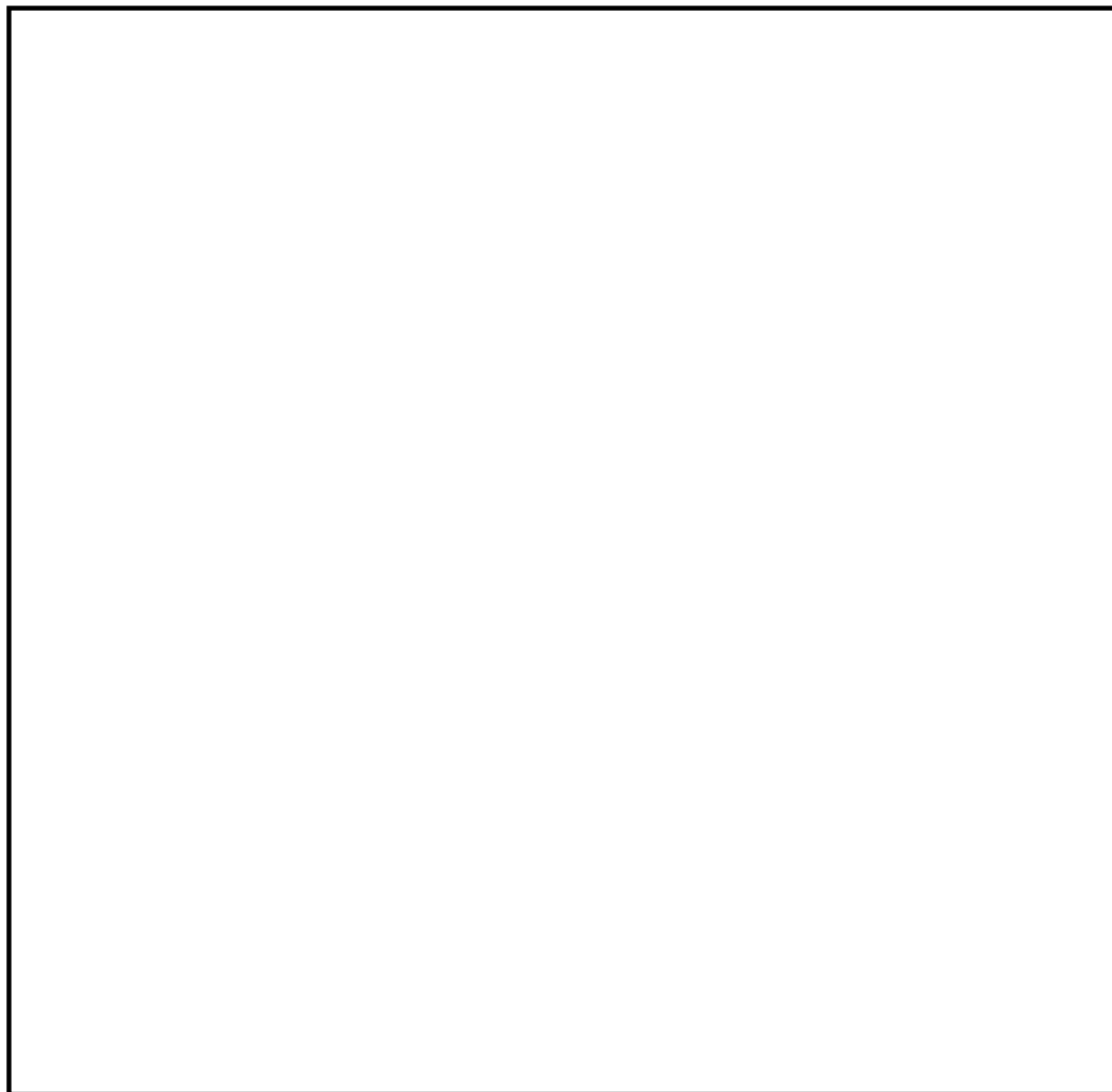


図1 保管場所及びアクセスルート図（屋外）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

48-10
その他設備

【自主対策設備】

1. 大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱の実施

大型送水ポンプ車による残留熱除去系除熱手段は、移動式代替熱交換設備が機能喪失した際に、大型送水ポンプ車により海水を外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

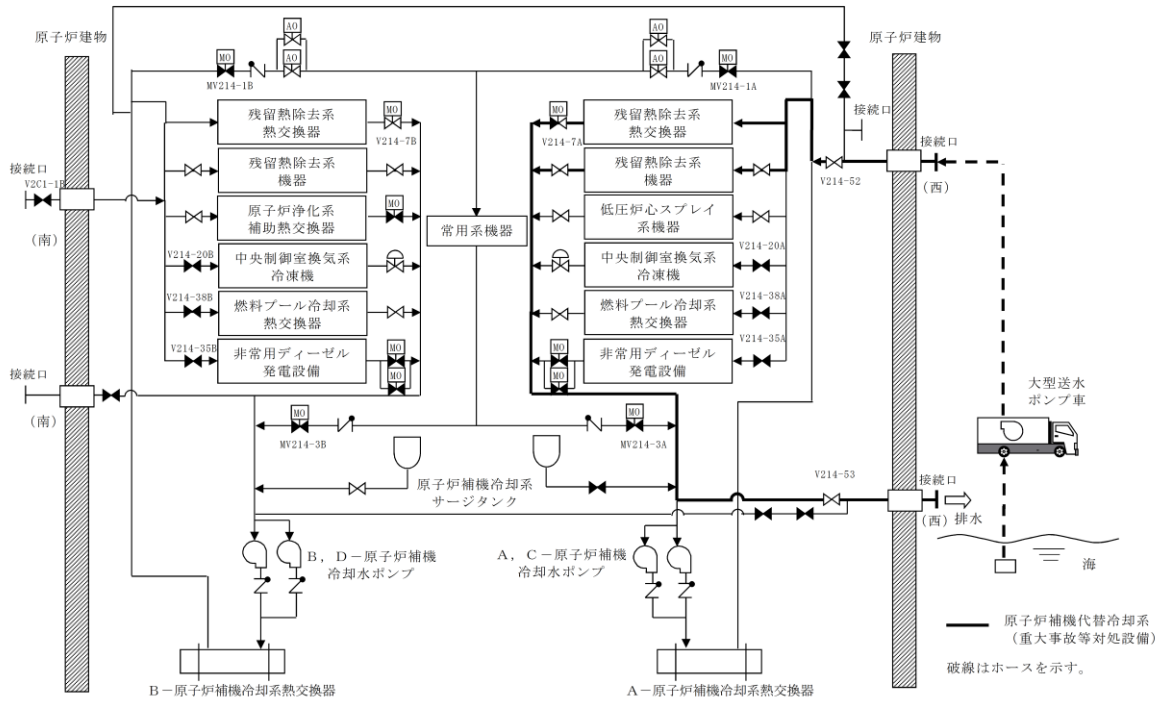


図1 大型送水ポンプ車による除熱（A系の例） 概略系統図

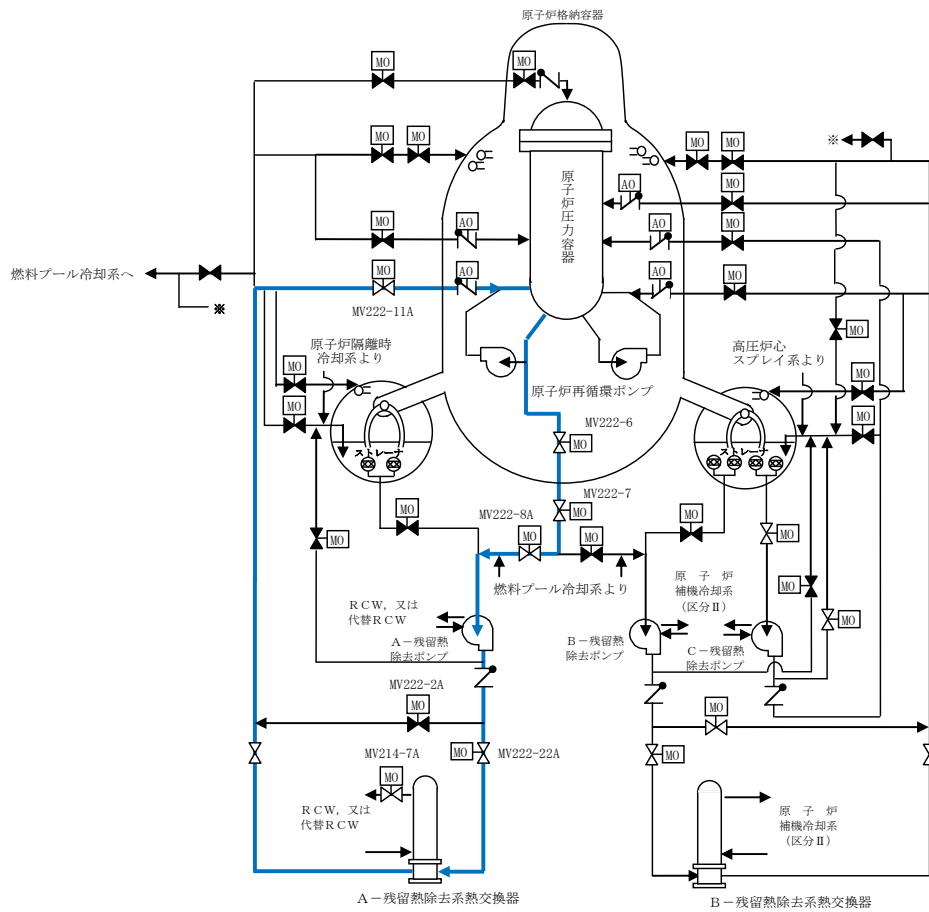


図2 A-残留熱除去系による原子炉除熱 概略系統図

2. 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、残留熱除去系が機能喪失した際に、残留熱代替除去系及び原子炉補機代替冷却系により、原子炉圧力容器へ注水するとともに、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送する手段を確保する。

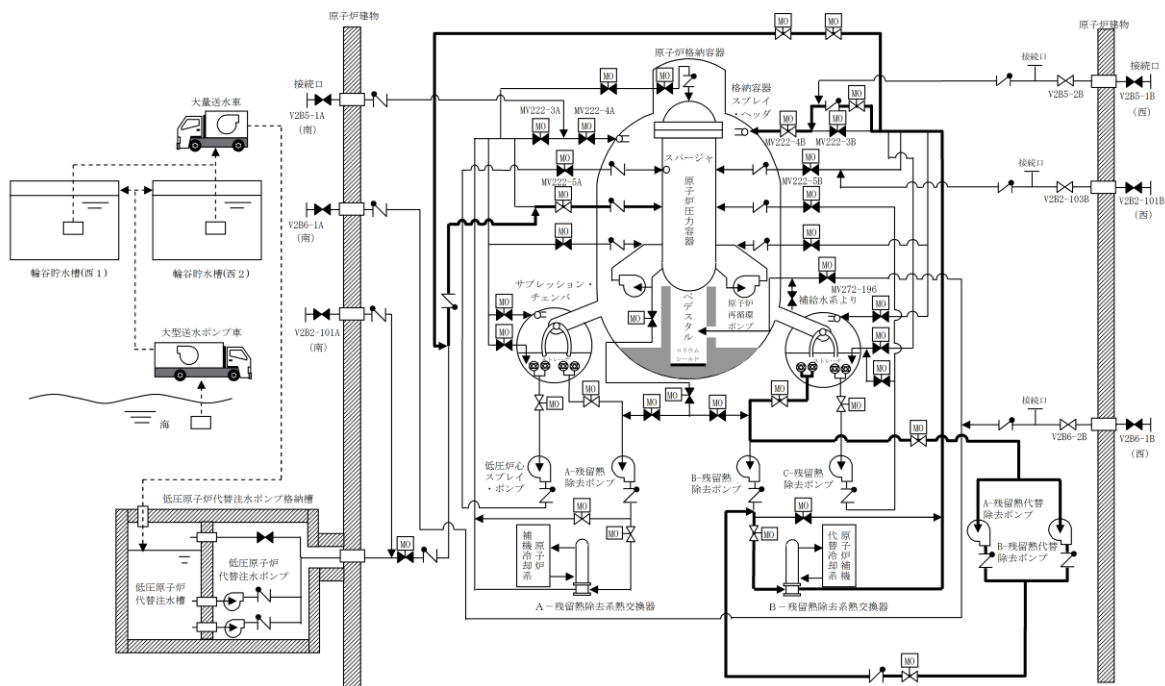


図3 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 系統概要図

移動式代替熱交換設備の構造について

原子炉補機代替冷却系（図4）の移動式代替熱交換設備は図5で示す通りポンプ2台、熱交換器2基、ストレーナ2基で構成される。熱交換器は大型送水ポンプ車により通水した海水により冷却される。

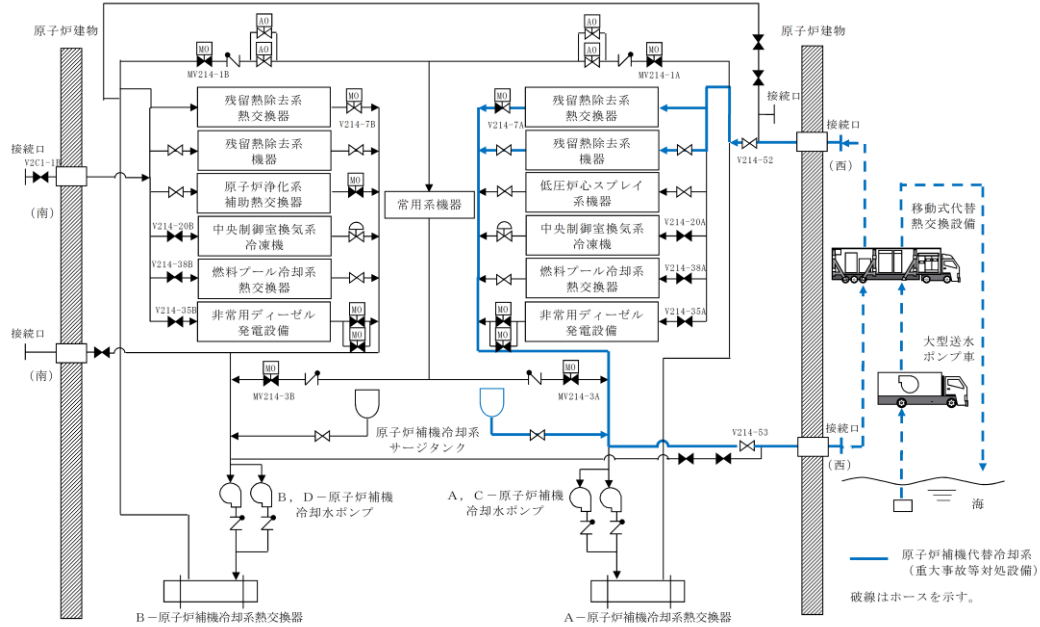


図4 原子炉補機代替冷却系 系統概略図

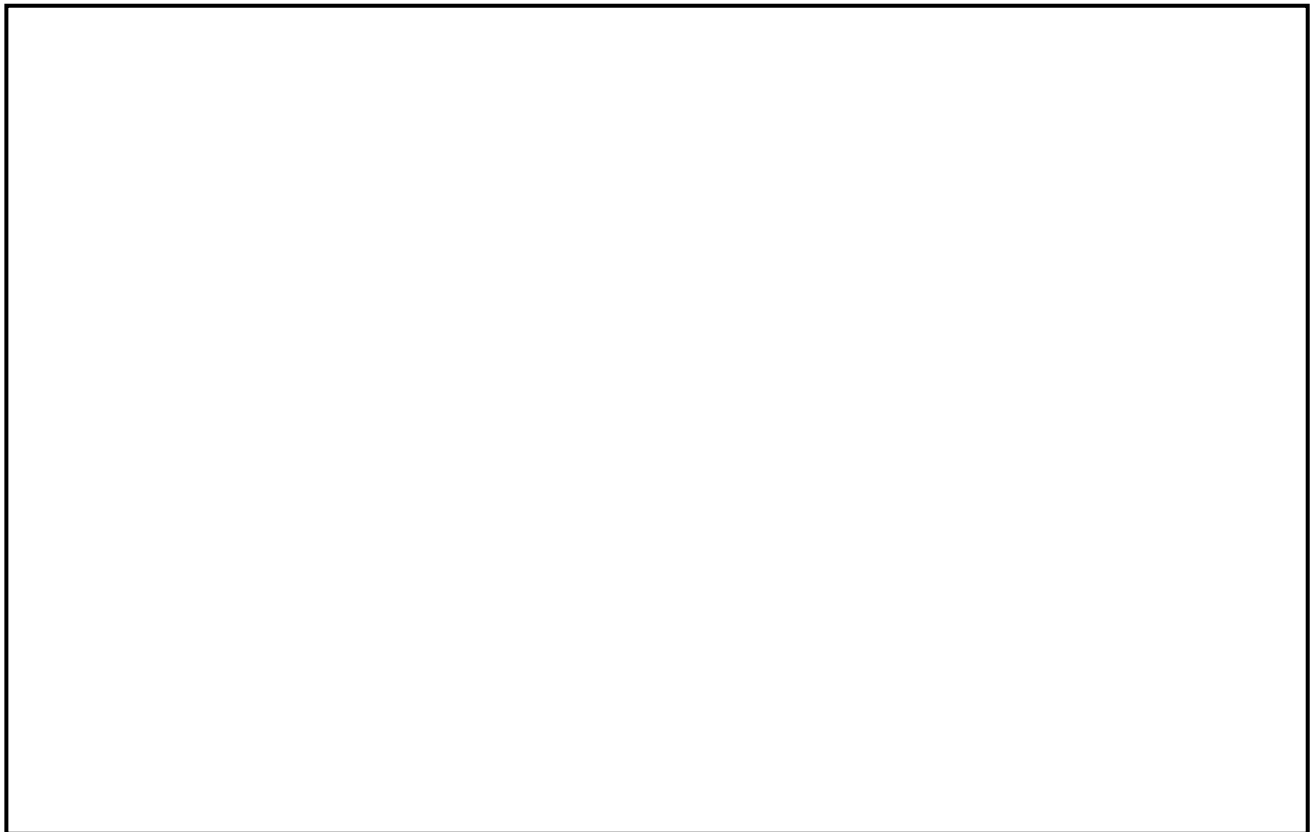


図5 移動式代替熱交換設備 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱の実施

耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を経由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものであり、最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送する手段を確保する。

耐圧強化ベントラインを使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが、万一、サブプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウェルベントを行う。なお、ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊装置を経由してドライウェルへ排出される。

耐圧強化ベントラインを使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁を設置している。操作を行う必要がある隔離弁のうち、電動弁については遠隔手動弁操作機構又は現場のハンドル操作、空気作動弁についてはS G T耐圧強化ベントライン止め弁用空気ポンプ及びS G T耐圧強化ベントライン止め弁操作設備を用いることで、全ての電源喪失時においても操作可能な設計とする。

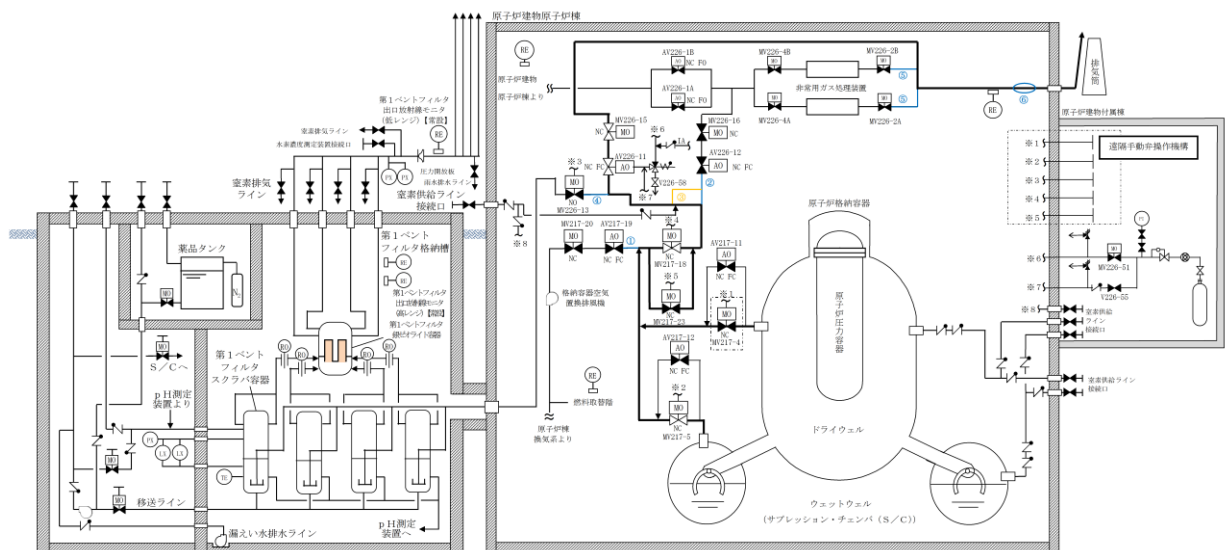


図6 耐圧強化ベントライン 概略系統図

(1) 耐圧強化ベントラインの水素爆発防止対策に関する状況について

原子炉格納容器から排気管放出端までの耐圧強化ベントラインの配管ルートを図7，8，9に示す。

耐圧強化ベントラインは炉心損傷前に使用することを前提としているため、ベントガスに含まれる水素は微量であることから、格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはないが、耐圧強化ベントラインから分岐している配管の水素爆発防止対策に関する状況を以下に示す。

- a. 原子炉棟空調換気系との隔離弁 (AV217-19) までの配管【図8：①】は、水平配管であり閉止端までの距離が短いため、水素が蓄積することはないと考えられる。

- b. 非常用ガス処理系との隔離弁（AV226-12）までの配管【図8：②】は、ハイポイントを有するが、水素の蓄積を防止する目的で、ハイポイント箇所から耐圧強化ベントラインへのバイパスライン【図8：③】を設置する。
- c. 以下の配管は、水素は微量であるものの、蓄積する可能性が否定できないため、窒素供給により系統内の排気及び不活性化を行うことが可能な可搬式窒素供給装置を確保している。
- ・格納容器フィルタベント系との隔離弁（MV226-13）までの配管【図8：④】
 - ・非常用ガス処理系との隔離弁（MV226-2A, 2B）から耐圧強化ベントラインとの合流部までの配管【図8：⑤, ⑥】

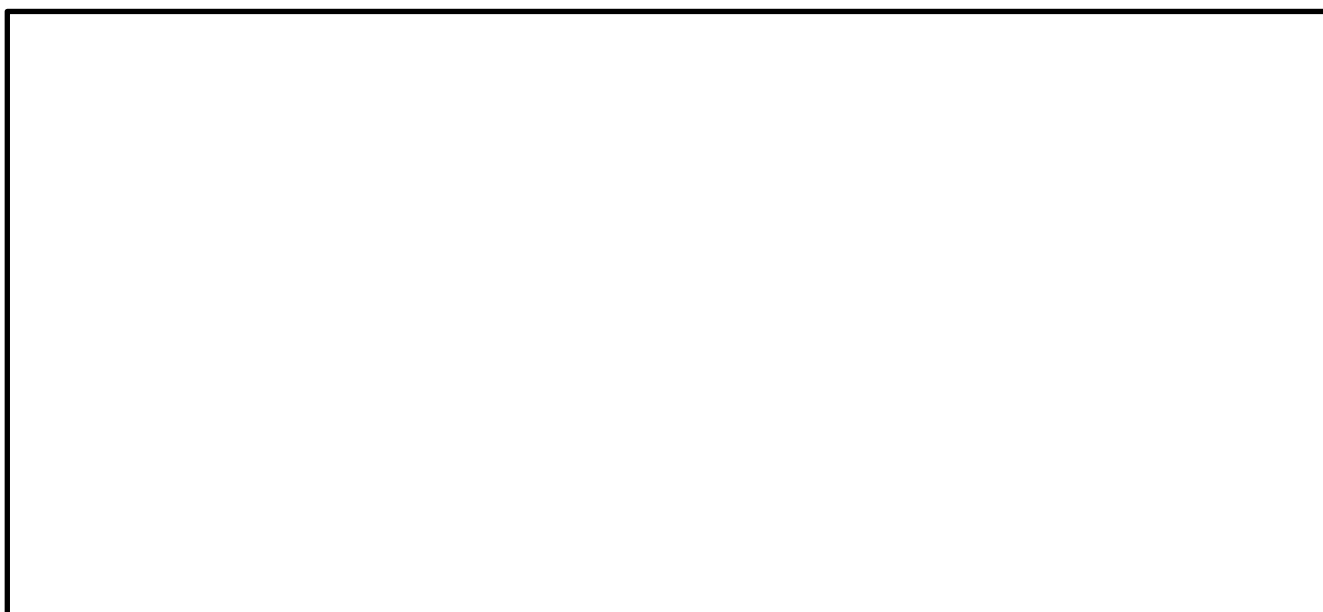


図7 耐圧強化ベントラインの配管ルート図

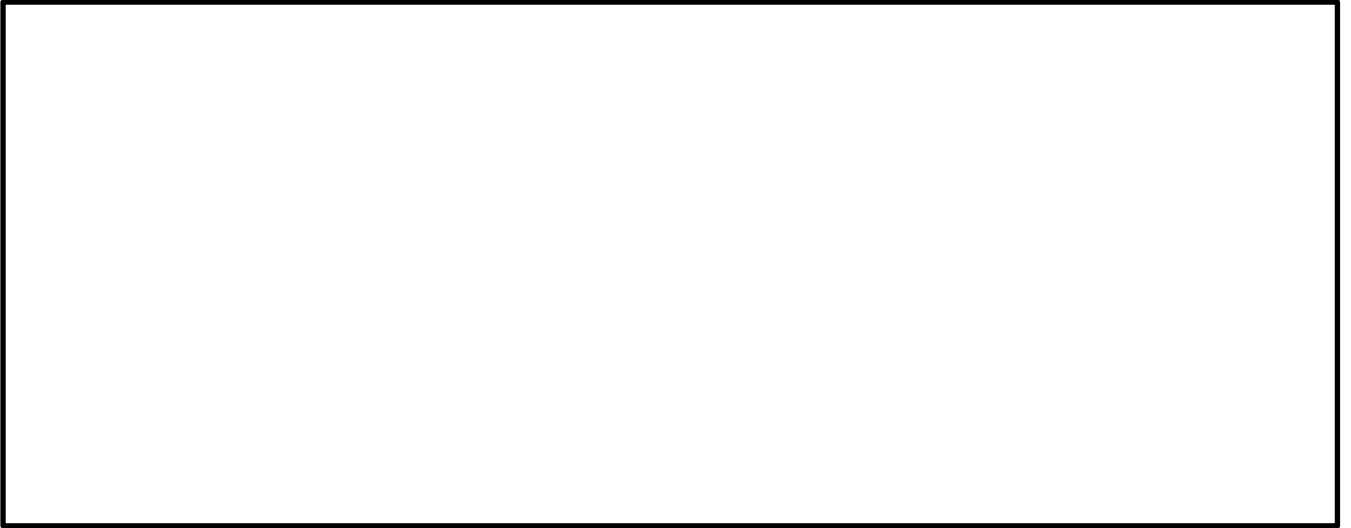


図8 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（他系統への分岐部）

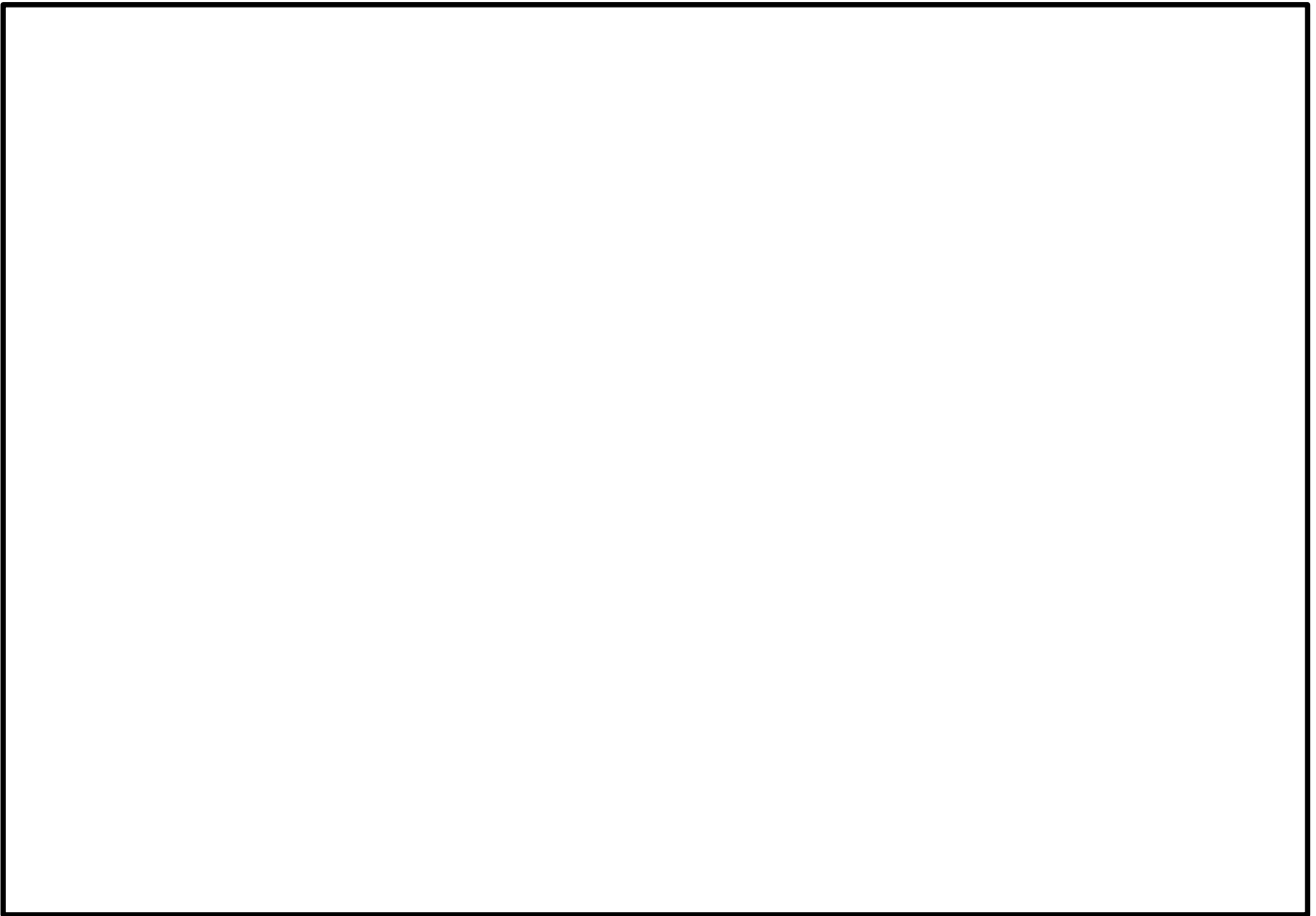


図9 耐圧強化ベントラインの配管ルート図（高低差）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 蒸気凝縮によるドレンについて

耐圧強化ベントラインを使用した場合、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によりドレンが発生し、図 10 に示すローポイントにドレン溜まりが出来る可能性はあるが、以下のとおり格納容器圧力 約 10kPa[gage] 以上であればベントガスによって非常用ガス処理系排気管放出端からドレンを排出できる。

a. ドレンの排出が可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象（気液対向流制限現象）については、配管口径が小さい場合には気相流速（ j_G ）に依存するが、配管口径が約 [] 以上の領域では Ku 値（Kutateladze 数[-]）に依存し、[] となる（参考図書 1）。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。

$$Ku = \frac{\rho_G^{0.5} \cdot j_G}{(g \cdot \sigma (\rho_L - \rho_G))^{0.25}}$$

ρ_G : 気相密度 (0.598[kg/m³]) ※1

ρ_L : 液相密度 (958.1[kg/m³]) ※1

g : 重力加速度 (9.80665[m/s²])

j_G : 気相流速 [m/s]

σ : 表面張力 (0.0589[N/m]) ※1

※1 : 括弧内は大気圧のときの値を表す。

島根 2 号炉の非常用ガス処理系排気管放出端は 400A の配管であるため、ベントガス流速が [] を満足する [] より大きい場合に、配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

b. ベントガスによってドレンを排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。

$$v = W_{\text{vent}} / (\rho \times A)$$

v : ベントガス流速 ([])

W_{vent} : ベントガス流量 [kg/s]

ρ : ベントガス密度 (0.598[kg/m³])

A : 配管断面積 (0.11787[m²])

ベントガス流速 [] に対応するベントガス流量は約 [] となる。系統の圧力損失計算結果より、ベントガス流量 約 [] の時の格納容器圧力は約 10 kPa[gage] となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

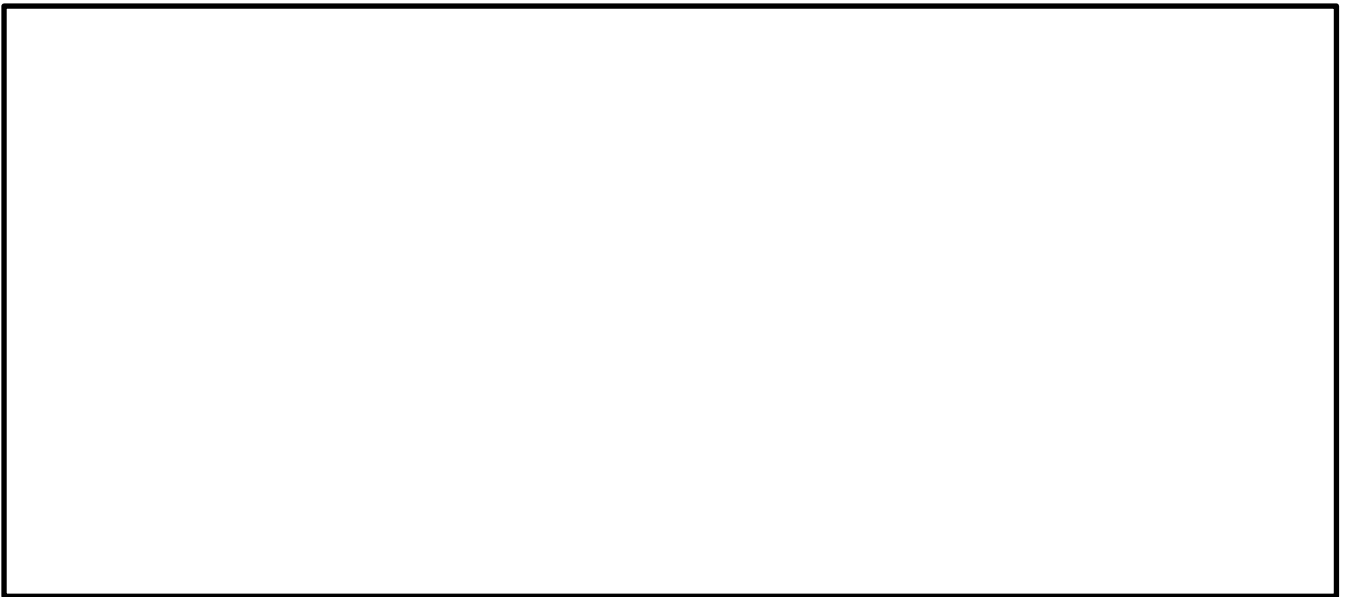


図10 耐圧強化ベントラインのローポイントから非常用ガス処理系排気管放出端までの配管ルート図

《参考図書》

1. Richter H.J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)

49 条 補足説明資料

49-1 S A設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 接続図

49-8 保管場所図

49-9 アクセスルート図

49-10 その他設備

49-11 送水ヘッダについて

49-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ		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	その他の建物内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B
		関連資料	49-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
	関連資料	49-4 系統図			
	第5号	悪影響 防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
		その他 (飛散物)	対象外		
		関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作	A b, B	
	関連資料	49-3 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	49-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋内	A a
		サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	49-2 単線結線図, 49-3 配置図, 49-4 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		大量送水車		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図, 49-9 アクセスルート図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (手動弁, 電動弁)	A, B	
			関連資料	49-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	49-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
			関連資料	49-4 系統図, 49-5 試験及び検査		
		第6号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a	
			関連資料	49-7 接続図		
		第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
	関連資料			49-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	49-7 接続図		
	第3号		異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時使用	A a	
			関連資料	49-7 接続図		
	第4号		設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	49-7 接続図		
	第5号		保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	49-8 保管場所図		
第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B		
	関連資料		49-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 接続図, 49-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去ポンプ (サブプレッション・プール水冷却モード) (設計基準拡張)		類型化 区分		
第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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁)	A, B	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	—		
		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	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			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	—		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系熱交換器 (サブプレッション・プール水冷却モード) (設計基準拡張)		類型化 区分		
第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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	対象外(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象(サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	—		

49-2 単線結線図

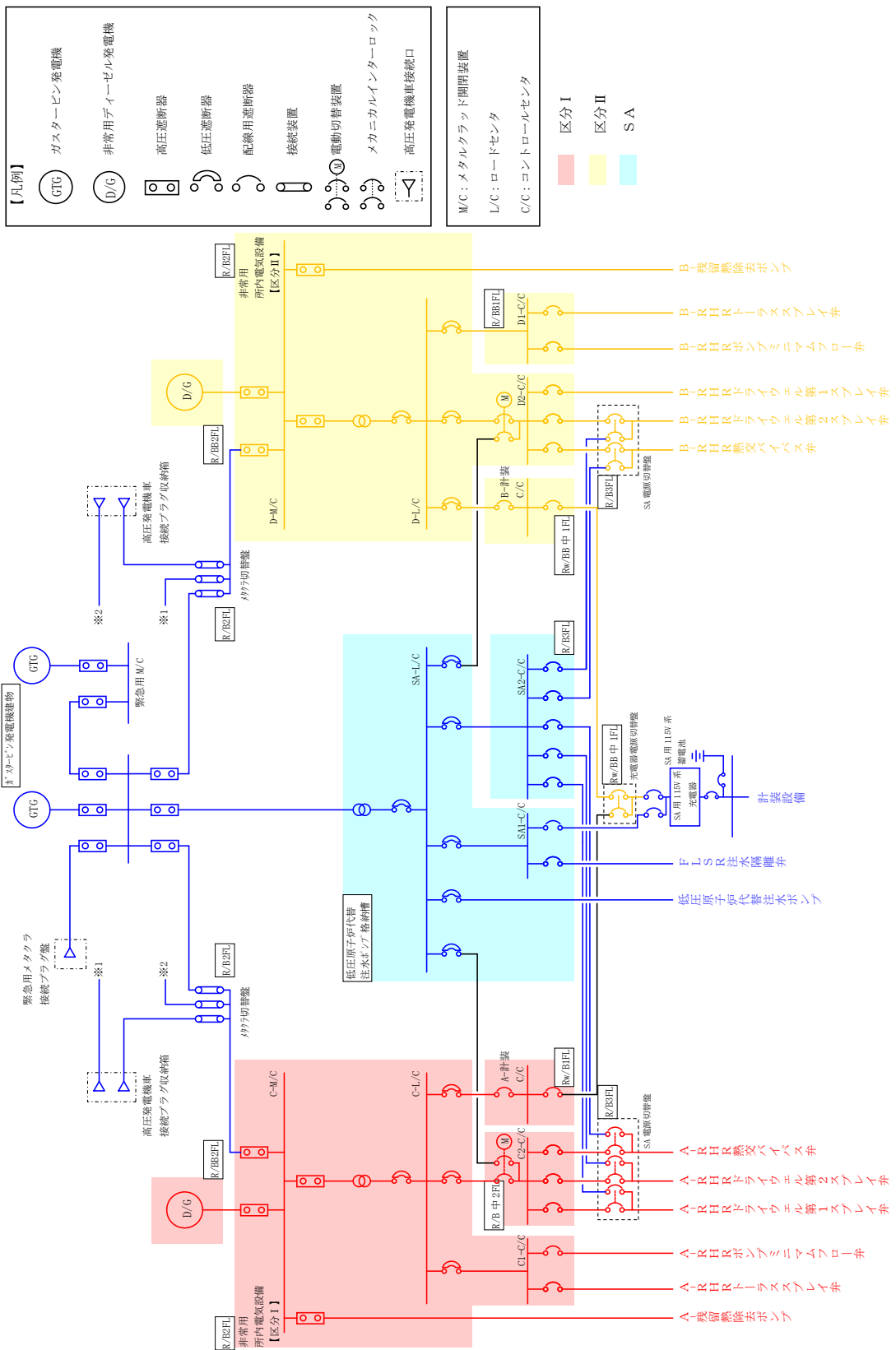




図 1 単線結線図

49-3 配置図

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

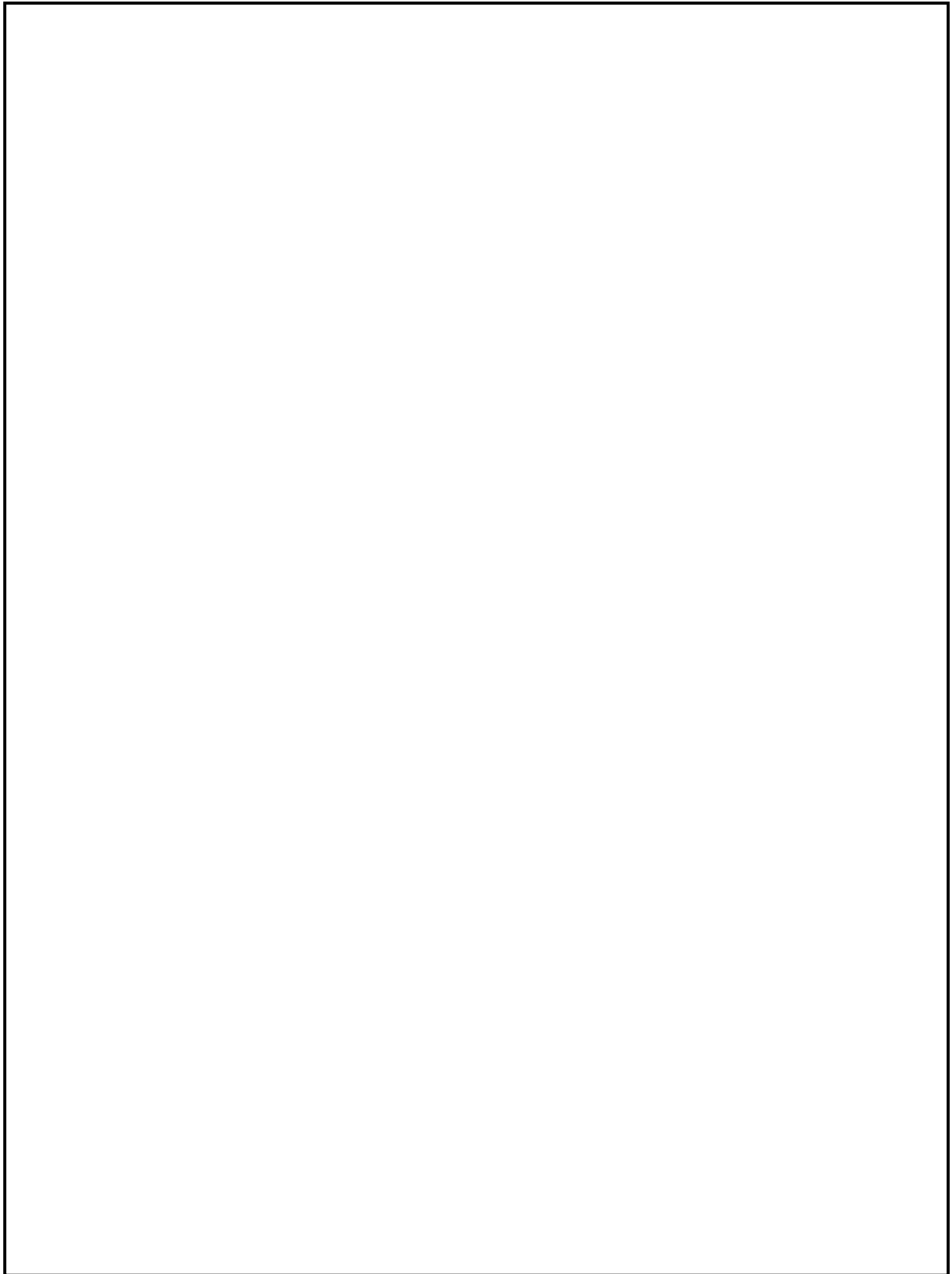


図1 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

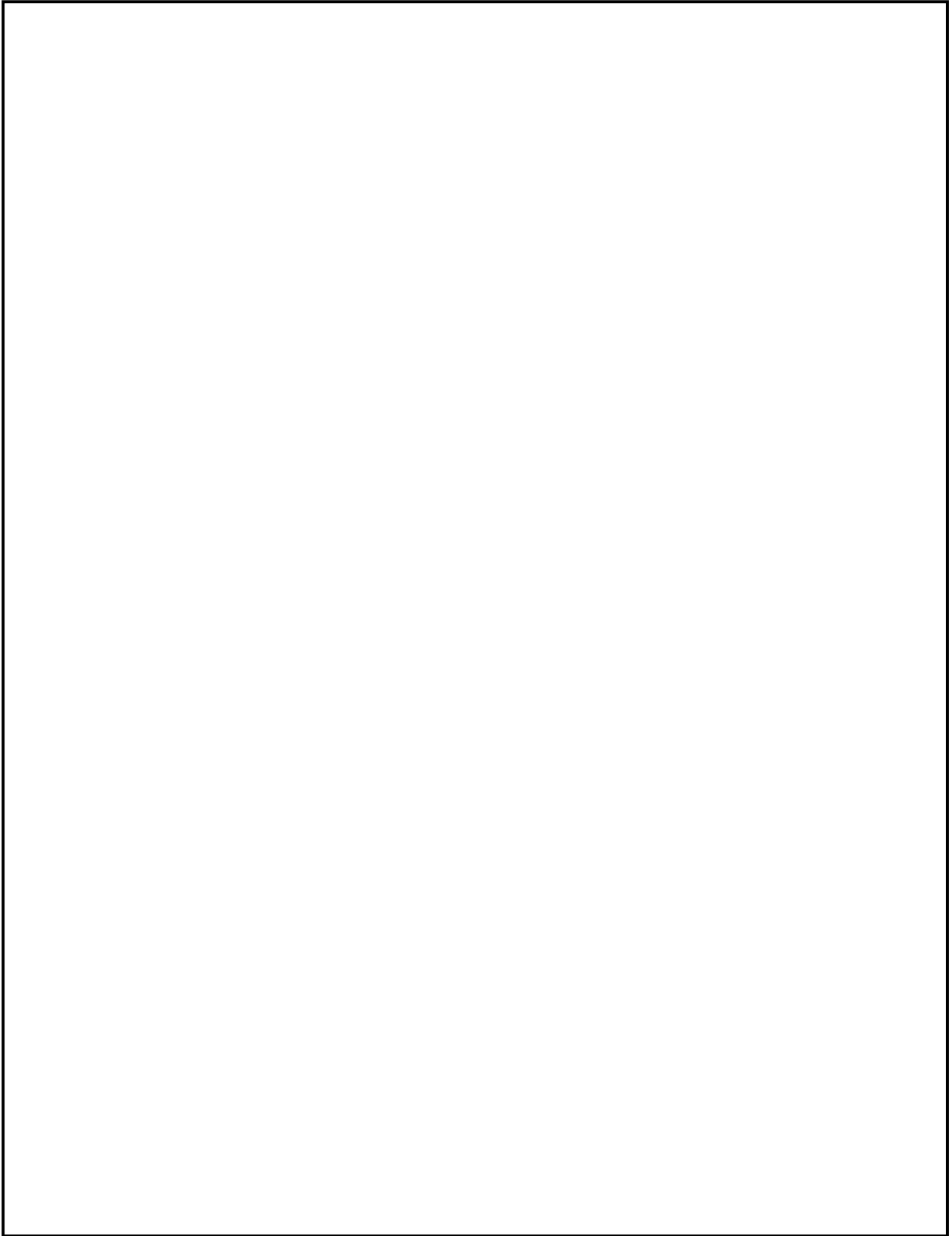


図2 格納容器代替スプレイ系に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の
配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

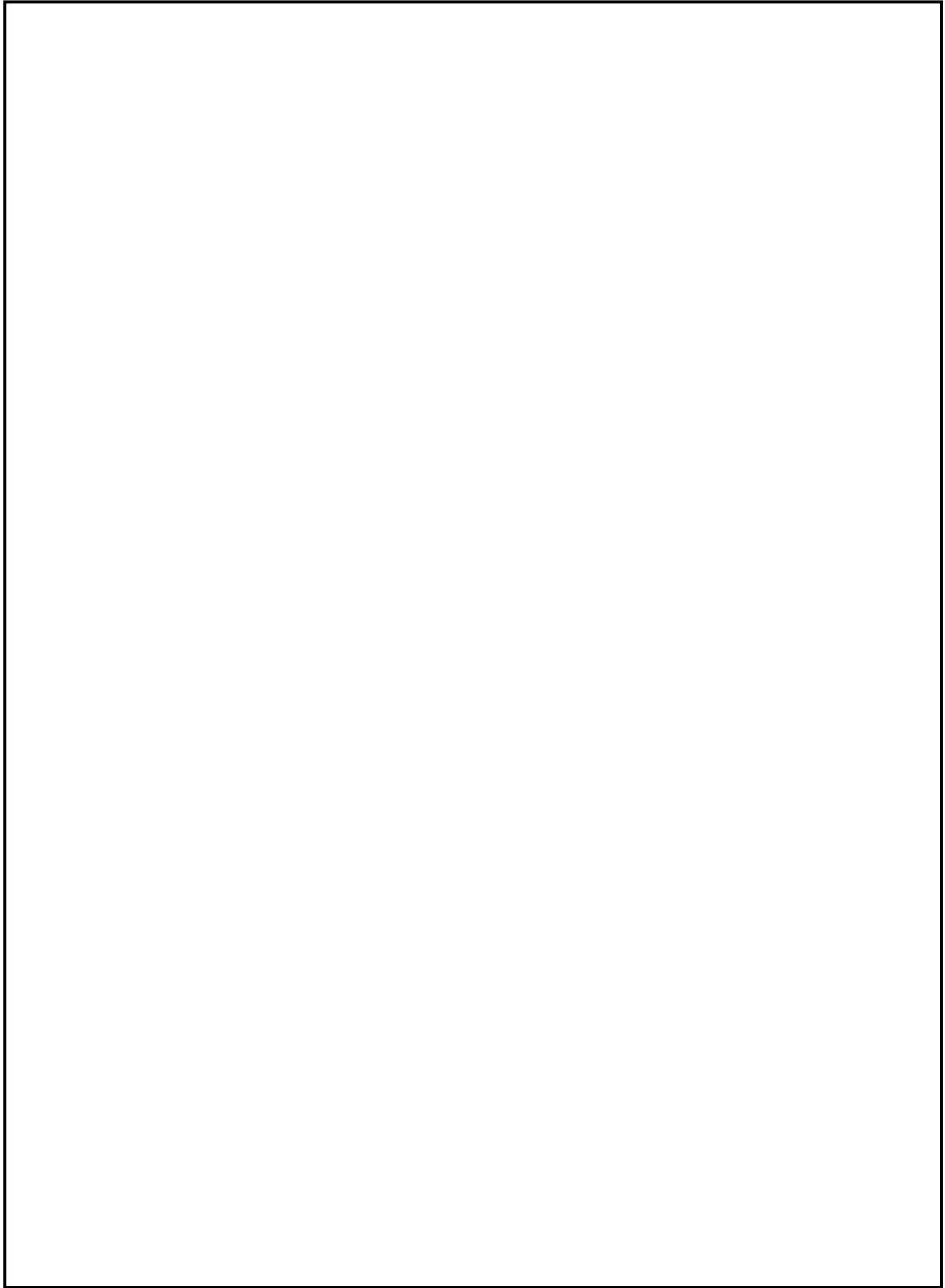


図3 格納容器代替スプレイ系に係る機器（F L S R注水隔離弁）の配置図
（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

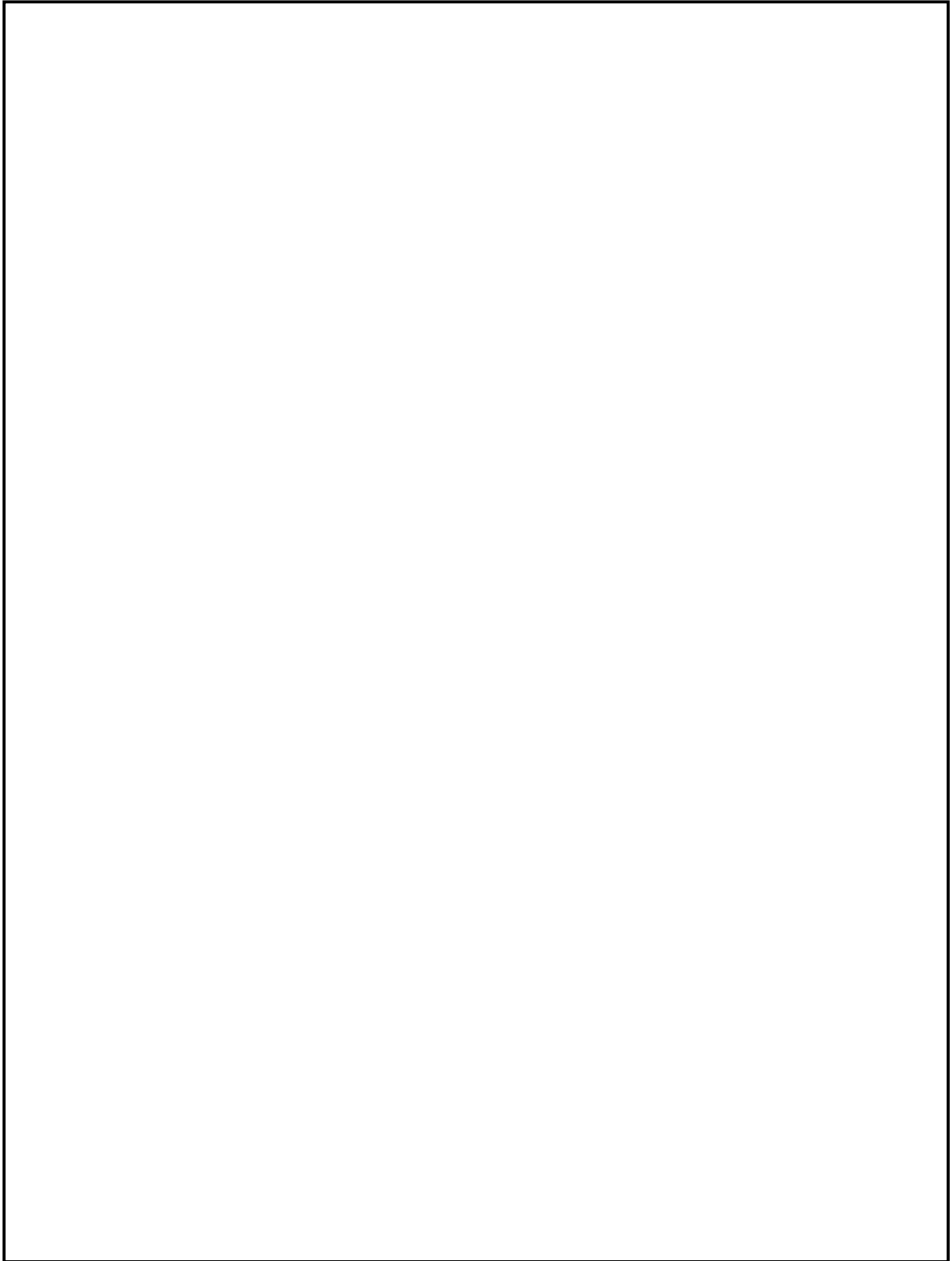


図4 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図
（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

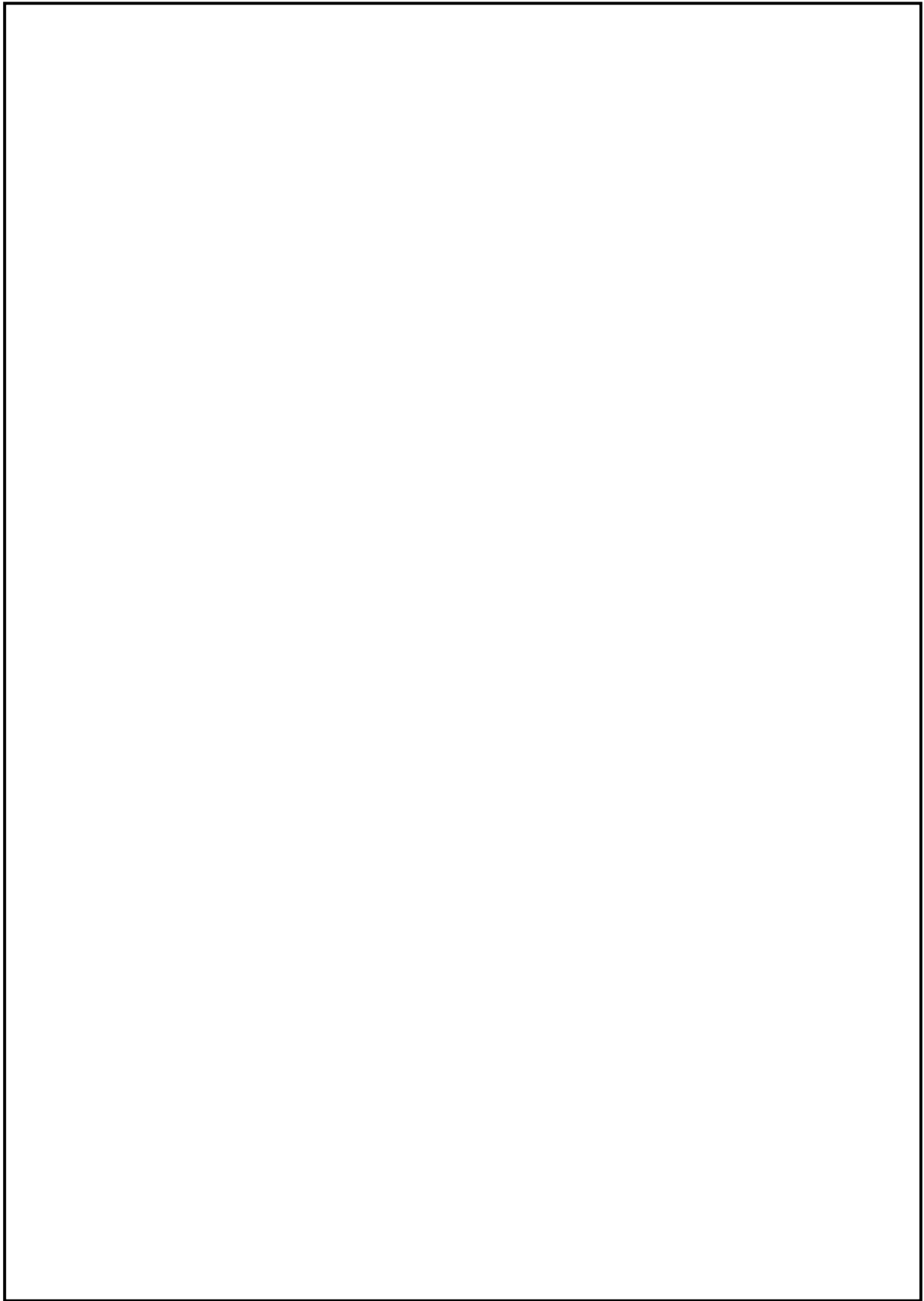


図5 格納容器代替スプレイ系に係る機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図6 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(制御室建物4階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

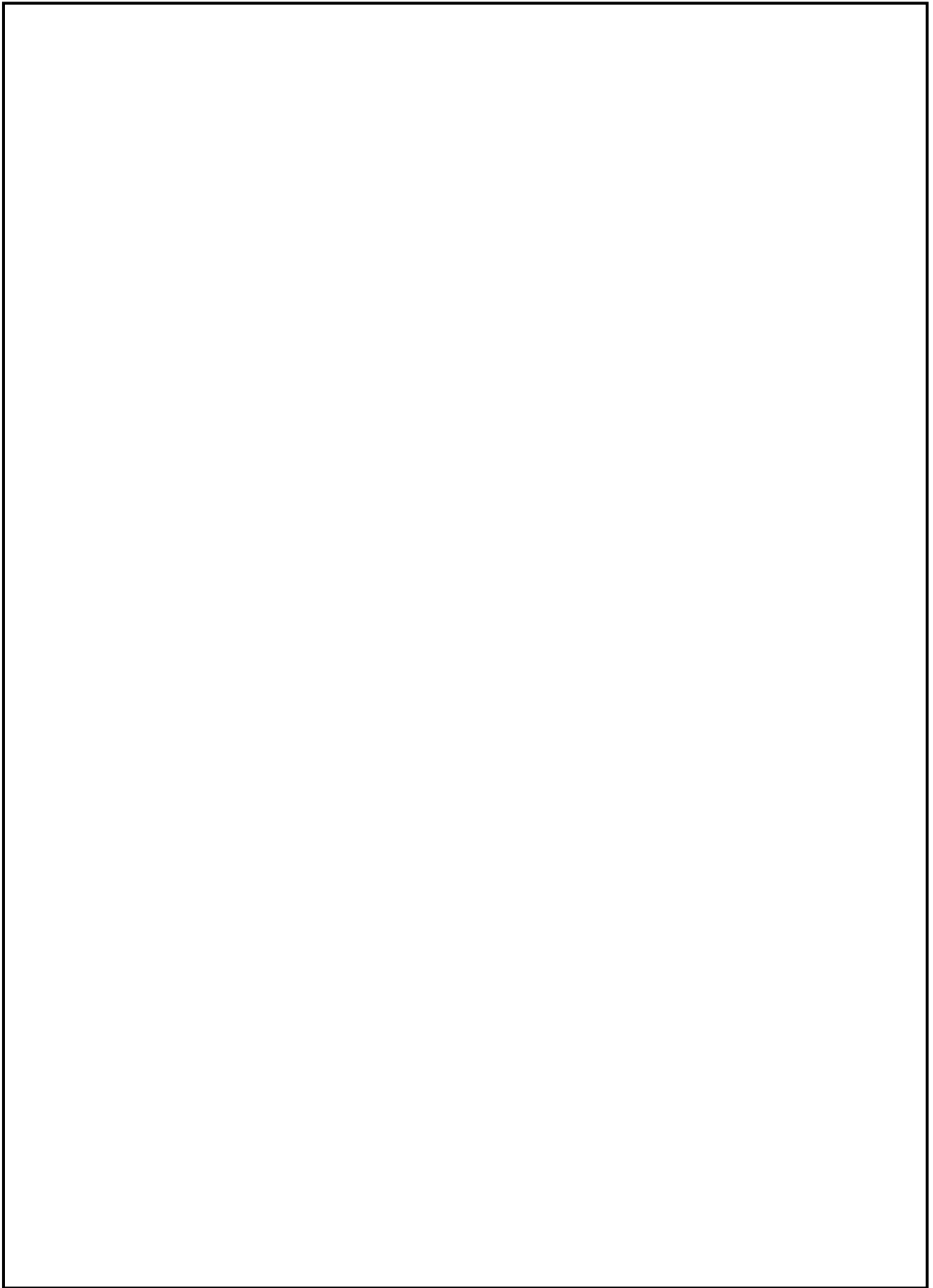


図7 格納容器代替スプレイ系に係る中央制御室操作盤の配置図
(廃棄物処理建物1階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

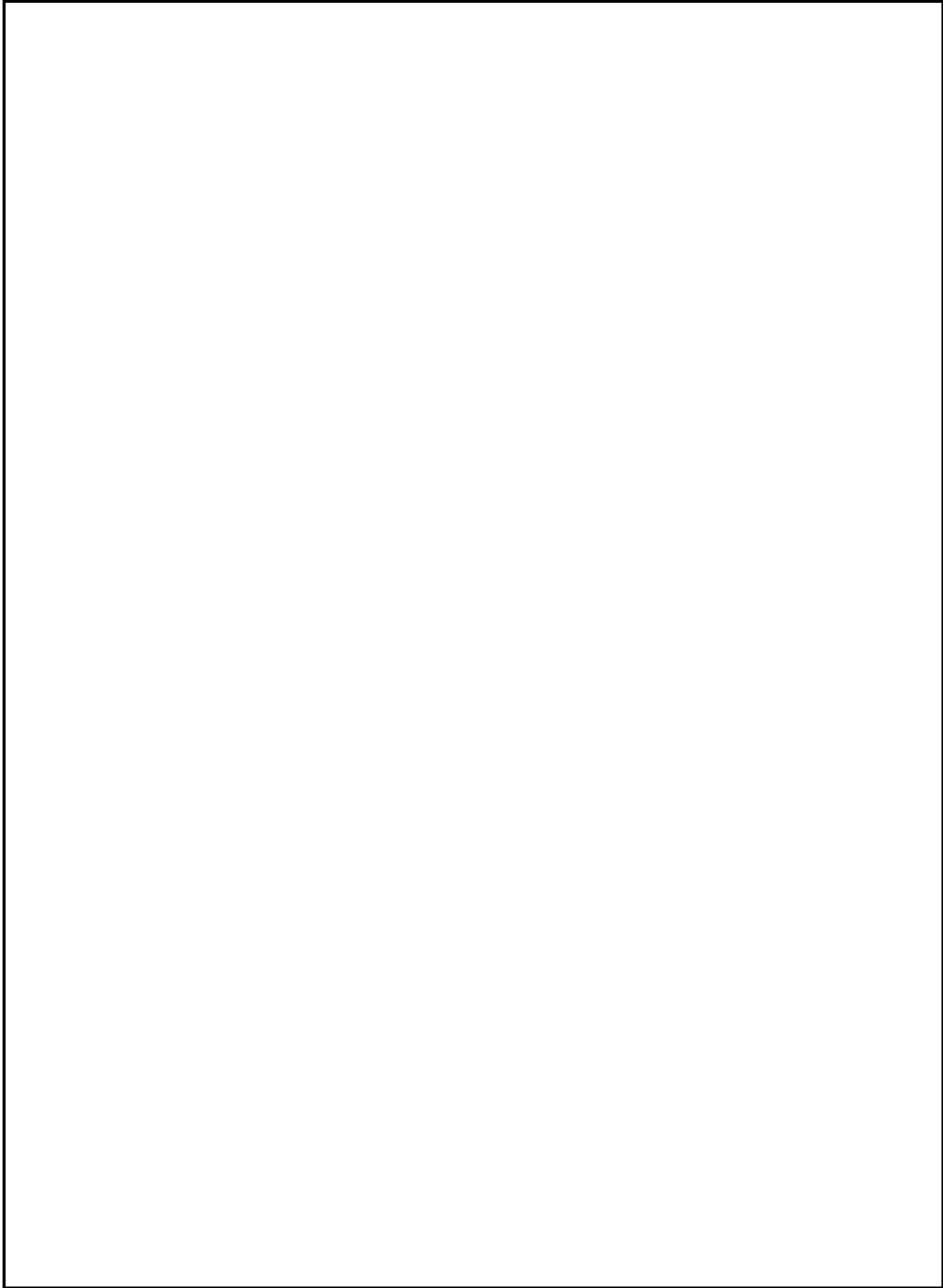


図8 残留熱除去系に係る機器（残留熱除去ポンプ）の配置図
（原子炉建物地下2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

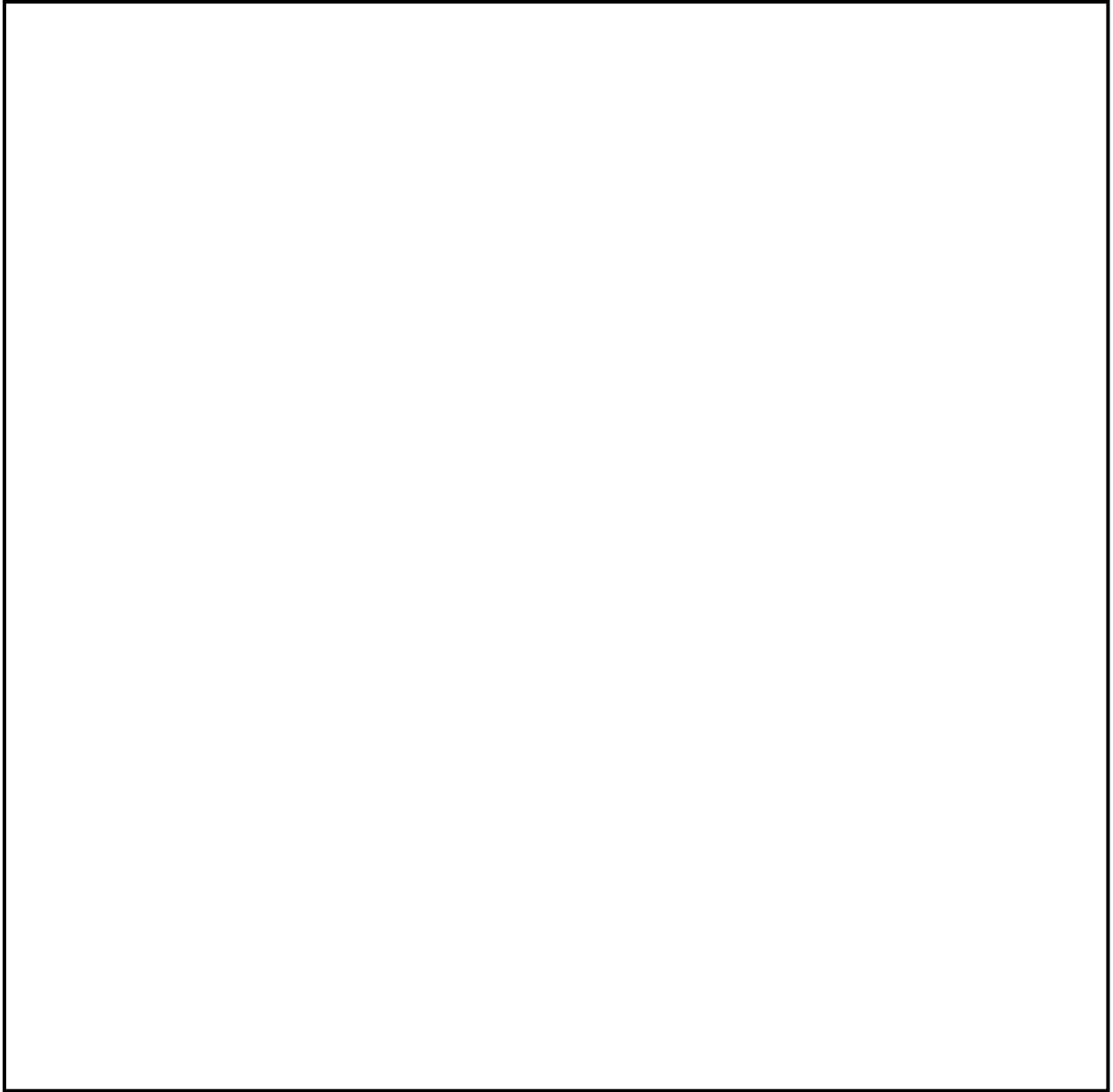


図9 格納容器代替スプレイ系に係るに係る SA 電源切替盤の配置図
(原子炉建物3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-4 系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

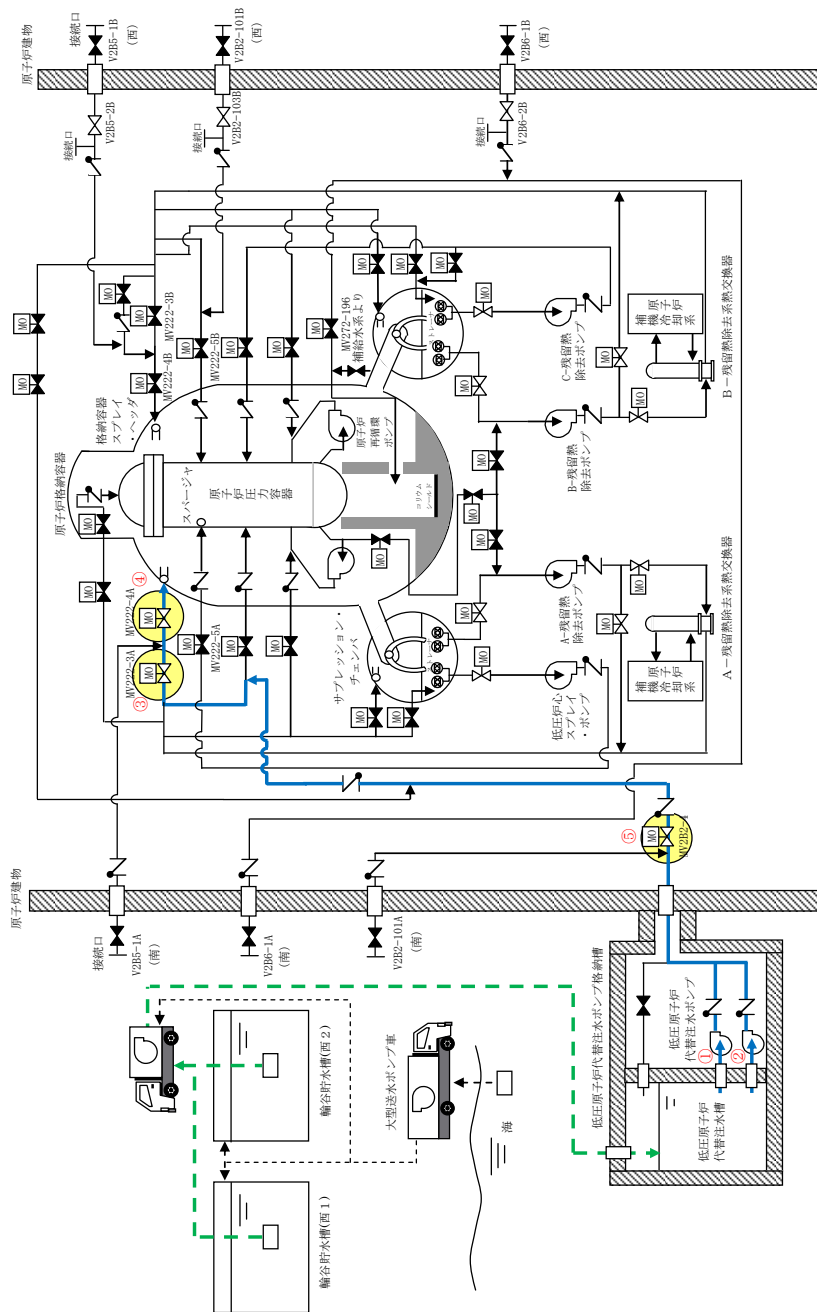


図1 格納容器代替スプレイ系（常設） 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	ACSS A-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

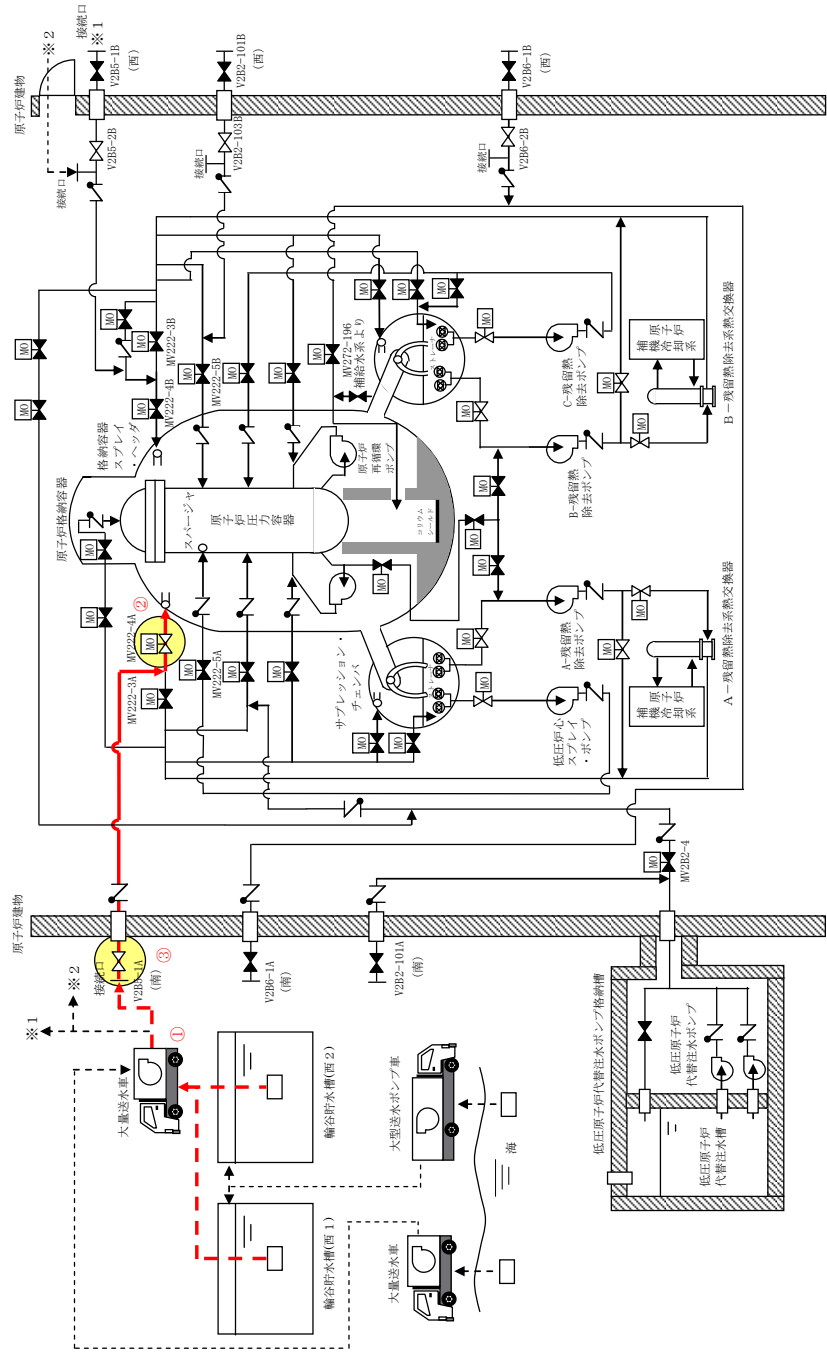


図2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）A系 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHR ドライヴェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	ACSS B-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

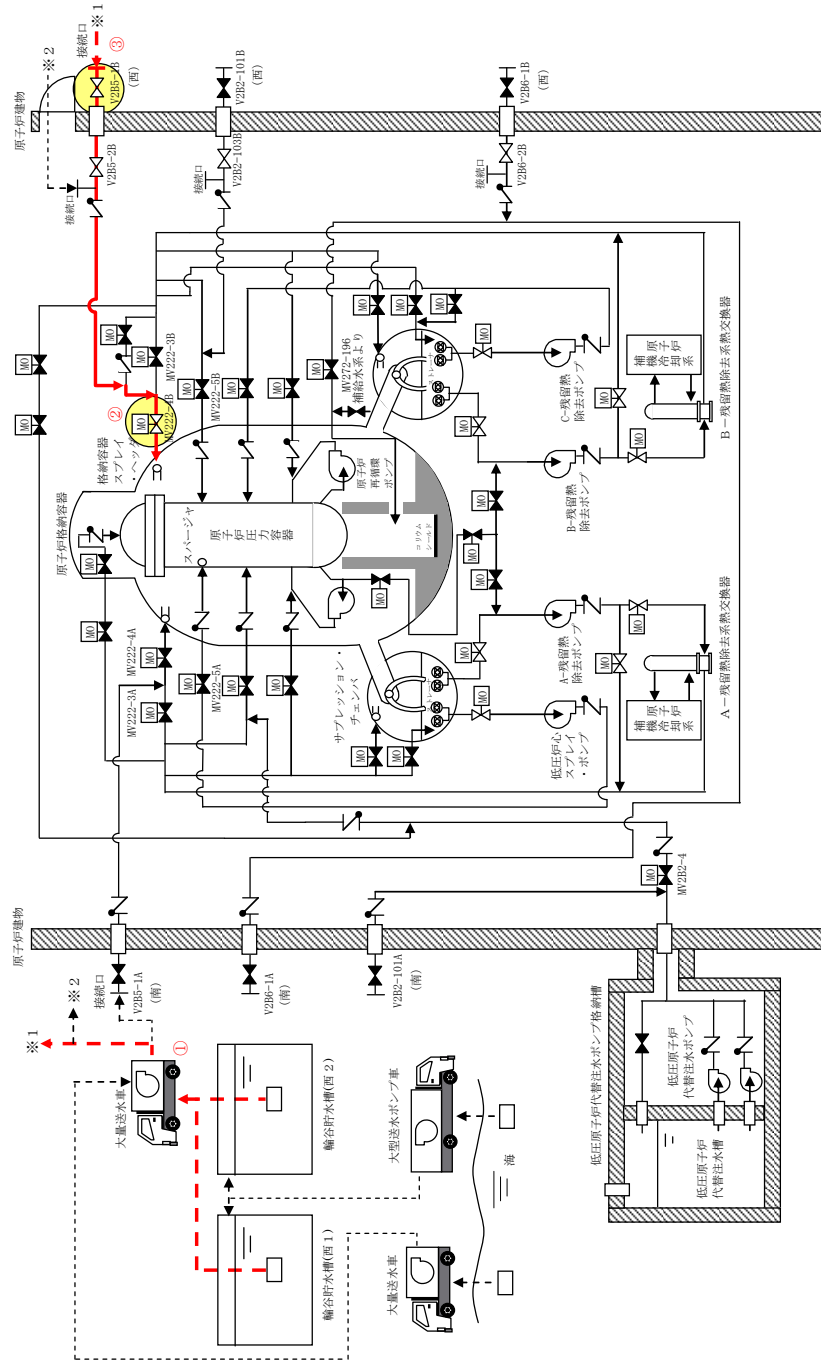


図3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
3	ACSS B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	原子炉建物付属棟1階

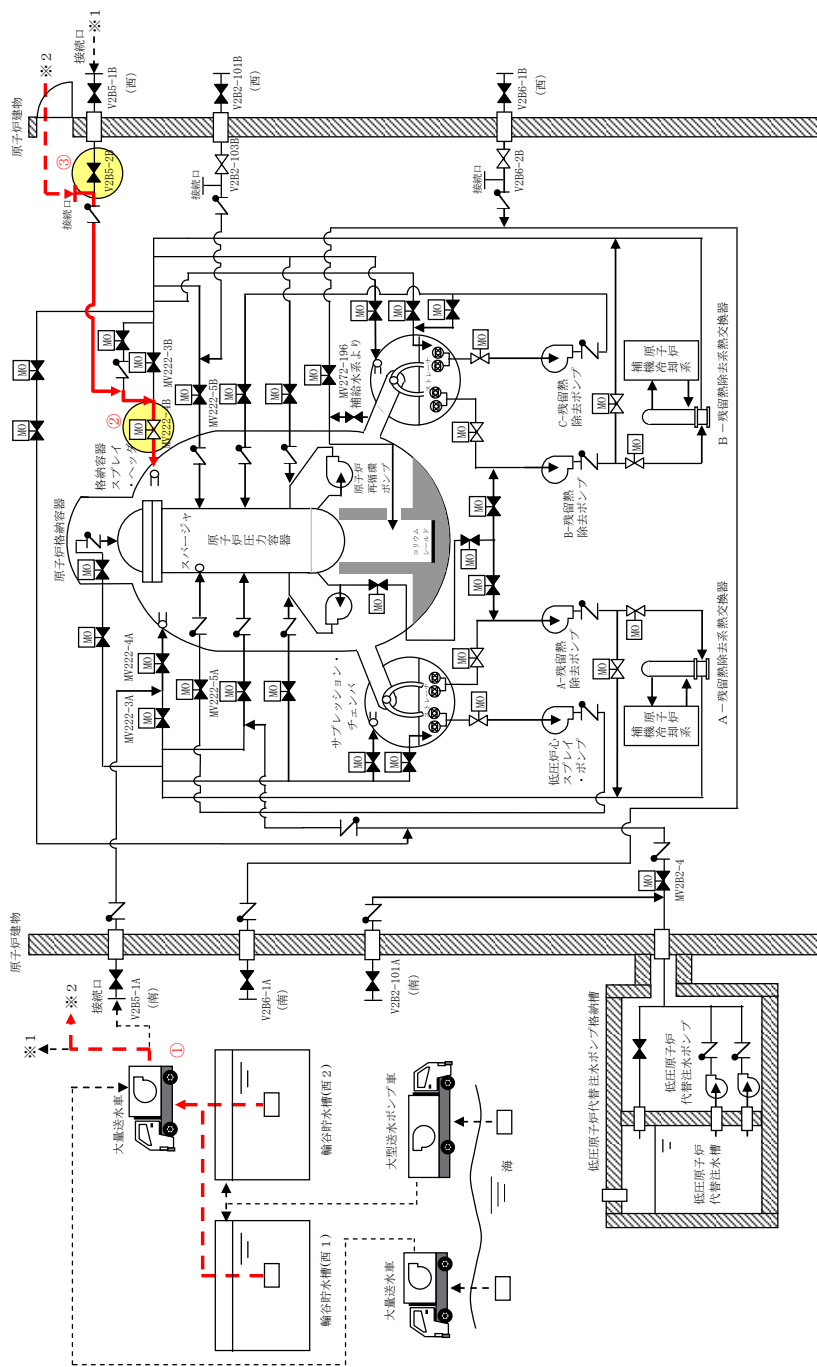


図4 格納容器代替スプレイ系（可搬型）B系 系統概要図（屋内接続口使用時）

49-5 試験及び検査

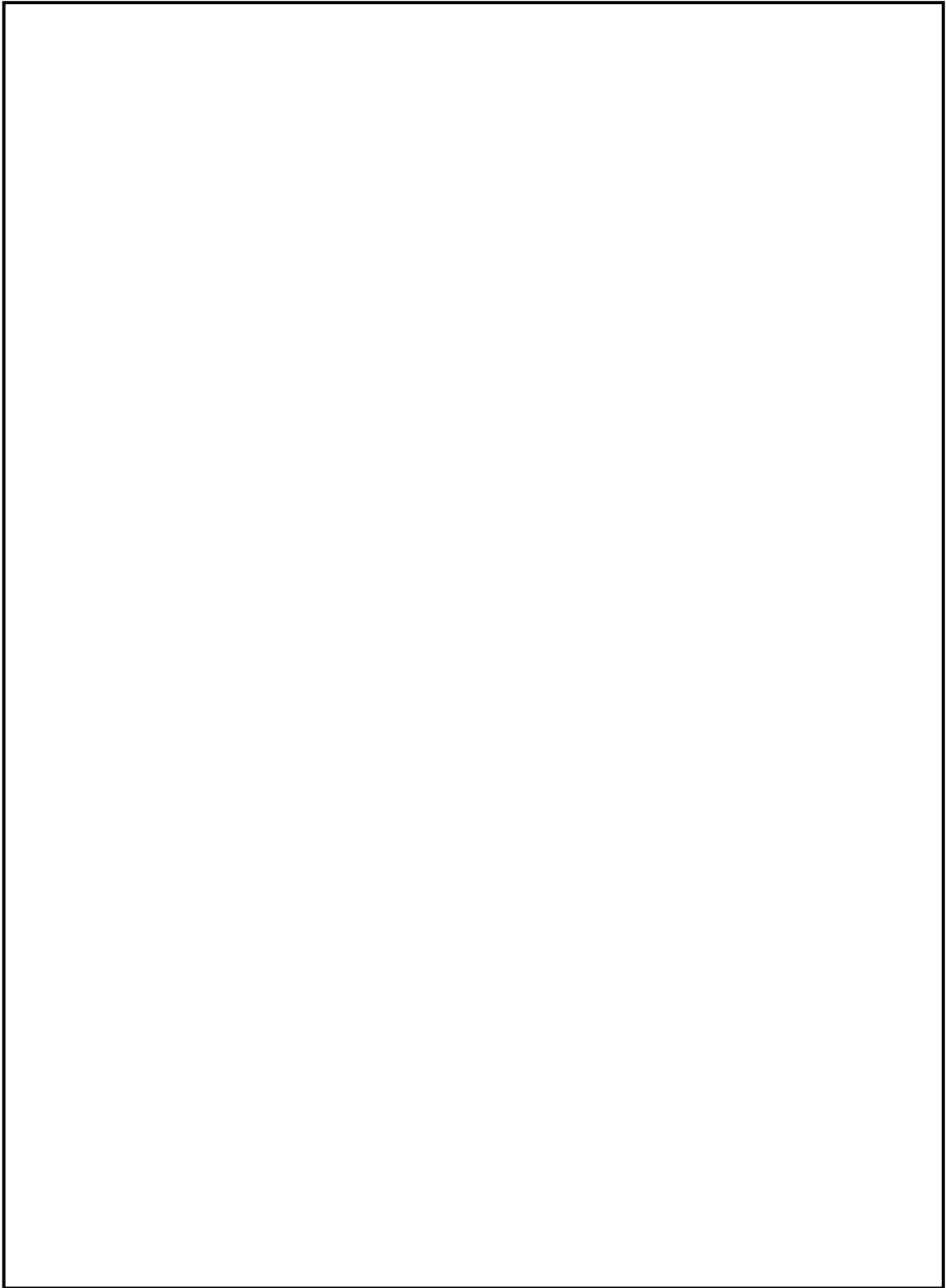


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

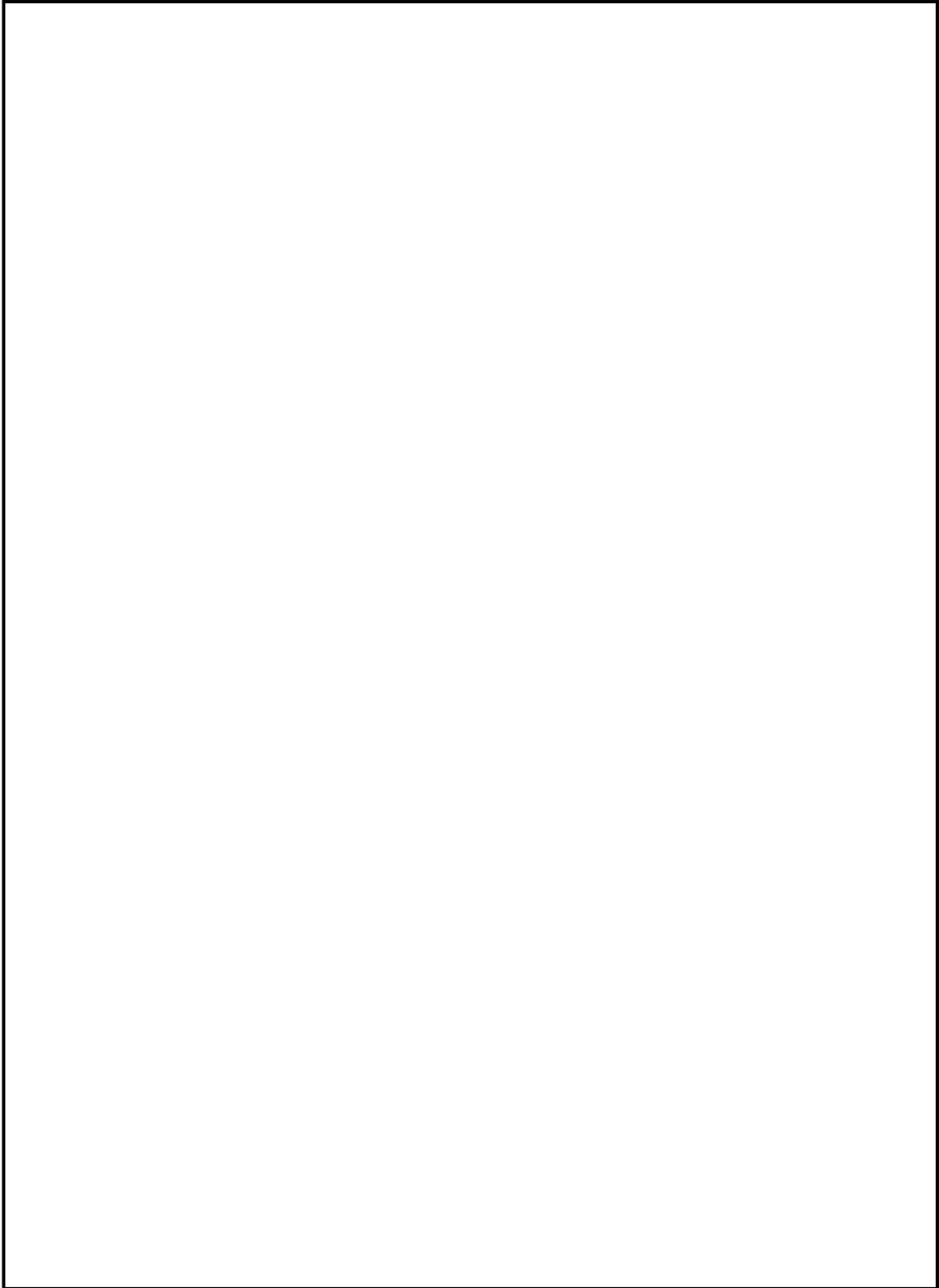


図2 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

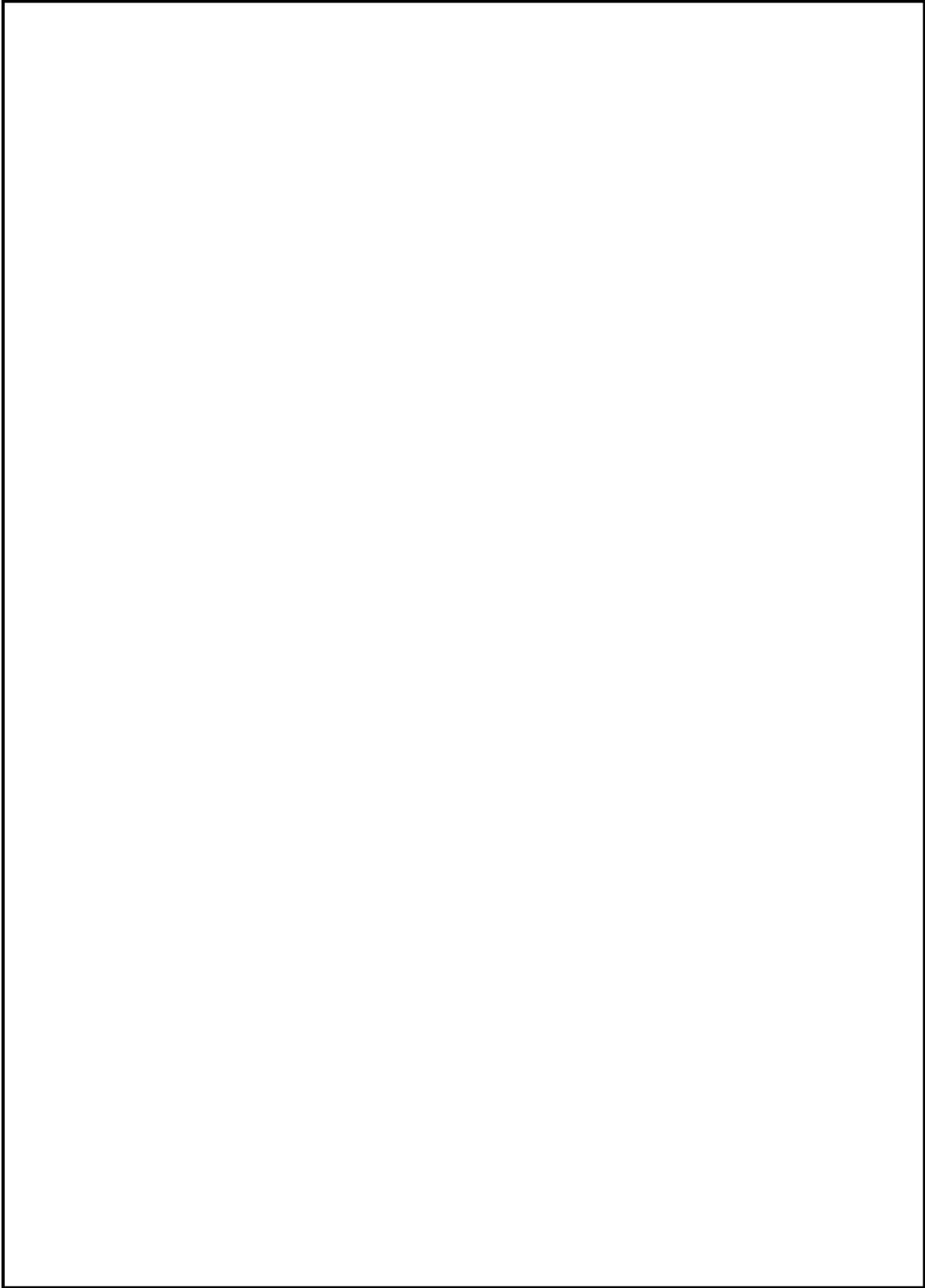


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図（1 / 3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

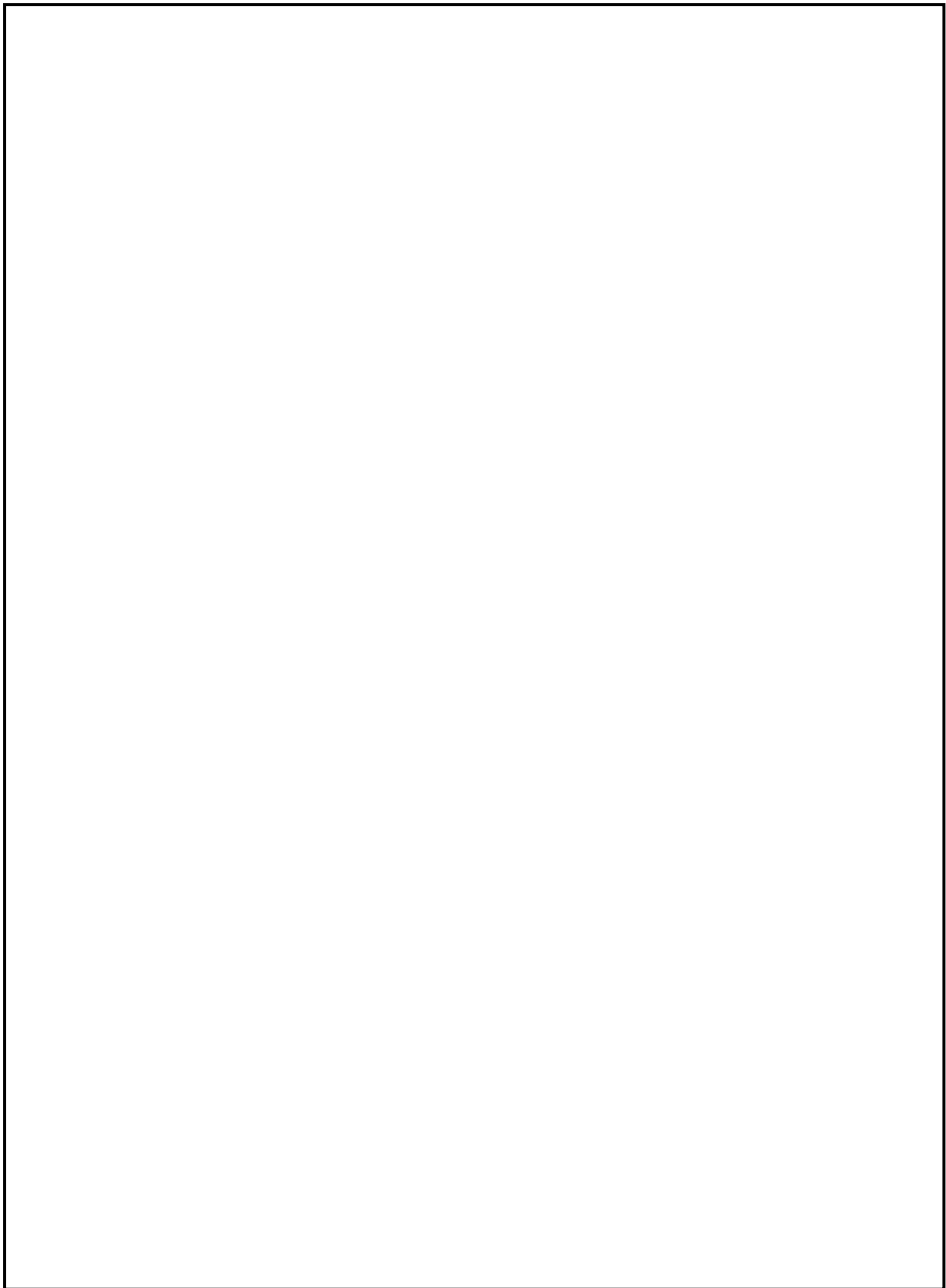


図3 格納容器代替スプレイ系運転性能検査系統図 (2 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

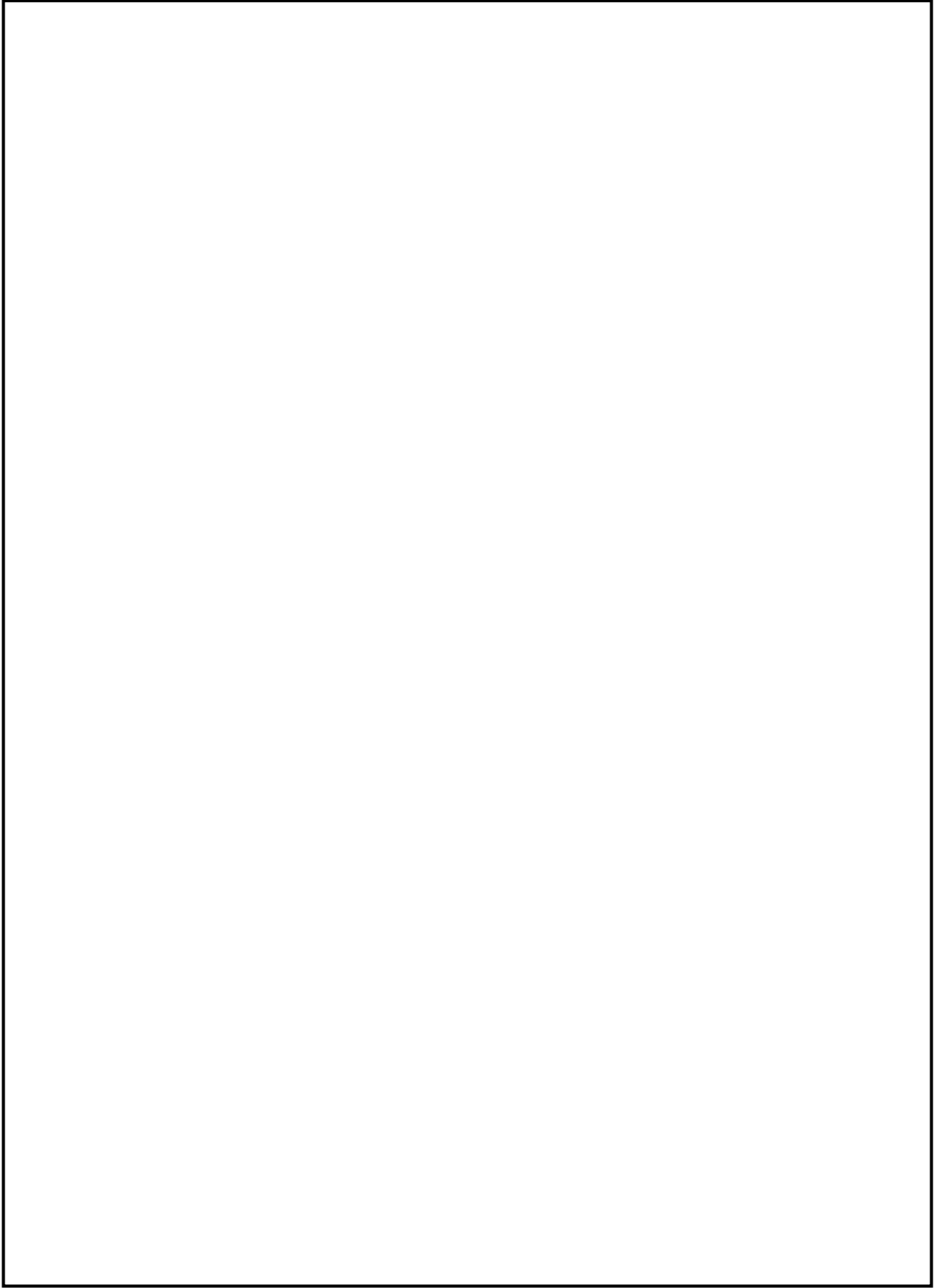


図3 格納容器代替スプレィ系運転性能検査系統図 (3 / 3)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

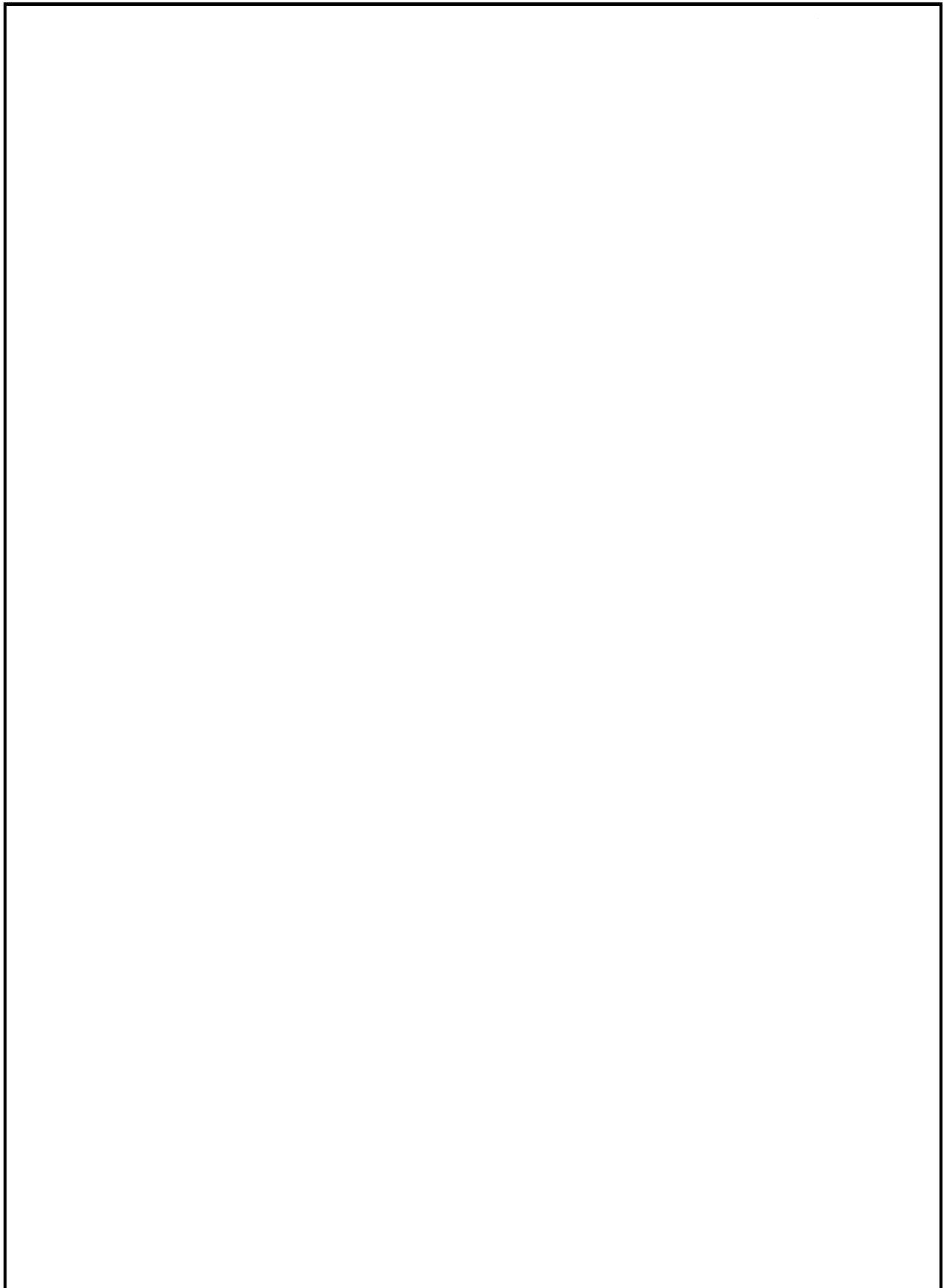


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-6 容量設定根拠

名 称		低圧原子炉代替注水ポンプ (格納容器代替スプレイ系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	150 以上 (注 1) (230 (注 2))	
全 揚 程	m	□以上 (注 1) (190 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92	
最 高 使 用 温 度	℃	66	
原 動 機 出 力	kW/台	□以上 (注 1) (210 (注 2))	
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、設計基準事故対象設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。</p> <p>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。</p> <p>これらの系統構成は、低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより、残留熱除去系等の配管を經由して、格納容器スプレイ・ヘッダより原子炉格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の格納容器代替スプレイ系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2 台設置しており、このうち必要台数は 1 台であり、1 台を予備として確保する。</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設 定 根 拠】（続き）

1. 容量 150m³/h/台以上（注1）／230m³/h/台（注2）

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉格納容器スプレイ必要容量：120m³/h 以上

格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、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が 120m³/h であることから、1 台あたり 120m³/h 以上をスプレイ可能な設計とし、1 台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプのミニマムフロー流量：30m³/h/台

以上より、格納容器代替スプレイ系（常設）として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1) の必要容量に (2) を加えた容量とし、150m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m 以上（注1）／190m（注2）

原子炉格納容器内にスプレイする場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計 (m)		<input type="text"/>	m

以上より、格納容器代替スプレイ系（常設）として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m 以上とする。

【設定根拠】(続き)

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 に静水頭約 を加えた約 MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時に格納容器代替スプレイ系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、主配管「低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

5. 原動機出力 210kW/台

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^3 \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600} \right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

【設 定 根 拠】（続き）

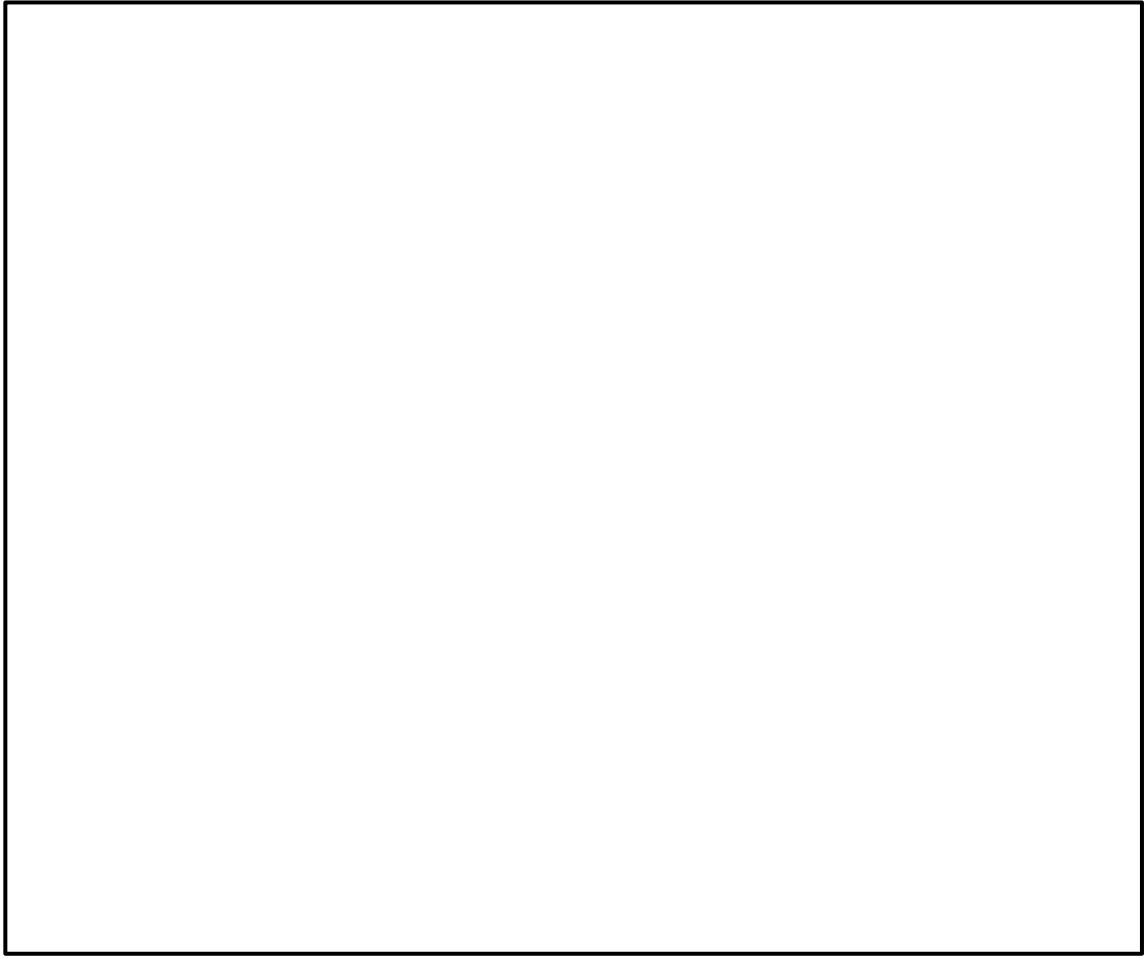


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.37 以上 (注 1) (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）として使用する大量送水車は、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するために設置する。

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

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、残留熱除去系を経由して、原子炉格納容器へスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器内冷却に必要なスプレイ流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 1 台使用する。

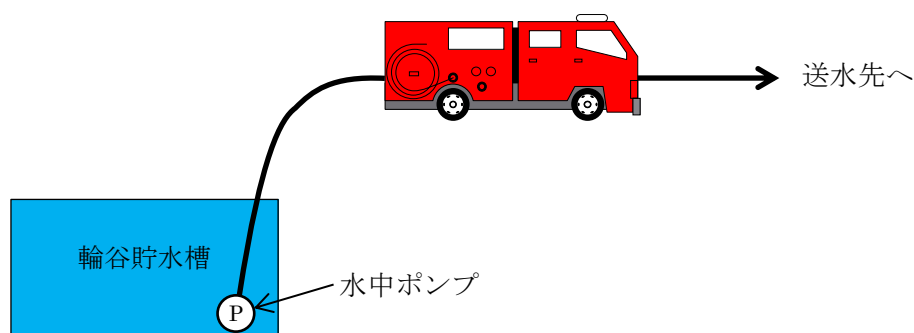


図 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、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量 120m³/h 以上とする。

なお、大量送水車（A-1 級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される 168m³/h/台以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.37MPa 以上（注1）／0.85MPa（注2）

格納容器代替スプレイ系（可搬型）で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、 を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 の場合】

最終吐出端必要圧力	約	<input type="text"/>	MPa
静水頭	約	<input type="text"/>	MPa
ホース圧損	約	<input type="text"/>	MPa ※1
ホース湾曲による影響	約	<input type="text"/>	MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	MPa
合計	約	1.37	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については 49-6-9, 10 参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約 1.37MPa 以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である 0.85MPa を吐出圧力の公称値とする。

図2に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

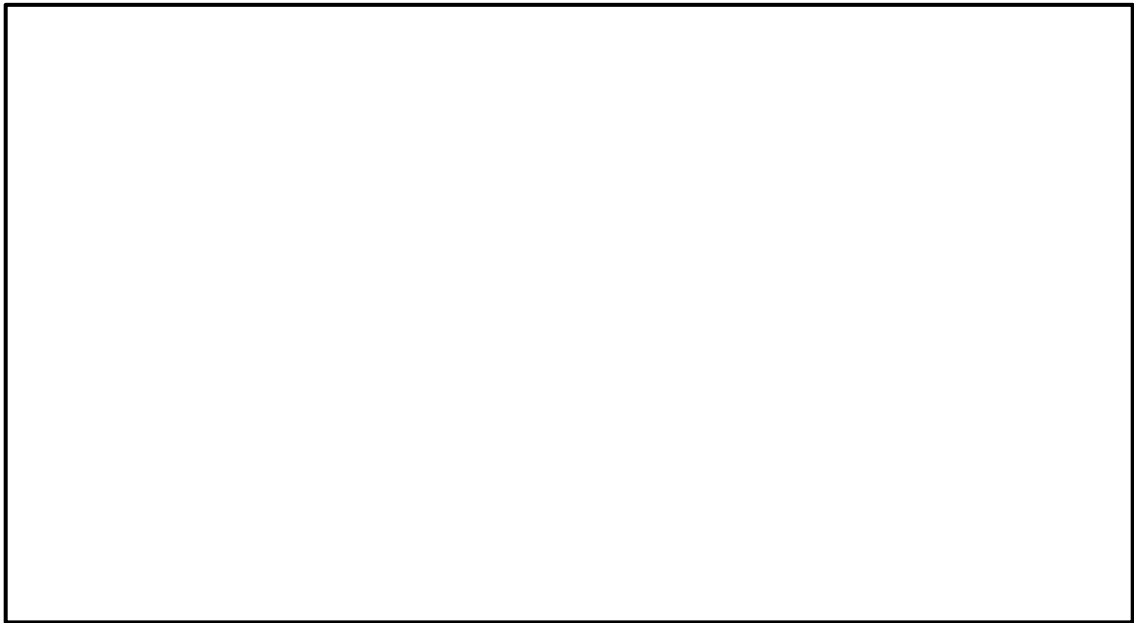


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図3に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約 0.7m 下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約 1.2mから、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約 7.8m となる。（図3参照）

必要流量 120m³/h を確保するために必要な送水ポンプの必要 NPSH が約 1.2m であることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約 7.8m 下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効 NPSH が約 15.3m^{*}となる。

以上により、必要 NPSH（約 1.2m）< 有効 NPSH（約 15.3m）となる。

※内訳は以下のとおり。

取水ポンプの全揚程	約		m
大気圧	約		m
静水頭	約		m
ホース圧損	約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約		m
合計	約	15.3	m

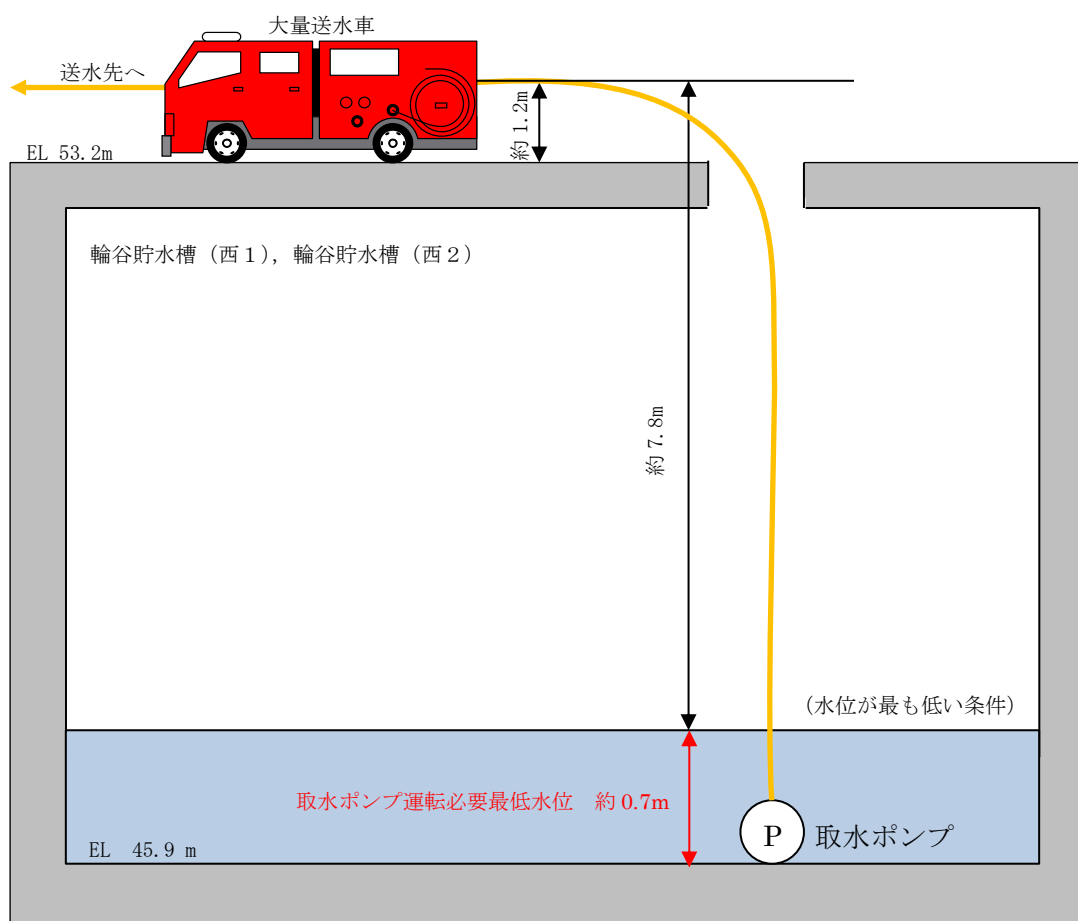


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、接続先のホースと同等とすることから1.6MPaとする。

5. 最高使用温度 40℃

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であること、および海水温度が30℃であることから、余裕を考慮し、40℃とする。

6. 原動機出力 230kW/台

大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kWとする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。

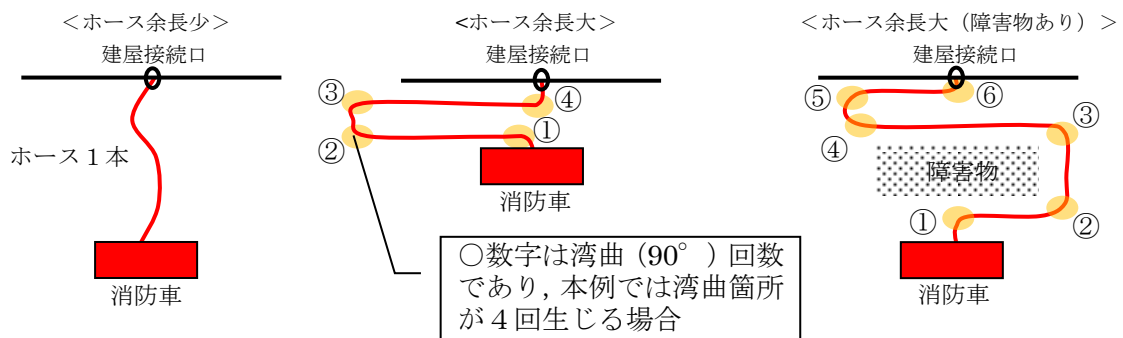


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表 1 のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
な め ら か	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
あ ら い	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典：新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 11 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

格納容器代替スプレイ系 (可搬型) で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

○上記 (i) (ii) より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00023[\text{MPa}]$$

格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時使用について

格納容器代替スプレイ系（可搬型）は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への低圧代替注水と同時に行われることを想定している。全交流動力電源喪失のシナリオ時に格納容器代替スプレイ系（可搬型）を使用する場合において、原子炉停止後約 19 時間後から 120m³/h で原子炉格納容器内にスプレイし、同時に低圧原子炉代替注水系（可搬型）により 30m³/h で原子炉圧力容器への低圧代替注水することで重大事故等を防止できることが評価結果より確認されている。

したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は表 1 のとおり同時に注水することを考慮している。系統図を図 1～図 4 に示すが、いずれの系統も大量送水車を用いるため、表 1 で示すとおりに格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に実施する能力があることを評価により確認する。評価に当たっては、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）を同時に使用する全交流動力電源喪失のシナリオの条件を用いる。したがって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）120m³/h と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水の成立性を確認するために、大量送水車の特性と格納容器代替スプレイ系（可搬型）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 6 のとおりであり、原子炉格納容器圧力が 1 Pd（427 kPa[gage]）及び原子炉圧力 0.5 MPa の場合に格納容器代替スプレイ系（可搬型）の流量が 120 m³/h、低圧原子炉代替注水系（可搬型）は 30 m³/h で原子炉圧力容器へ注水できることが確認できた。

よって、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器代替スプレイ系（可搬型）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の必要流量

格納容器代替スプレイ系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）
120m ³ /h	30m ³ /h

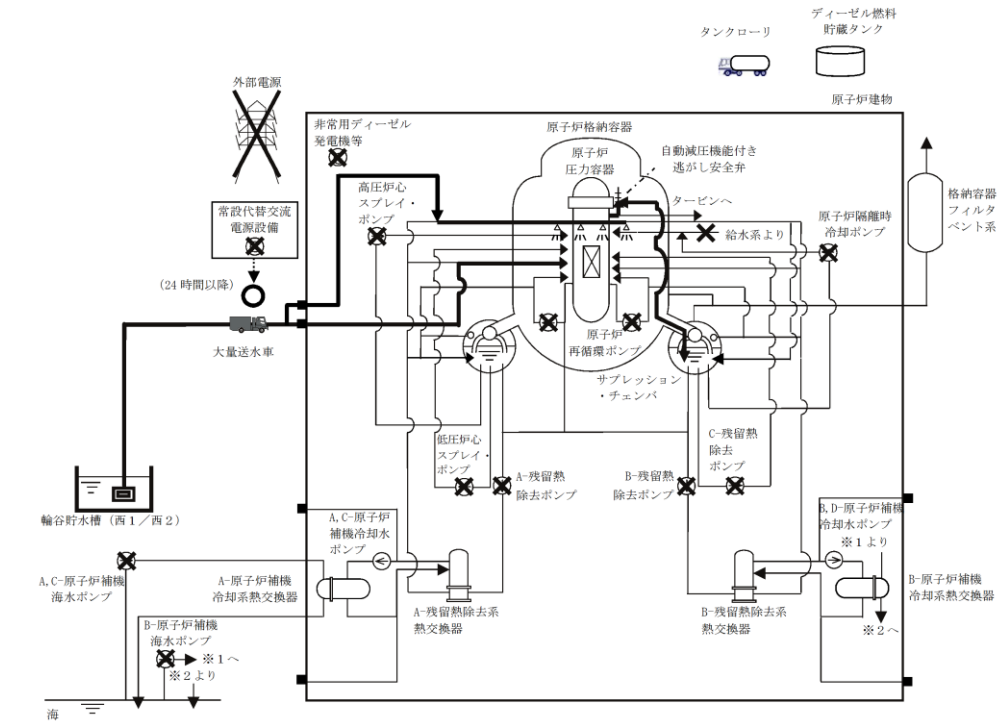


図1 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図
 （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

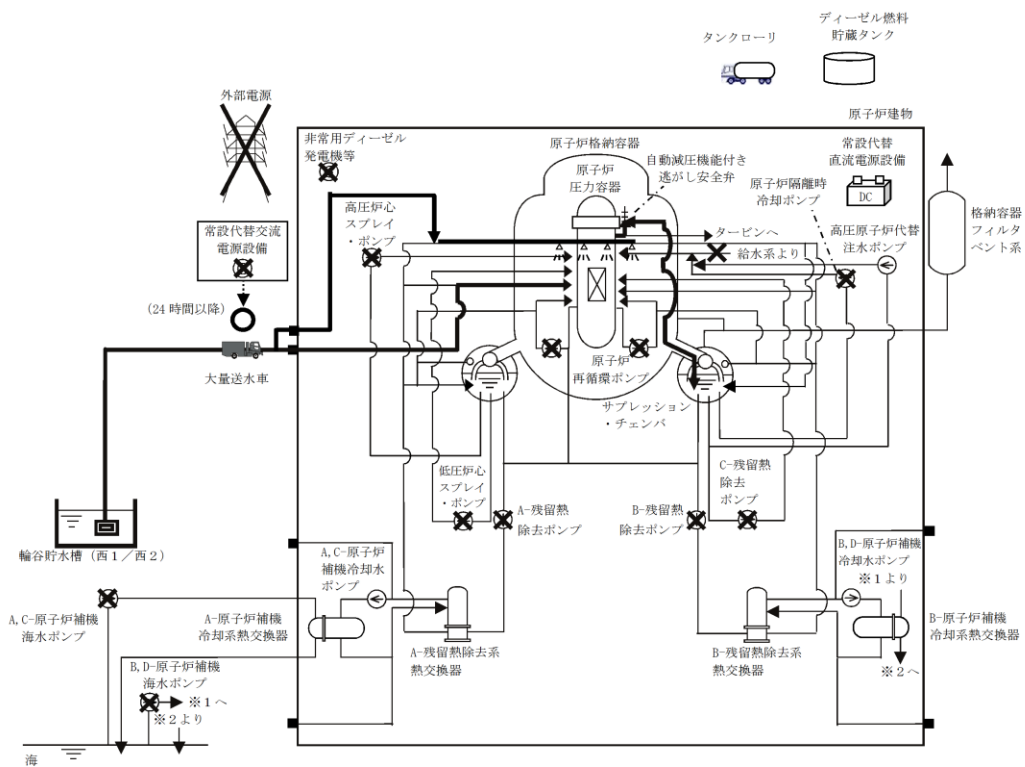


図2 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗」の重大事故等対策の概略系統図
 （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

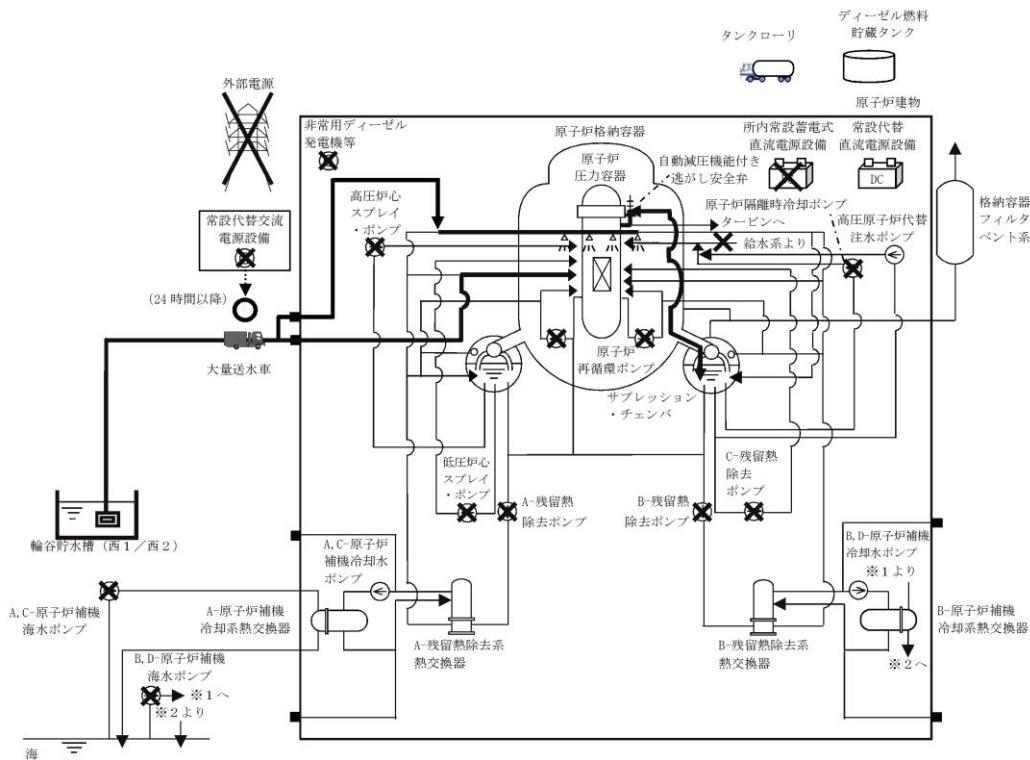


図3 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図
 （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

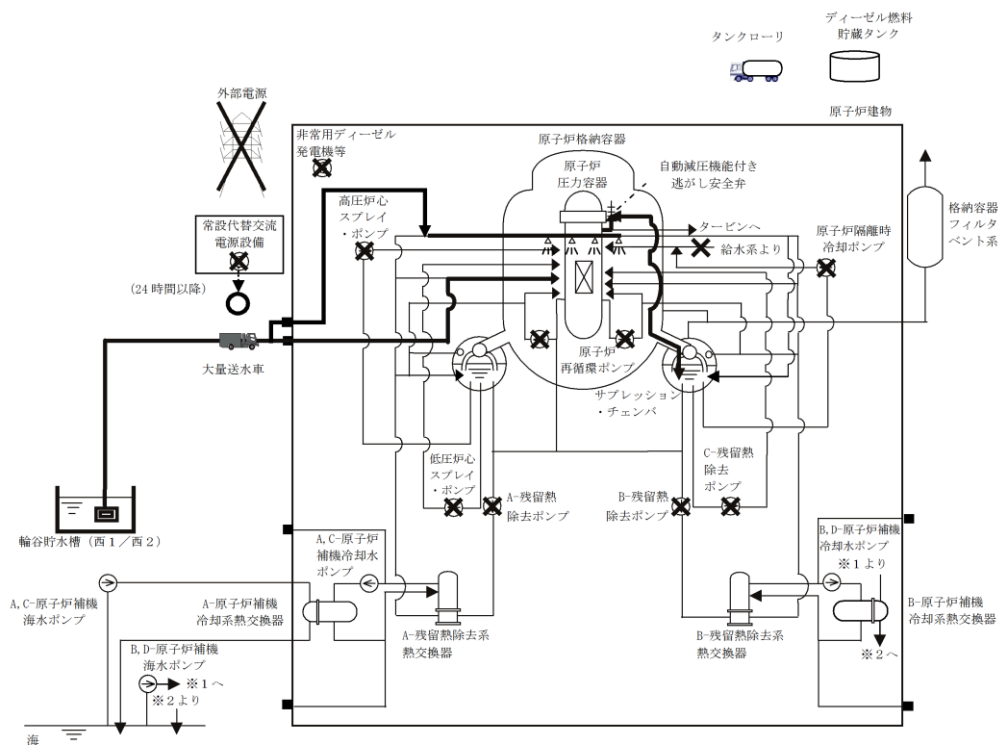


図4 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系統図
 （原子炉減圧，原子炉注水及び原子炉格納容器冷却）

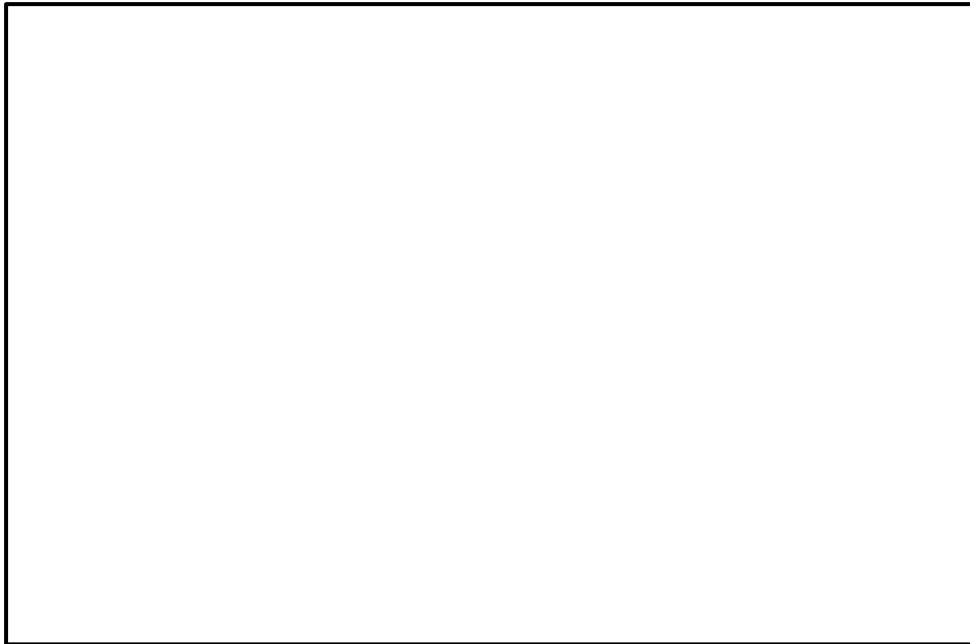


図5 低圧原子炉代替注水系ホースルート図

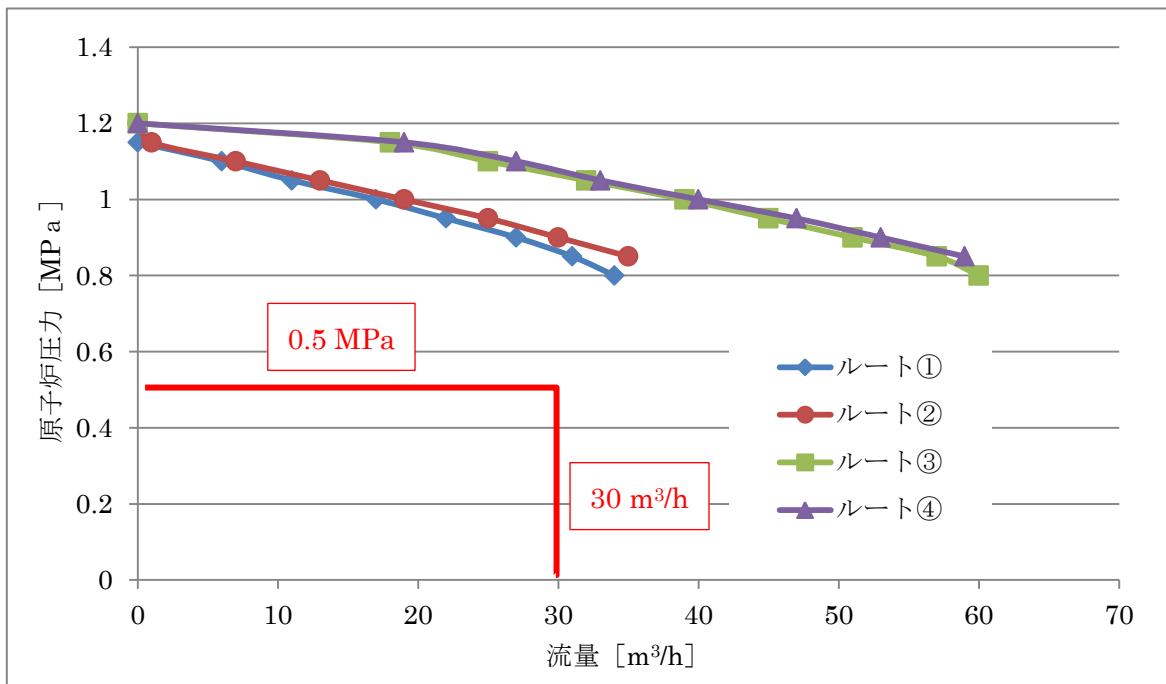


図6 原子炉圧力容器への注水特性 (格納容器代替スプレィ 120m³/h 同時注水時)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-7 接続図

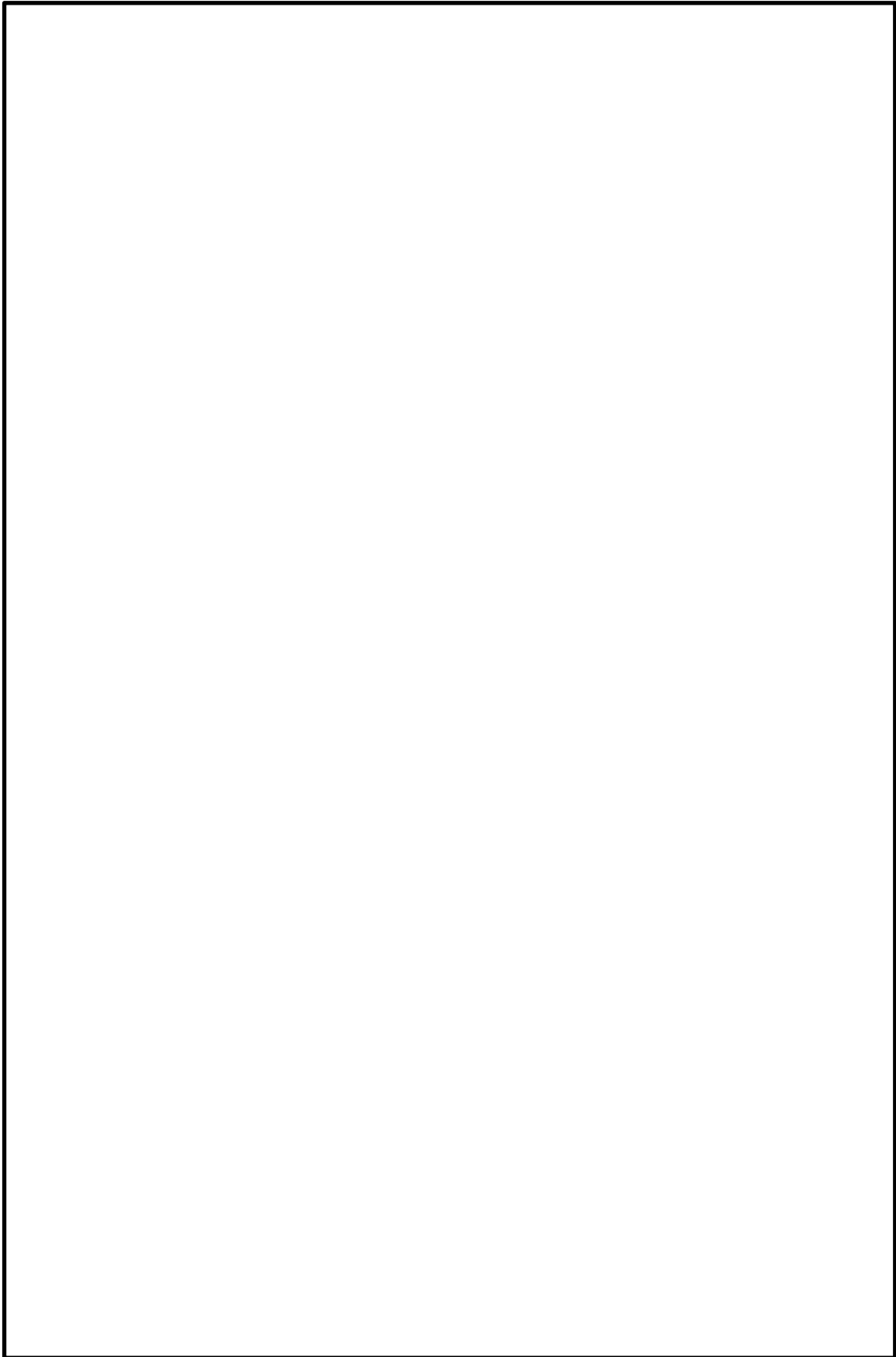


図1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

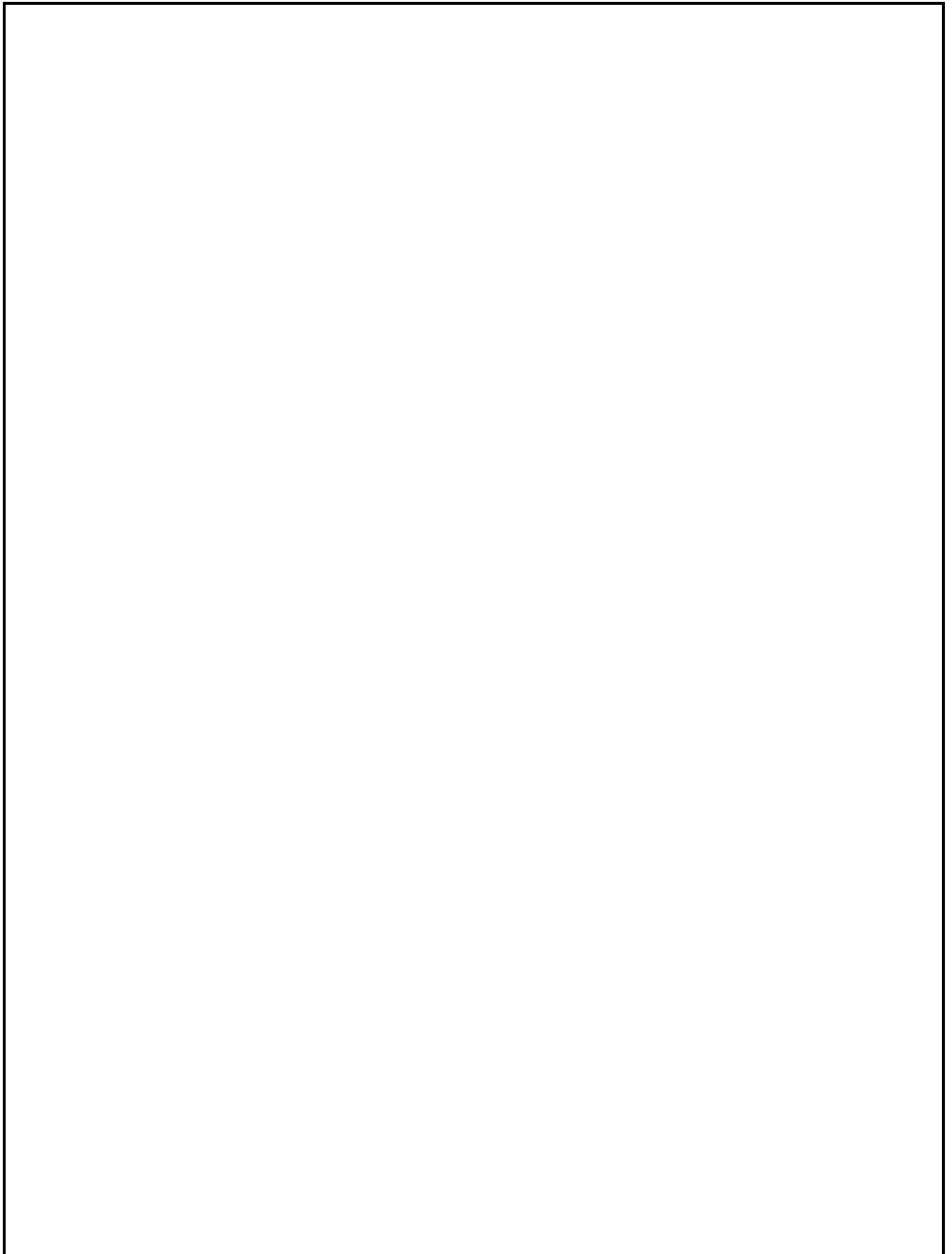


図 2 接続図（建物内接続 原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

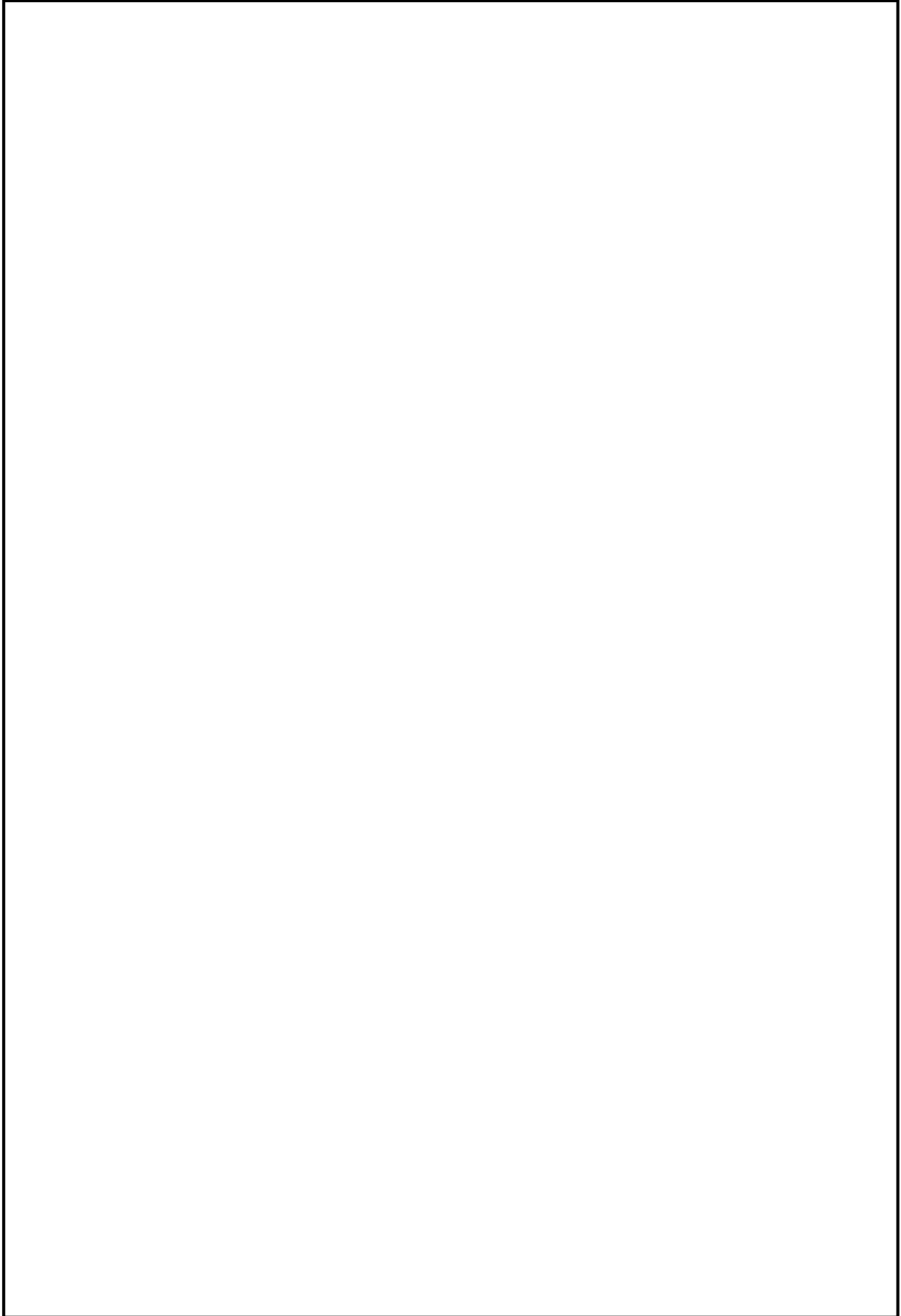


図3 接続図（建物内接続 原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-8 保管場所図

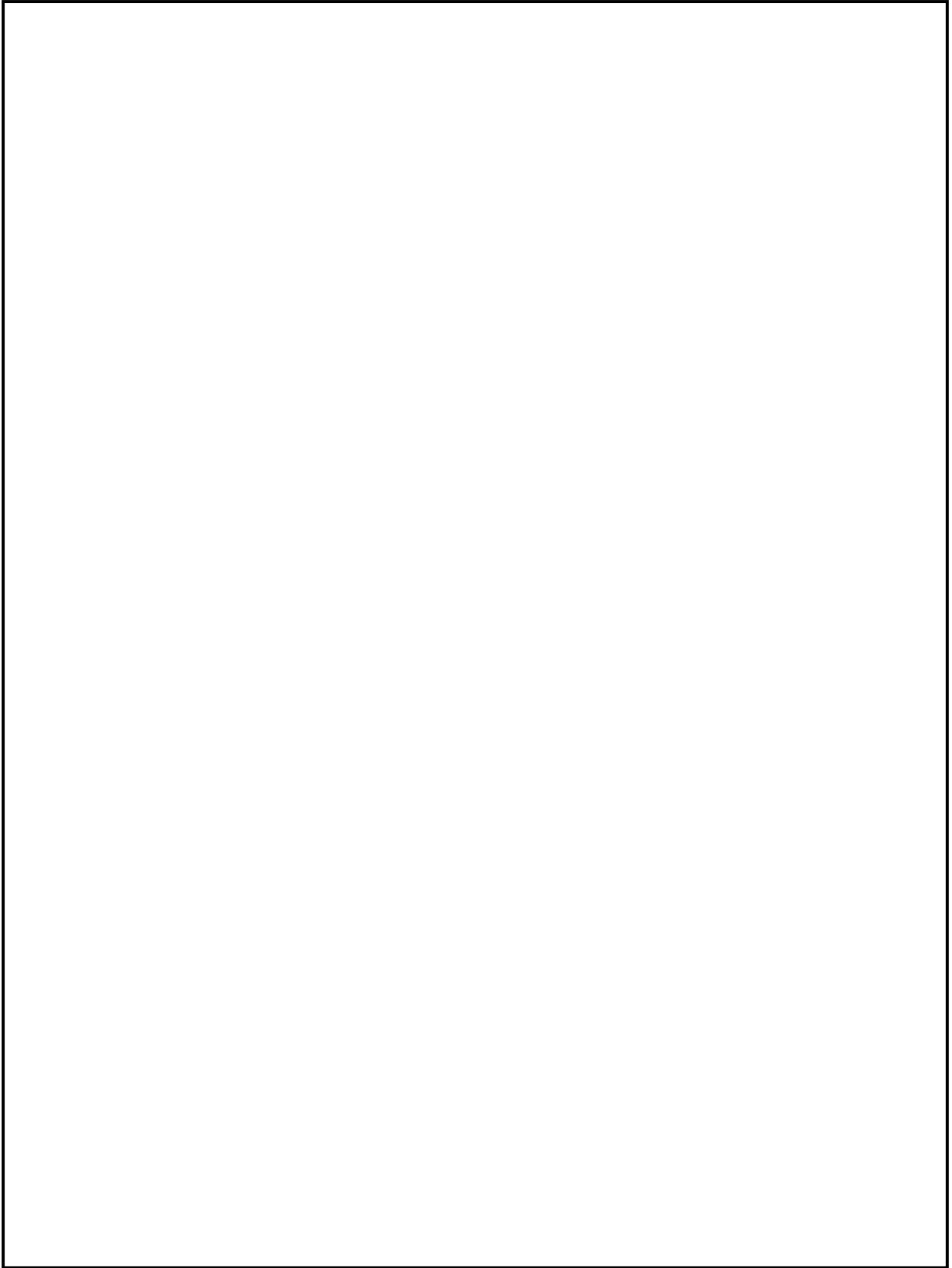


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

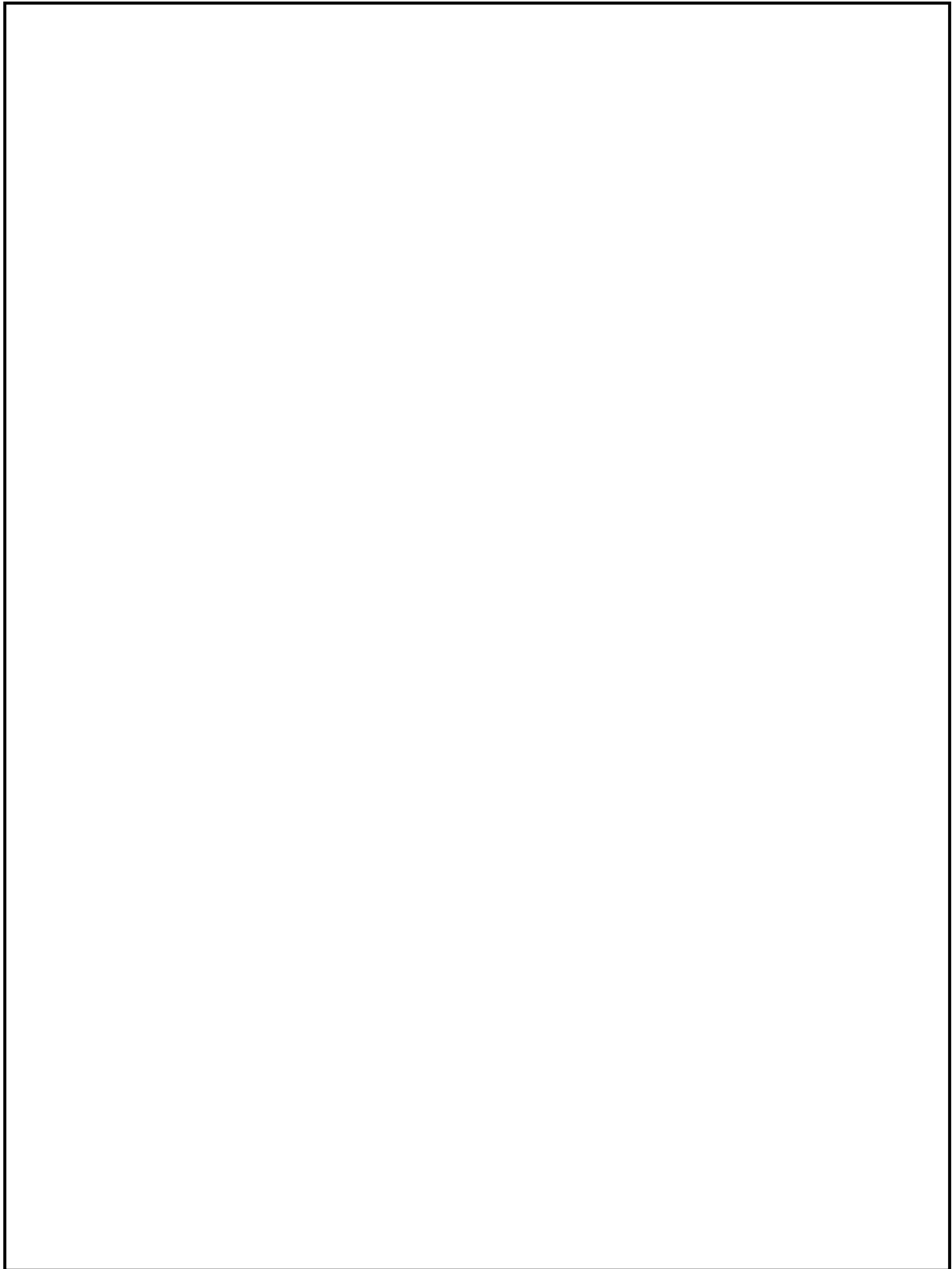


図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

49-9 アクセスルート図

島根原子力発電所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』より抜粋

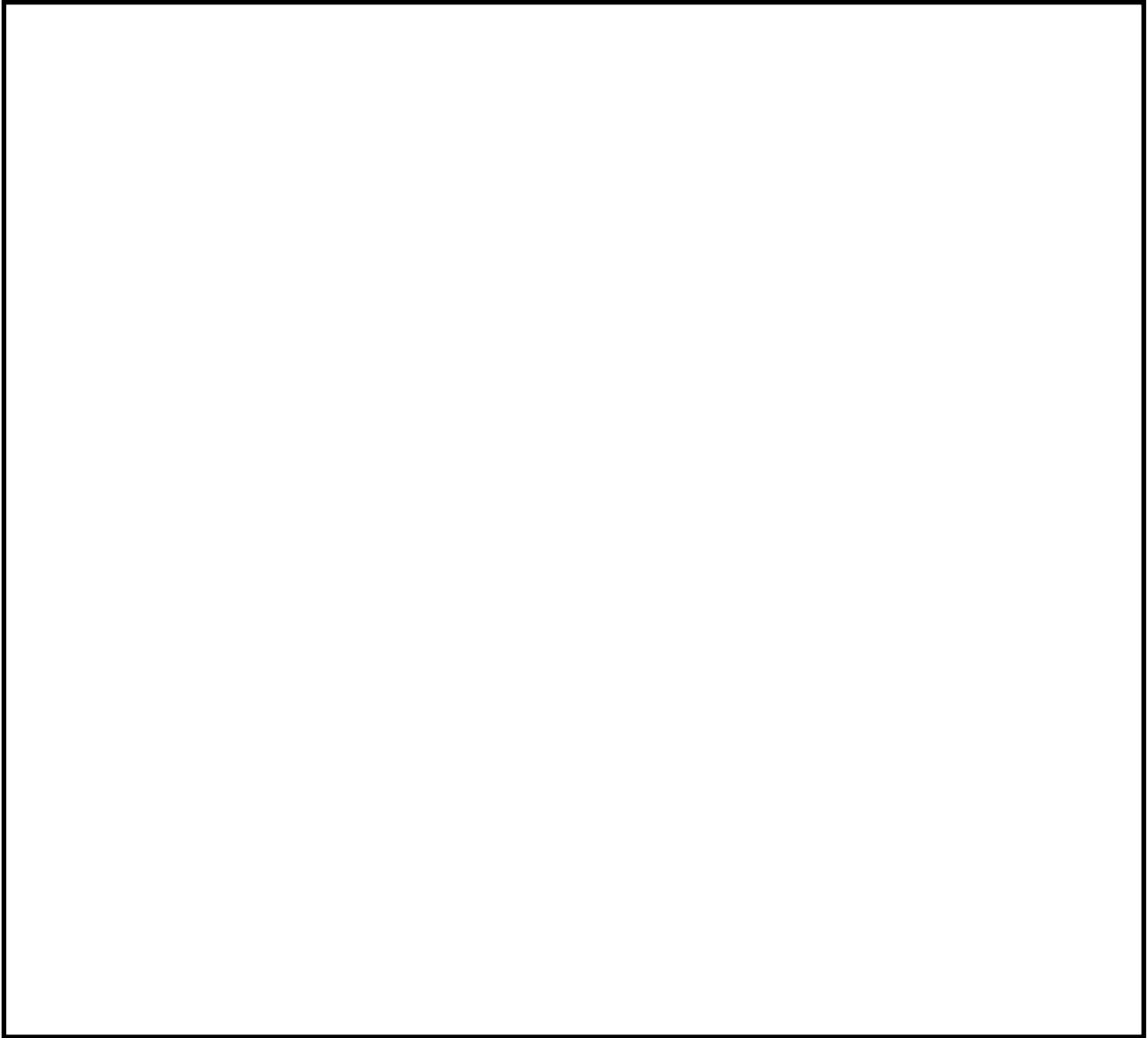


図1 保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

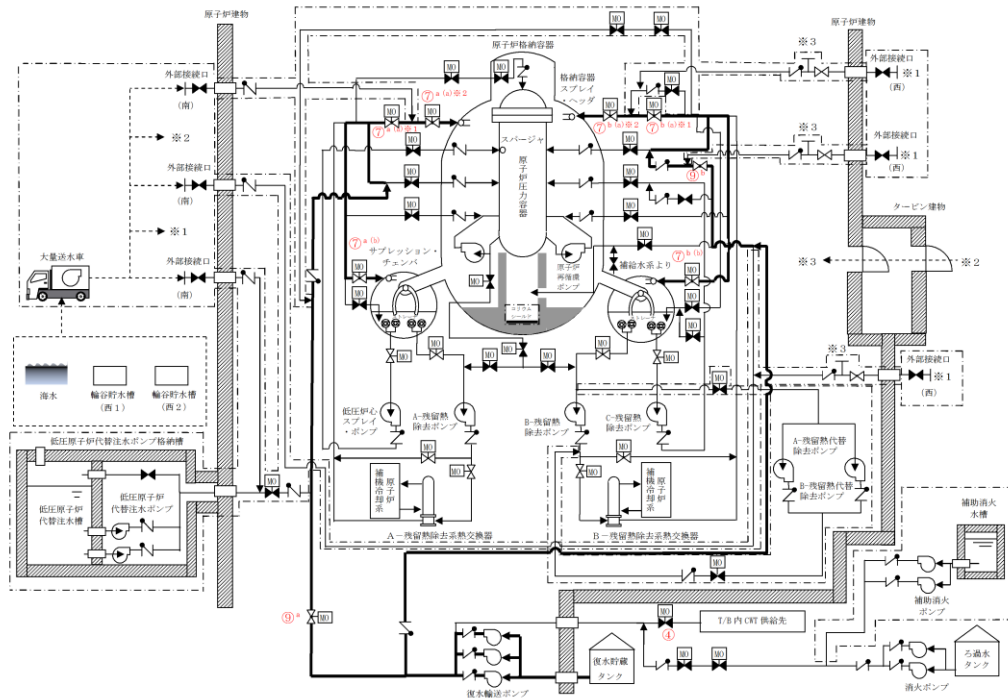
49-10 その他設備

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(1) 復水輸送系による格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ、低圧原子炉代替注水ポンプが機能喪失した場合、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、自主対策設備として復水輸送ポンプを用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

復水輸送系を用いた格納容器スプレイ手段については、復水輸送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器冷却モード）、格納容器代替スプレイ系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水輸送系、低圧原子炉代替注水系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○^{a1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

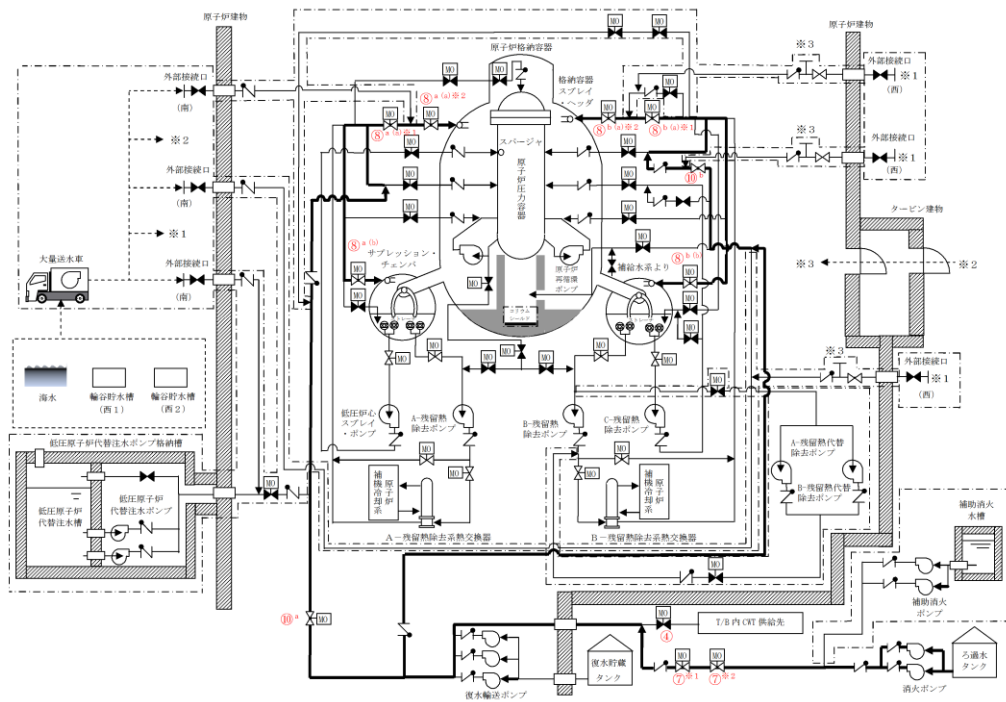
No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(a)} ※1	A-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(a)} ※2	A-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{a(b)}	A-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(a)} ※1	B-RHRドライウェル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(a)} ※2	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{b(b)}	B-RHRトールスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟2階

図1 復水輸送系による格納容器スプレイ 手順の概要図

(2) 消火系による格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ，低圧原子炉代替注水ポンプ及び復水輸送ポンプが機能喪失した場合，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，自主対策設備として消火系による格納容器スプレイ手段を整備している。

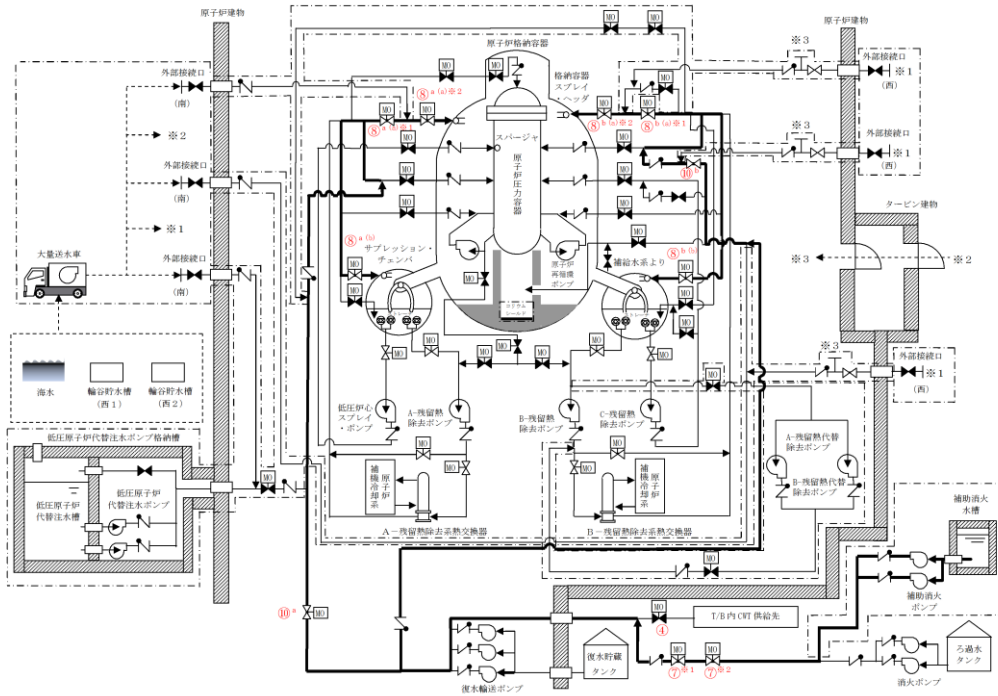
消火系を用いた格納容器スプレイ手段については，消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器冷却モード），格納容器代替スプレイ系とは異なるろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として消火系，復水輸送系，格納容器代替スプレイ系（常設），残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○* : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦*1	CWT系・消火系連絡止め弁（消火系）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (a)*1	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (a)*2	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (b)	A-RHRトラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*1	B-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*2	B-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (b)	B-RHRトラススプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^b	B-RHR注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟2階

図2 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図
 (消火ポンプを使用した場合)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (a)*1	A-RHR ドライウェル第1 スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (a)*2	A-RHR ドライウェル第2 スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a (b)	A-RHR トーラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*1	B-RHR ドライウェル第1 スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (a)*2	B-RHR ドライウェル第2 スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^b (b)	B-RHR トーラススプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^a	A-RHR RPV 代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑩ ^b	B-RHR 注水配管洗浄元弁	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建物 原子炉棟 2階

図3 消火系による格納容器スプレー 手順の概要図
 (補助消火ポンプを使用した場合)

(3) ドライウェル冷却系による格納容器内除熱

格納容器代替スプレー及び残留熱除去ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源（ガスタービン発電機）により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却機装置を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却機装置を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

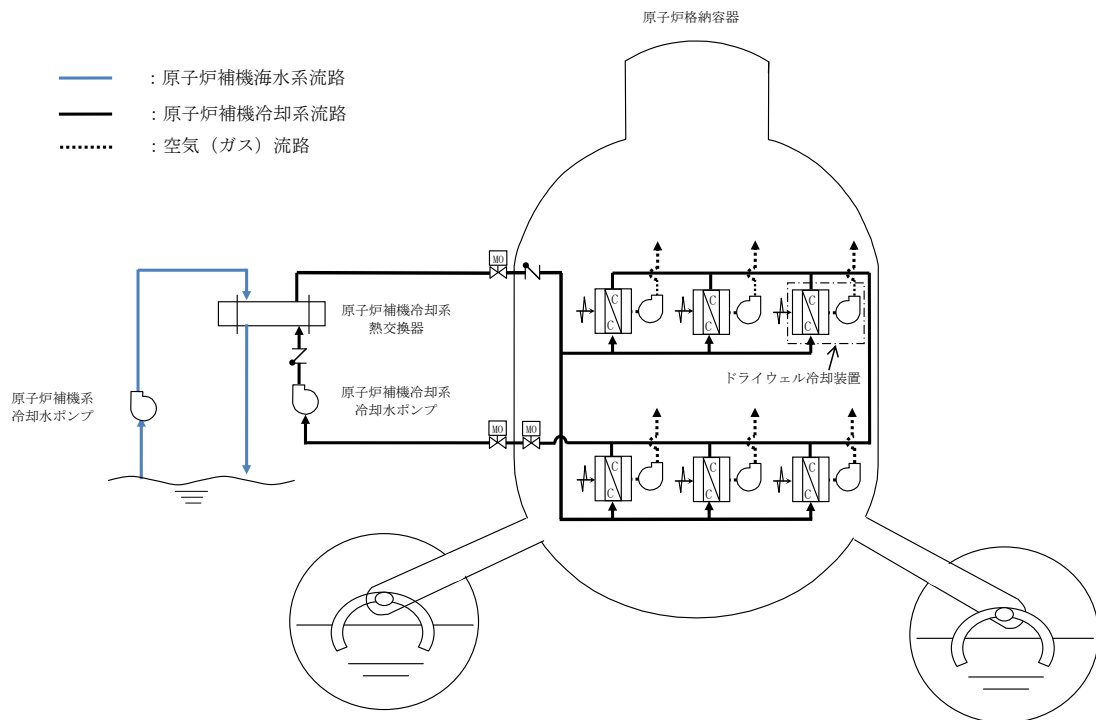


図4 ドライウエル冷却装置による原子炉格納容器からの除熱概略図

49-11 送水ヘッドについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、送水ヘッダを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。（49-6 参照）

また、上記の重大事故等対処設備と同時に、自主対策設備である「⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し、大量送水車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、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

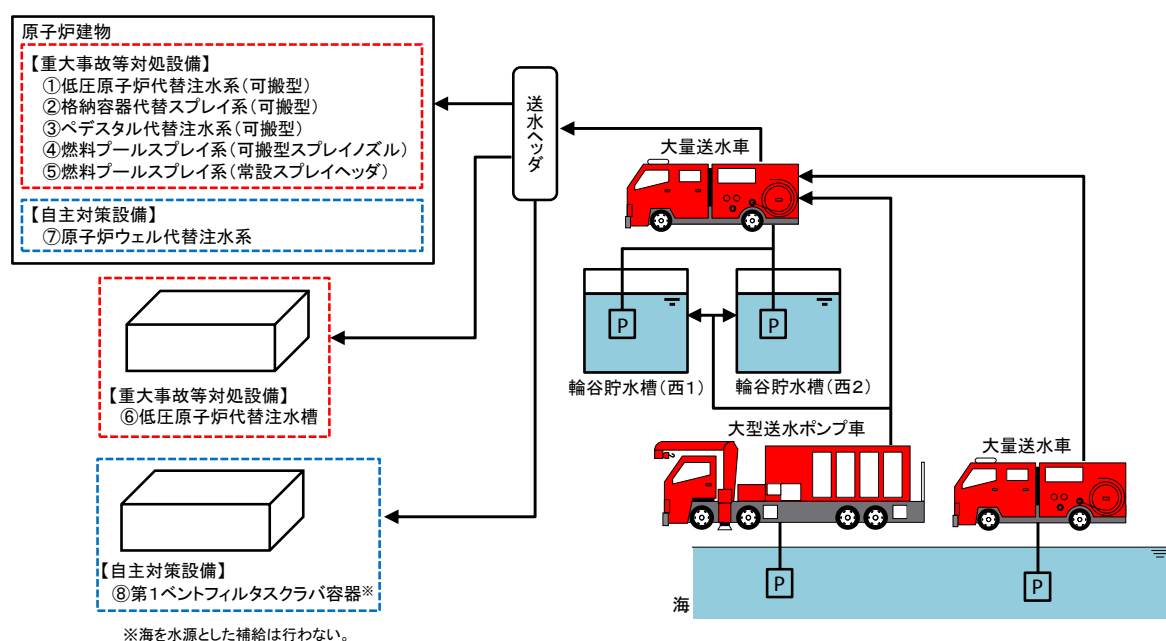


図1 全体系統概要図

2. 送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ、及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表1に示す。

表1 送水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
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	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期T B）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B U）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B D）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B P）	2h20m	21h	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	19h	—	—	—	8h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
L O C A時注水機能喪失	—	21h	—	—	—	2h30m	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	—	—	—	—	—	—	—	—
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）	—	27h ^{*3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
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								
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	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
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	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給、⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※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：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一對一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表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（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図2に示す。

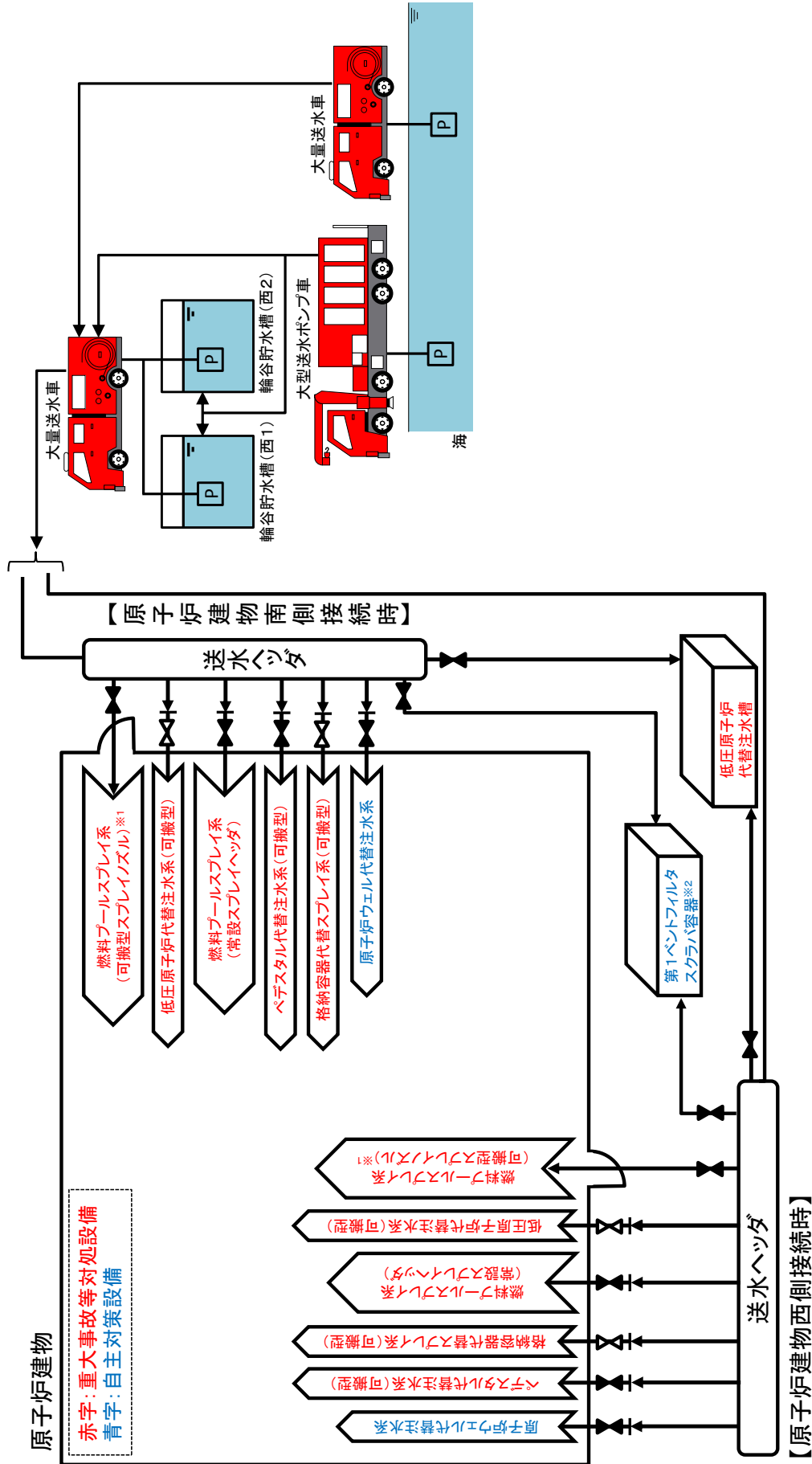
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※ ¹	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	接続口	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口
④	S F P S 注水ライン 流量調整弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※ ²
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※ ³
⑦	A R W F 注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウエル代替注水系接続口
⑧	F C V S 補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※1：①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給，⑦原子炉ウエル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



※1: 全て可搬型の機器により構成する系統であり、常設配管は使用しない。
 ※2: 海を水源とした補給は行わない。

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

送水ヘッドを使用する各系統における送水ヘッドの流路構成は、送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切り替えが可能な設計とする。

送水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、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤操作の防止のため、接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

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（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））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。

4. 悪影響の防止

送水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。

送水ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口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。

50 条 補足説明資料

50-1 S A設備基準適合性一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

50-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				残留熱代替除去ポンプ	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	50-4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	50-6 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	A a		
		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	50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備あり)	対象外
				サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	50-4 配置図	

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		残留熱除去系熱交換器	類型化 区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D	
			関連資料	50-6 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	50-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			50-7 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因	対象(サポート系あり) - 異なる駆動源, 冷却原等	A	
			関連資料	50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		大型送水ポンプ車		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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	50-8 接続図, 50-9 保管場所図	
		第 2 号	操作性	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	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	50-6 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	50-5 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
				関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査	
	第 6 号	設置場所	現場操作 (設置場所)	A a		
		関連資料	50-4 配置図			
	第 3 項	第 1 号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	50-7 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬型 SA の接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	50-8 接続図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	50-8 接続図		
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	—	
			関連資料	50-8 接続図		
		第 5 号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	50-9 保管場所図		
第 6 号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	50-10 アクセスルート図			
第 7 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり)—屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

50条:		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		移動式代替熱交換設備	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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	常時海水を通水又は海で使用	I
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				関連資料	50-8 接続図, 50-9 保管場所図	
		第2号	操作性	中央制御室操作工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	A, B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁 (電動弁・手動弁), 熱交換器	A, B, D	
			関連資料	50-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	50-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	高速回転機器	B b
	関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-6 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作 (設置場所), 中央制御室操作	A a, B		
		関連資料	50-4 配置図			
	第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	50-7 容量設定根拠		
		第2号	可搬型 SA の接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	50-8 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	50-8 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-	
			関連資料	50-8 接続図		
		第5号	保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	50-9 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	50-10 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) -屋外	A b	
	サポート系要因		対象 (サポート系あり) -異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図, 50-8 接続図, 50-9 保管場所図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				第1ベントフィルタスクラバ容器	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	50-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類), 弁, 流路	B, C, F	
			関連資料		50-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		50-5 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他 (飛散物)		対象外	対象外
				関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作 (遠隔)	A b, B		
		関連資料		50-4 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因		対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				第1 ベントフィルタ銀ゼオライト容器	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	50-4 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
			関連資料	50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類), その他	C, M	
			関連資料	50-6 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a		
		関連資料	50-5 系統図			
	第5号	止 悪 影 響 防 止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	50-3 配置図, 50-5 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作 (遠隔)	A b, B		
		関連資料	50-4 配置図			
	第 2 項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
関連資料			—			
第3号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件, 自然現象, 外 部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因	対象 (サポート系有り) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

50条： 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				圧力開放板	類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	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	
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
				関連資料	50-4 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作, 操作スイッチ操作, 弁操作	A, B d, B f	
			関連資料		50-4 配置図, 50-5 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		その他	M	
			関連資料		50-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料		50-5 系統図		
		第5号	悪影響防	系統設計		弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)		対象外	対象外
	関連資料			50-4 配置図, 50-5 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作, 現場操作(遠隔)	A b, B		
		関連資料		50-4 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		50-7 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	
			関連資料		—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象 (同一目的の SA 設備あり)	B	
			サポート系要因		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		50-2 単線結線図, 50-4 配置図, 50-5 系統図				

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

表 1 格納容器フィルタベント系 主要設備と計装設備の関係

監視パラメータ	監視目的	計測範囲	計測範囲の根拠	検出器 個数	監視場所
① スクラバ容器水位	スクラバ容器性能維持のため の水位監視	[]	系統待機時に格納容器フィルタベント系における水位の範囲 (1,700mm～1,900mm) 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を計測可能な範囲とする。	8	中央制御室 緊急時対策所 現場
② スクラバ容器圧力	系統運転中に格納容器内雰囲気ガスがフィルタ装置へ 導かれていることの確認	0～1MPa [gauge]	系統運転時に格納容器フィルタベント系の最高使用圧力である 853kPa [gauge] (2 Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
③ スクラバ容器温度	スクラバ容器の温度監視	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。	4	中央制御室 緊急時対策所
④ フィルタ装置出口配 管圧力※2	系統待機時の窒素封入による 不活性状態の確認	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
⑤ 第1ベントフィルタ 出口水素濃度	事故収束時の系統内の水素 濃度の確認	0～20vol%/ 0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所
⑥ 第1ベントフィルタ 出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	系統運転中に放出される放 射性物質濃度の確認	高レンジ： 10 ⁻² ～10 ⁵ Sv/h 低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	系統運転時に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計測可能な範囲とする。	2 1	中央制御室 緊急時対策所
⑦ スクラバ水 pH※2	スクラバ容器性能維持のため の pH 監視	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所

※1 監視パラメータの数字は第図 1 の○数字に対応する。

※2 自主対策設備

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

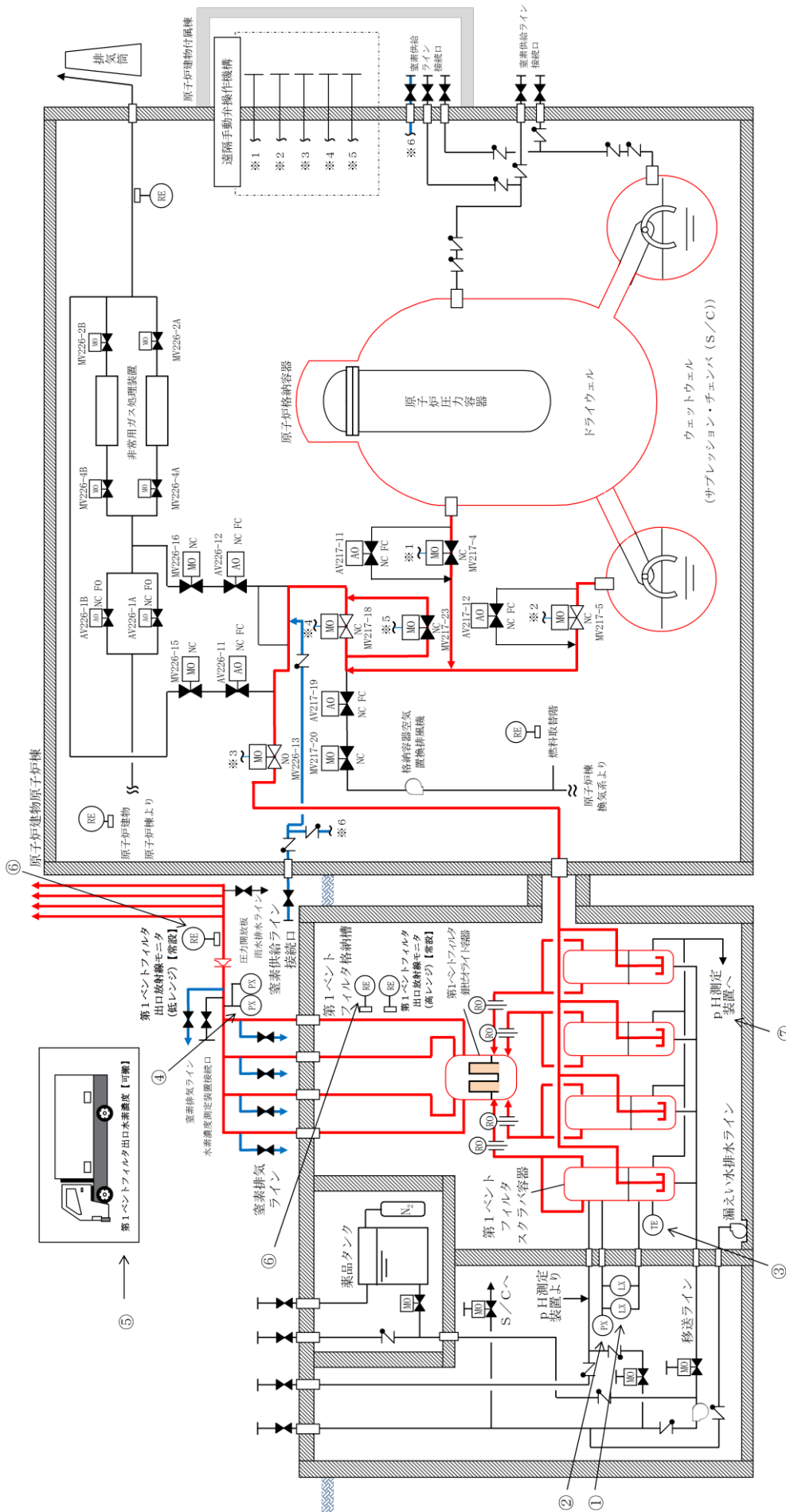


図1 格納容器フィルタバント系 計測制御系統図

格納容器フィルタベント系 計測設備の概略構成図

(1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場（第1ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図2「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）

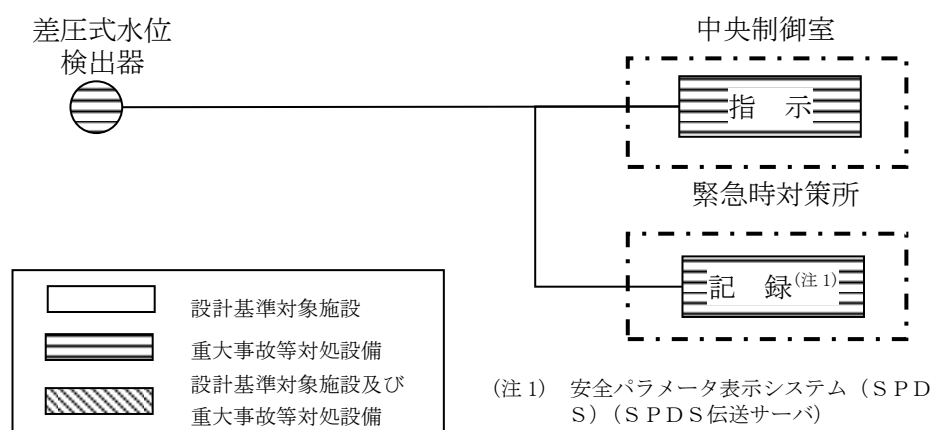


図2 スクラバ容器水位の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

（図3「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）

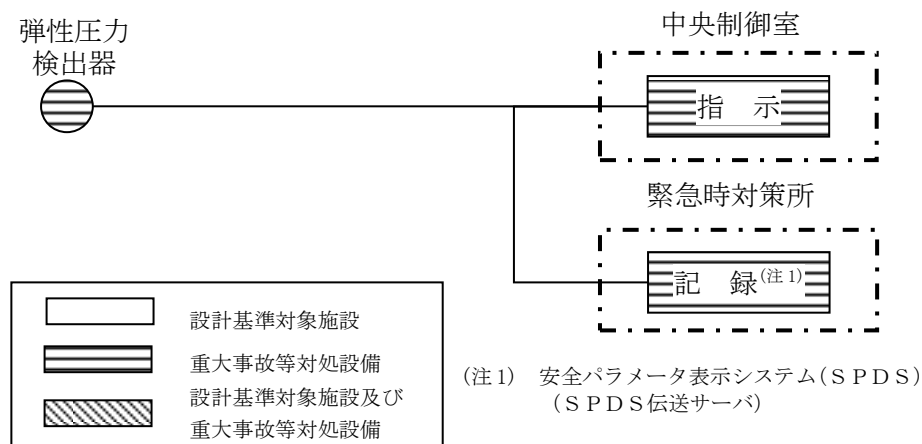


図3 スクラバ容器圧力の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図4「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

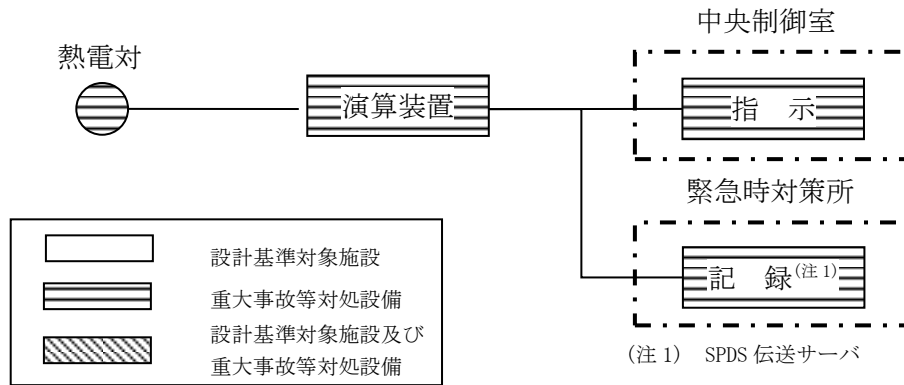


図4 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力（自主対策設備）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図5「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

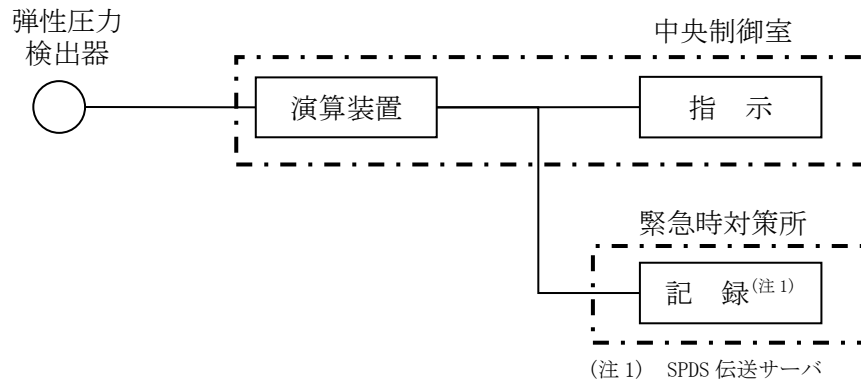


図5 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

(図6「第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図」, 図7「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図」参照。)

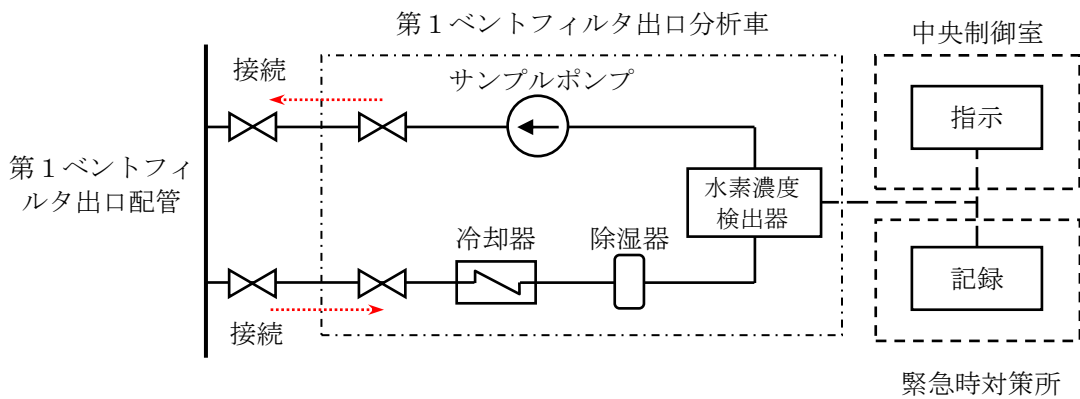


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

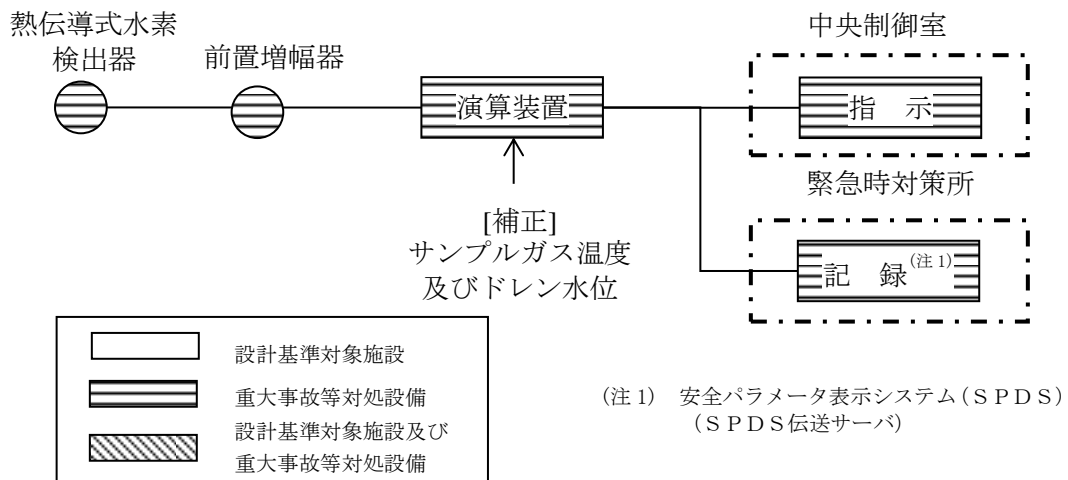


図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

（図8「第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）

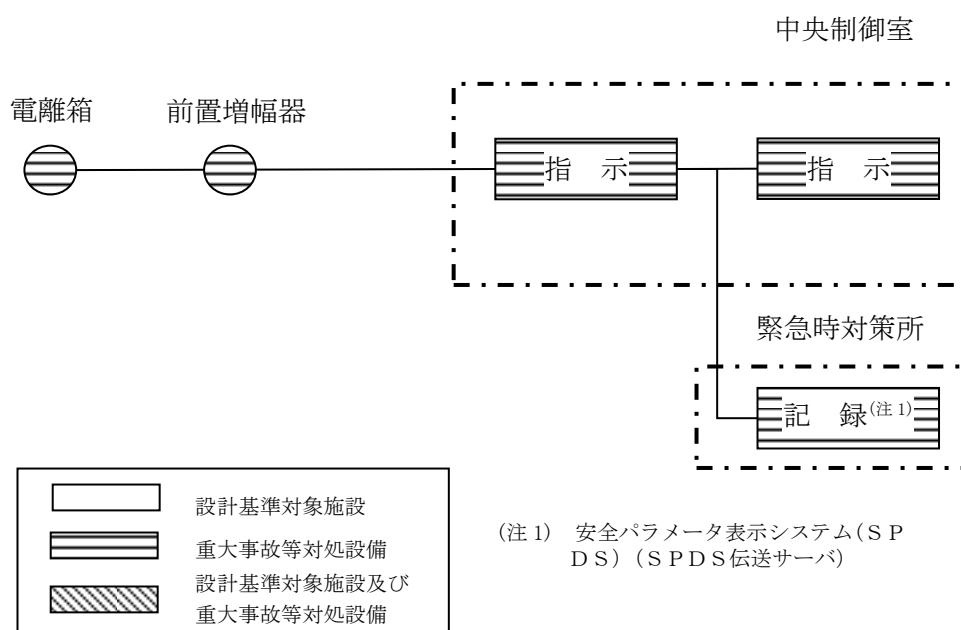


図8 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(7) スクラバ水 pH

スクラバ水 pH は、第 1 ベントフィルタスクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH 検出器により計測する。スクラバ水 pH（自主対策設備）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、pH 検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて pH 信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水 pH を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場にて監視可能な設計としている。

(図 9「スクラバ水 pH システム概要図」、図 10「スクラバ水 pH の概略構成図」参照。)

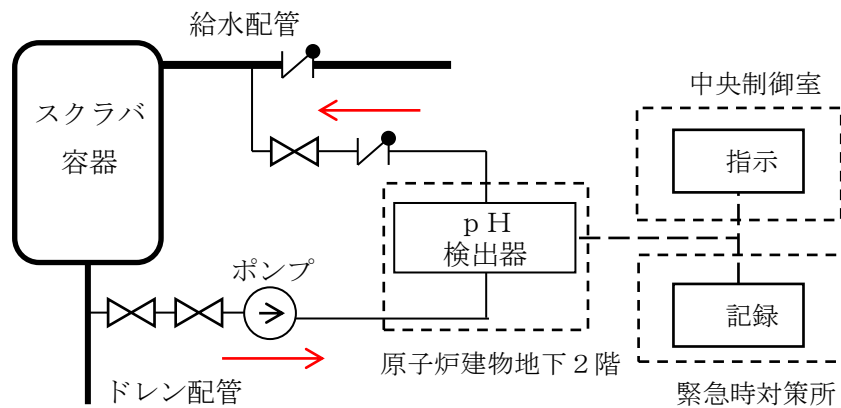
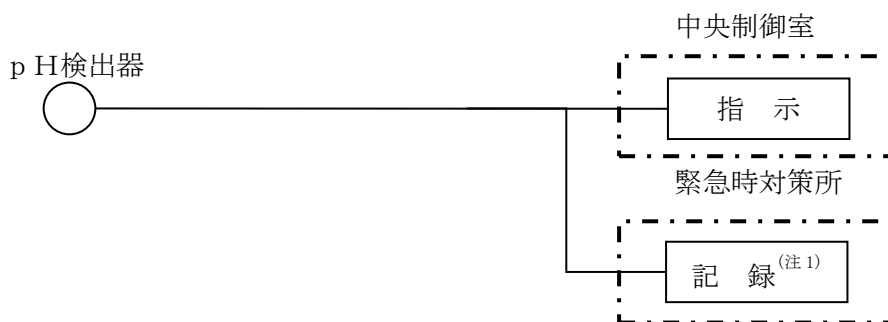


図 9 スクラバ水 pH システム概要図



(注 1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)

図 10 スクラバ水 pH の概略構成図

50-4 配置図



	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。



図1 原子炉建物地下2階 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

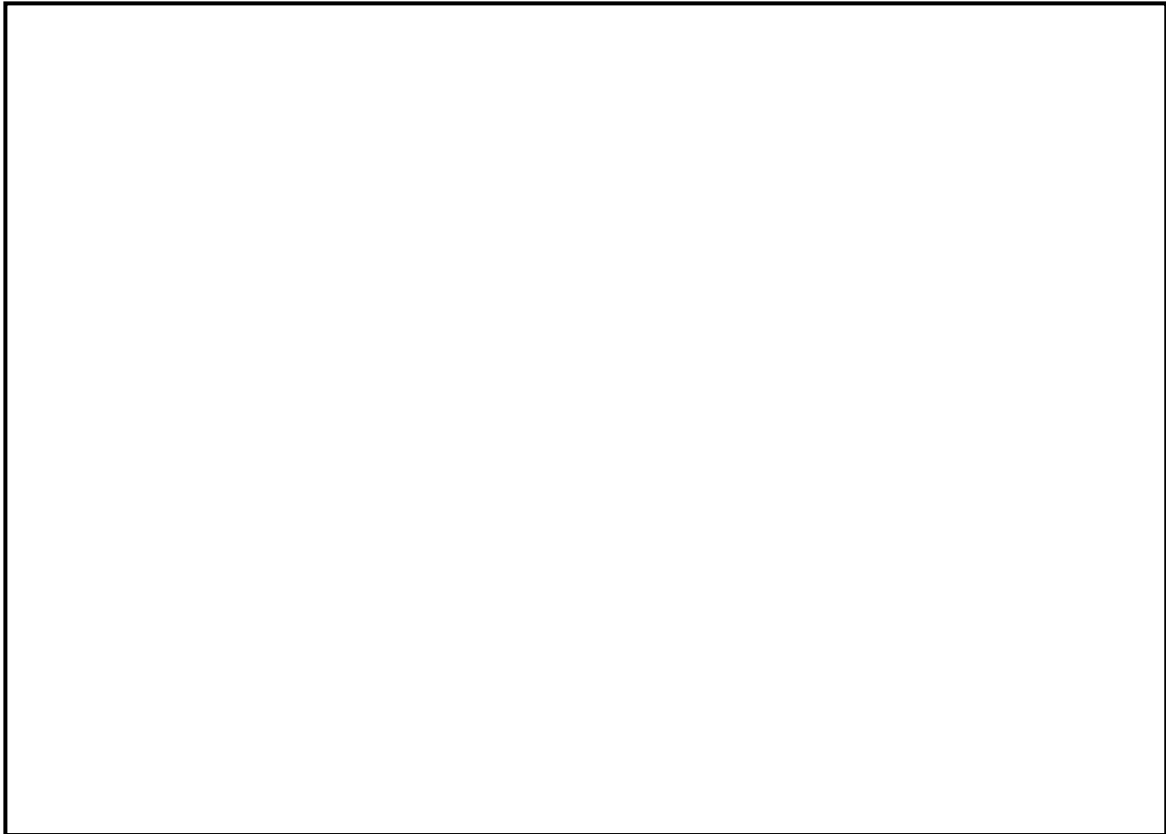


図2 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

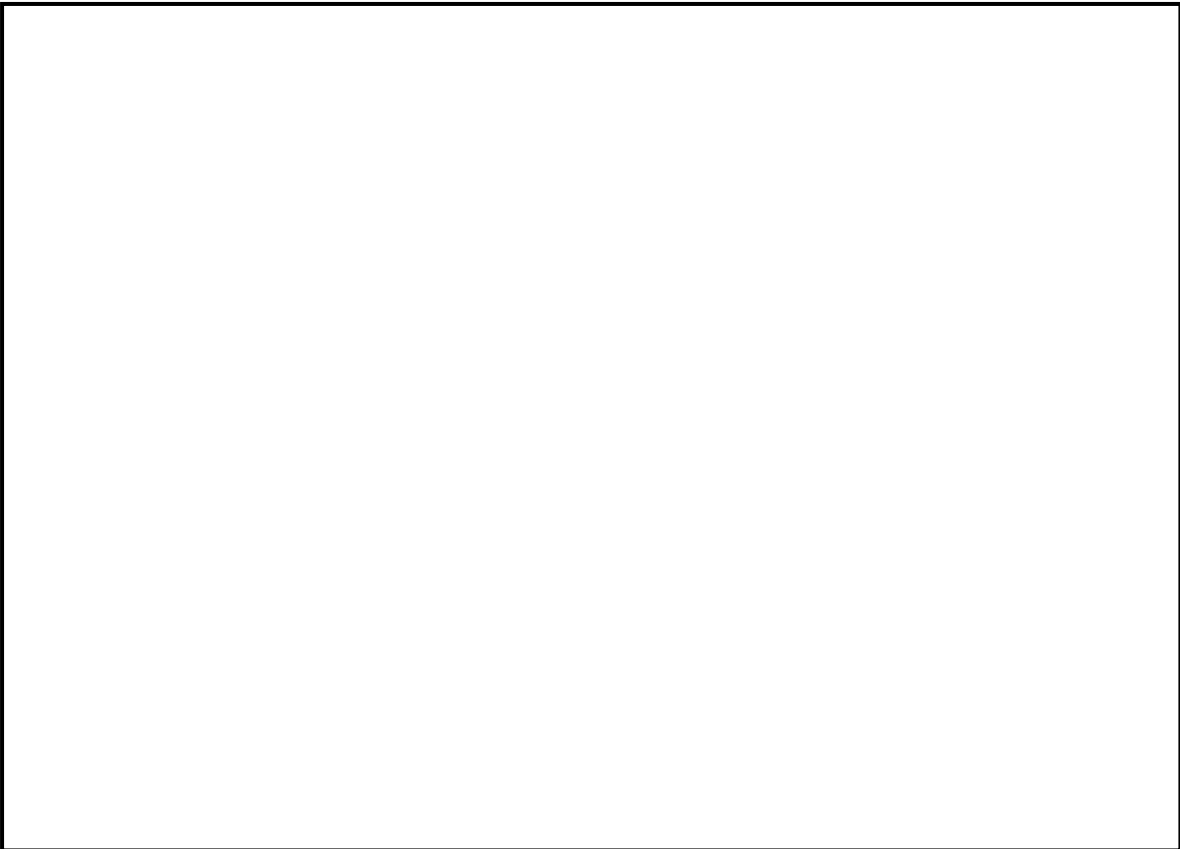


図3 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

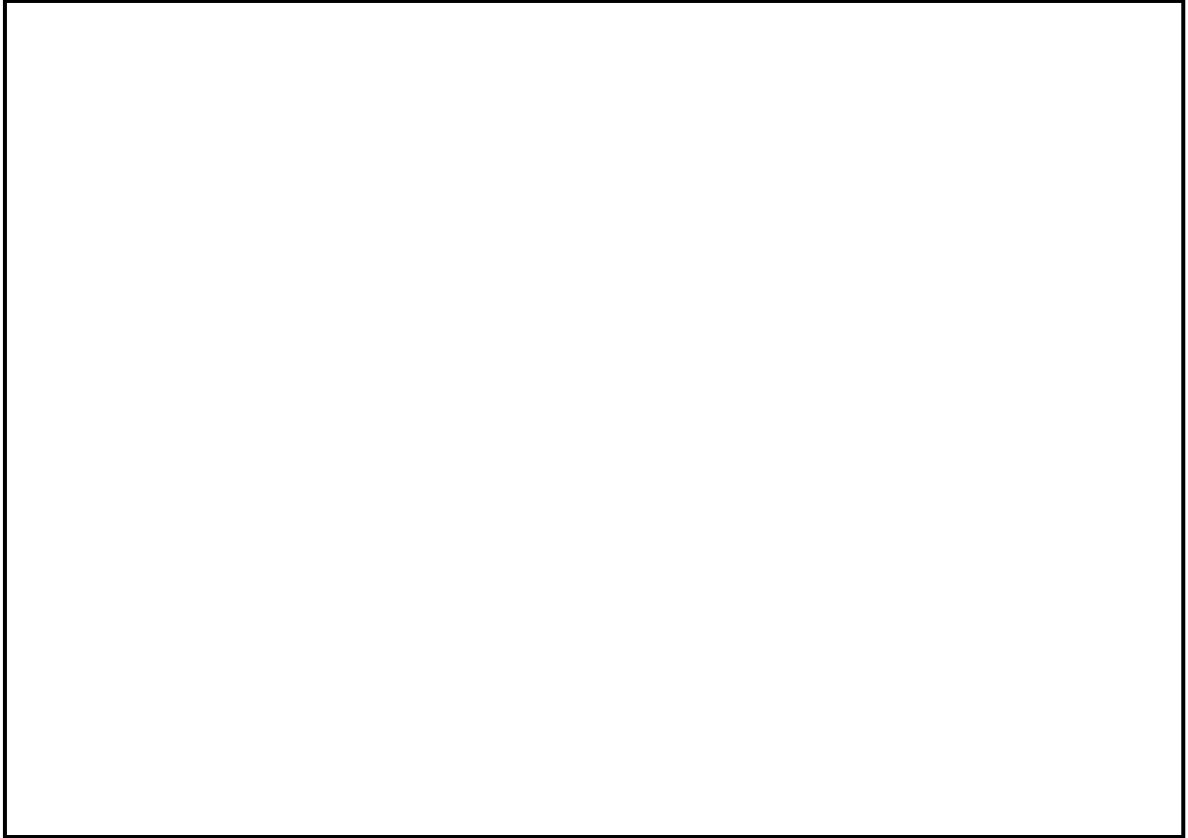


図4 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

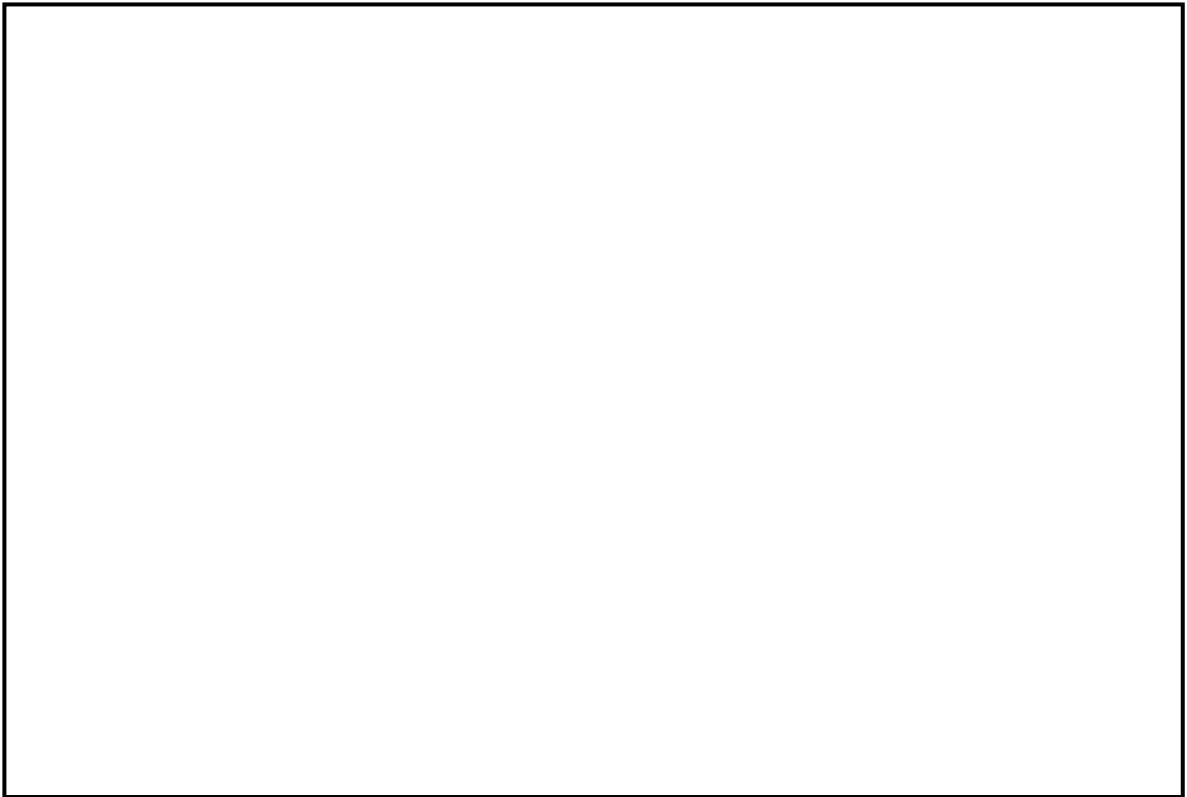


図5 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図 (原子炉建物3階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

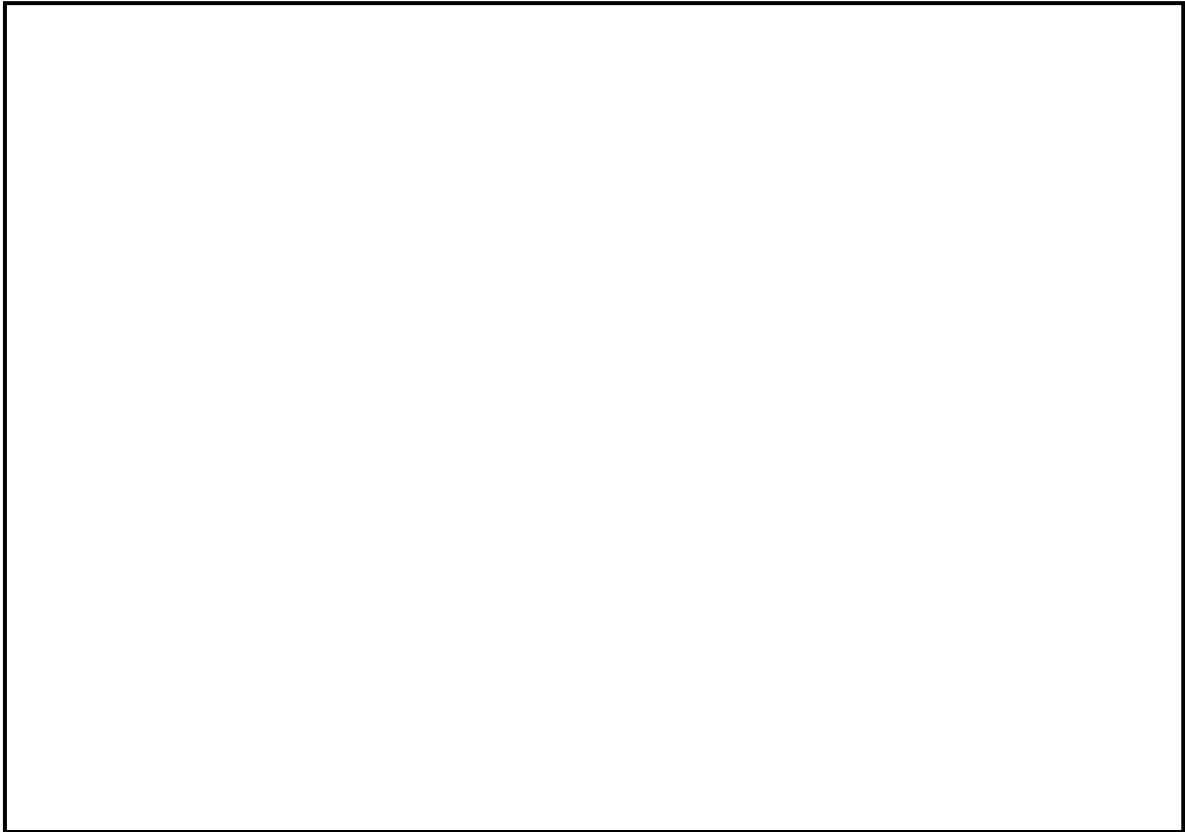


図6 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物3階）

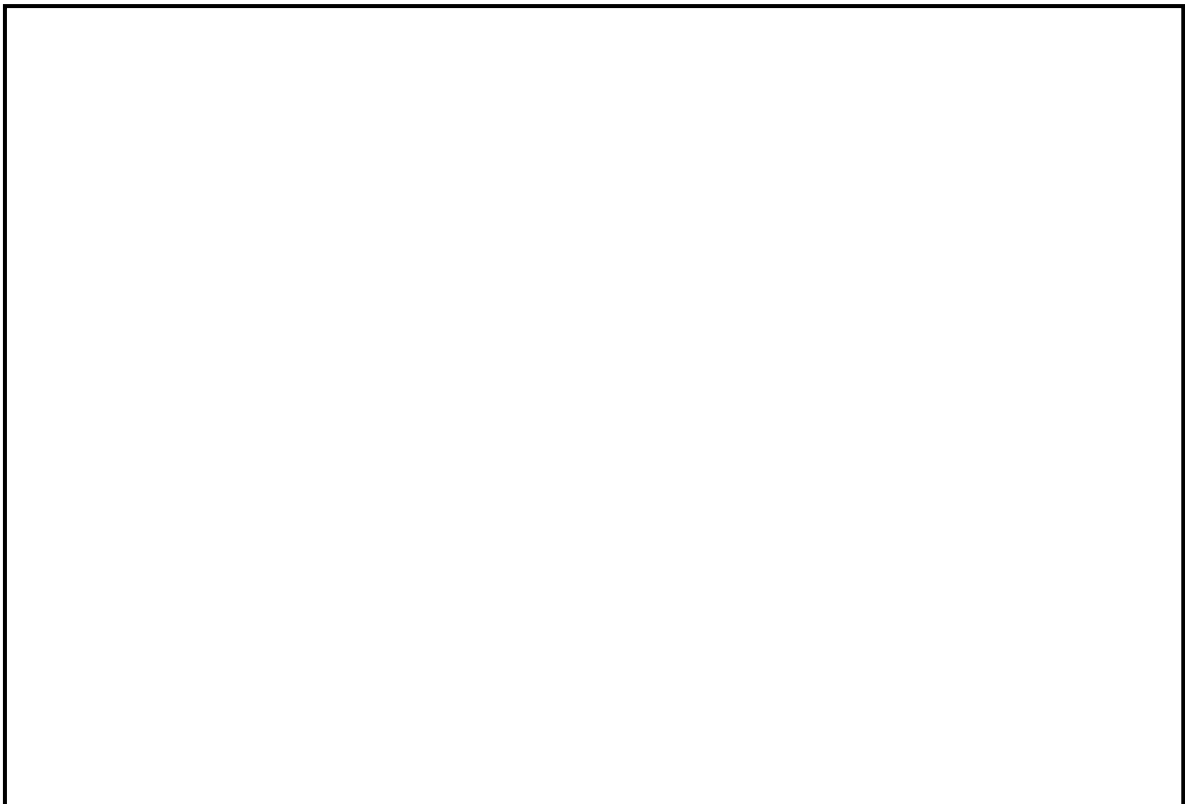


図7 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物地下1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

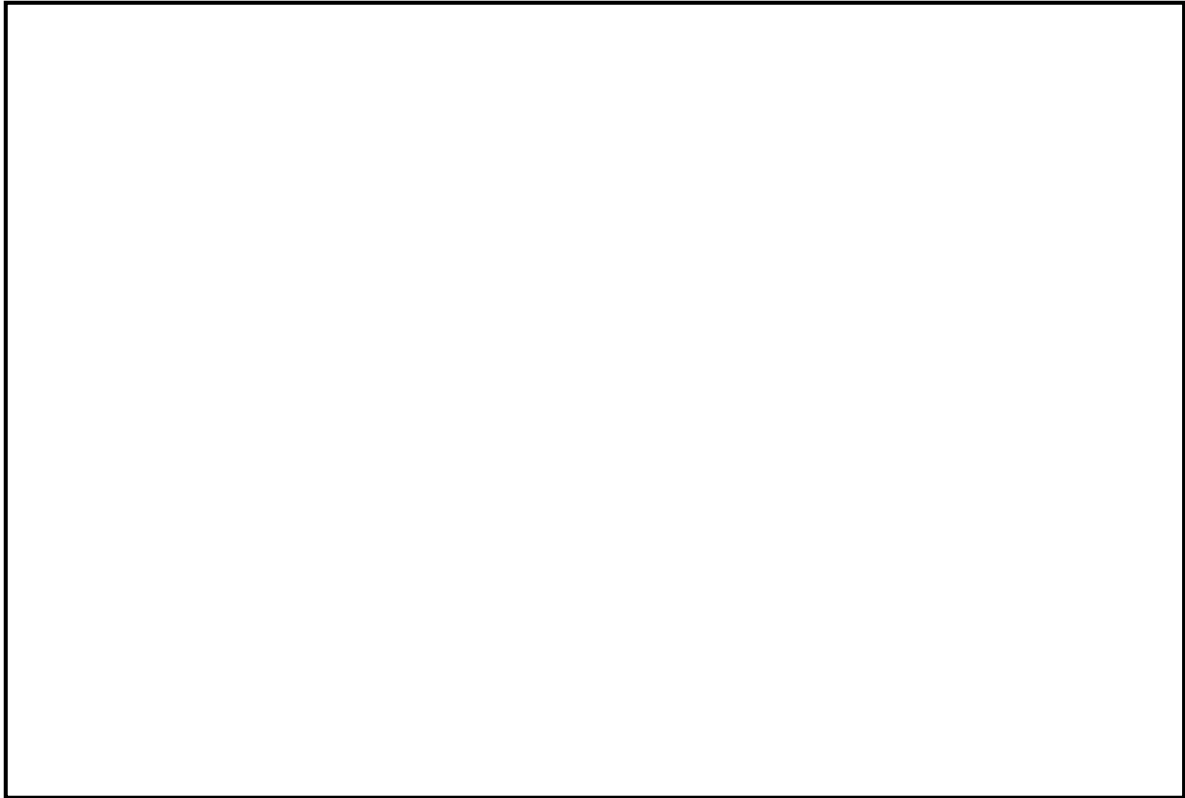


図8 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図
(第1ベントフィルタ格納槽内)

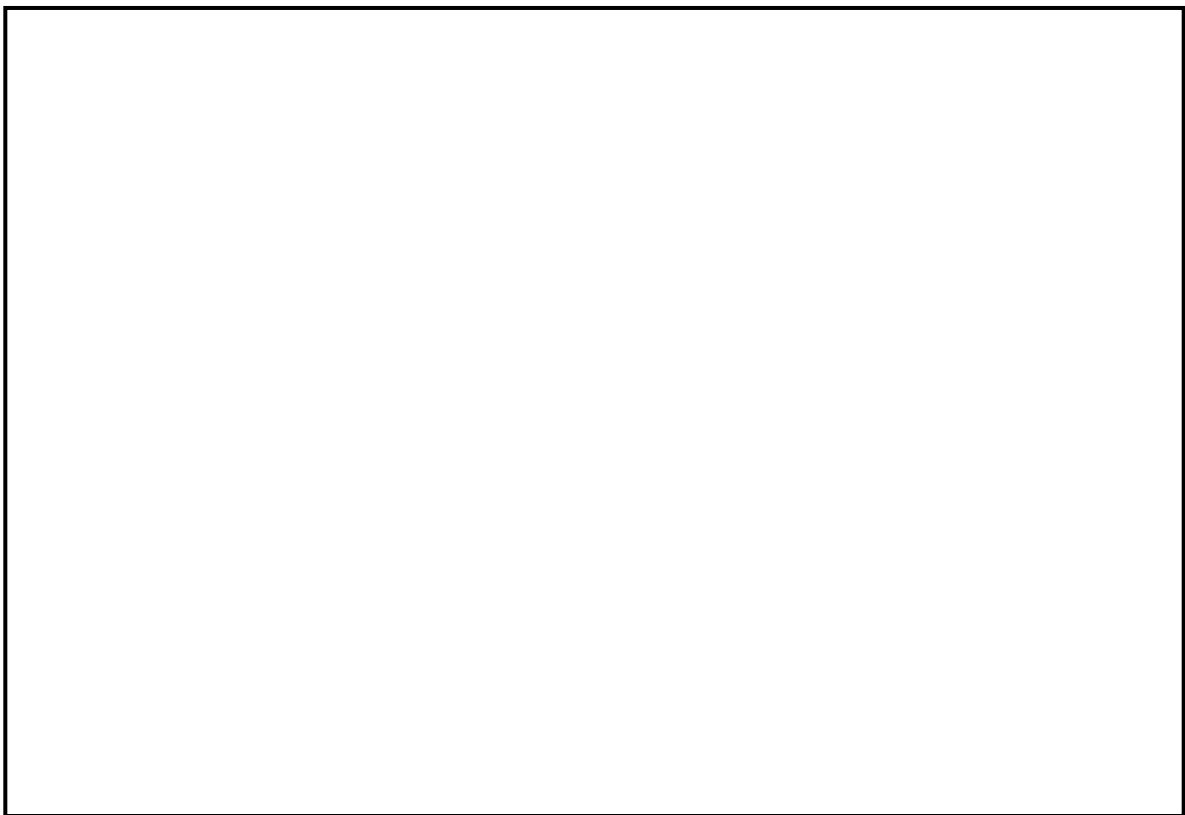


図9 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図
(第1ベントフィルタ格納槽～屋外)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

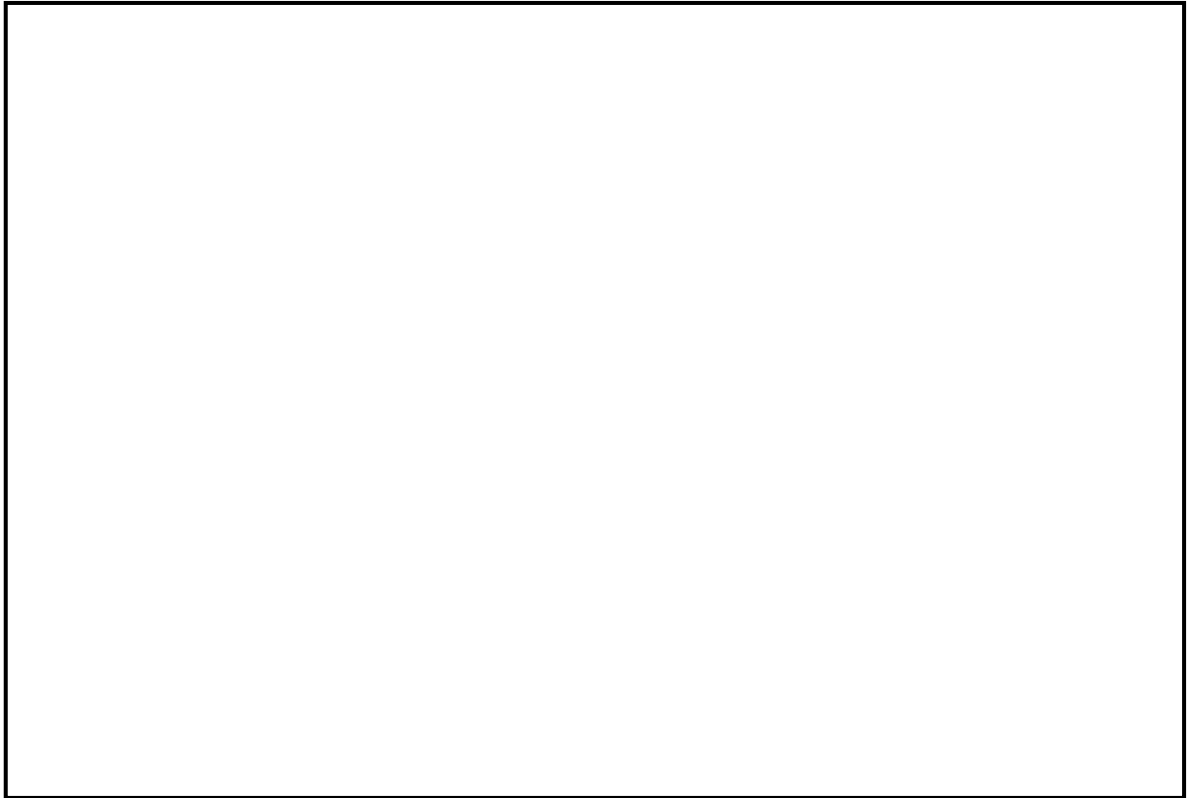


図 10 格納容器フィルタベント系 主配管ルート図（原子炉建物頂部付近）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

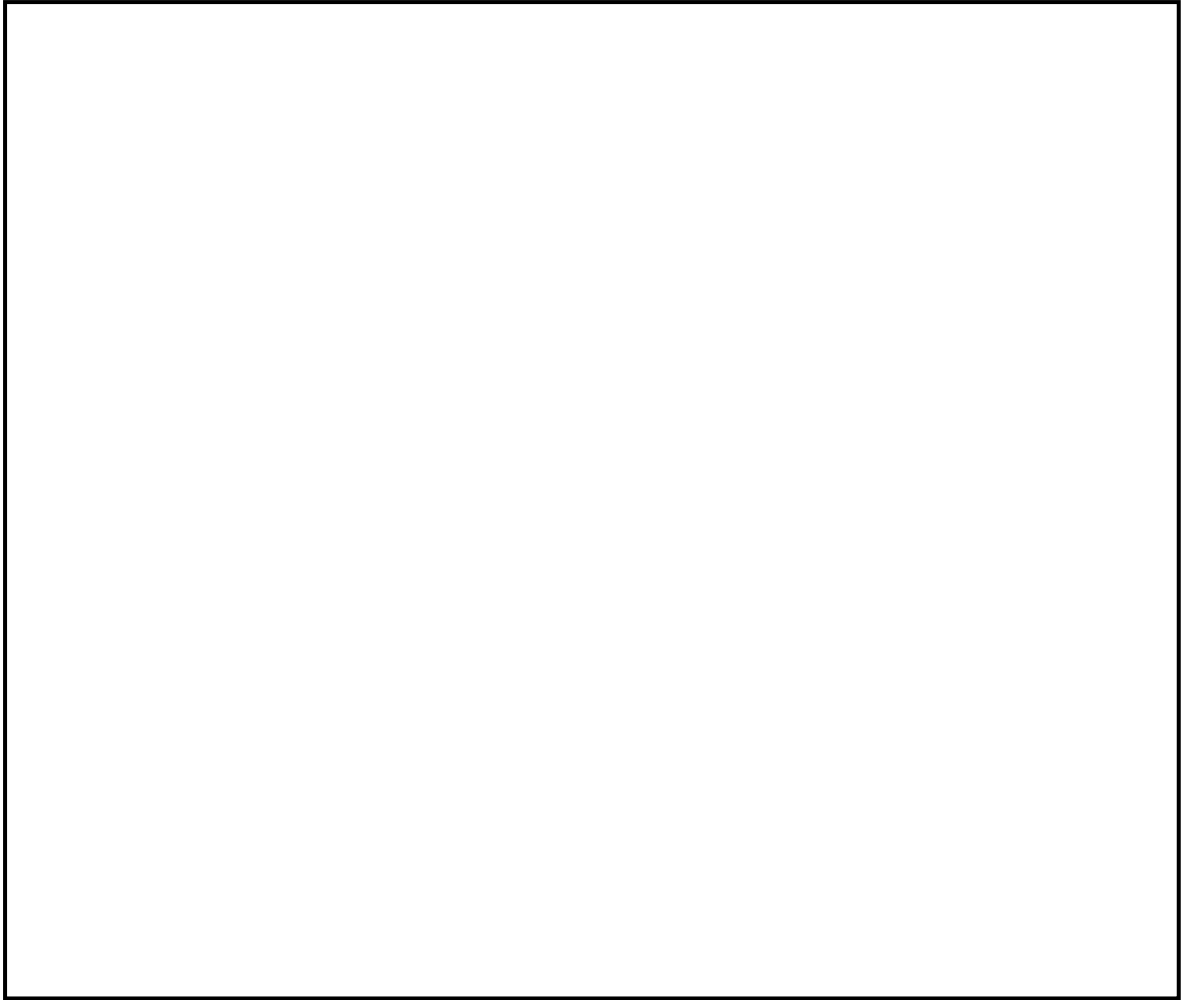


図 11 格納容器フィルタベント系 主配管鳥瞰図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置 — 遠隔手動弁操作機構

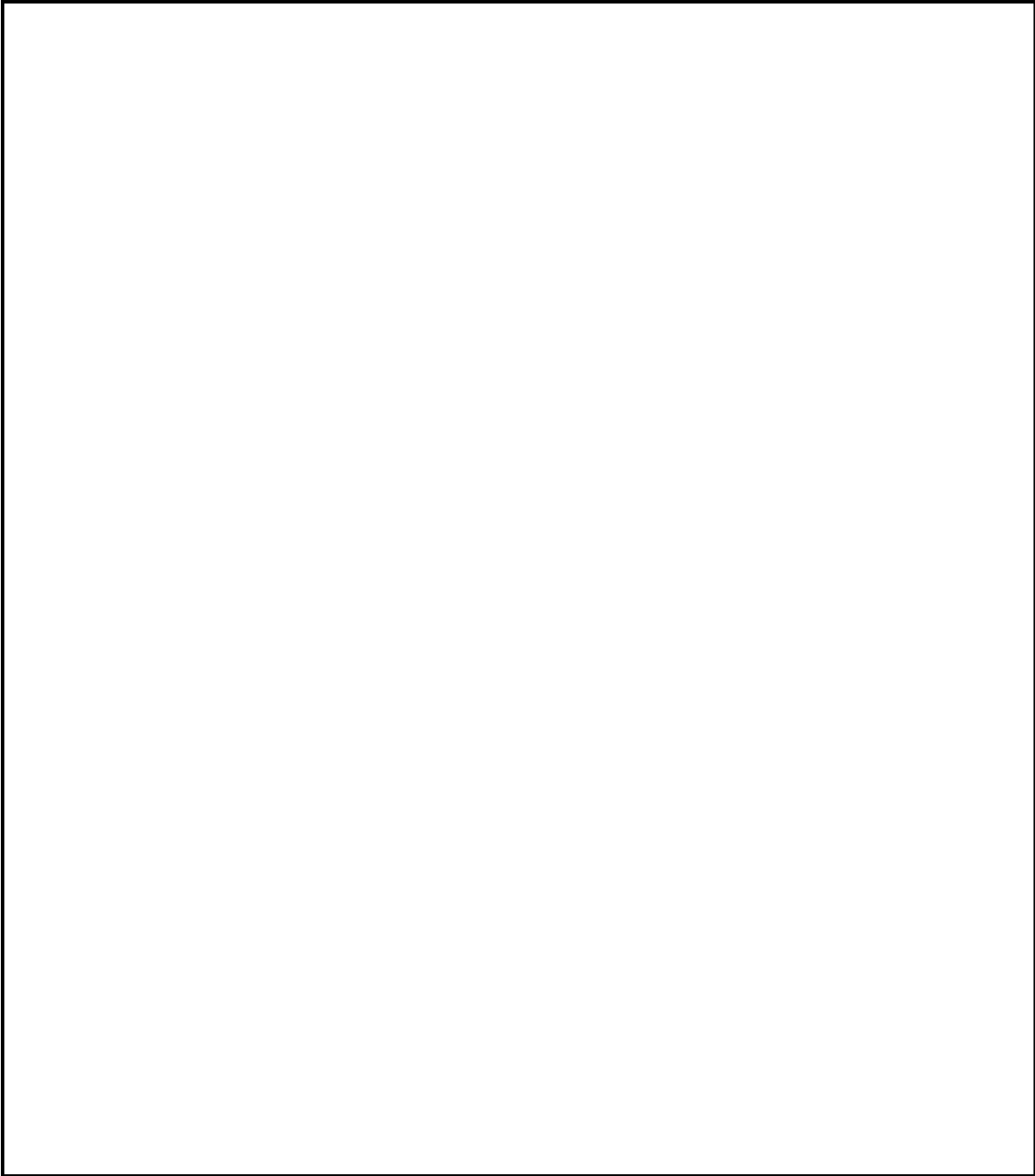


図 12 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

● 弁遠隔操作位置 — 遠隔手動弁操作機構

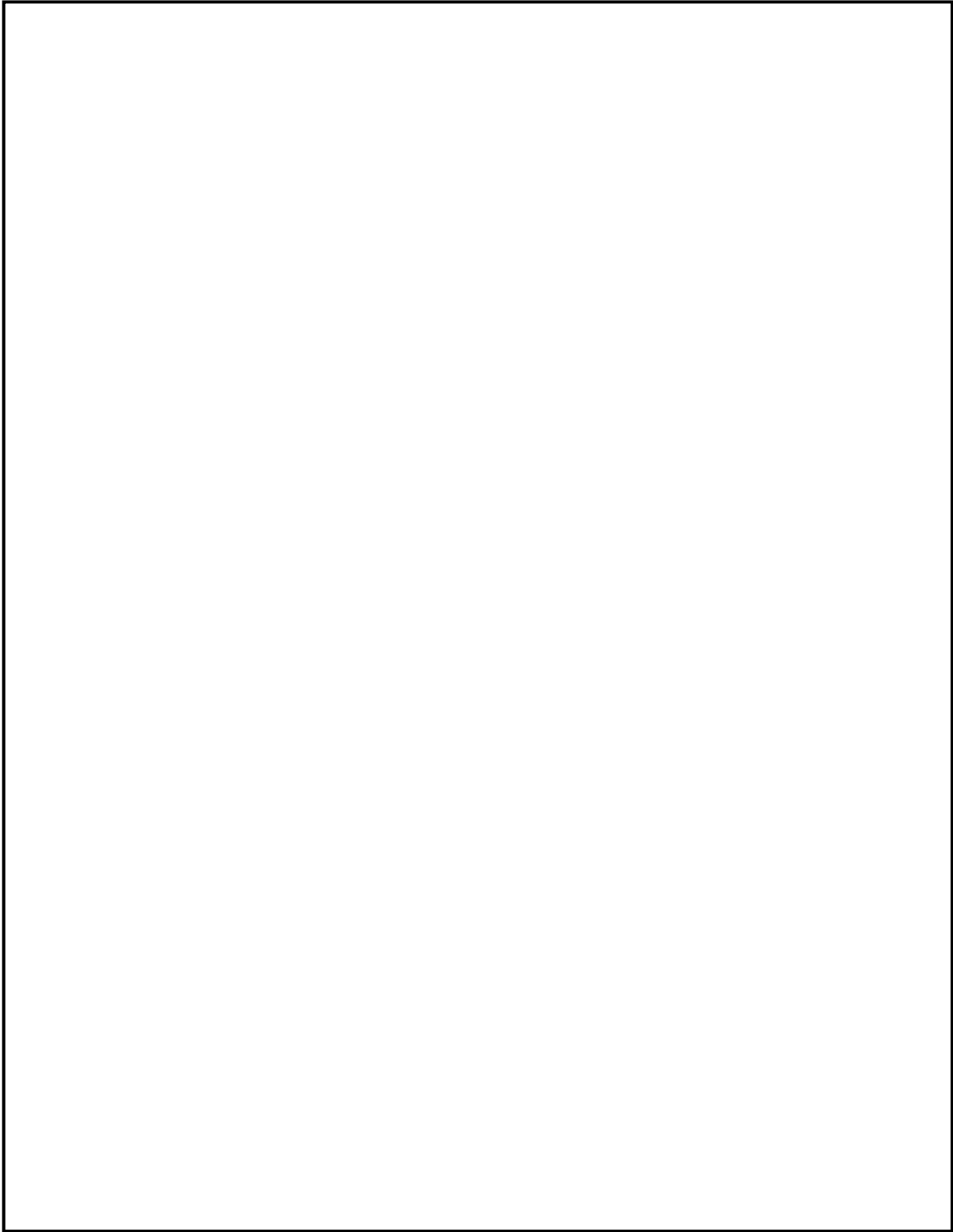


図 13 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★弁設置位置

●遠隔手動弁操作機構

—遠隔手動弁操作機構

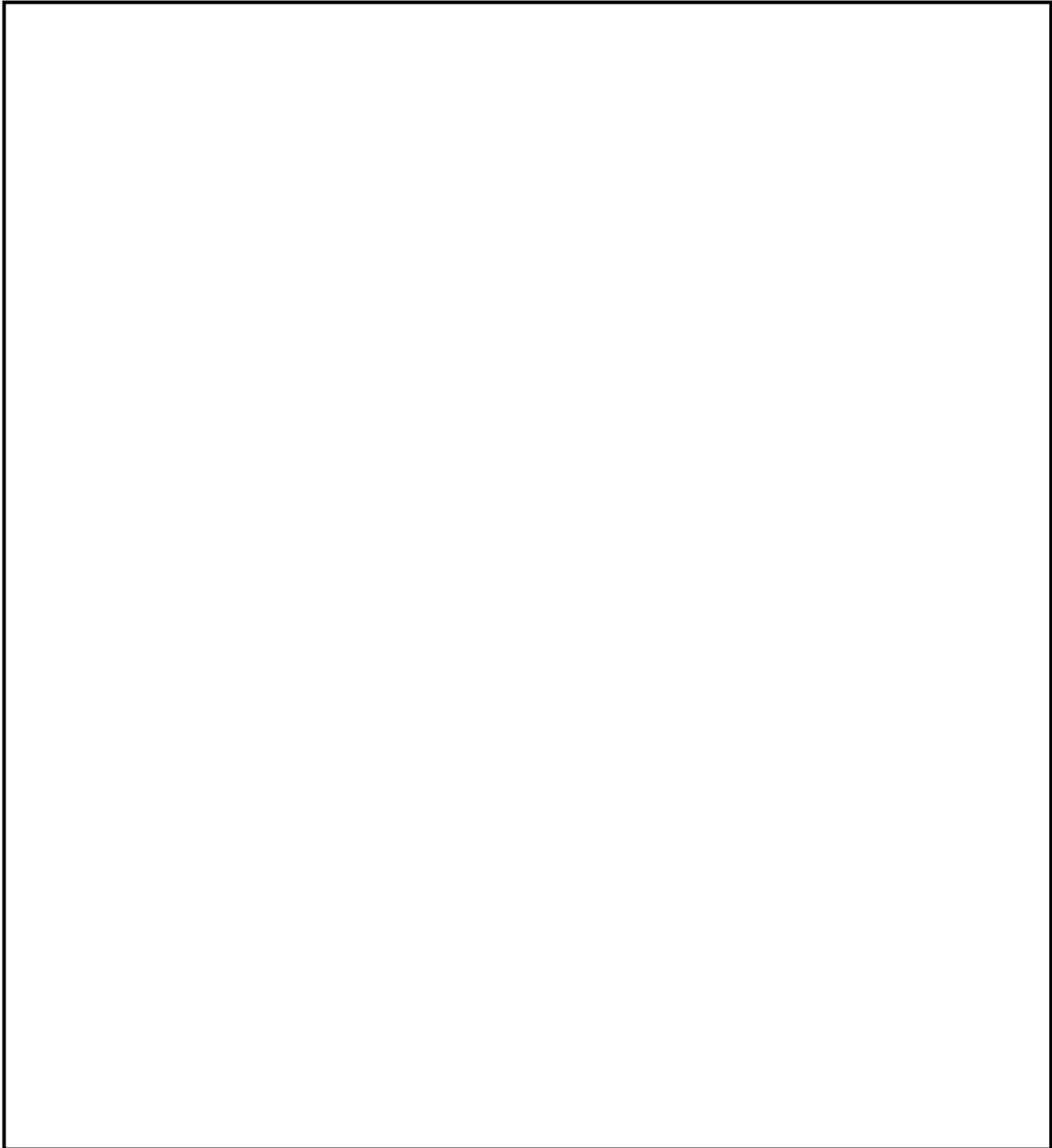


図 14 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

★ 弁設置位置

● 遠隔手動弁操作機構

— 遠隔手動弁操作機構

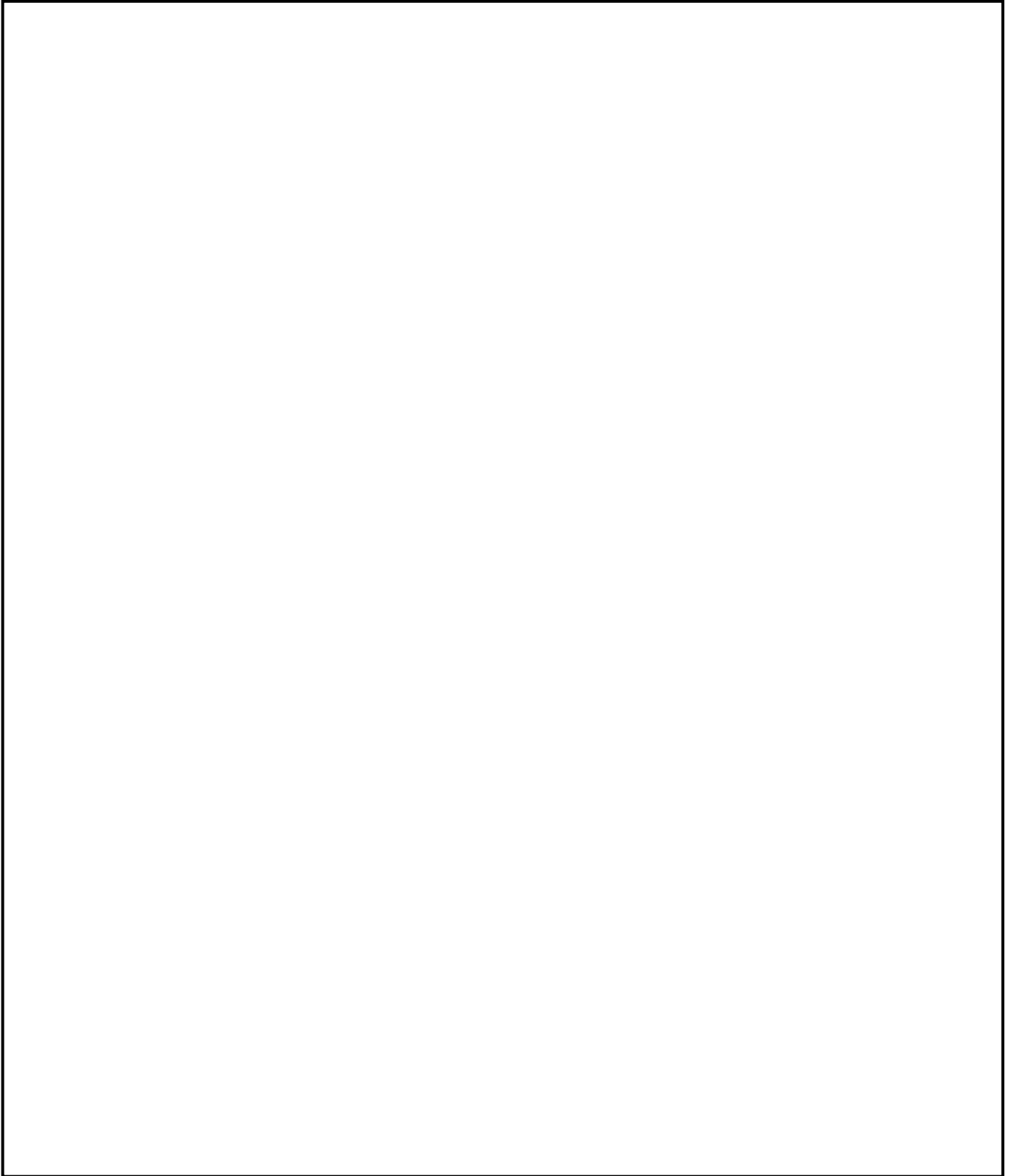


図 15 格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

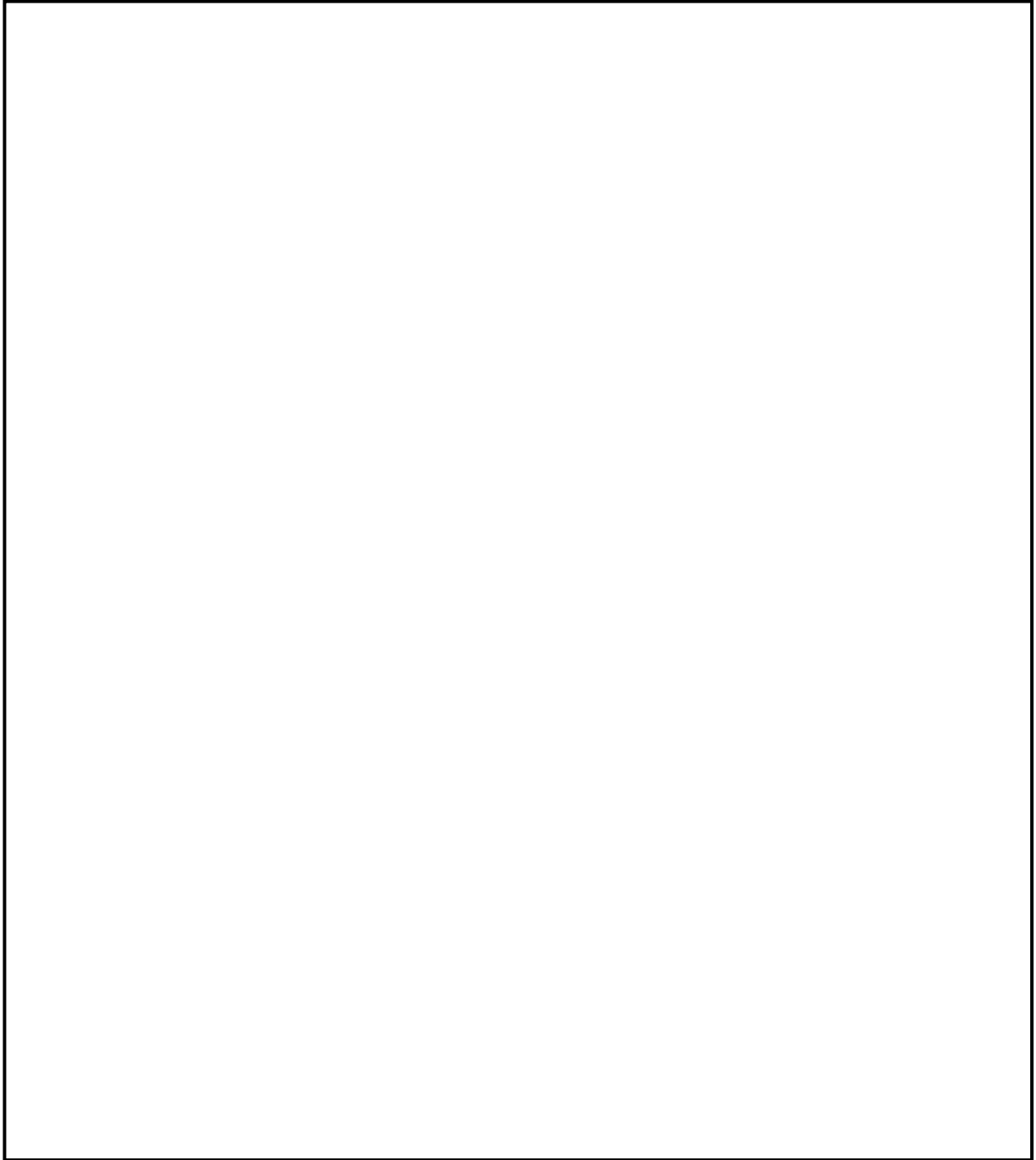


図 16 真空破壊装置設置位置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

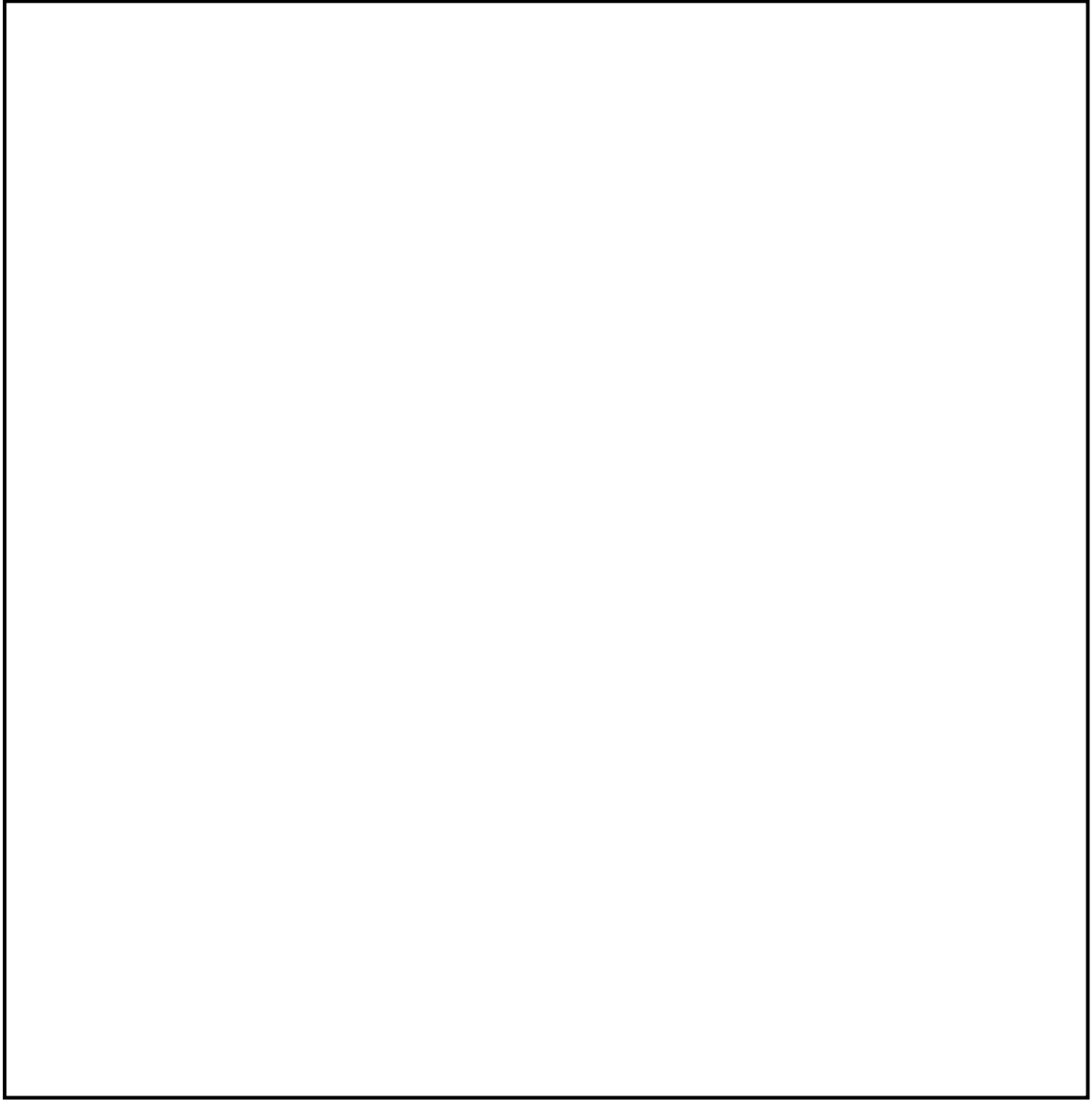


図 17 中央制御室配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-5 系統図

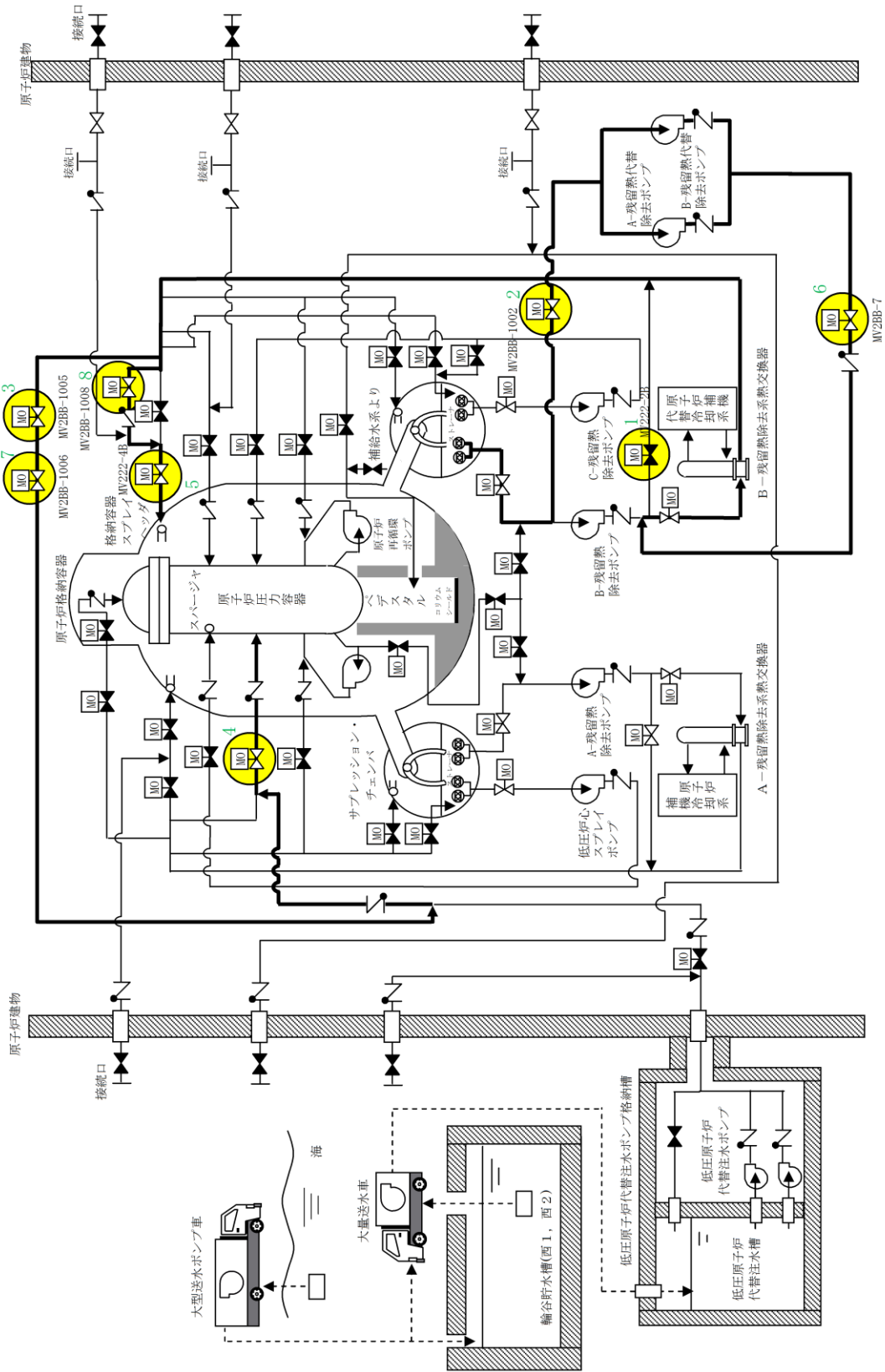


図1 残留熱代替除去系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	B-RHR熱交バイパス弁
2	RHR RHARライン入口止め弁
3	RHR A-FLSR連絡ライン止め弁
4	A-RHR注水弁
5	B-RHRドライウェル第2スプレイ弁
6	RHARライン流量調節弁
7	RHR A-FLSR連絡ライン流量調節弁
8	RHR PCVスプレイ連絡ライン流量調節弁

表2 弁リスト

No.	弁名称
1	NGC N2 トーラス出口隔離弁
2	NGC N2 ドライウェル出口隔離弁
3	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁
4	NGC 非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁
5	SGT FCVS 第1 ベントフィルタ入口弁
6	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁
7	SGT 耐圧強化ベントライン止め弁後弁
8	SGT NGC 連絡ライン隔離弁
9	SGT NGC 連絡ライン隔離弁後弁
10	NGC 常用空調換気入口隔離弁
11	NGC 常用空調換気入口隔離弁後弁

50-6 試験及び検査

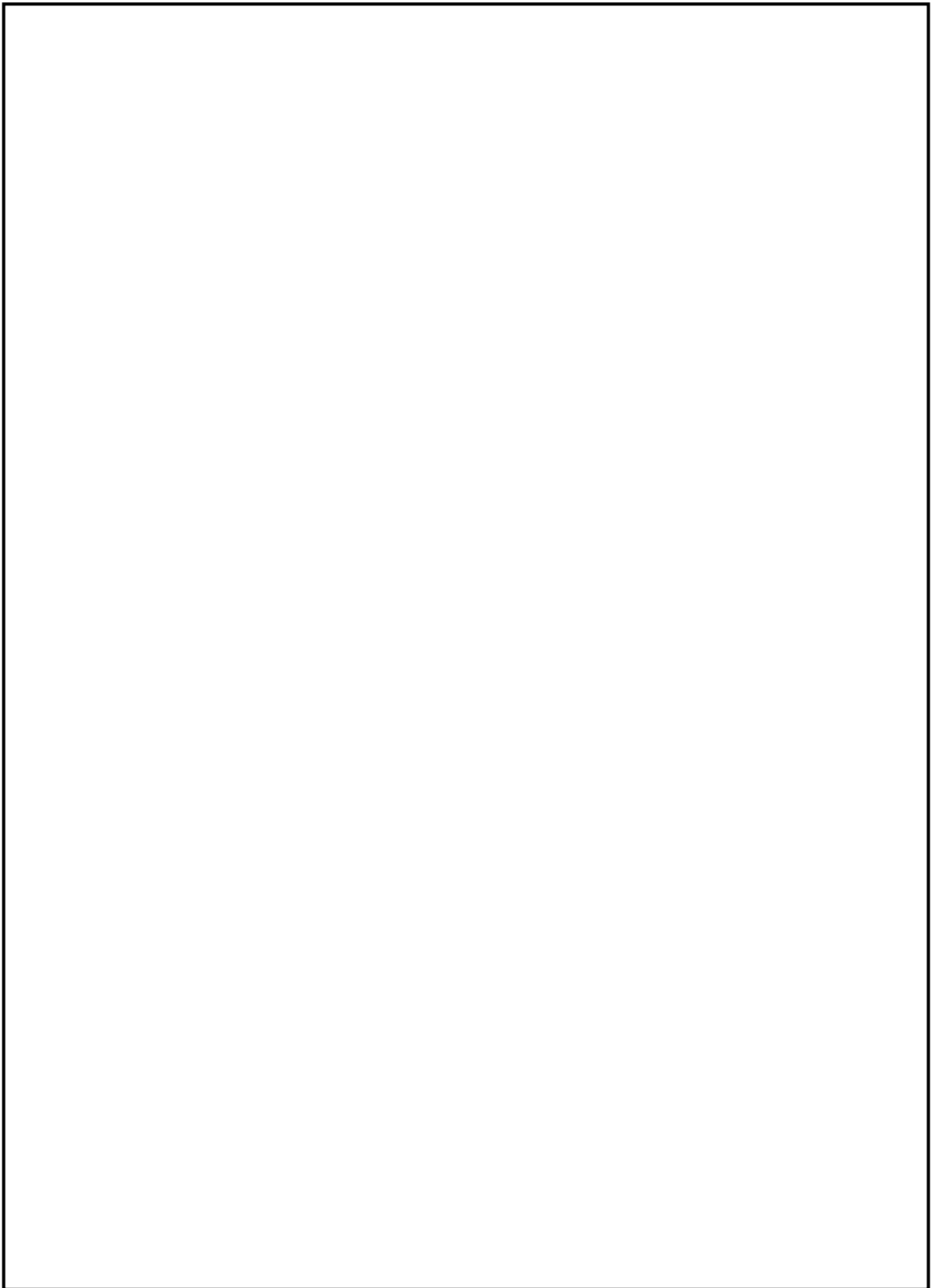


図1 残留熱代替除去系ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

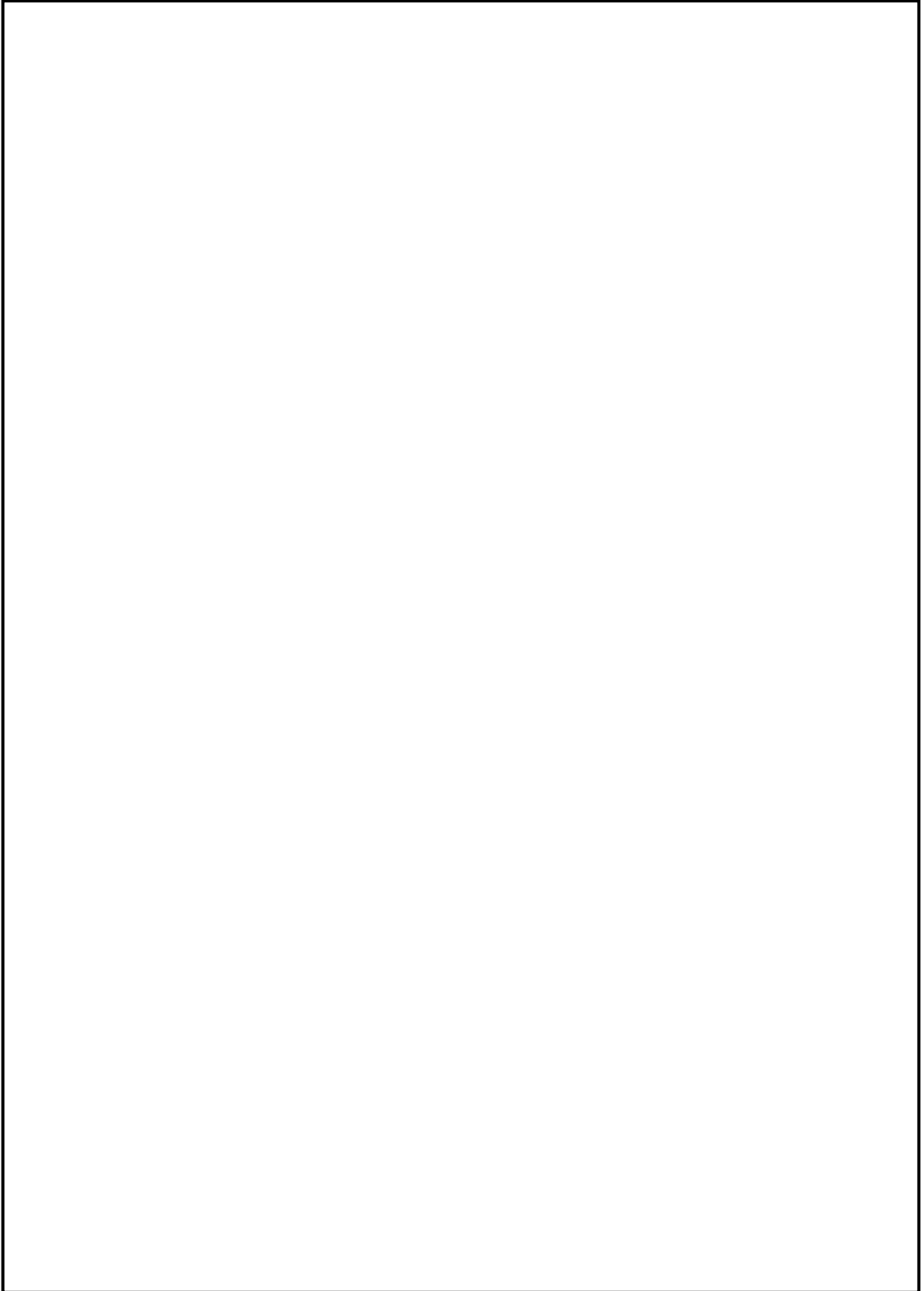


図2 残留熱除去系熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

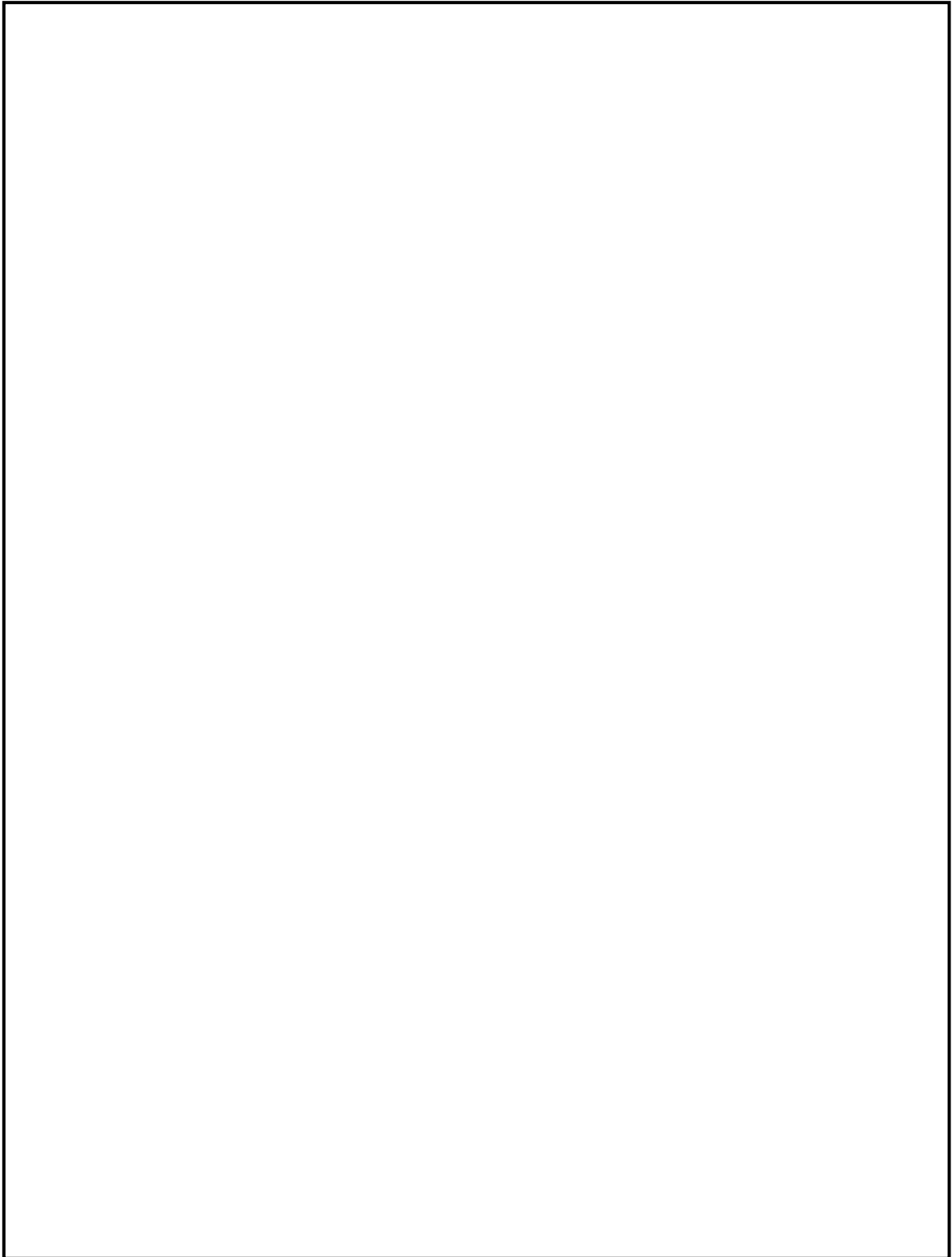


図3 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備熱交換器図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

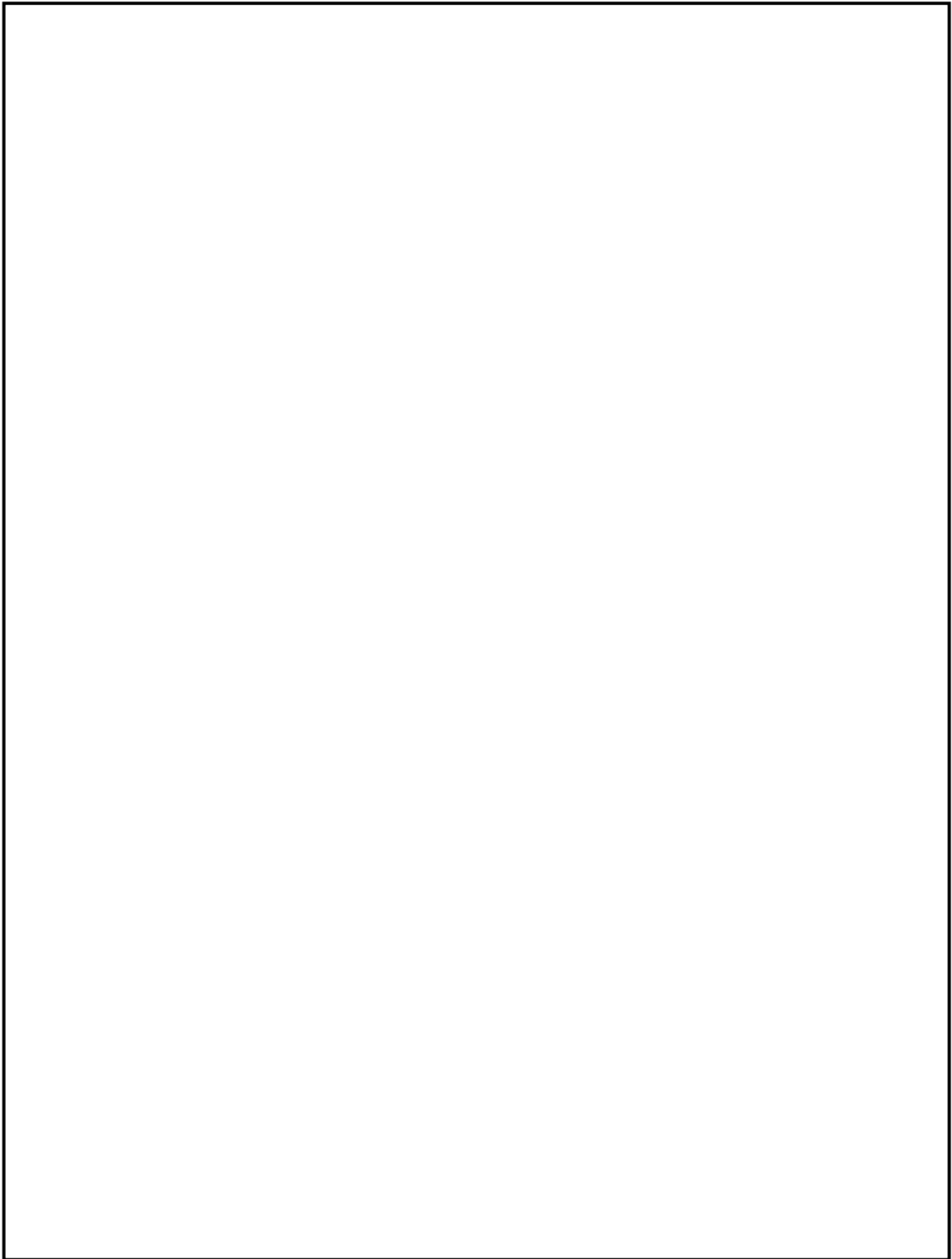


図4 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

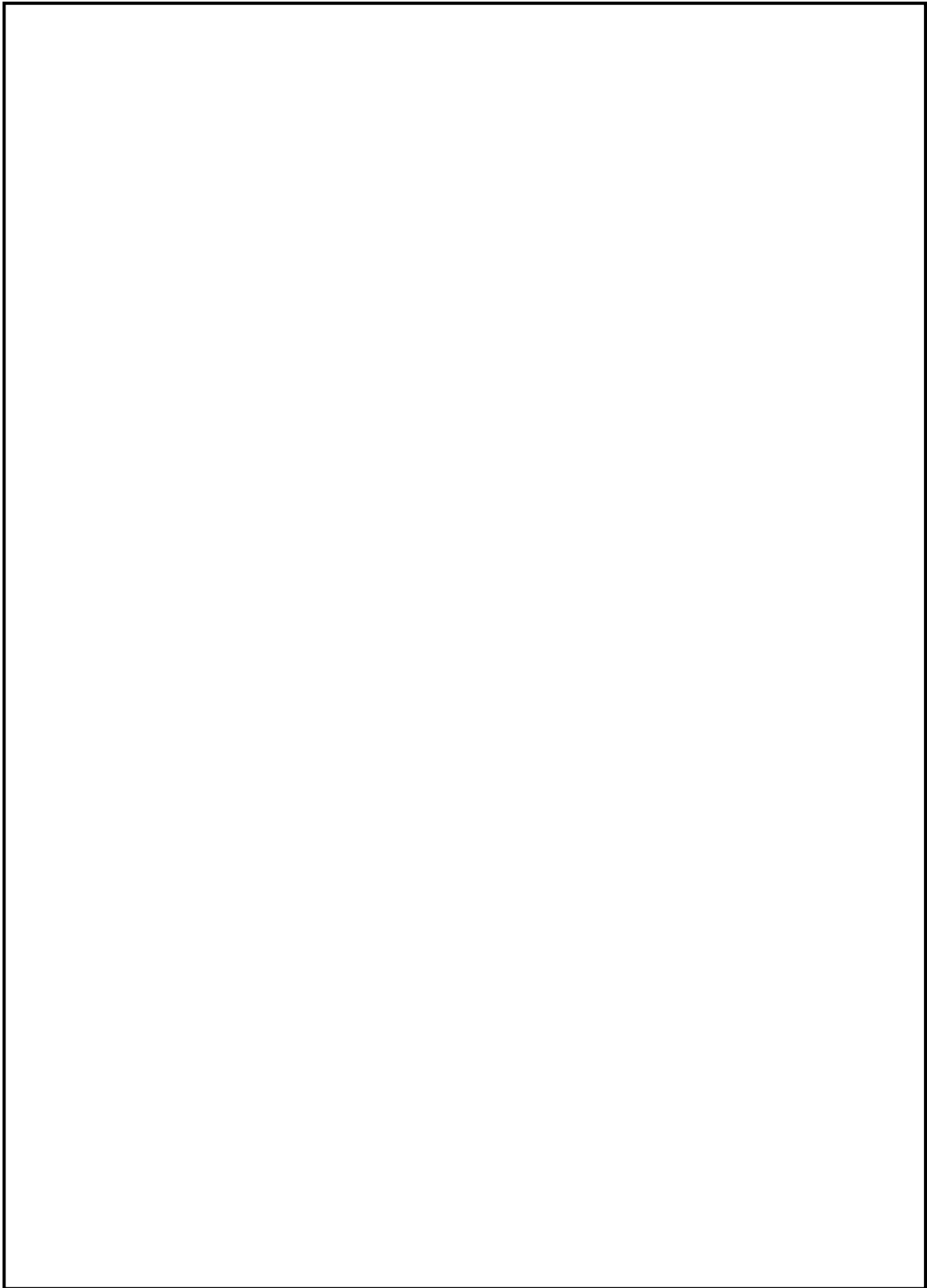


図5 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車ポンプ図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

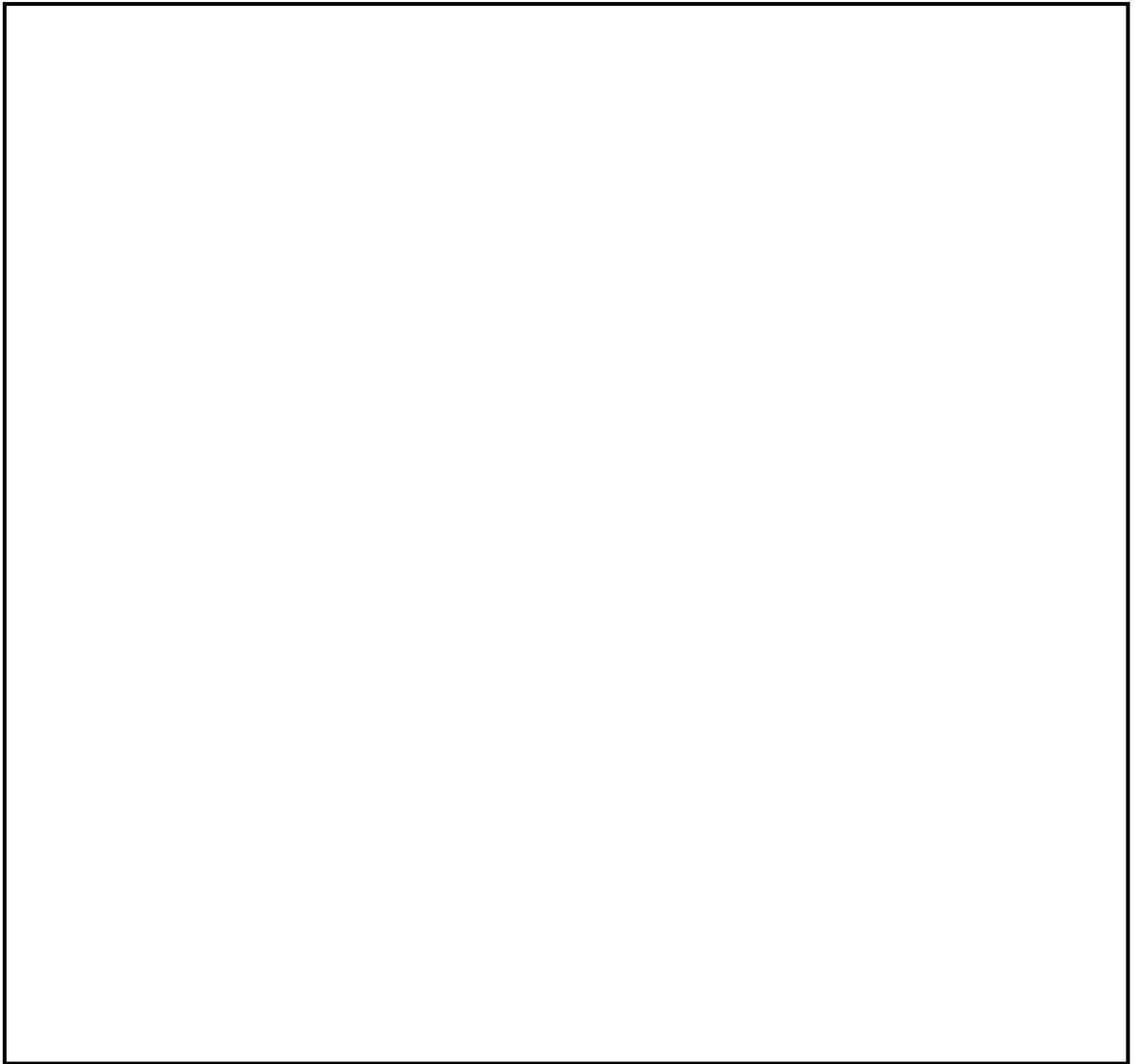


図6 残留熱代替除去系系統性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

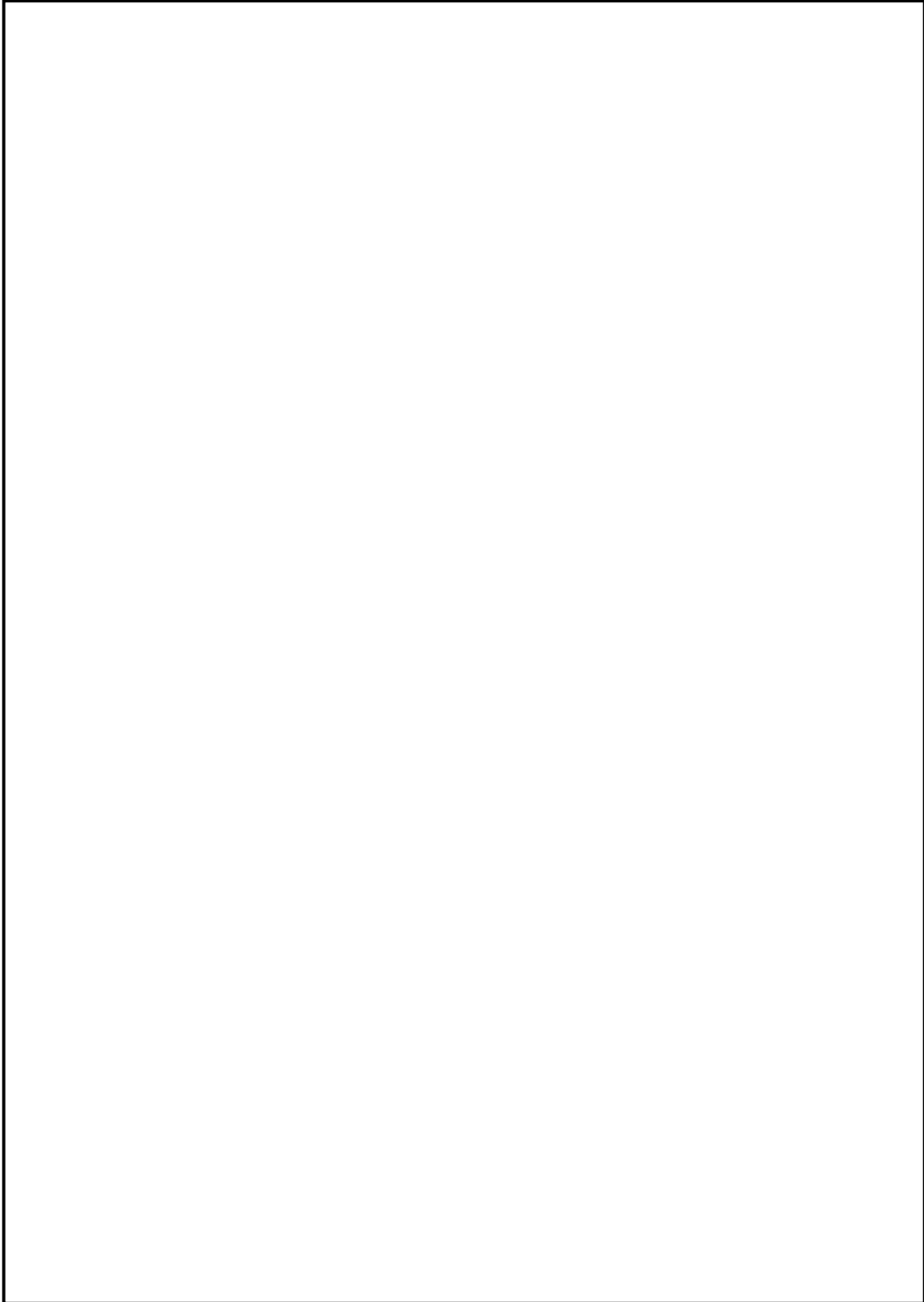


図7 原子炉補機代替冷却系 移動式代替熱交換設備 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

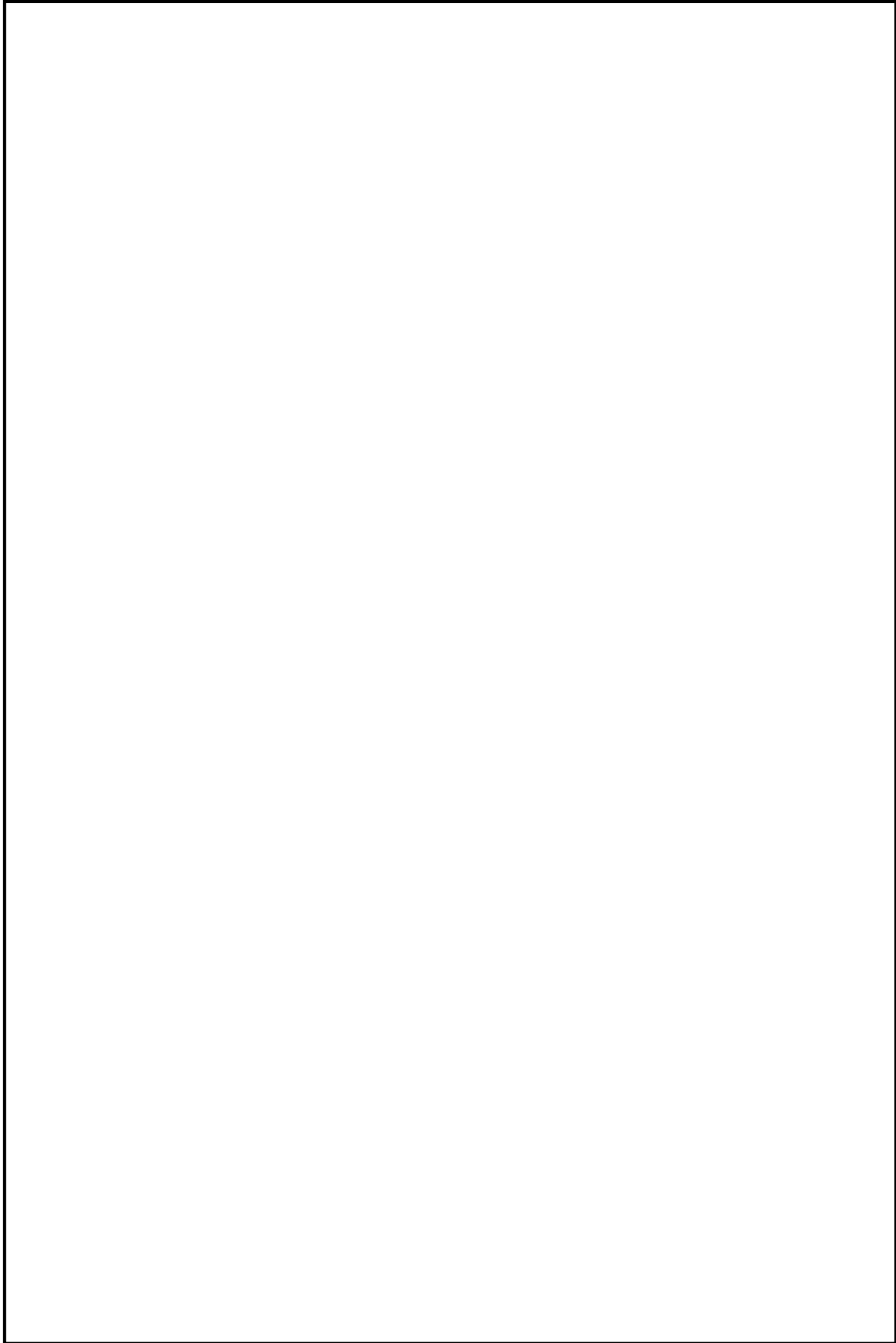


図8 原子炉補機代替冷却系 大型送水ポンプ車 運転性能検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

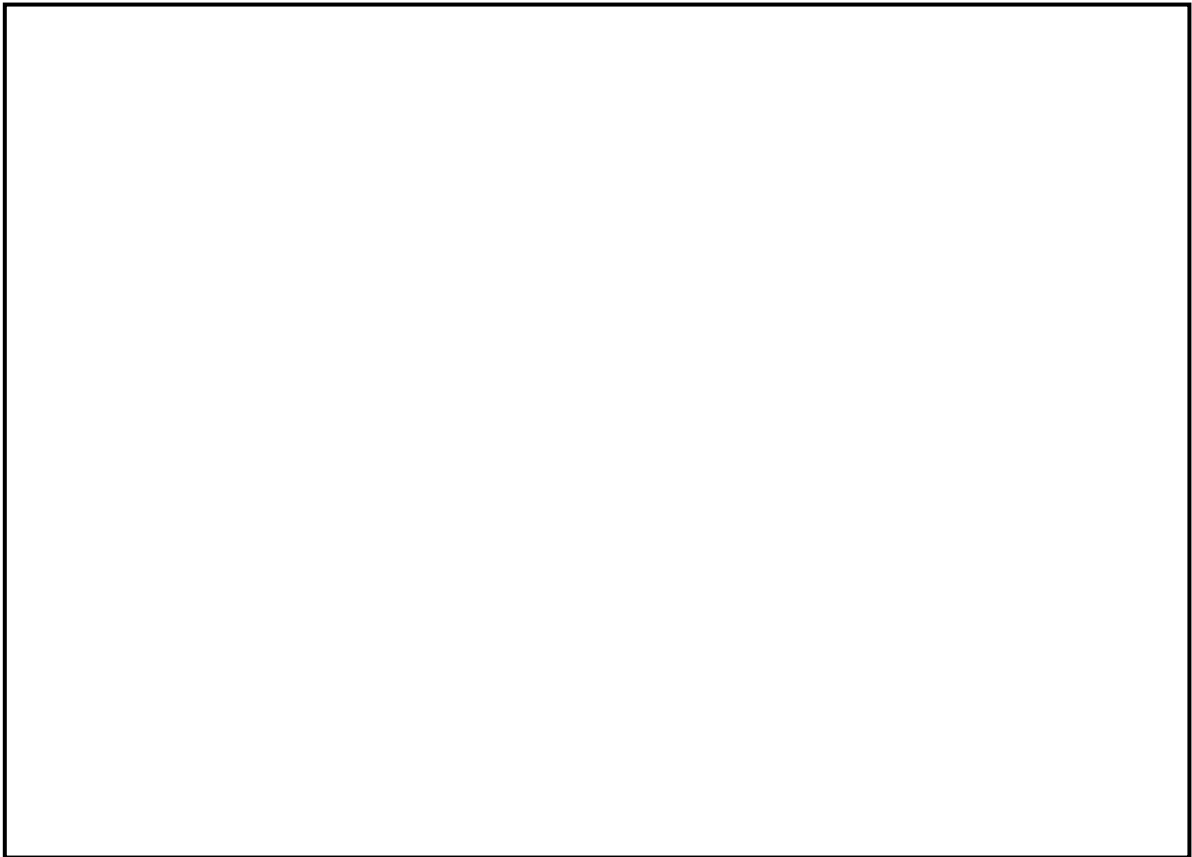


図9 第1ベントフィルタスクラバ容器構造図

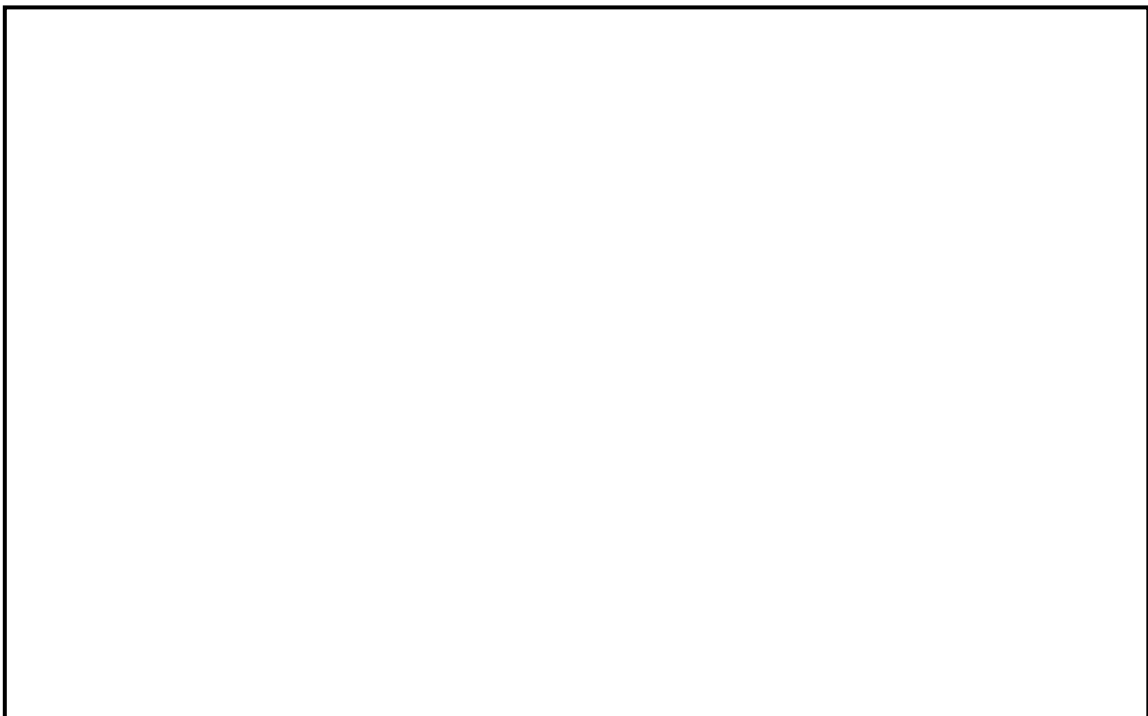


図10 第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

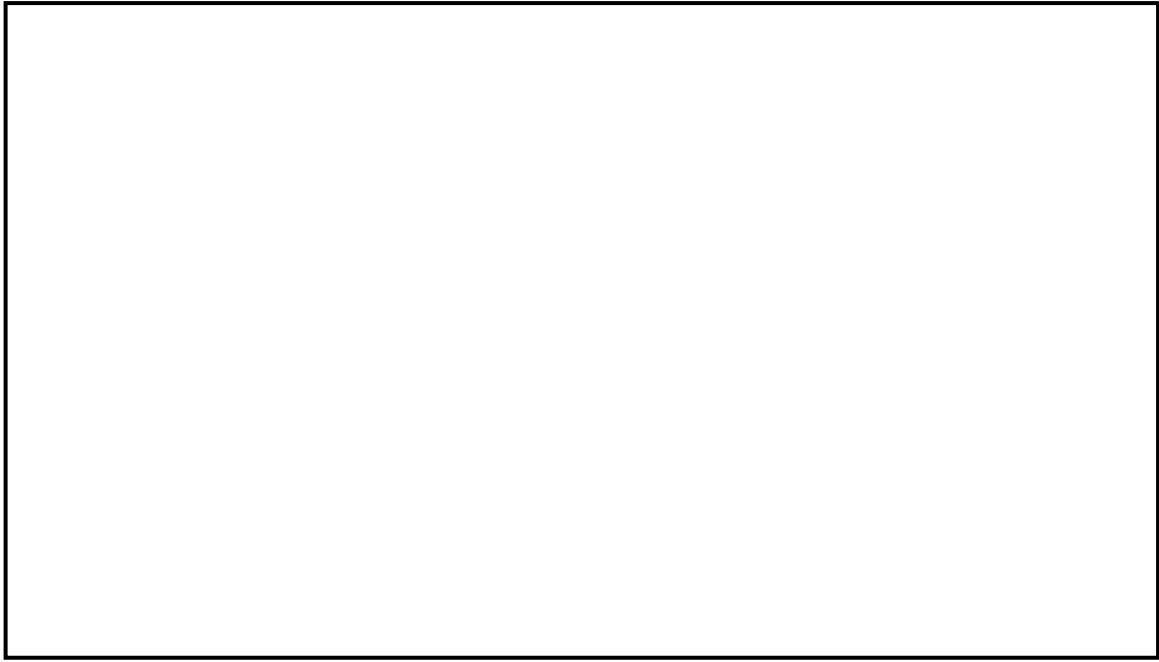


図 11 圧力開放板構造図

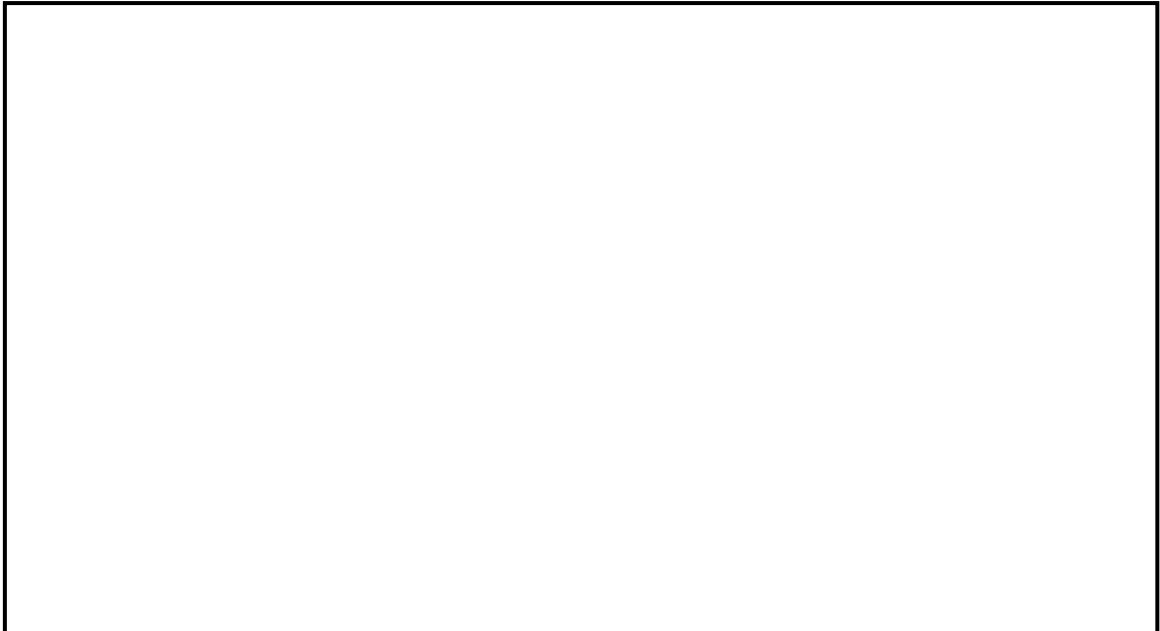


図 12 伸縮継手（排気配管）構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

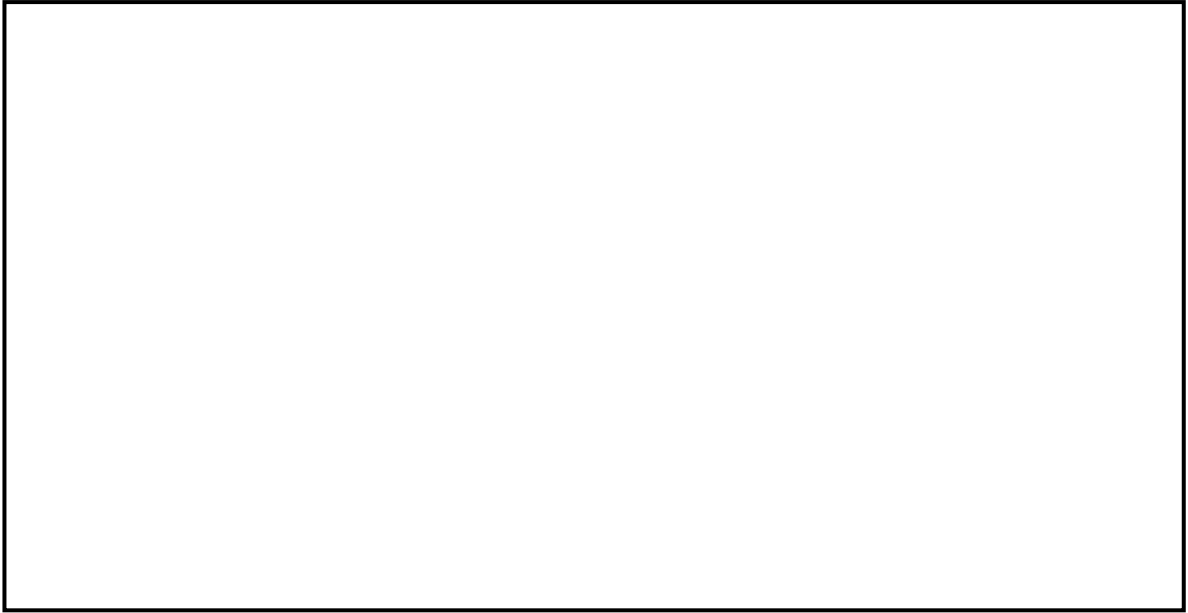


図 13 伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

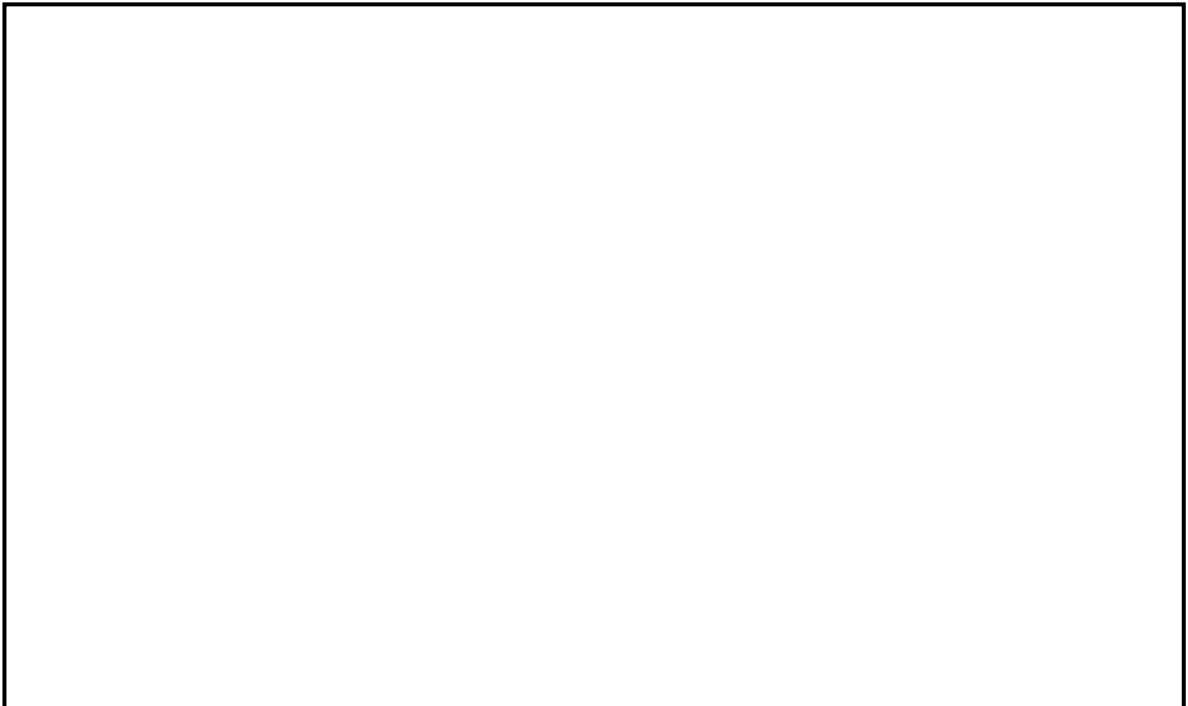


図 14 電動駆動弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

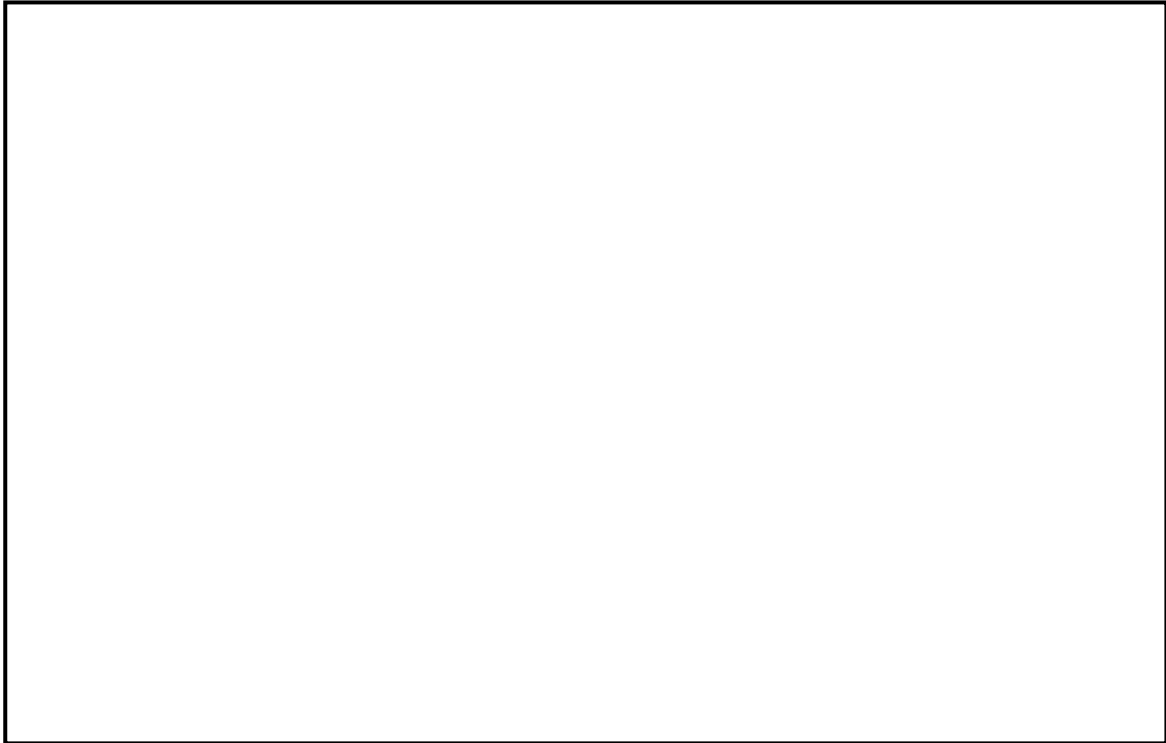


図 15 遠隔手動弁操作機構構造図

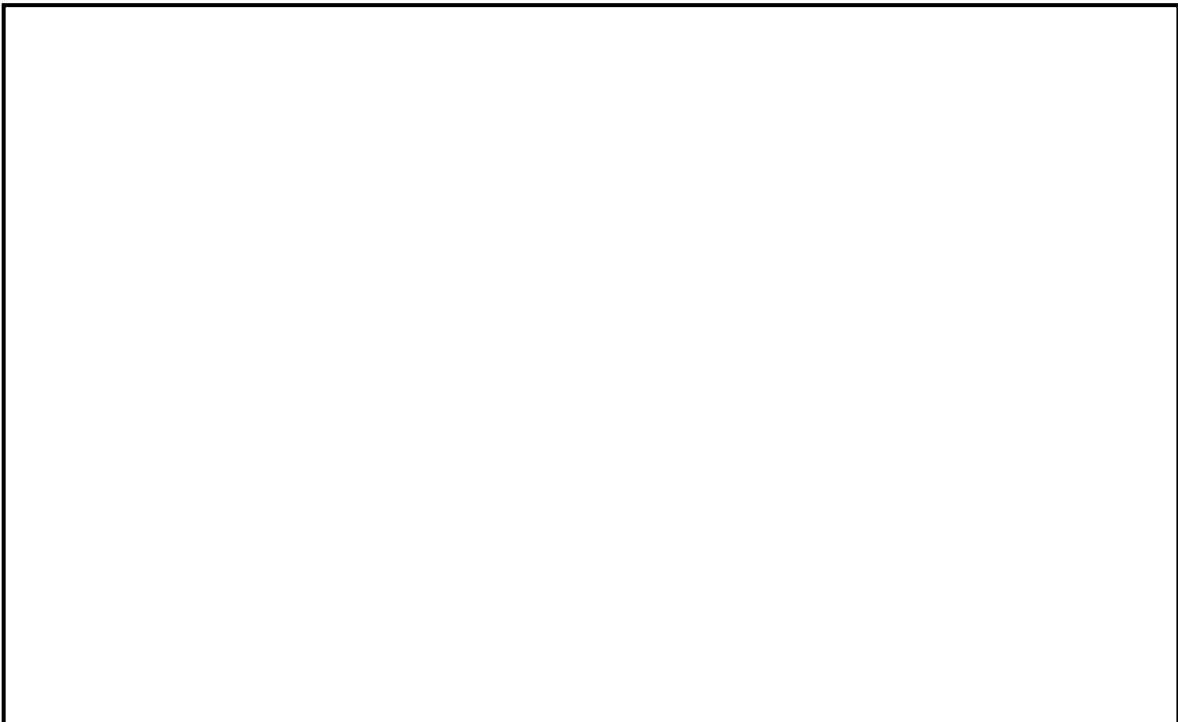


図 16 可搬式窒素供給装置構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-7 容量設定根拠

名 称		残留熱代替除去ポンプ
容 量	m ³ /h/台	150m ³
全 揚 程	m	70
最 高 使 用 圧 力	MPa	2.50
最 高 使 用 温 度	℃	185
原 動 機 出 力	kW	75
機器仕様に関する注記		
<p>【設 定 根 拠】 残留熱代替除去ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サブプレッション・チェンバを水源とした残留熱代替除去ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレーにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに、格納容器限界温度・圧力（200℃・2Pd）を超えないよう原子炉格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、代替循環冷却として使用する残留熱代替除去ポンプは、重大事故緩和設備として、2台用意し、うち1台を予備とする。</p> <p>1. 容量</p> <p>残留熱代替除去ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が約150m³/h（原子炉への注入流量が約30m³/h、格納容器へのスプレー流量が約120 m³/h）又は、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が120m³/h（原子炉格納容器へのスプレー流量が120 m³/h）であることから、1台あたり約150m³/hとする。</p>		

2. 揚程

残留熱代替除去ポンプは、原子炉に30m³/hの注水及び格納容器に120m³/hのスプレイができるように静水頭、配管及び機器圧損を踏まえ設計する。

静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
合計(m)	:	<input type="text"/>	m

以上より、残留熱代替除去ポンプに必要な揚程は64m以上となり、これを上回る揚程として、残留熱代替除去ポンプの揚程は70mとする。

3. 最高使用圧力

残留熱代替除去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を上回る圧力として MPaとしている。

4. 最高使用温度

残留熱代替除去ポンプの最高使用温度は、既設の残留熱除去系の最高使用温度に合わせ、185℃とする。

5. 原動機出力

残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

(引用文献：日本工業規格 J I S B 0 1 3 1 (2002) 「ターボポンプ用語」)

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 150/3600

H : 揚程 (m) = 70

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

以上より、残留熱代替除去ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、75kW/台とする。

名 称	残留熱除去系熱交換器		
個 数	基	1	
容量 (設計熱交換量)	MW /基	約 9.1 (注 1, 2)	
伝 熱 面 積	m ² /基	□以上 (注 1) (□ (注 2))	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す		

【設 定 根 拠】

重大事故等対処設備として使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系 (AHEF) の移動式熱交換設備から供給される冷却水を通水することにより、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が可能な設計とする。

なお、残留熱代替除去系として使用する場合は、B-残留熱除去系熱交換器を使用し、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の除熱ができる設計とする。

1. 容量の設定根拠

設計基準対象施設として使用する残留熱除去系熱交換器の容量は、海水温度 30℃、サプレッション・チェンバのプール水温又は原子炉冷却材温度 52℃において約 9.1MW であり、伝熱面積は □m²である。

重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積を表 1 に示す。重大事故等対処設備として使用する場合の残留熱除去系熱交換器の要求伝熱面積としては、設計基準対象施設として使用する場合と同様に □m²とする。

表 1 重大事故等対処設備として使用する場合の必要伝熱面積

系統	温度 [°C]		流量 [m ³ /h]		容量 [MW]	必要伝熱面積 [m ²]
	S/P	海水	S/P 側	AHEF 側		
残留熱除去系 (崩壊熱除去機能喪失 (8~24hr))	114	30	1,200	428	19.0	□
残留熱除去系 (崩壊熱除去機能喪失 (24hr~))	114	30	1,200	226	13.0	
残留熱代替除去系 (RPV 注水及び PCV スプレー)	100	30	150	226	7.1	
残留熱代替除去系 (PCV 下部注水及び PCV スプレー)	100	30	120	226	6.2	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	移動式代替熱交換設備	
個 式	2 (予備 1)	
容量(設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.00
最高使用温度	℃	淡水側 70 / 海水側 65
伝 熱 面 積	m ² /式	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備は、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

移動式代替熱交換設備は 2 式設置し、移動式代替熱交換設備内に熱交換器 2 基を設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備の容量は、原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱に残留熱除去ポンプの補機冷却分を加えた熱量を 2 基の熱交換器で十分に除去できる容量として、約 23MW/式とする。

なお、移動式代替熱交換設備の熱交換器容量を上記のように設定することで、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

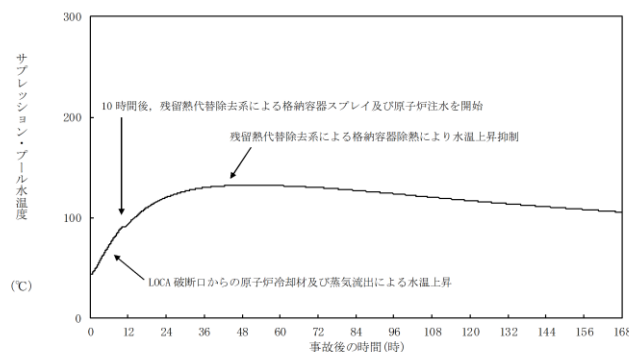


図 1 サプレッション・プール水温度の推移
(原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

また、有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のサブプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

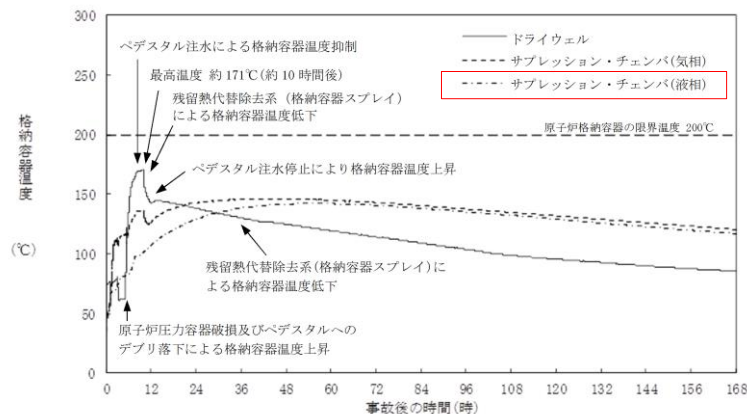


図 2 サプレッション・プール水温度の推移
(格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水)

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭及び静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）を重大事故等時に使用する場合の最高使用圧力は、運用上上限となる海水入口圧力以上である 1.00MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70°Cとする。

3.2 海水側

移動式代替熱交換設備（海水側）の最高使用温度は、必要除熱量 23MW に対し、海水入口温度 30°C、冷却水供給温度 35°Cとした場合の海水出口温度約 56°Cに余裕を考慮し、65°Cとする。

4. 伝熱面積

移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、以下の式により、容量を考慮して決定する。

4.1 熱交換量

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

$$\therefore T_{a1} = 68.3^\circ\text{C}$$

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

$$\therefore T_{b1} = 55.8^\circ\text{C}$$

Q : 原子炉停止 8 時間後の必要除熱量 = 23.0MW (82,800,000kJ/h)

W_a : 淡水側流量 = 600m³/h

W_b : 海水側流量 = 780m³/h

T_{a1} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 入口温度

T_{a2} : 移動式代替熱交換設備 (淡水側) 出口温度 = 35.0°C

T_{b1} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 出口温度

T_{b2} : 移動式代替熱交換設備 (海水側) 入口温度 = 30.0°C

ρ_1 : 密度 (淡水) = 992.9kg/m³

ρ_2 : 密度 (海水) = 1,020.7kg/m³

C_1 : 比熱 (淡水) = 4.17kJ/kg・K

C_2 : 比熱 (海水) = 4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(T_{a1} - T_{b1}) - (T_{a2} - T_{b2})\} / \ln \{(T_{a1} - T_{b1}) / (T_{a2} - T_{b2})\}$$
$$= 8.2\text{K}$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 総括伝熱係数

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

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / U_c = \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個} \div \boxed{} \text{ m}^2 / \text{個}$$

A_r : 移動式代替熱交換設備の伝熱面積

以上より、移動式代替熱交換設備の伝熱面積は、 $\boxed{}$ m²/式とする。

名 称	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ		
個 数	台	2 (移動式代替熱交換設備 1 式あたり)	
容 量	m ³ /h/台	300 以上 (注 1) (300 (注 2))	
全 揚 程	m	□以上 (注 1) (75 (注 2))	
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.37	
最 高 使 用 温 度	℃	70	
原 動 機 出 力	kW/台	□以上 (注 1) (110 (注 2))	
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す		

【設 定 根 拠】

移動式代替熱交換設備淡水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 揚程の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

配管・機器圧力損失：約 m

上記から、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの揚程は75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプの最高使用圧力は、淡水ポンプの締切水頭及び静水頭を考慮して、既設の原子炉補機冷却系の最高使用圧力と合せて、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

移動式代替熱交換設備（淡水側）の最高使用温度は、既設の原子炉補機冷却系の最高使用温度と合せて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

P：必要軸動力（kW）

ρ ：流体の密度（kg/m³） = 1,000

g：重力加速度（m/s²） = 9.80665

Q：ポンプ容量（m³/h） = 300

H：ポンプ揚程（m） = 75（図3参照）

η ：ポンプ効率（%） = （図3参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2017））

以上より、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る110kW/台とする。

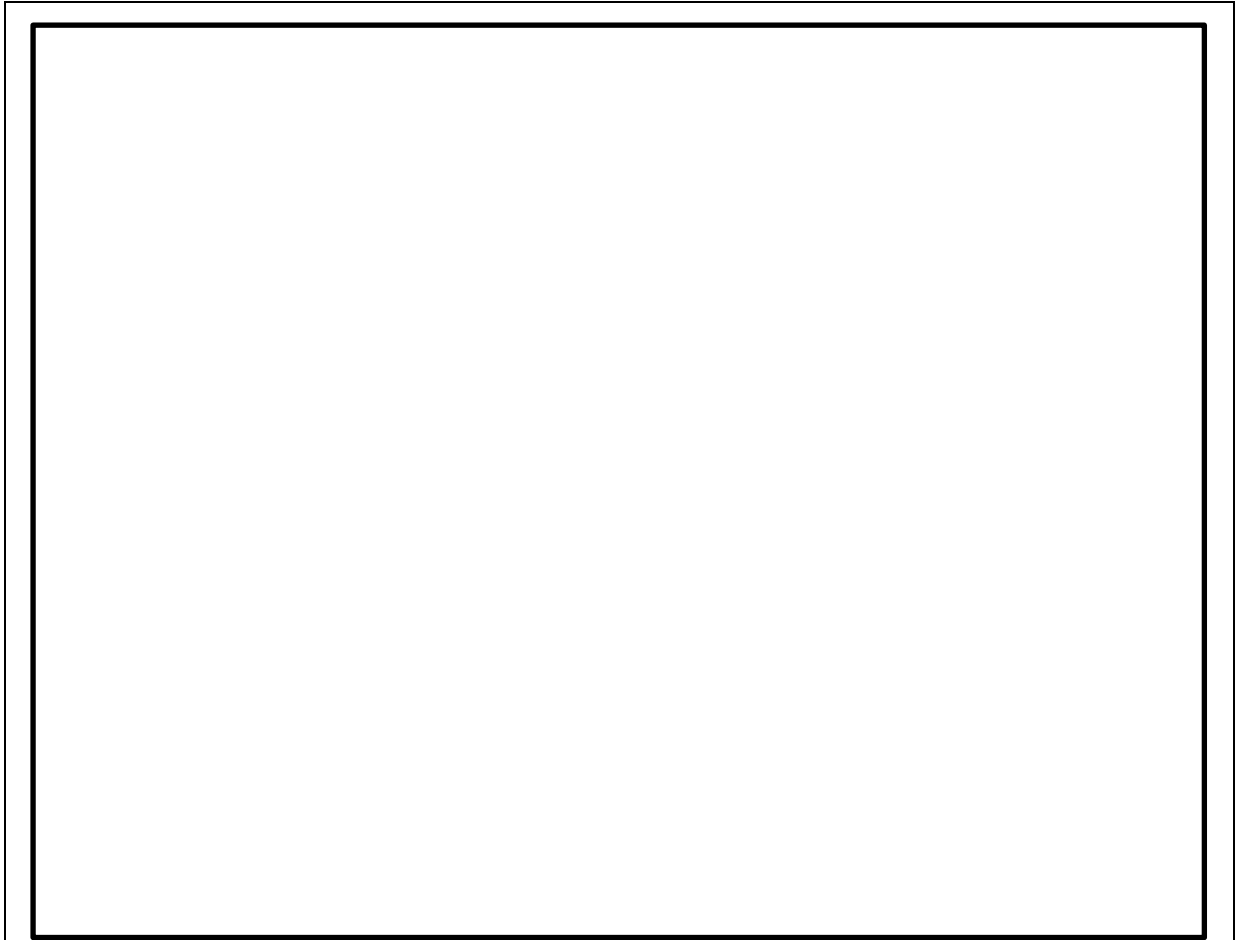


図3 移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	大型送水ポンプ車	
容 量	m ³ /h/個	900 以上 (注 1) (1,800 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa	0.99 以上 (注 1) (1.2 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	1.4
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/個	1,193
機器仕様に関する注記	注 1 : 要求値を示す 注 2 : 公称値を示す	

【設 定 根 拠】

大型送水ポンプは、重大事故等時の原子炉補機冷却系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠

大型送水ポンプ車の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 8 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を除去するために必要な流量 780m³/h と同時に使用する代替淡水源への海水補給 120m³/h の合計である 900m³/h 以上とし、容量 1,800m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、移動式代替熱交換設備淡水ポンプの容量を上記のように設定することで、残留熱代替除去系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 1 に有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 残留熱代替除去系を使用する場合」のサプレッション・プール水温を示すように、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

また、有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で、事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水の冷却効果が確認されている。

具体的には、図 2 に有効性評価「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」のサプレッション・プール水温を示すように、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠

移動式代替熱交換設備への送水に必要な吐出圧力

移動式代替熱交換設備への送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①熱交換器ユニット内の圧力損失	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.35	MPa

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な吐出圧力

原子炉補機冷却系への海水送水に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④配管・機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.99	MPa

代替淡水源への海水補給に必要な吐出圧力

代替淡水源への海水補給に必要な大型送水ポンプ車の吐出圧力は、下記を考慮する。

①静水頭	:		MPa
②ホース直接敷設の圧損	:		MPa
③エルボの使用による圧損	:		MPa
④機器類の圧力損失	:		MPa
<hr/>			
①～④の合計	:	0.82	MPa

上記から、大型送水ポンプ車の必要吐出圧力は0.99MPa[gage]以上とし、1.2MPa[gage]とする。

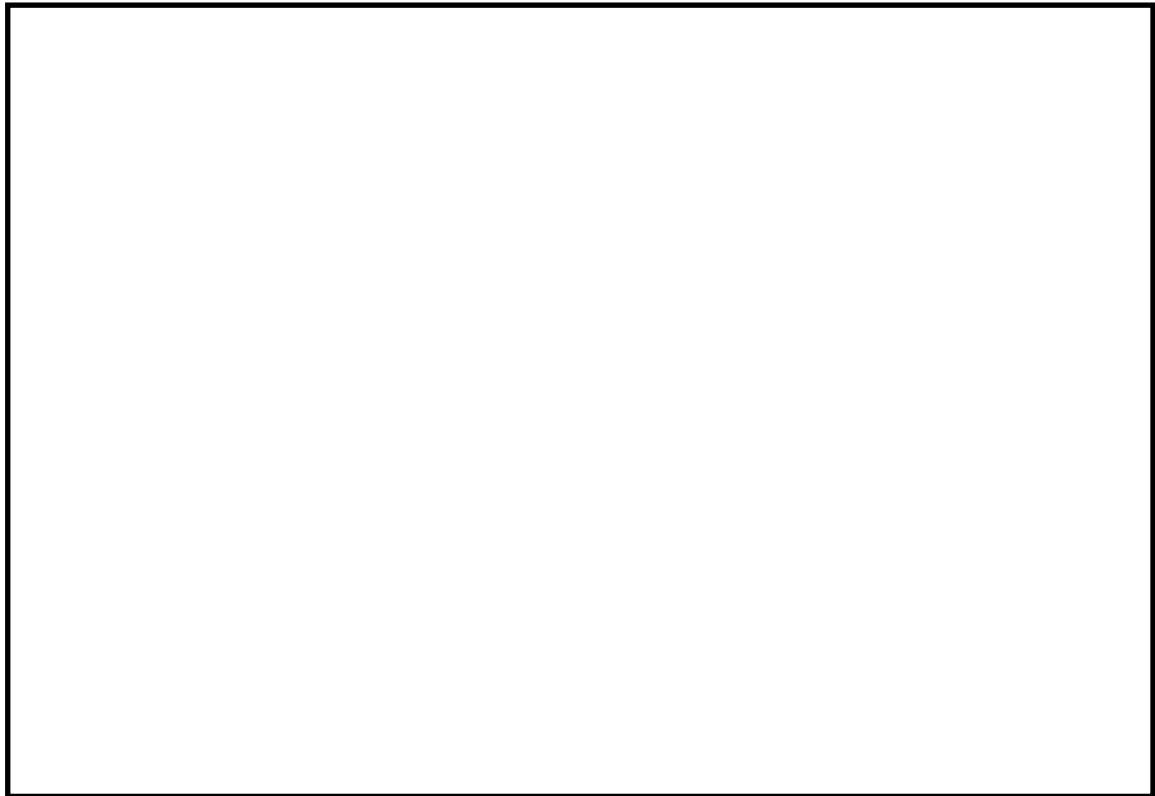


図4 大型送水ポンプ車 送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、以下の通り、使用条件下において送水ポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

大型送水ポンプ車は移動式熱交換設備への送水 $780\text{m}^3/\text{h}$ と同時に輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）への海水補給 $120\text{m}^3/\text{h}$ も行うため、取水ポンプの流量は $900\text{m}^3/\text{h}$ として計算する。

大型送水ポンプ車は取水槽に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージ図を図5に示す。この場合における海面は、通常時の平均海面では送水ポンプの約10m下位、津波時の引き波と干潮との重畳を考慮した海面では送水ポンプの約16.5m下位となる。また、取水ポンプは、キャビテーションの発生を防止するために、海面から1.0m以上水没させて使用する必要がある。

これを踏まえ、取水ポンプの吐出部のホースの長さが60mであることから、海面が最も低い状態になった場合（大型送水ポンプ車から約17.5m下位、取水箇所から大型送水ポンプ車までの水平距離約25m）でも、海水を取水することが可能である。

また、送水ポンプの必要吸込水頭が約10m以上であるのに対し、必要流量 $900\text{m}^3/\text{h}$ を確保した場合における水中ポンプの全揚程は約50m、大気圧は約10.3mであり、ホース圧損（約2m）と静水頭（約16.5m）を考慮しても、送水ポンプの有効吸込水頭（約41m（ $=50\text{m}+10.3\text{m}-2\text{m}-16.5\text{m}$ ））は、必要吸込水頭を上回ることを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

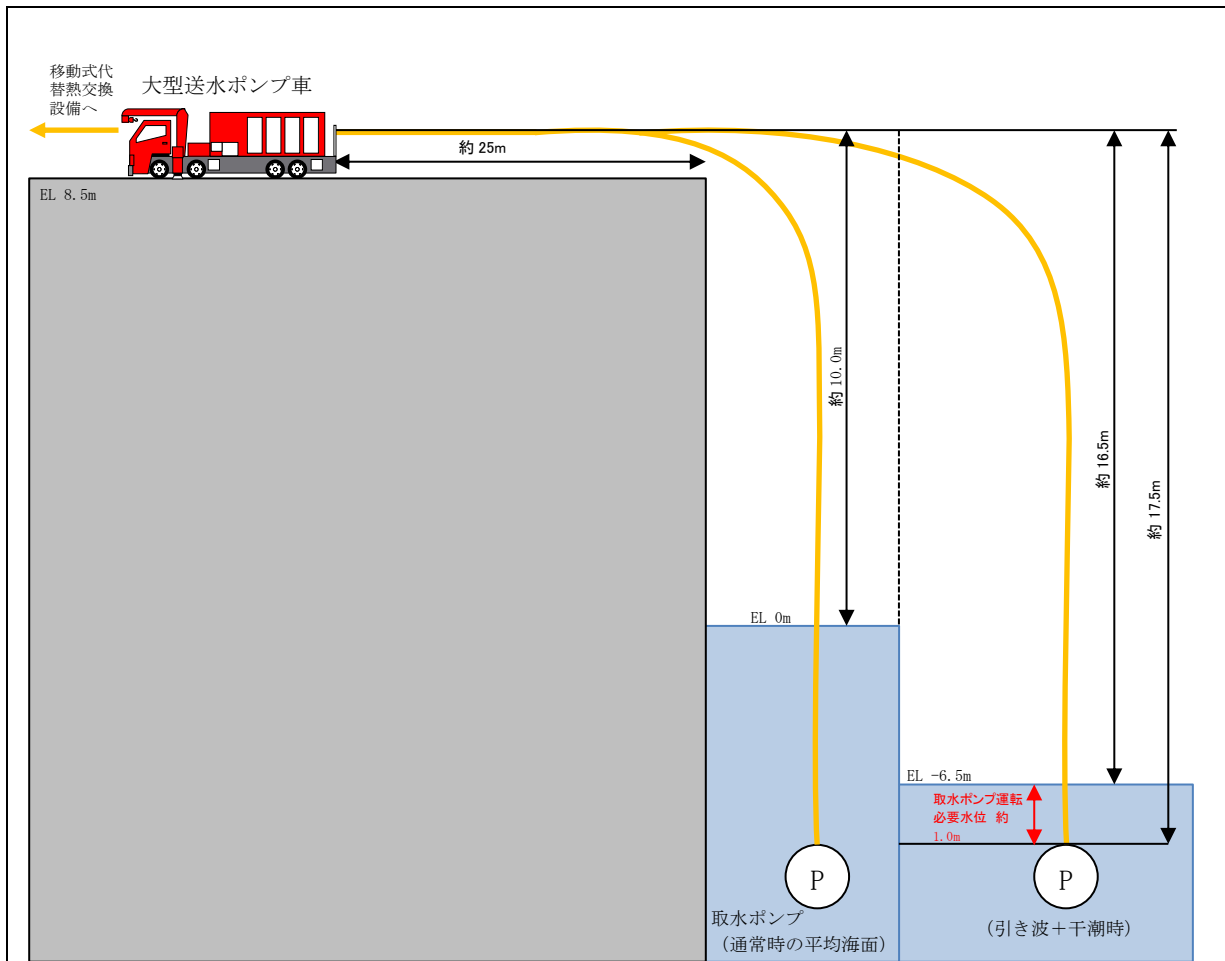


図5 大型送水ポンプ車概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は、大型送水ポンプ車のメーカー規格圧力である1.4MPaとする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大型送水ポンプ車の最高使用温度は、海水温度が30℃の余裕を考慮し、40℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

大型送水ポンプ車の原動機については、必要な性能を発揮する出力を有するものとして1,193 kWとする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、『機械工学便覧』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

※300A ホースの湾曲個所について、ホースの湾曲による圧力損失大きくなる曲率半径が小さい曲り箇所にはエルボを使用することから、エルボを使用した場合の圧力損失を計算する。

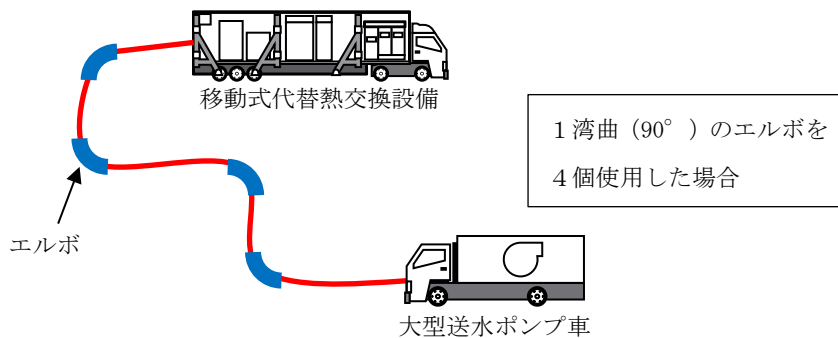


図6 想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

<流量エルボ1個（90°）あたりの圧力損失： h_b >

$$h_b[\text{m}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2g}$$

ここで $g=9.8\text{m/s}^2$, $1\text{m}=0.0098\text{MPa}$ とし

$$h_b[\text{MPa}] = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2000}$$

で表され、滑らかな壁面の場合、損失係数 ζ_b は

$$\begin{aligned} Re(d/\rho)^2 < 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00515 \alpha \theta Re^{-0.2} (\rho/d)^{0.9} \\ Re(d/\rho)^2 > 364 \text{ では } & \zeta_b = 0.00431 \alpha \theta Re^{-0.17} (\rho/d)^{0.84} \end{aligned}$$

ここで $R_e = v d / \nu$, ν は動粘性係数, d はエルボ内径, v は流速, ρ は曲率半径, θ は度, α は表 7 のように与えられる

表 2 α の数値

θ	45°	90°	180°
α	$1 + 5.13 (\rho / d)^{-1.47}$	$0.95 + 4.42 (\rho / d)^{-1.96}$ ($\rho / d < 9.85$ の場合) 1.0 ($\rho / d > 9.85$ の場合)	$1 + 5.06 (\rho / d)^{-4.52}$

(例として 300A, 流量 1,000m³/h の場合の値を記載する)

$$\rho = 0.596 [\text{m}]$$

$$d = 0.2979 [\text{m}]$$

$$v = 1.792 [\text{mm}^2/\text{s}]$$

であることから

$$v = 1000 / (0.2979/2)^2 \pi / 3,600 = 3.9853 \dots$$

$$\doteq 3.99 [\text{m/s}]$$

$$R_e = v d / \nu = 1.792 \times 0.2979 / 3.99 / 1,000 / 1,000$$

$$\doteq 6.6 \times 10^5$$

$$R_e (d / \rho)^2 = 6.6 \times 10^5 \times (0.2979 / 0.596)^2$$

$$\doteq 165519 > 364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho / d = 0.596 / 0.2979$$

$$= 2.00067 \dots$$

$$\doteq 2$$

であるため

$$\alpha = 0.95 + 4.42 \times 2^{-1.96}$$

$$= 2.085319$$

$$\zeta_b = 0.00431 \alpha \theta R_e^{-0.17} (\rho / d)^{0.84}$$

$$= 0.00431 \times 2.085319 \times 90 \times (6.6 \times 10^5)^{-0.17} (0.596 / 0.2979)^{0.84}$$

$$= 0.148346 \dots$$

$$\doteq 0.15$$

となり

$$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2000$$

$$= 0.0119400\dots$$

$$\doteq 0.012 [\text{MPa}]$$

名 称		格納容器フィルタベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa	853 (原子炉格納容器から流量制限オリフィスまで)
	[gage]	427 (流量制限オリフィスから排気口まで)
最高使用温度	℃	200
設計流量	kg/s	9.8

【設 定 根 拠】

1. 最高使用圧力

【原子炉格納容器から流量制限オリフィス】

原子炉格納容器が過大リークに至らない限界圧力である最高使用圧力の2倍の圧力にて格納容器ベントを行うことができるよう、853kPa[gage]とする。

【流量制限オリフィスから排気口】

格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果から、流量制限オリフィスの下流以降に発生しうる最大の圧力 kPa[gage]を考慮し、427kPa[gage]とする。

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

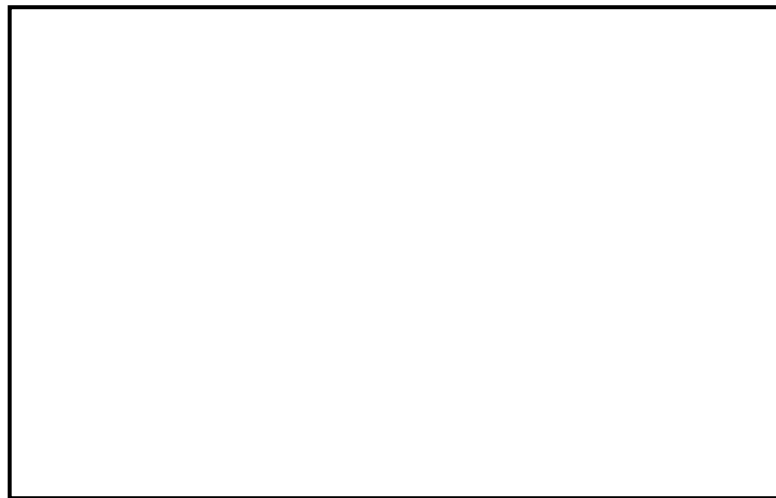


図7 格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

2. 最高使用温度

原子炉格納容器が過温による破損に至らない限界温度である200℃とする。

なお、有効性評価シナリオである冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失において、格納容器ベント後の格納容器内雰囲気温度は200℃以下となることを確認している(図8参照)。そのため、原子炉格納容器に接続される格納容器フィルタベント系の温度も200℃以下となる。

【設定根拠】

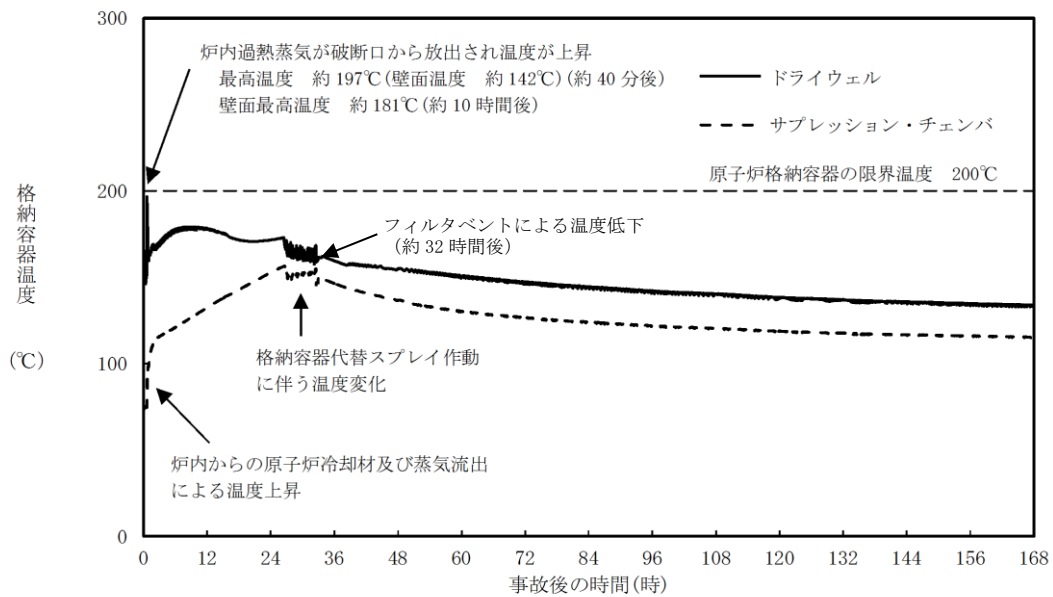


図 8 原子炉格納容器温度推移（冷却材喪失（大破断 L O C A）
＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）

3. 設計流量（ベントガス流量）

格納容器フィルタベント系の設計流量は，原子炉格納容器の最高使用圧力 427kPa[gage]（1 Pd）において，原子炉定格熱出力の 1 %（原子炉停止後 2 ～ 3 時間相当）の蒸気発生量を排出できるように設定している。

設計流量は（式 1）により算出し 9.8kg/s となる。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_s - h_w) \quad \text{(式 1)}$$

ここで，

W_{Vent} : 設計流量 (kg/s)

Q_R : 定格熱出力 (2436 × 10³ kW)

h_s : 427kPa[gage] の飽和蒸気の比エンタルピ (2750.55 kJ/kg)

h_w : 60℃ の飽和水の比エンタルピ (251.15 kJ/kg)

格納容器ベント開始時間が最も早い有効性評価シナリオである L O C A 時注水機能喪失における格納容器ベント開始時間は，原子炉停止から約 27 時間後となっている。そのため，格納容器ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は，格納容器フィルタベント系の系統流量よりも小さい値となる。よって，格納容器フィルタベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

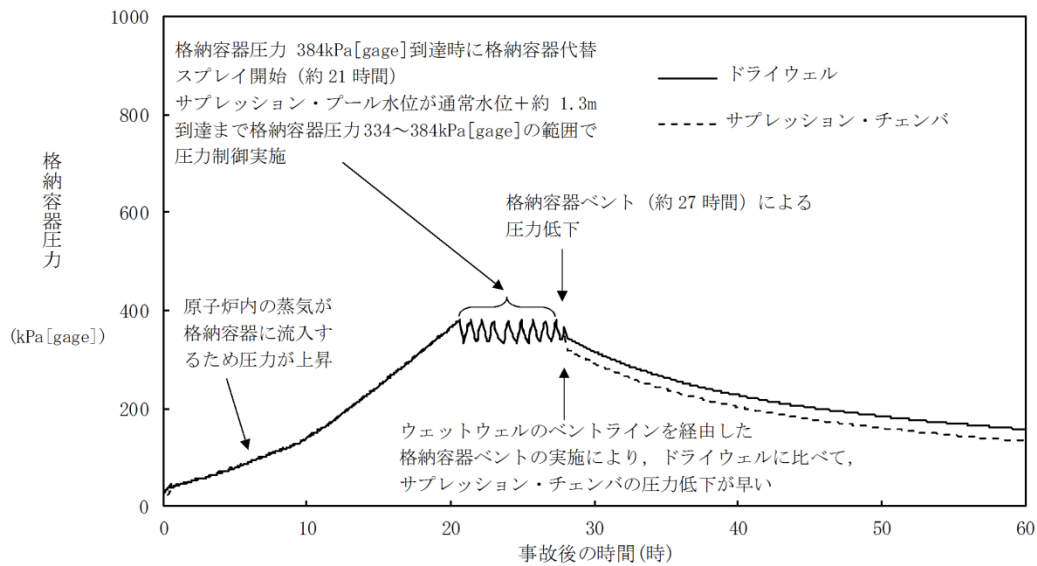


図9 原子炉格納容器圧力推移 (LOCA時注水機能喪失)

名 称		格納容器フィルタベント系 (第1ベントフィルタスクラバ容器容量)
スクラビング水 待機時薬液添加濃度	wt%	<input type="text"/>
金属フィルタ 設計負荷量率	g/m ²	<input type="text"/>

【設 定 根 拠】

1. スクラビング水待機時薬液添加濃度

ベンチュリスクラバの無機よう素に対するDFを100以上とするためには、スクラビング水のpHをに維持する必要がある。

一方、格納容器ベント中は、以下の3つの要因によりスクラビング水のpHは酸性側にシフトする。

- ① 放射線分解による酸性物質生成
- ② 熱分解による酸性物質生成
- ③ スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質

そのため、スクラバ容器待機時のスクラビング水薬液添加濃度は、これらの要因を考慮してもpHをに維持するだけの容量を有している必要がある。スクラバ容器待機時のスクラビング水薬液添加濃度は約wt%としている。

ここで、①～③の要因による水酸化物イオンの消費量を算定し、上記の添加濃度の十分性を評価する。

(1) 放射線分解による酸性物質生成量

格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。

また、窒素が溶存するサプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。

有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）」において、ベント時（事象発生から32時間後）には約[mol]、7日後（168時間後）では約[mol]、60日後（1440時間後）では約[mol]の酸性物質が格納容器内で生成される。放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図10に示す。

【設 定 根 拠】

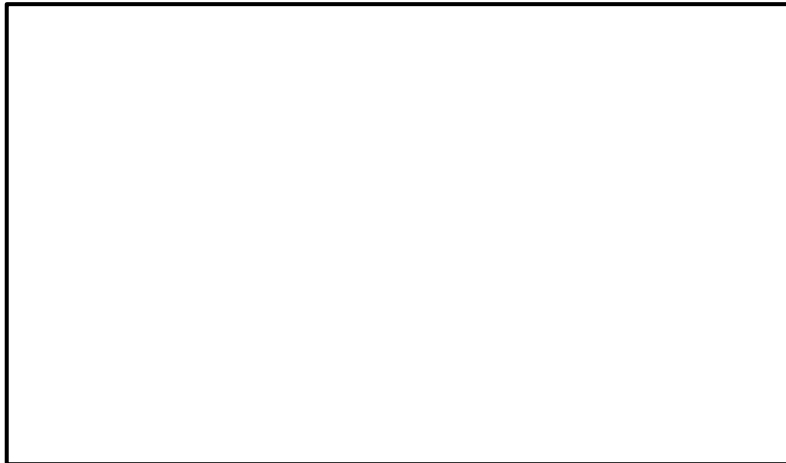


図 10 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

(2) 熱分解による酸性物質生成量

ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は 200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオである冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 注水機能喪失+全交流動力電源喪失においては熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。原子炉圧力容器破損を想定した場合は、熔融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ち原子炉格納容器下部に存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じる M C C I により発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。

したがって、熱分解による酸性物質発生量として [] [mol] を想定する。

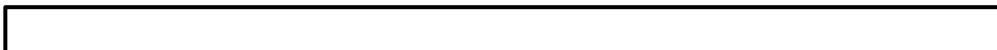
(3) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質量

スクラビング水に初期添加している [] について、仮に全量の [] が酸化分解されると想定して、消費される塩基性物質は約 [] [mol] となる。

以上を踏まえ、ベント時に移行する酸性物質を保守的に評価すると、そのモル量の合計は以下のとおりである。

$$\text{約 [] [mol]} + \text{約 [] [mol]} + \text{約 [] [mol]} = \text{約 [] [mol]}$$

スクラビング水に初期添加する水酸化ナトリウムは、上記にさらに余裕をみた水酸化ナトリウム濃度とし、通常水位（約 [] t）において約 [] wt% とすることとし、そのモル量は以下のとおりである。事故後のスクラビング水の pH 挙動評価を図 11 に示す。



【設定根拠】

よって、スクラビング水のpHを に維持するための水酸化ナトリウムの初期添加濃度は、約 wt%で十分である。

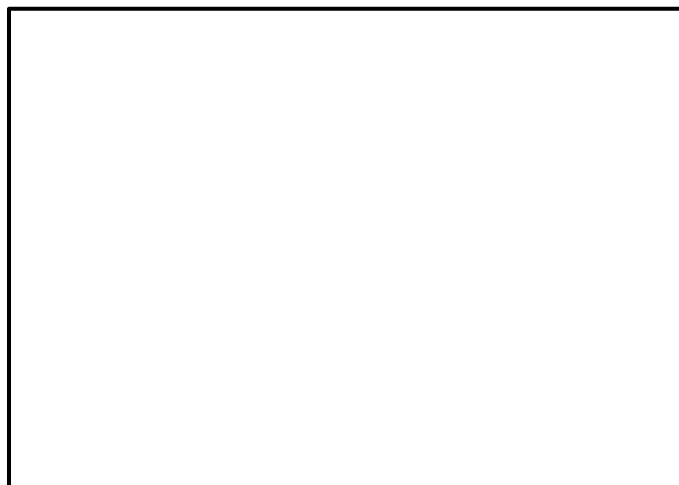


図 11 事故後スクラビング水のpH挙動評価

2. 金属フィルタの設計負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、 g/m²まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属フィルタの機能が確保できることが Framtome 社により検証されている。

格納容器フィルタベント系使用中に、金属フィルタの前段にあるスクラビング水では捕捉できずに金属フィルタに流入するエアロゾル量は、金属フィルタの許容負荷量よりも小さい必要がある。

そこで、有効性評価シナリオである冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失シナリオに対し、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタ設計負荷量の十分性を評価する。評価の手順は、以下の通りである。

(1) 金属フィルタへのエアロゾル流入量評価

フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために用いる格納容器からのエアロゾル（核分裂生成物エアロゾル、構造材エアロゾル）の移行量は、NUREG-1465における格納容器ソースタームを用いて評価した結果である核分裂生成物エアロゾル移行量 約 28kg 及びエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、保守的に 300kg に設定している。

ここで、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シーケンス（冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失）におけるMAAP解析によるエアロゾル移行量は、ウェットウェルベントの場合で約 1.8×10^{-3} kg、ドライウェルベントの場合で約 3.5kg であることから、フィルタベント設備の設計の妥当性を確認するために設定した 300kg は十分保守的であると考

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

えられる。

また、JAVA 試験ではベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースがあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリノズル単独でも 以上と評価される。ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能を表 3 に示す。

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は となる。

表 3 ベンチュリノズル単独でのエアロゾル除去性能

--

(3) 評価結果

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		格納容器フィルタベント系 (第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器容量)
除去効率	%	98以上(有機よう素に対して)

【設 定 根 拠】

第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器の除去効率は、Framtome社による実規模相当の有機よう素の除去性能試験（以下、「JAVA PLUS 試験」という。）によって得られた試験結果を基に、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

銀ゼオライトフィルタのベッド厚の設定にあたっては、銀ゼオライトによる除去性能に影響を与える主要な因子であるベントガスの滞留時間及び過熱度を考慮する必要があるが、JAVA PLUS 試験装置と実機においては吸着ベッドの形状等が異なるため、ベントガスの吸着ベッドにおける滞留時間が異なる。

このため、(式1)の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。

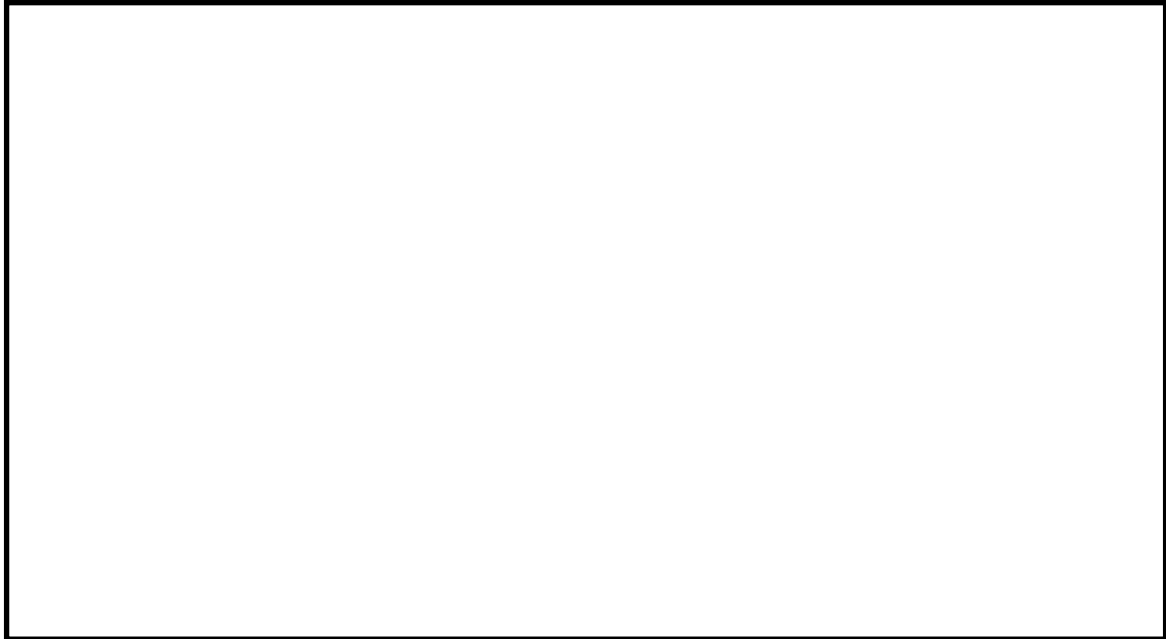


図12 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称	圧力開放板	
設定圧力	kPa[gage]	80

【設 定 根 拠】

格納容器フィルタベント系に設置する圧力開放板の設定圧力については、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう十分低い圧力にて破裂するよう設定している。

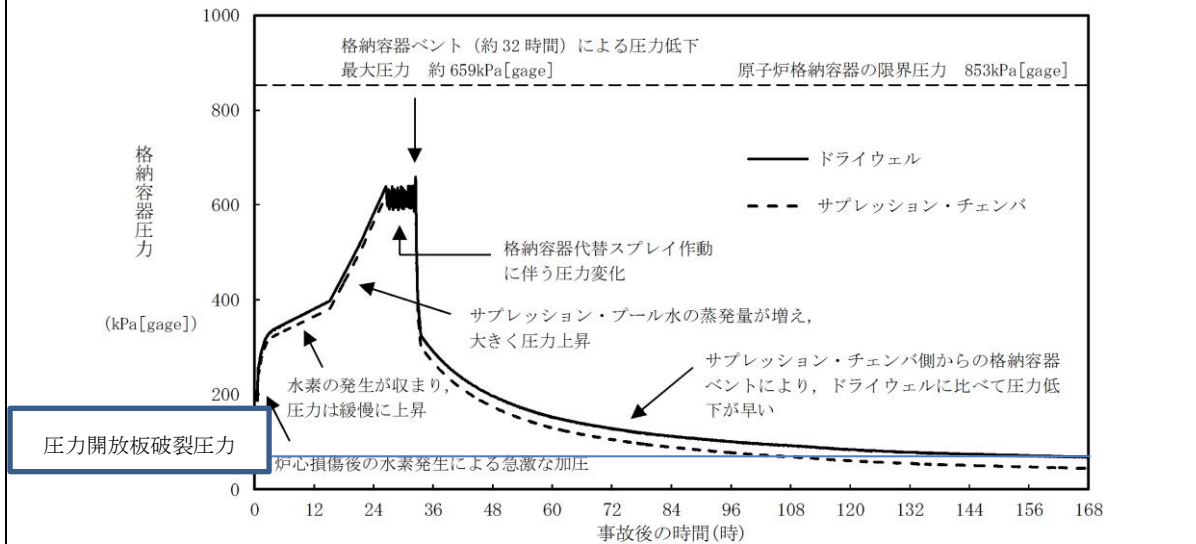


図 13 原子炉格納容器圧力推移（冷却材喪失（大破断 L O C A）
＋ E C C S 注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）

50-8 接続図

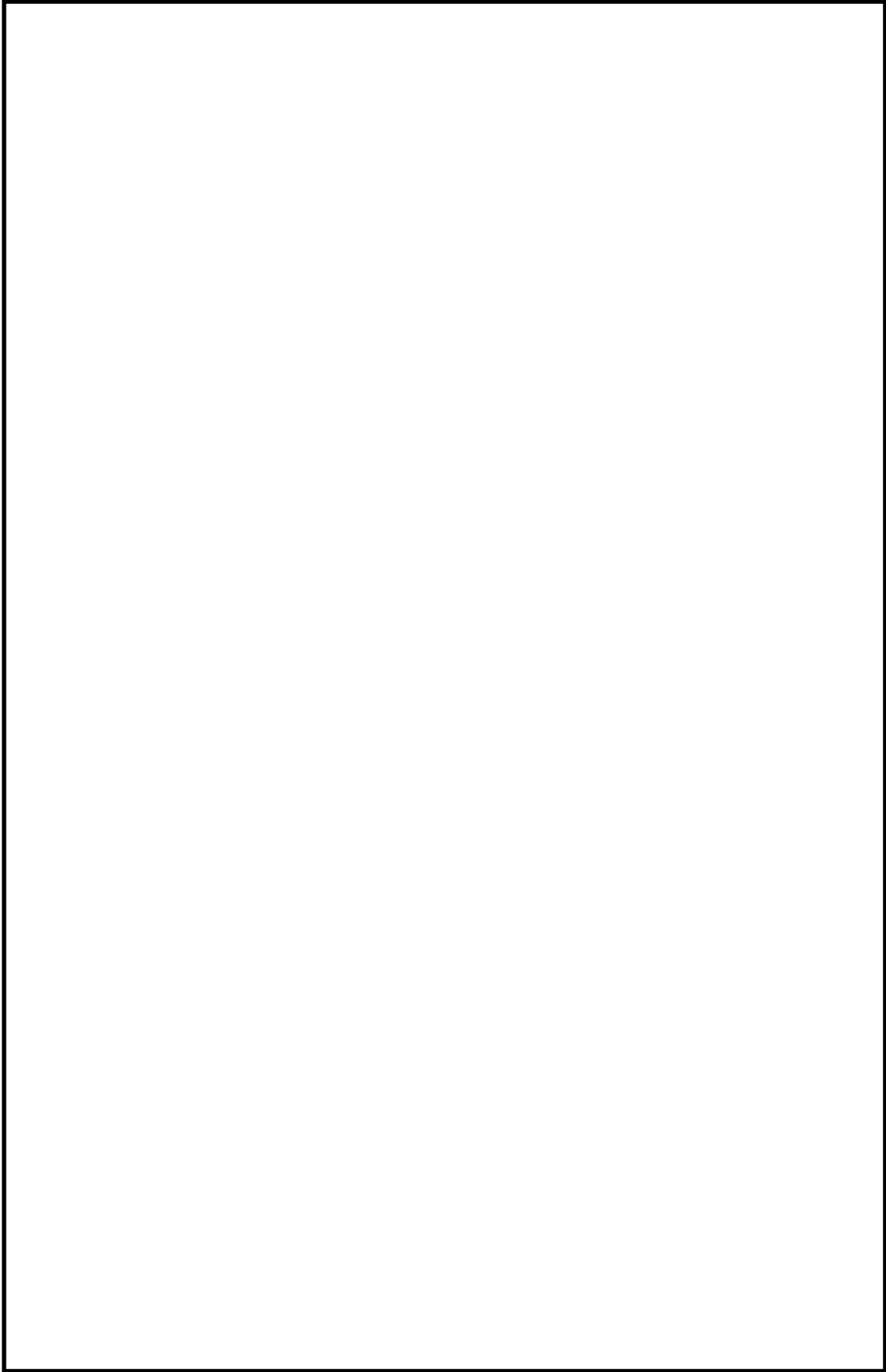


図1 原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図2 格納容器フィルタベント系の可搬設備配置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-9 保管場所図

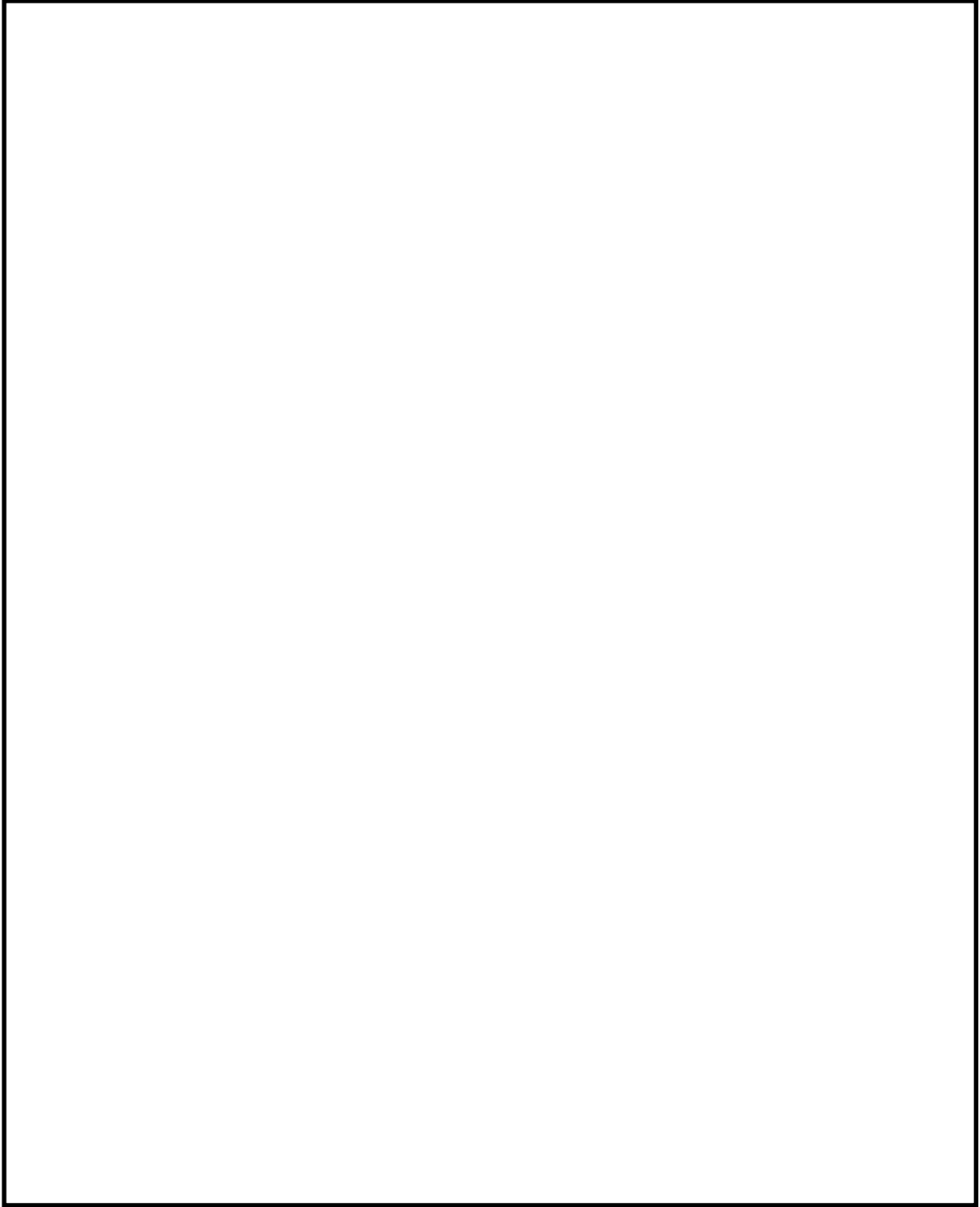


図1 屋外保管場所配置図（残留熱代替除去系）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

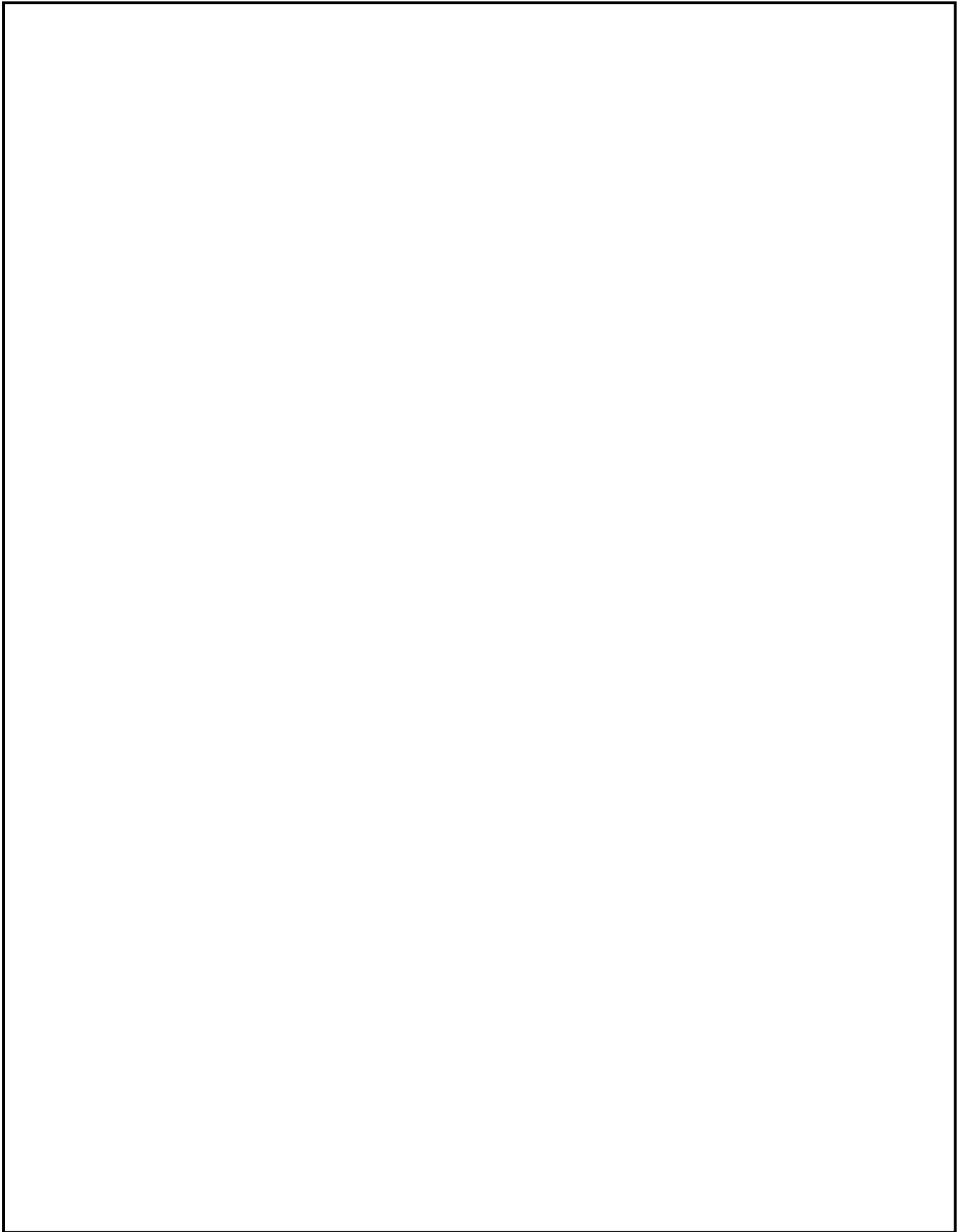


図2 屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-10 アクセスルート図

島根原子力発電所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』
より抜粋



図1 保管場所及びアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

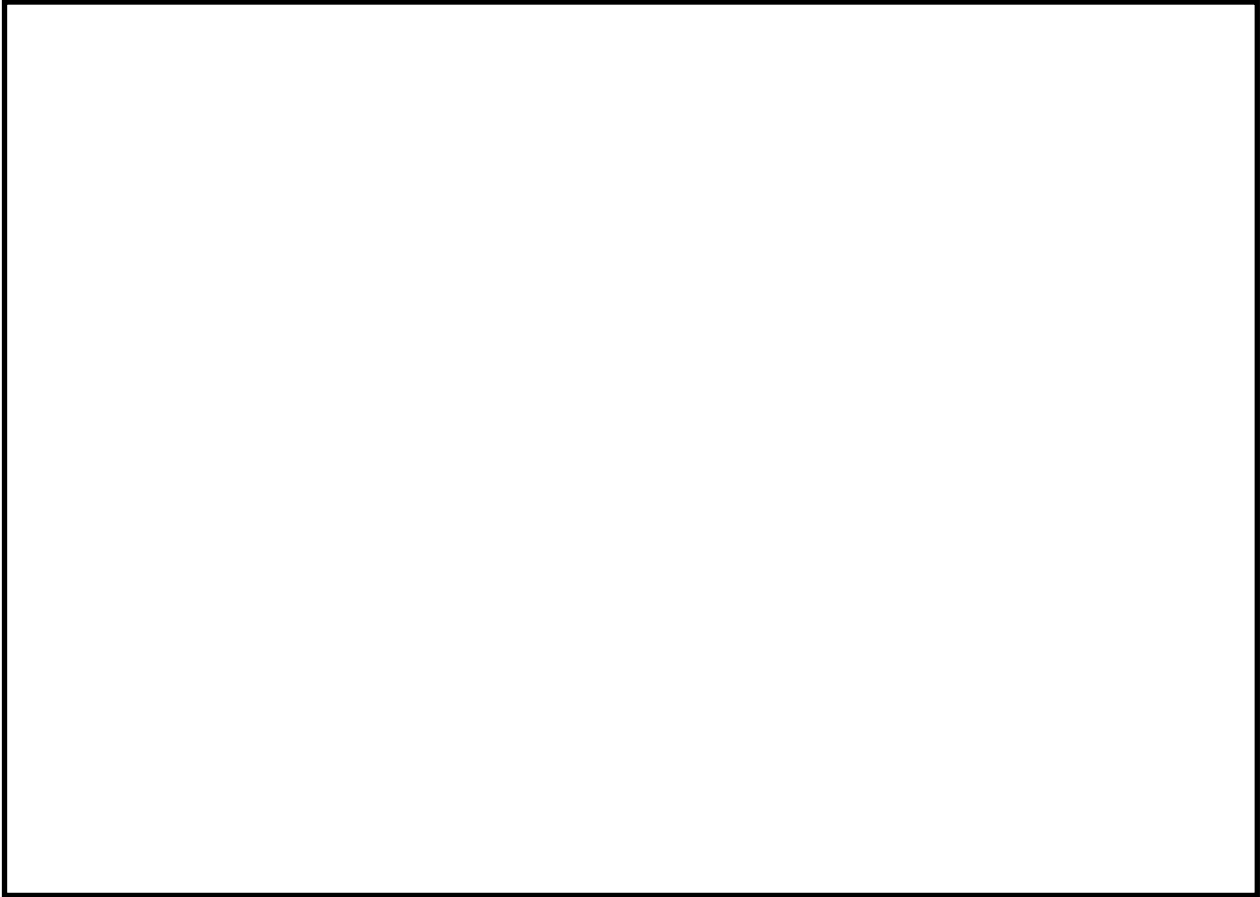


図2 フィルタベント操作（現場）（1／3）

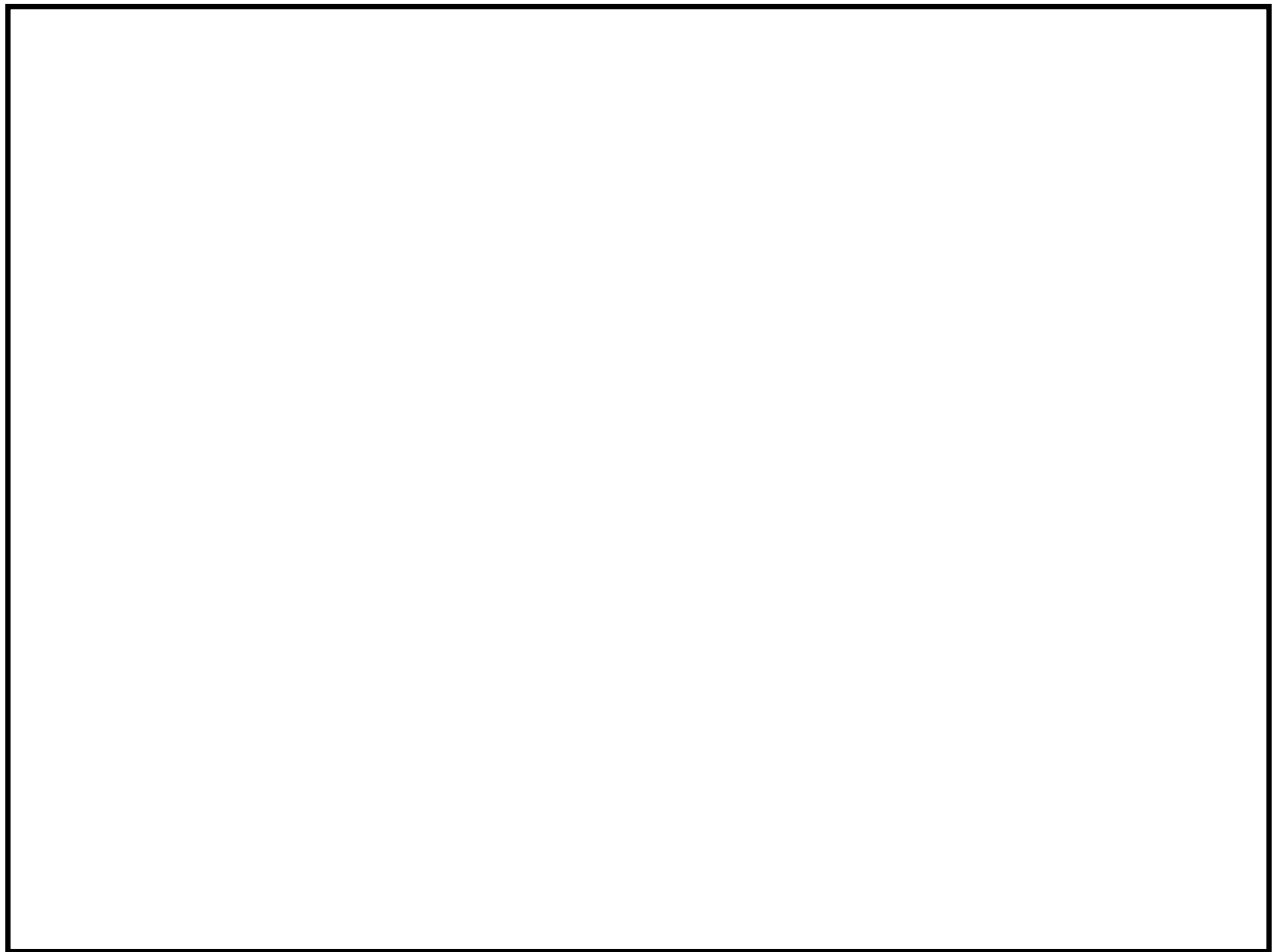


図2 フィルタベント操作（現場）（2／3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

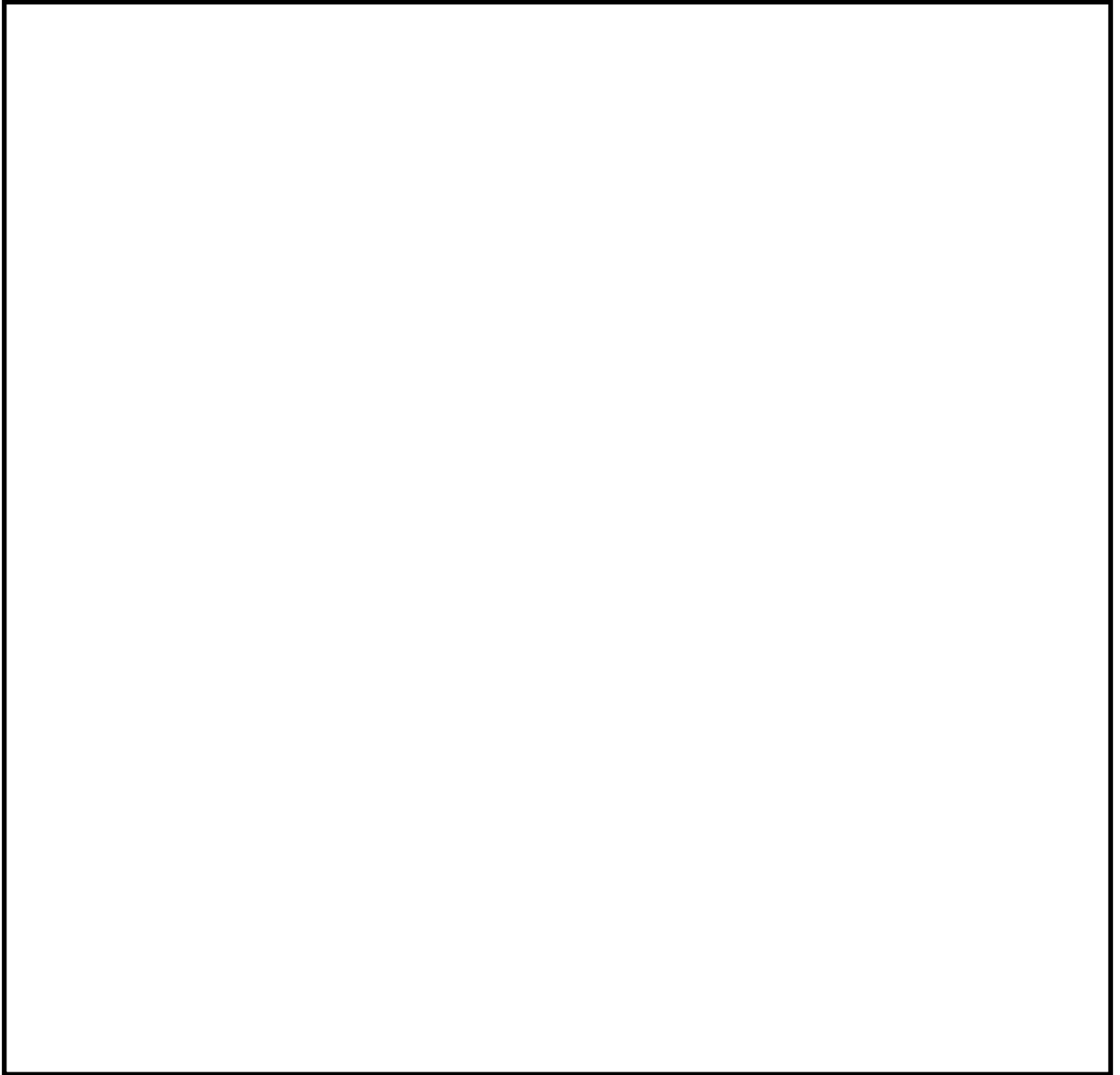


図2 フィルタベント操作（現場）（3 / 3）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

50-11 その他設備

(1) サプレッション・プール水 pH制御系等による格納容器 pH制御

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

サプレッション・プール水 pH制御系は、図 1 に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・チェンバのプール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予め原子炉格納容器下部にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

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

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（ [wt%] 水溶液） [m³] とする。また、原子炉格納容器下部に設置するアルカリ薬剤は、原子炉格納容器下部に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器下部の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

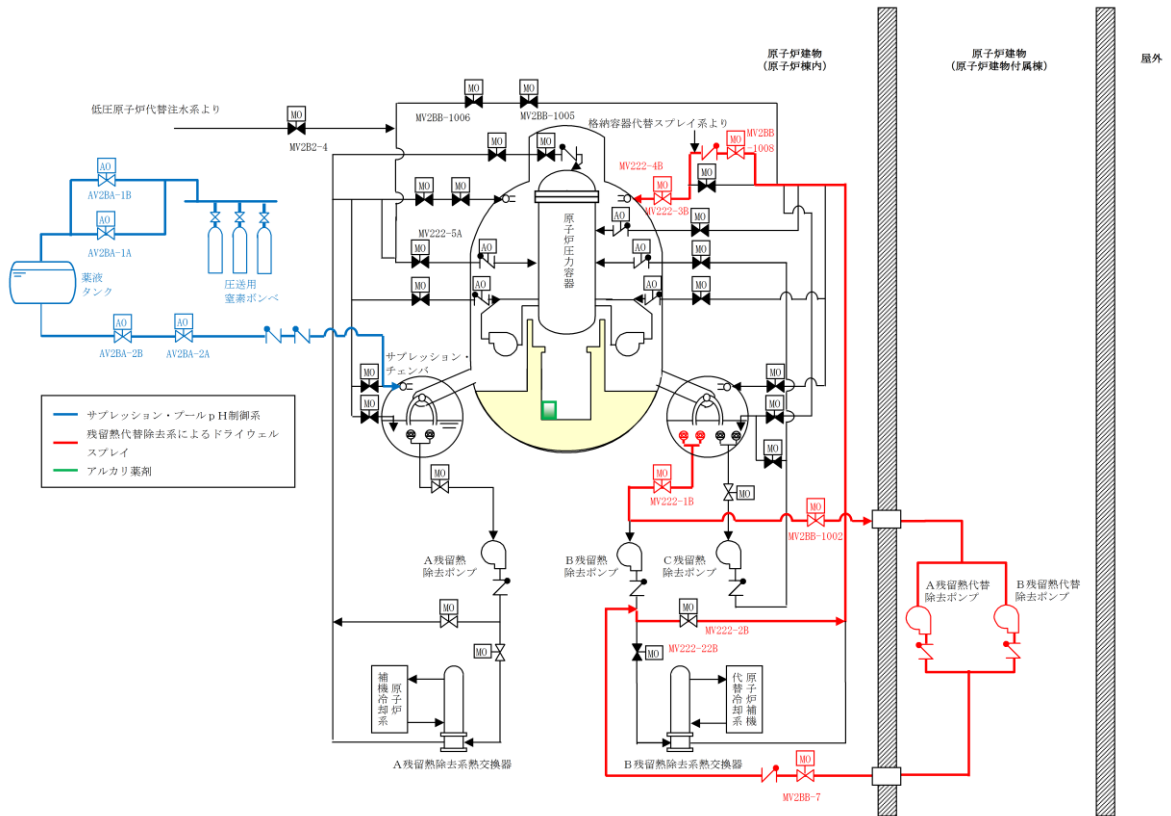


図1 サプレッション・プール水 pH 制御系等による格納容器 pH 制御概略系統図

(i) pH制御による原子炉格納容器への悪影響の確認について

(a) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で wt%, pHは約 となる。

またサブプレッション・プールへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち、材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2, 3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

なお、サブプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサブプレッション・チェンバ外にあること及びサブプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

一方、ドライウェルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

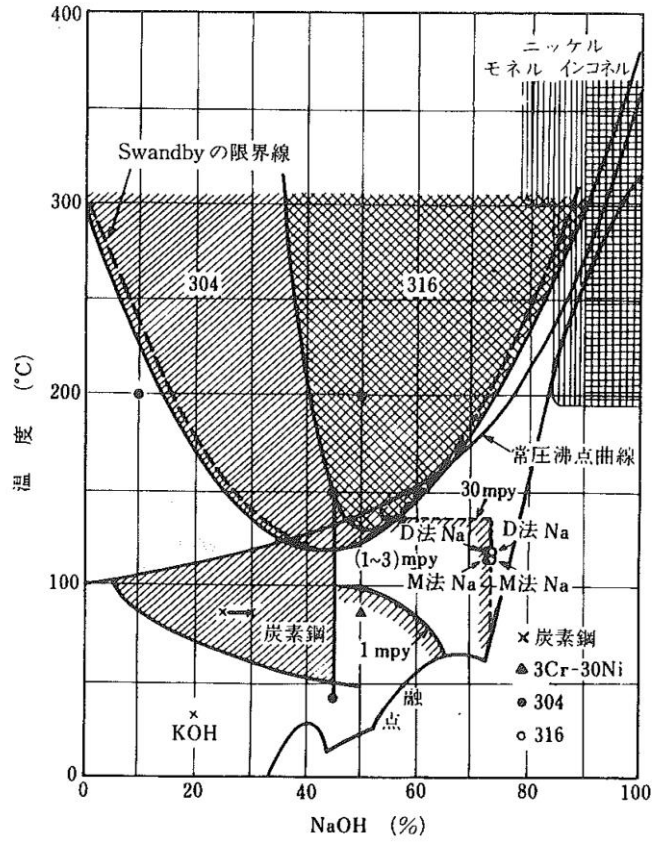


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

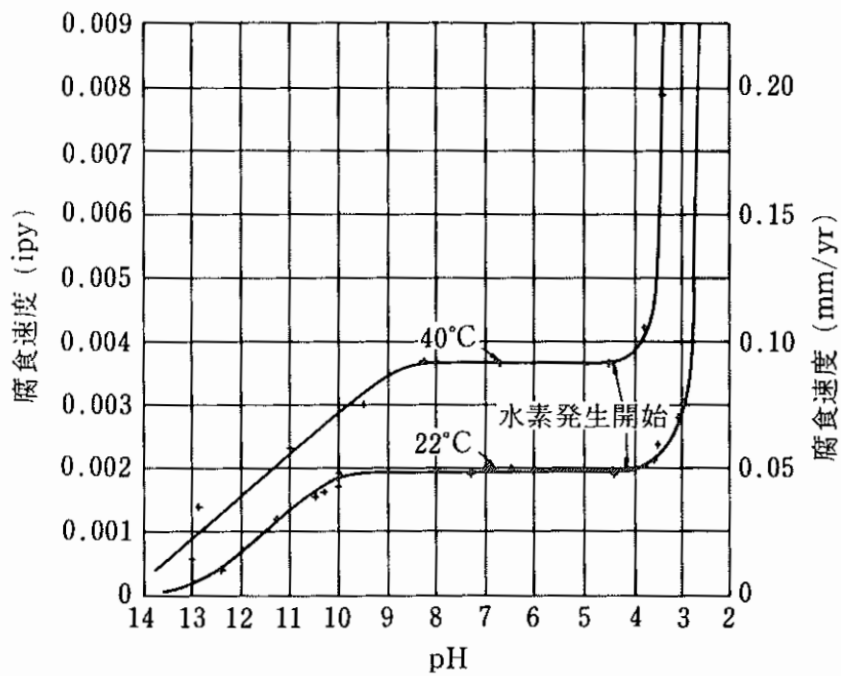


図3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響^[1]

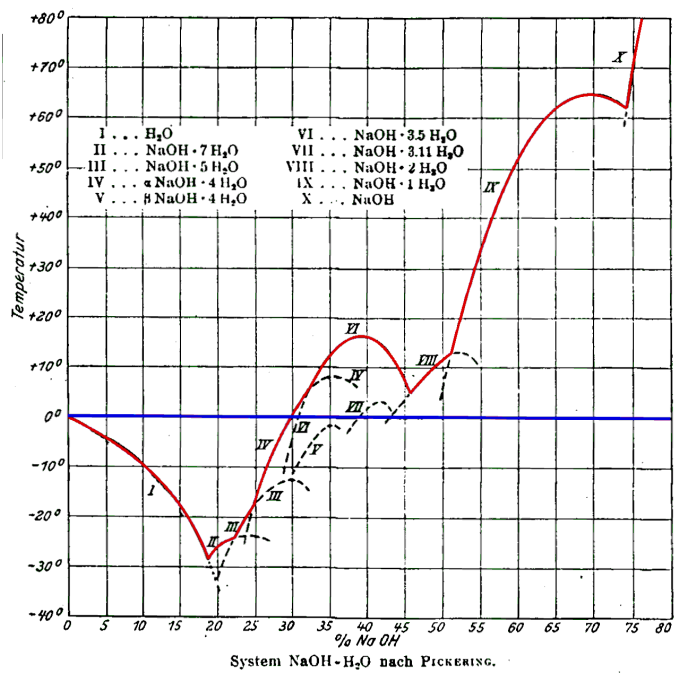


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

(b) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a) 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウエル グレーチング表面積：約 3,135m²
 - ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m²
 - ・亜鉛メッキ膜厚：80 μm
- (JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)
- ・亜鉛密度：7.2g/cm³
 - ・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サブプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。

b) アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m³
- ・ アルミニウム密度:2.7g/m³
- ・ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg

【計算結果】

上記条件より，原子炉格納容器内に存在するアルミニウム量は，約 3,339 kg となる。そして，式②よりこのアルミニウムが全量反応すると，水素の発生量は約 374 kg となる。

c) 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は，有効性評価上の大LOCAシナリオで約 200kg であり，薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても，事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから，格納容器の圧力制御には影響がない。

また，格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素の発生がないことから，水素の燃焼は発生しない。

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

《参考文献》

- [1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社，2000年
- [2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928

(ii) 残留熱代替除去系運転時の影響について

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

残留熱代替除去系の配管・ポンプ・弁等は炭素鋼で構成されるが、(i)(a)で示すとおり pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCC の発生を抑制することができる。

また残留熱代替除去系の注入先である原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材が SUS316L で構成されており、図 2 に示すとおり、原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。

(2) 残留熱代替除去系 残留熱除去系ストレーナ

(i) 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

島根2号炉では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、原子炉格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

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

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる^{※2}。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部の圧力容器ペDESTAL内に蓄積することからサプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。万が一、圧力容器ペDESTAL内からオーバフローし、ベント管を通じてサプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく^{※3}、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ^{※4}、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

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

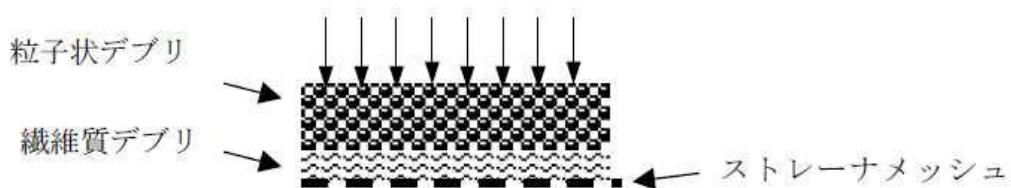


図5 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの AppendixE で実験データに基づく考察として、「1/8inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8inch. (約 3.1 mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。

LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

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

表 2 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

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

※ 2 : 残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊するために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり (原子力安全基盤機構 (H21. 3), PWR プラントの LOCA 時

長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m³/h の時) 程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

- ※ 3 : RPV 破損後の溶融炉心の落下先は圧力容器ペDESTAL内であり, 残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は圧力容器ペDESTAL内へ落下し, ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる(図6参照)。粒子化した溶融炉心等が圧力容器ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって圧力容器ペDESTAL内から巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

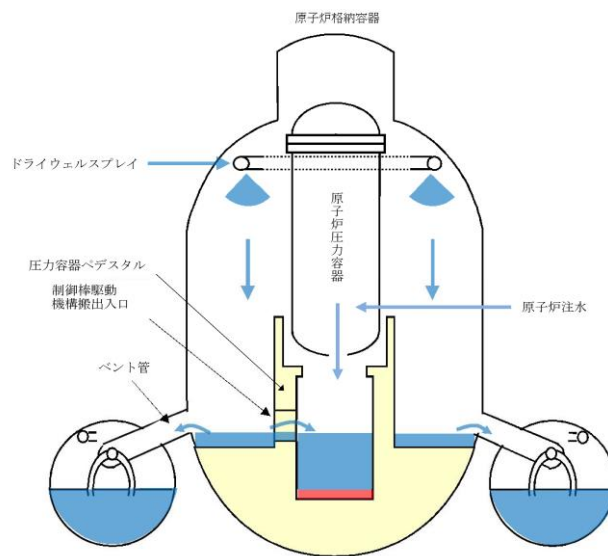


図6 RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

- ※ 4 : GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図7参照)。

当該試験はPWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが, BWR のストレーナ形状は円筒形であり(図8, 9参照), ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ, 注水流量の低下を検知した後, ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し, 速やかに冷却を再開することが可能である。

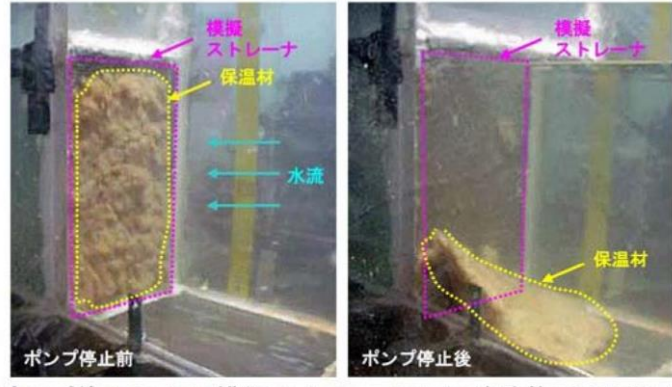


図7 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
 (April2004, LANL, GSI-191:Experimental Studies of
 Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with
 Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

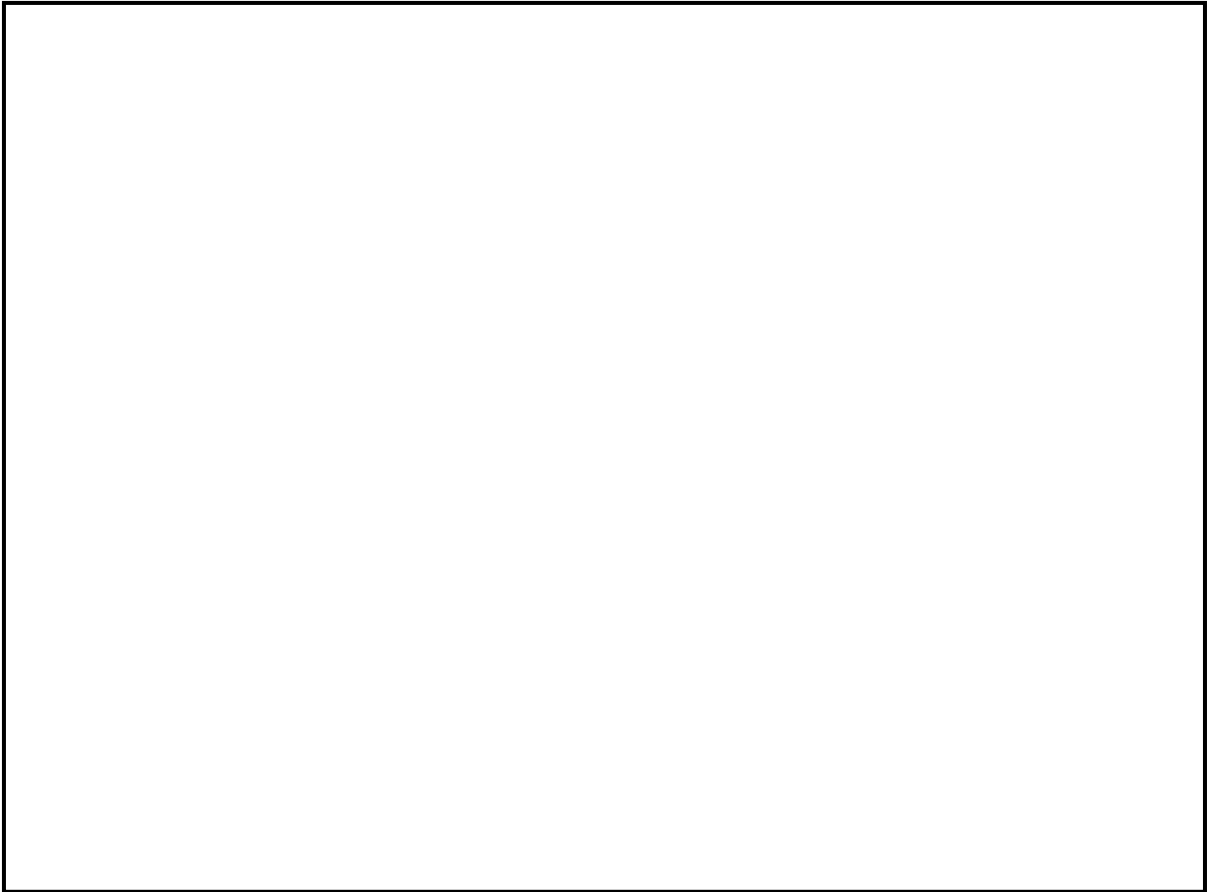


図8 BWRにおいて設置されているストレーナ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図9 2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

(ii) 閉塞時の逆洗操作について

前述(i)の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図10に示しているが、大量送水車を使用した残留熱代替除去系の外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合はRHARポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

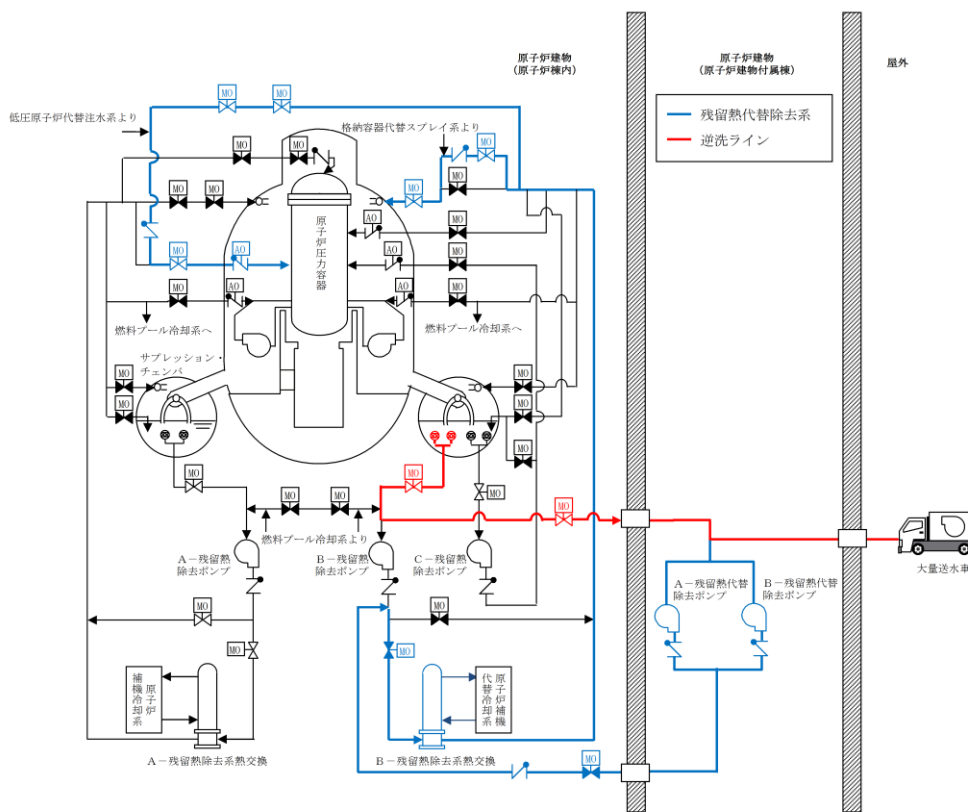


図10 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) スクラビング水の補給及び排水設備

格納容器フィルタベント系を使用した際に、系統内で蒸気凝縮によってスクラビング水位が機能喪失となるまで上昇しないよう、ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラビング水をサプレッション・チェンバへ排水し、さらに薬液注入によるスクラビング水のpH値の調整をすることで、第1ベントフィルタスクラバ容器を長期間使用することが可能なスクラビング水の補給及び排水設備を設ける。

なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(i) 補給設備

補給設備は、薬品注入タンク、移送ポンプ、配管及び電動駆動弁等で構成する。予め薬剤を添加し、高アルカリ性に維持した溶液を常設の薬品注入タンクにて保管することにより、スクラバ容器へ水・薬剤を補給できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（薬品タンク出口弁はスクラバ容器等と隔離された部屋に設置しているため、アクセスし手動操作可能）。

また、第1ベントフィルタ格納槽に外部接続口を設け、可搬設備により薬品注入タンクへの補給又は、直接スクラバ容器への補給が可能な設計としている。

なお、通常時、薬品注入タンク内を窒素環境とすることにより、タンク内の薬剤の劣化及びタンクの腐食を防止する設計としている。

補給設備の系統概略図を図11に示す。

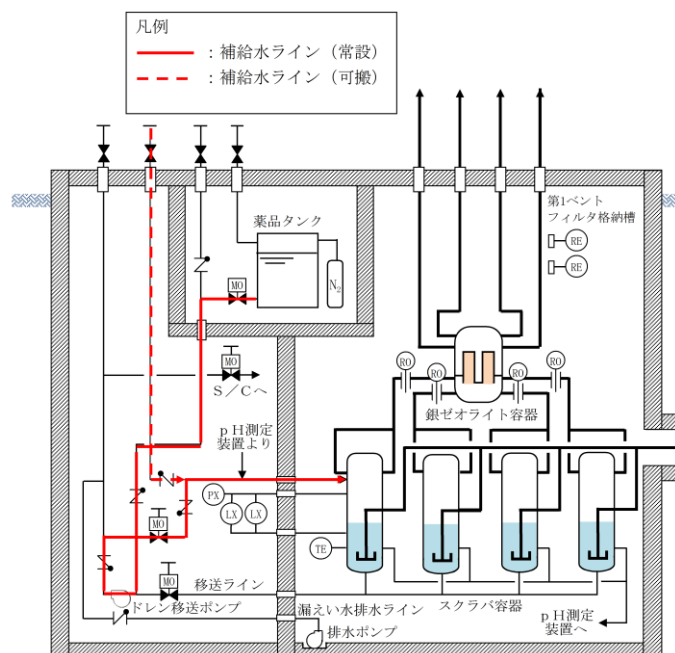


図11 補給設備 系統概略図

(ii) 排水設備

排水設備は、移送ポンプ、排水ポンプ、配管及び電動駆動弁等で構成し、ベント後の放射性物質を含むスクラビング水を常設の移送ポンプにより、格納容器（サプレッション・チェンバ）へ移送できる設計としている。

さらに、万一、スクラバ容器から第1ベントフィルタ格納槽に漏えいした場合、常設の排水ポンプにより格納容器（サプレッション・チェンバ）もしくは外部へ排出できる設計としている。第1ベントフィルタ格納槽内の電動駆動弁についてはフィルタ装置による被ばくを考慮し、第1ベントフィルタ格納槽外から人力による遠隔操作が可能な設計とする（S/C移送弁については、原子炉建物原子炉棟内に設置し、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）から人力により遠隔操作が可能な設計としている）。

排水設備の系統概略図を図12に示す。

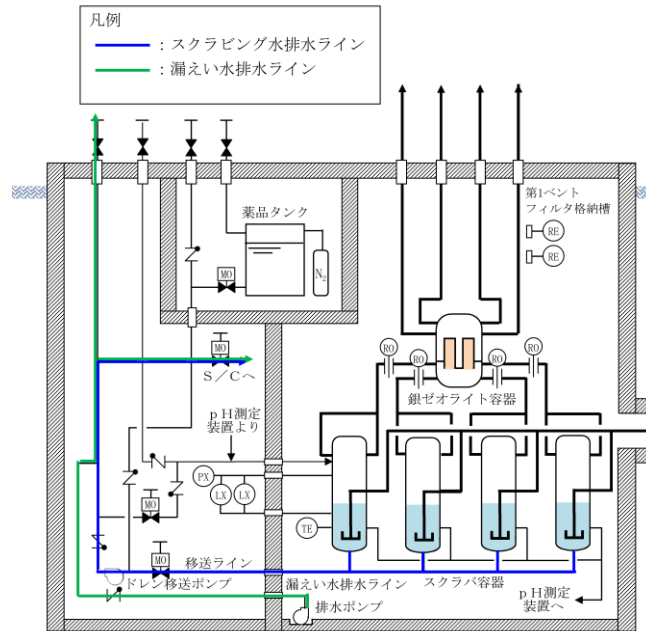


図12 排水設備 系統概略図（補給時）

51 条 補足説明資料

51-1 S A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 コリウムシールド設備概要

51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

51-12 その他設備

51-13 送水ヘッダについて

51-1 S A設備基準適合性 一覧表
(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は49条にて整理)

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

51条:原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		低圧原子炉代替注水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建物内設備	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			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, 操作スイッチ操作, 弁操作		A, B d, B f
		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, 弁 (電動弁)		A, B	
		関連資料	51-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		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	51-3 配置図, 51-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作 (遠隔), 中央制御室操作		A b, B	
		関連資料	51-3 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	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	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) —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	51-2 単線結線図, 51-3 配置図, 51-4 系統図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

51条：原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備				大量送水車	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	屋外設備	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				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	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業		B c, B d, B f, B g
			関連資料	51-3 配置図, 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, 弁 (手動弁, 電動弁)		A, B
			関連資料	51-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要		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)	高速回転機器	B b
			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)		A a
			関連資料	51-7 接続図		
		第3項	第1号	可搬型 SA の容量	原子炉建物の外から水又は電力を供給する可搬型設備	
	関連資料			51-6 容量設定根拠		
	第2号		可搬型 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の選定)		—
			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) —屋外		A b
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源		C a
	関連資料		51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-7 接続図, 51-8 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		コリウムシールド		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉格納容器内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	51-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	—	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	—		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
	関連資料		51-10 コリウムシールド設備概要			
	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	対象外	
			関連資料	51-3 配置図, 51-10 コリウムシールド設備概要		
	第6号	設置場所	対象外 (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	51-10 コリウムシールド設備概要		
		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	
			サポート系要因	対象外 (サポート系なし)	—	
			関連資料	—		

51-2 単線結線図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

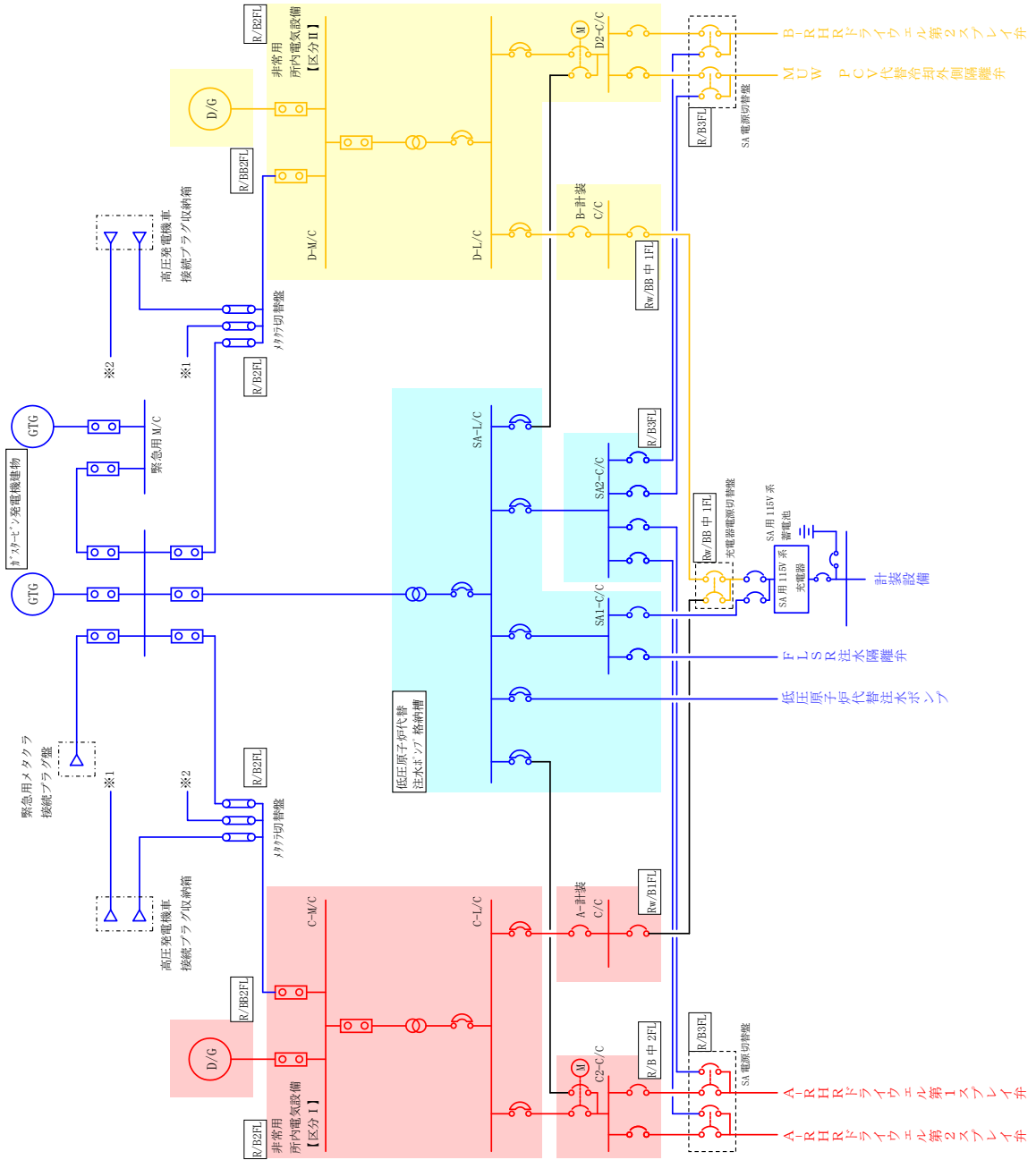
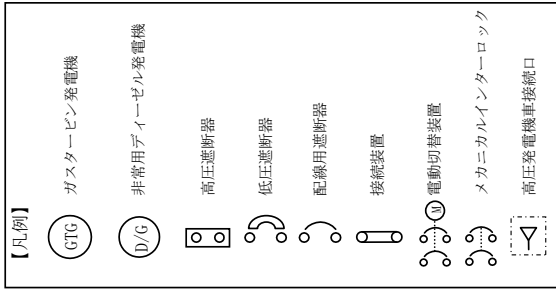




図1 単線結線図

51-3 配置図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

 : 設計基準対象施設

 : 重大事故等対処設備

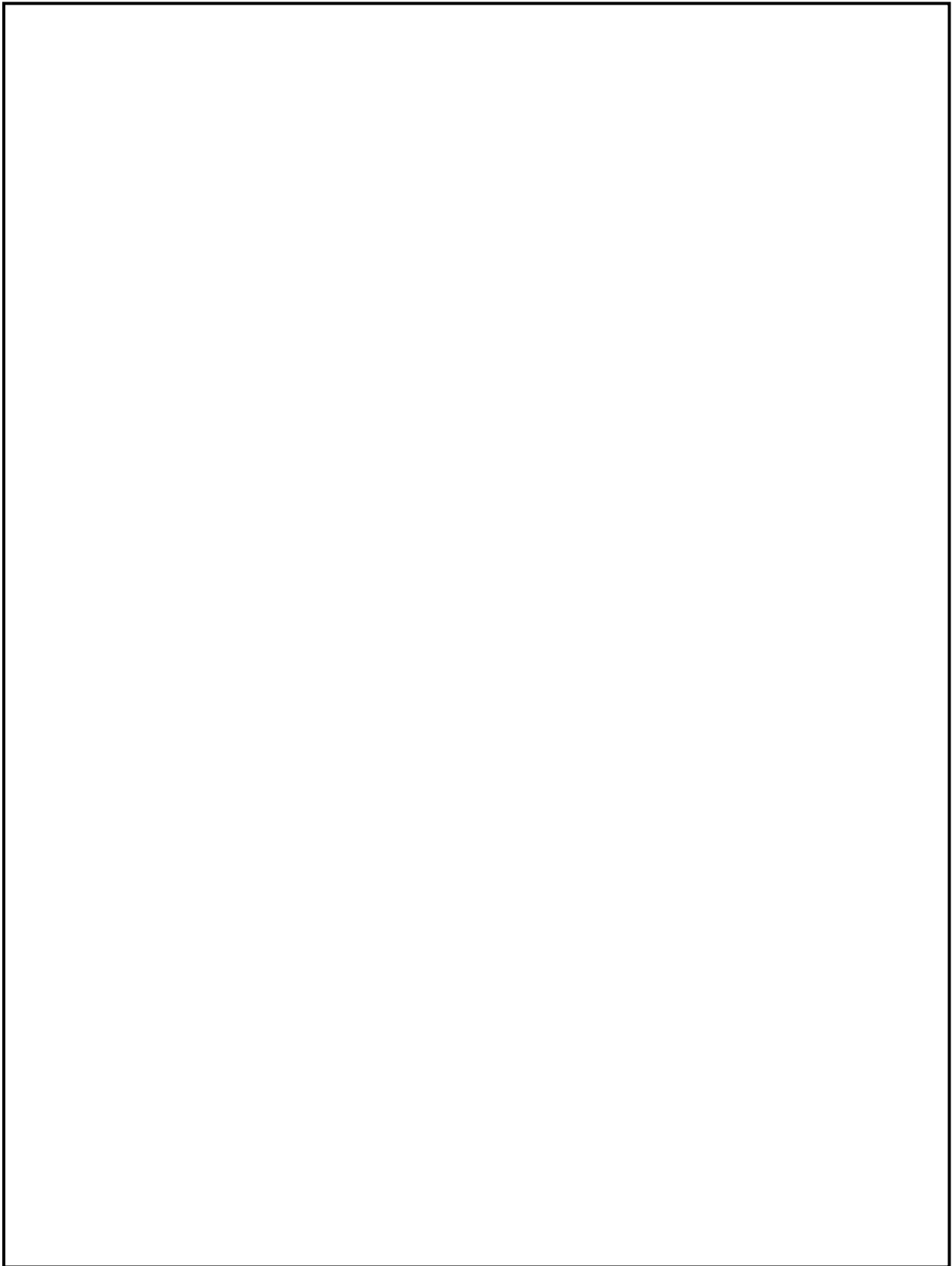


図1 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

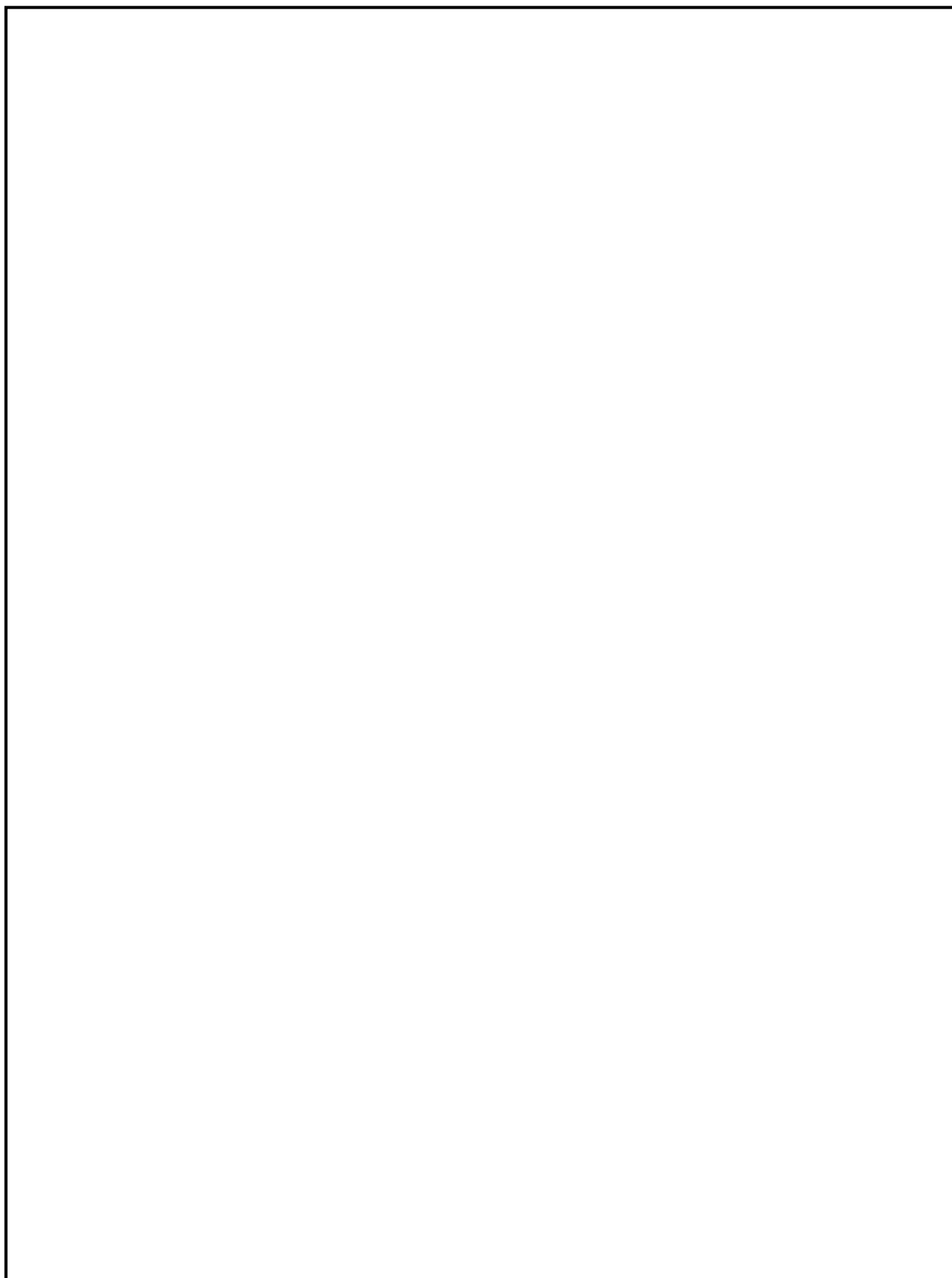


図2 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

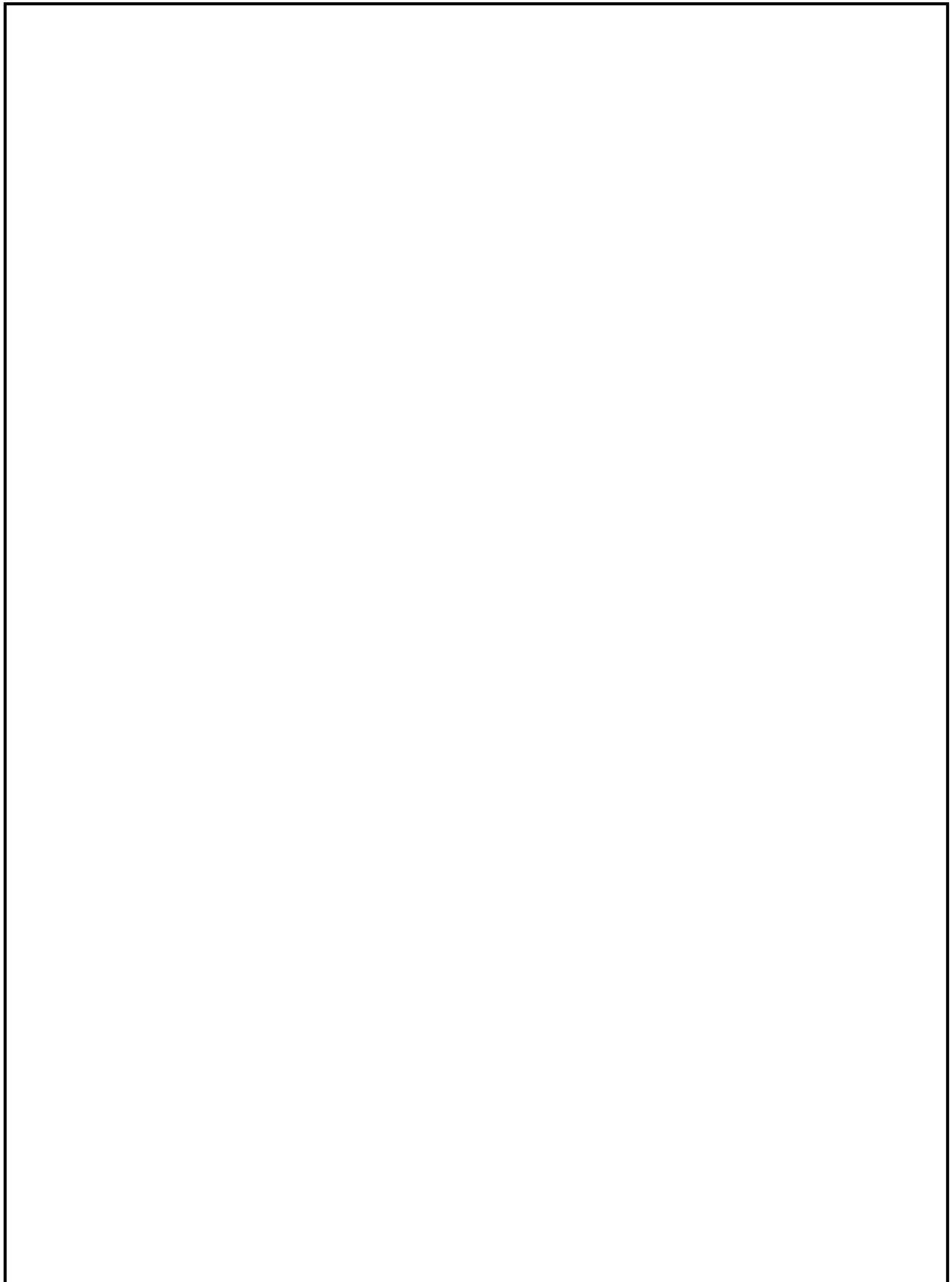


図3 ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る機器（弁）の配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

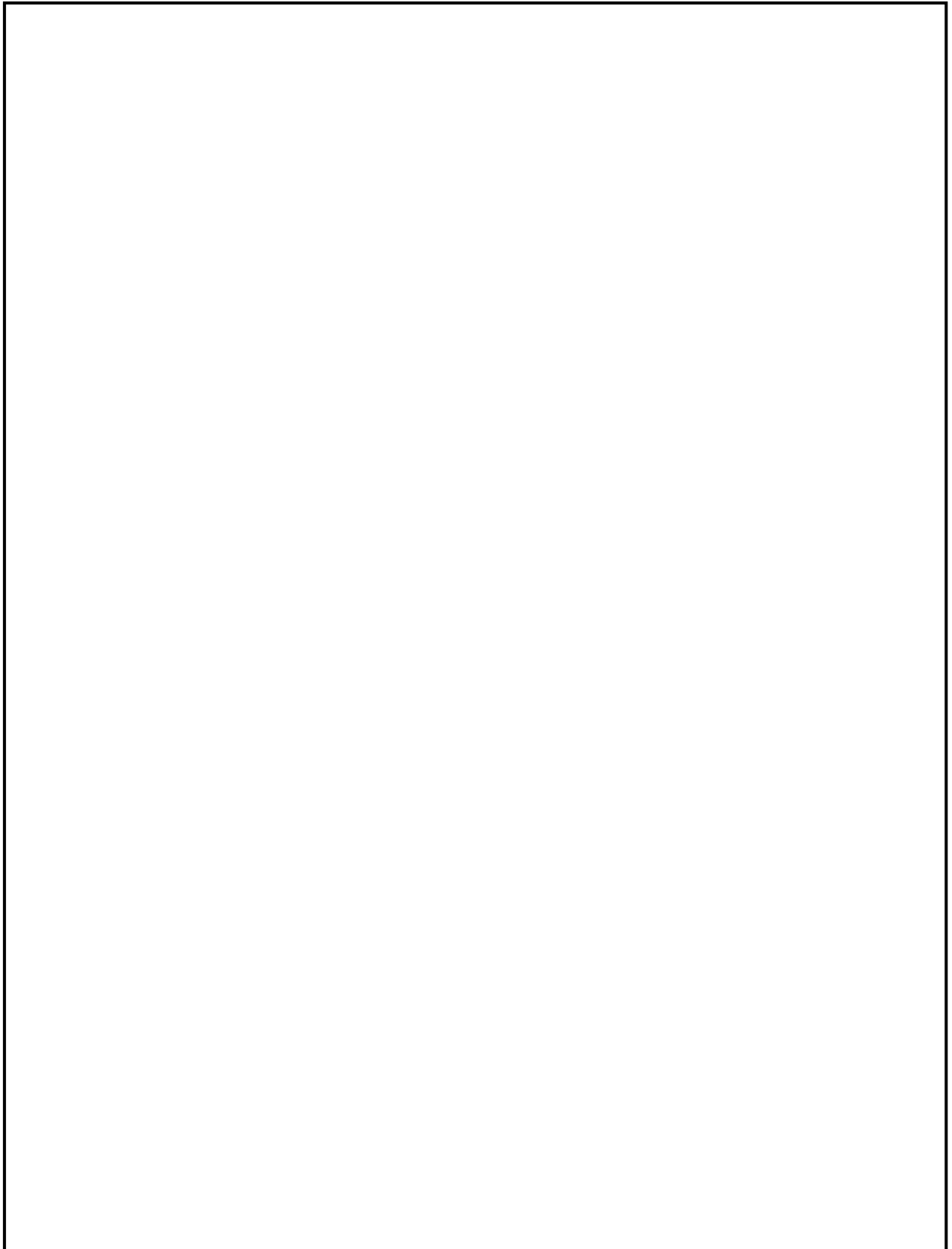


図4 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

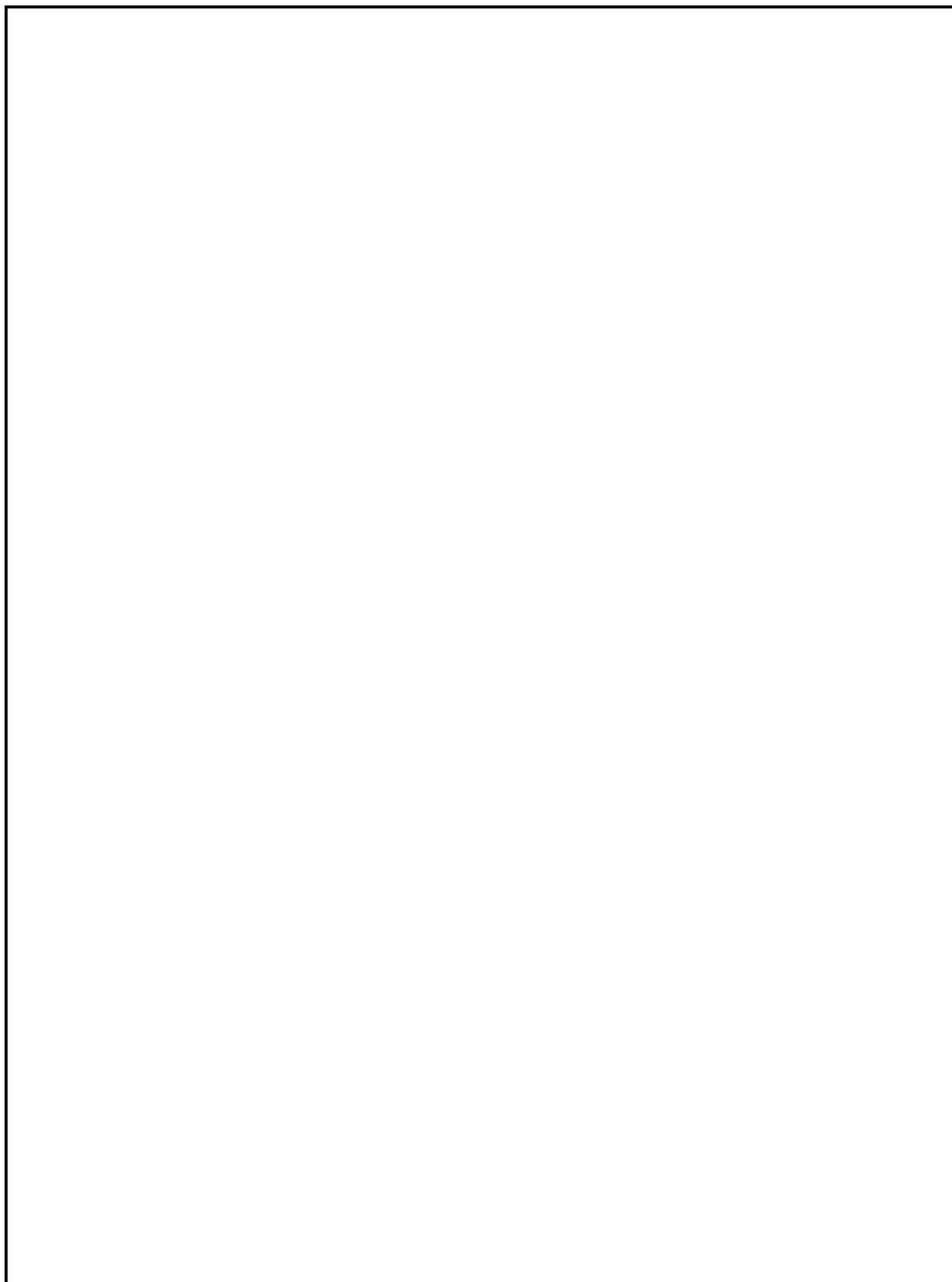


図5 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

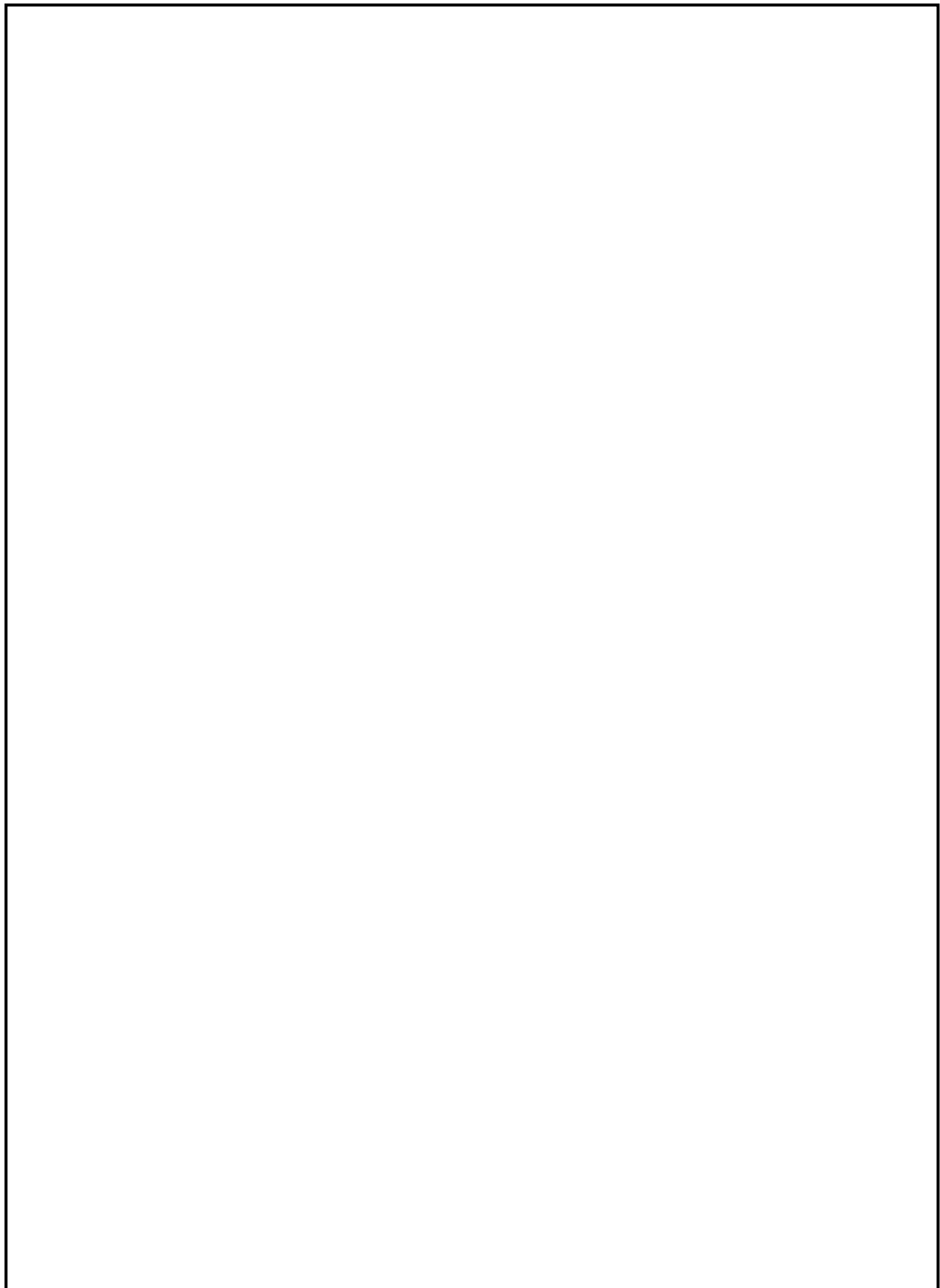


図6 ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（制御室建物4階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

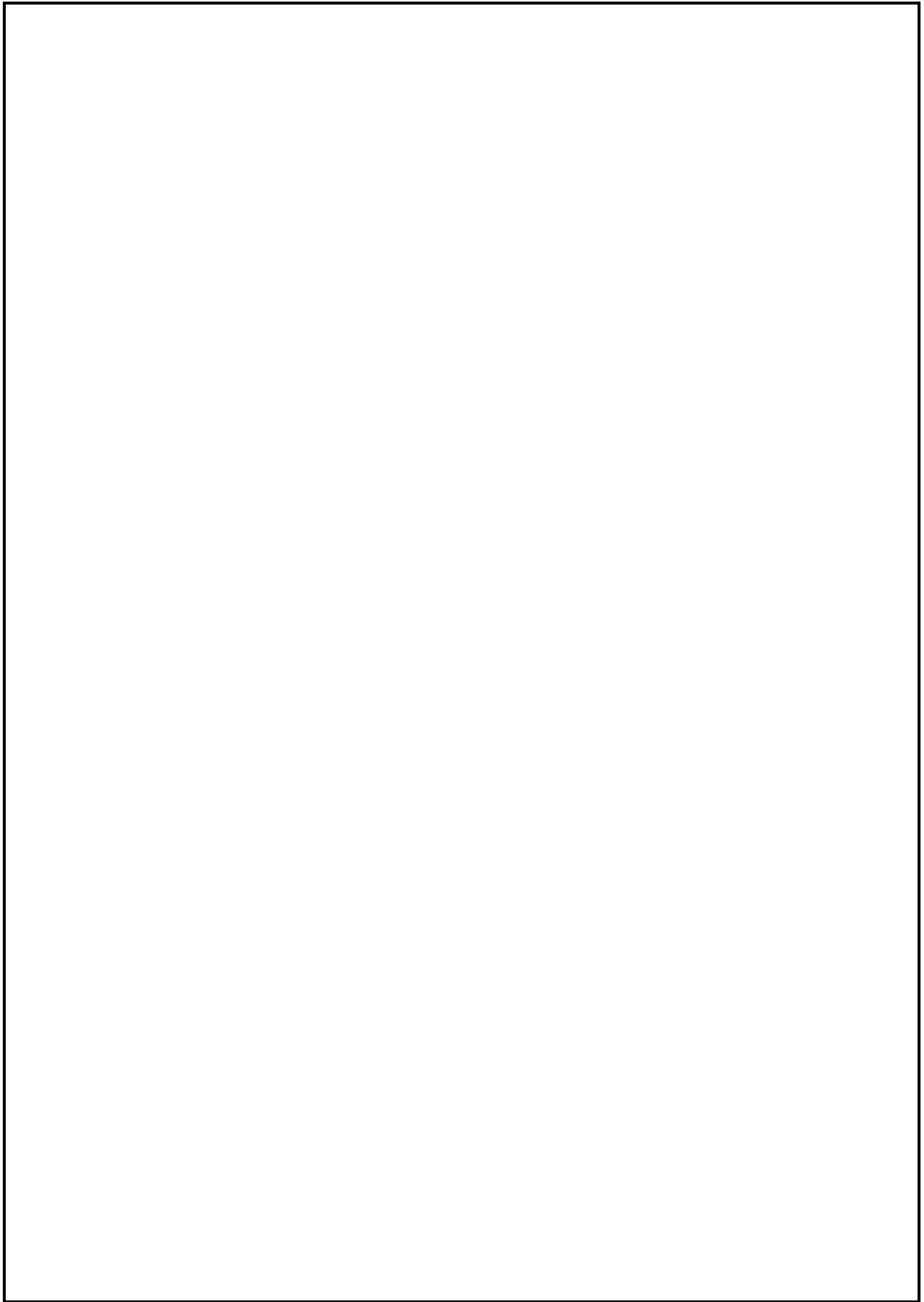


図7 ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（廃棄物処理建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

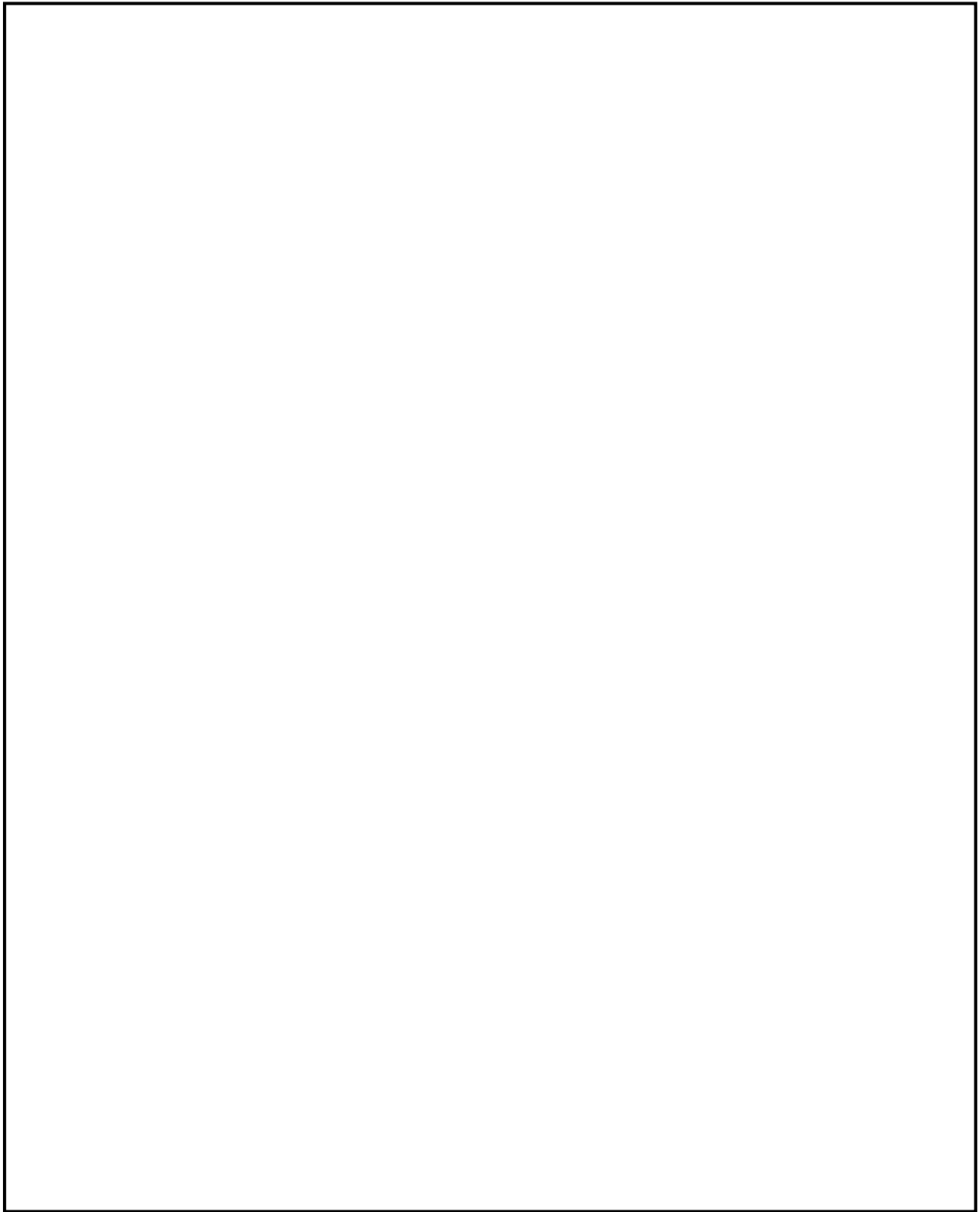


図8 ペデスタル代替注水系を使用したペデスタル注水に係る
SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

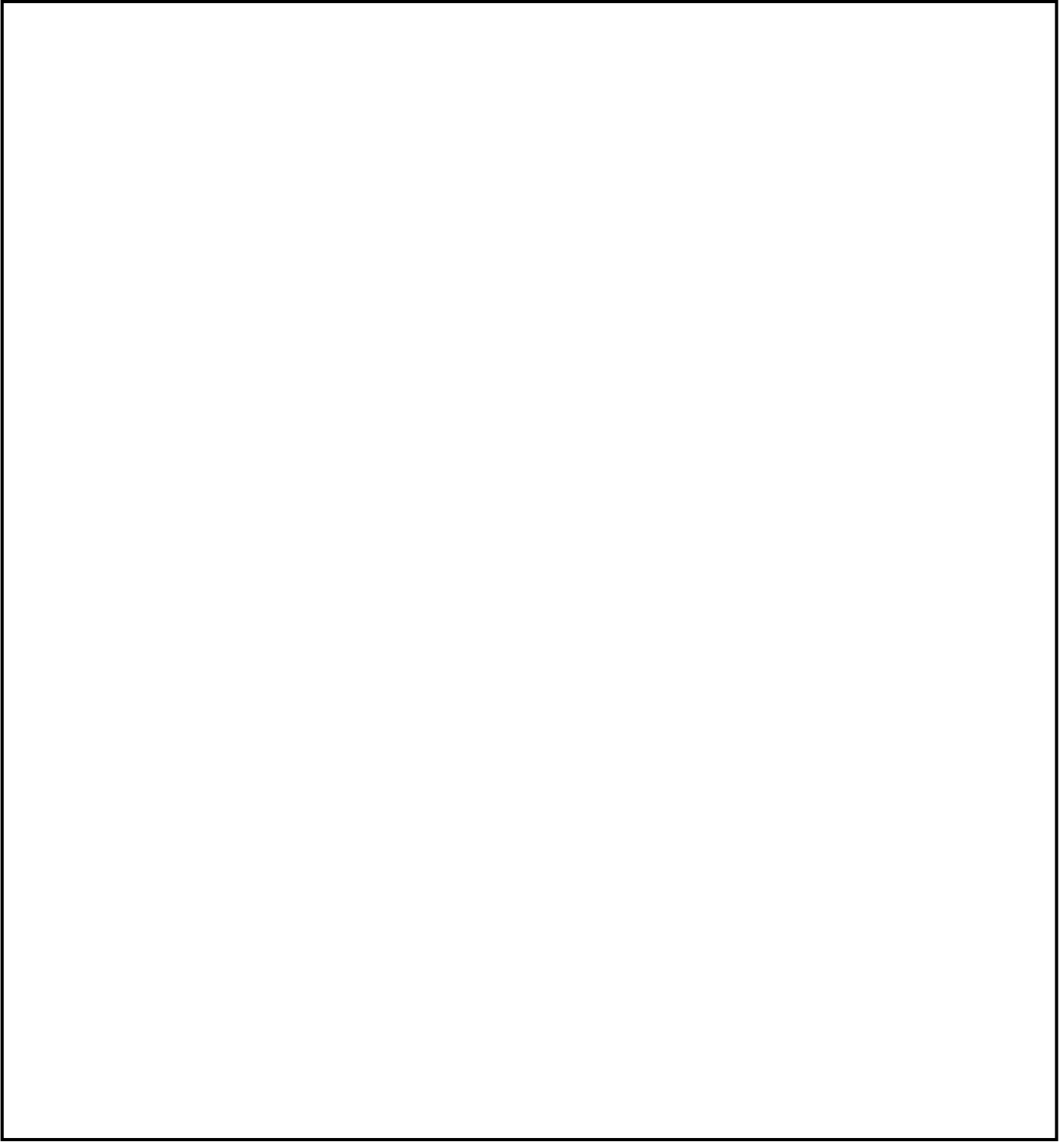


図9 コリウムシールドの配置図（原子炉格納容器）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-4 系統図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
2	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	停止→起動	スイッチ操作	中央制御室
3	A-RHRドライウエル第1スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	A-RHRドライウエル第2スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
5	FLSR注水隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

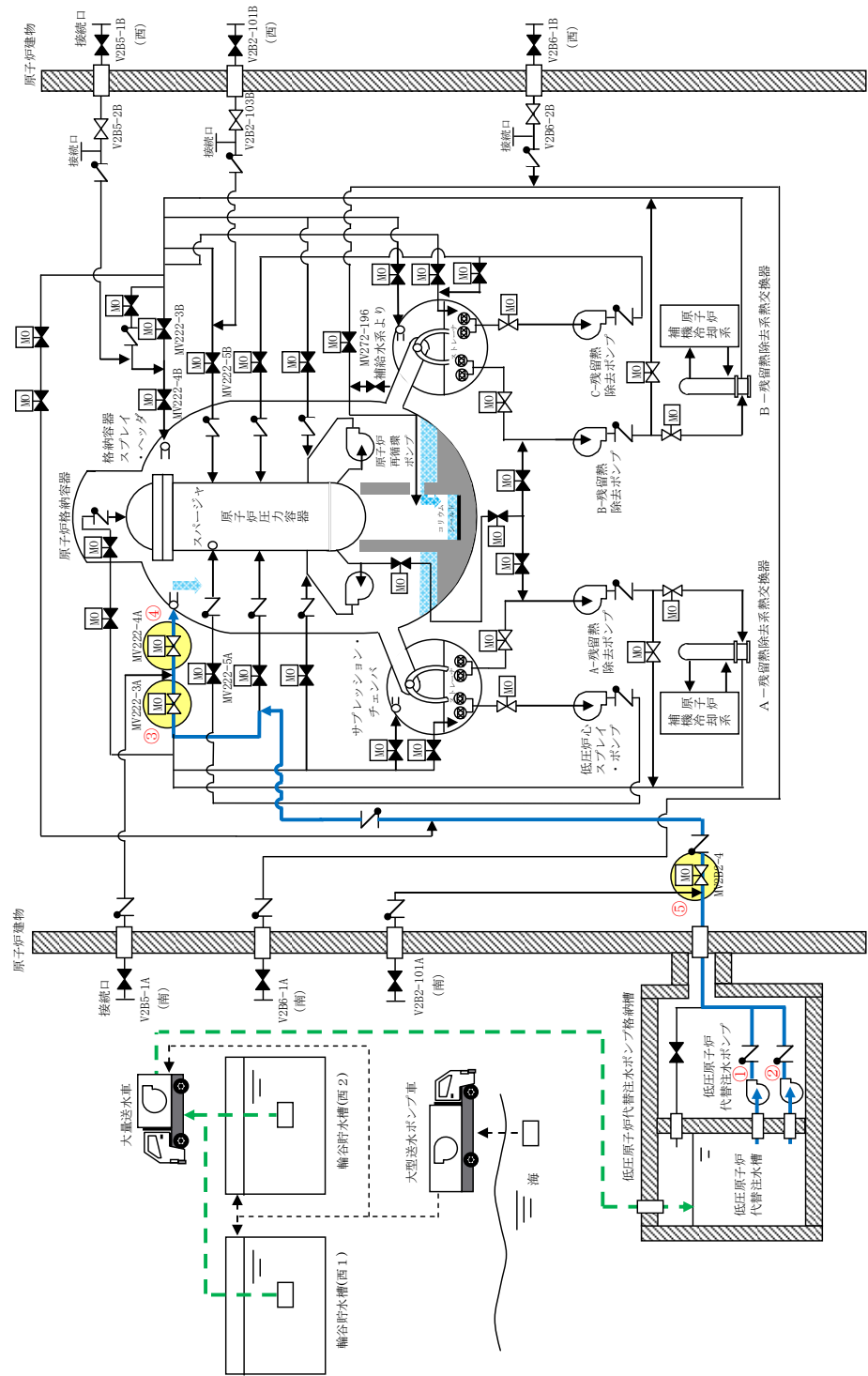


図1 ペDESTAL代替注水系（常設）を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	A PFS A-注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

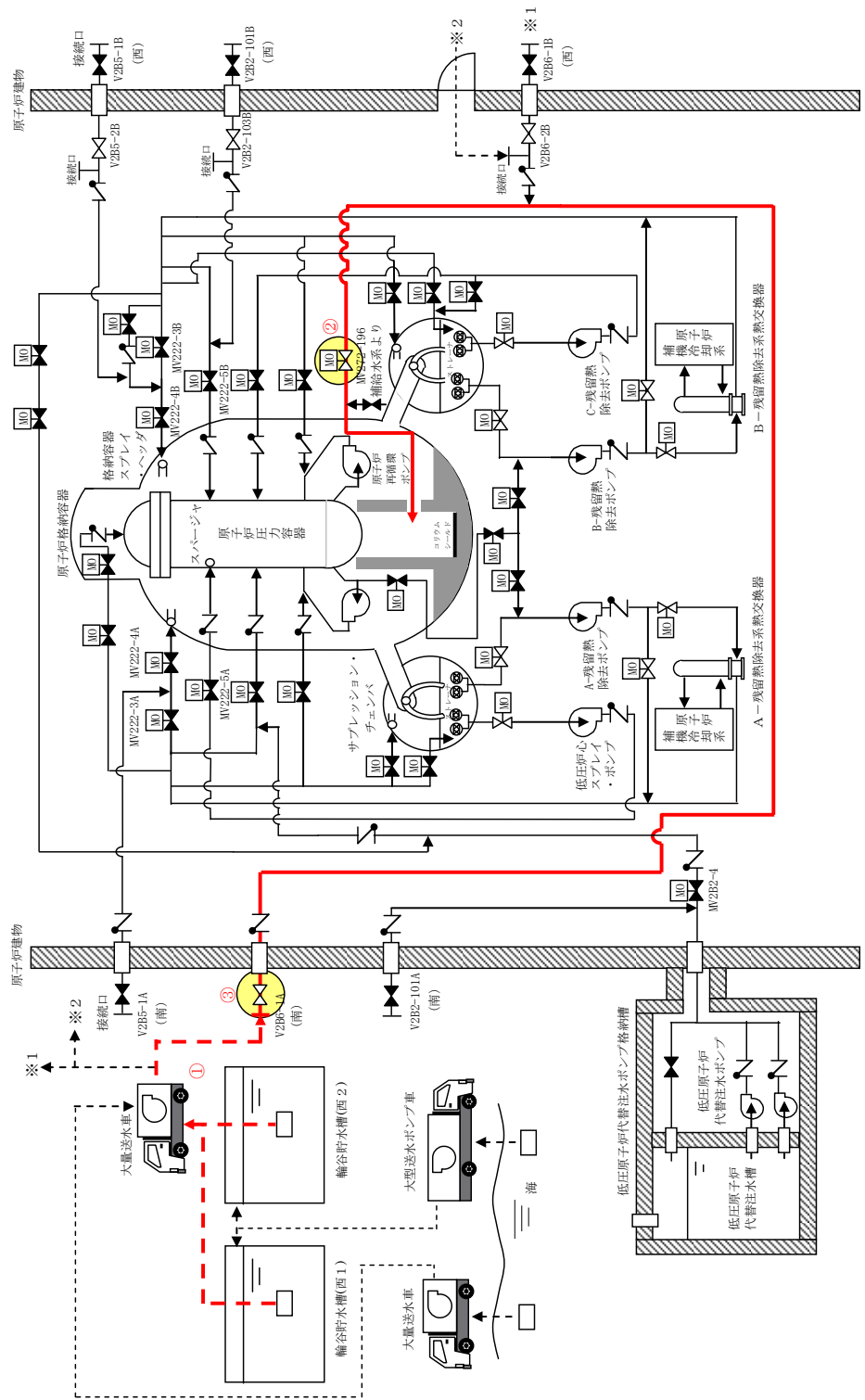


図2 ペDESTAL代替注水系（可搬型）A系を使用したPEDESTAL内への注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B-1注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

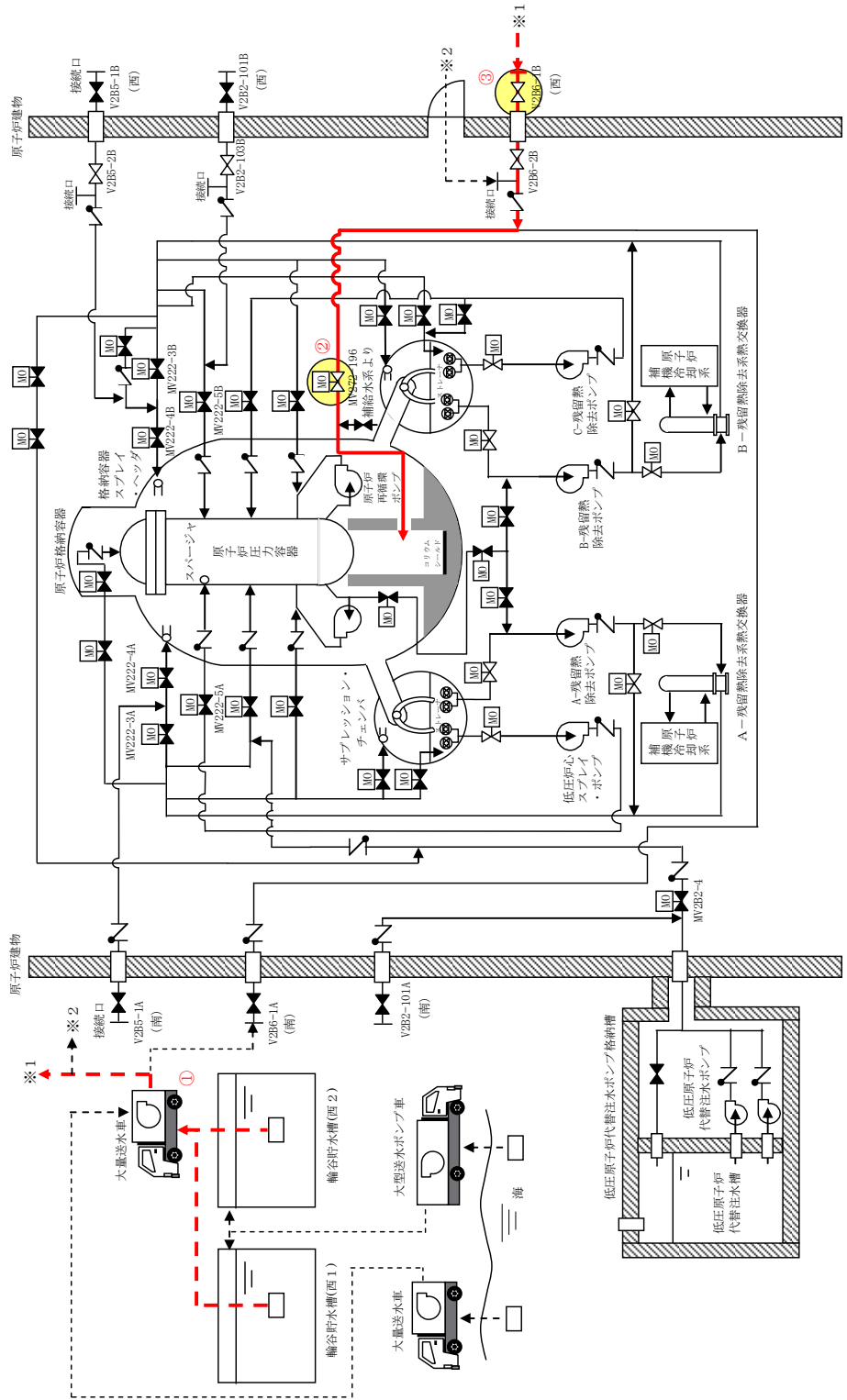


図3 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	大量送水車	停止→起動	スイッチ操作	屋外
2	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
3	APFS B-注水ライン止め弁	弁開→弁閉	手動操作	屋外接続口位置

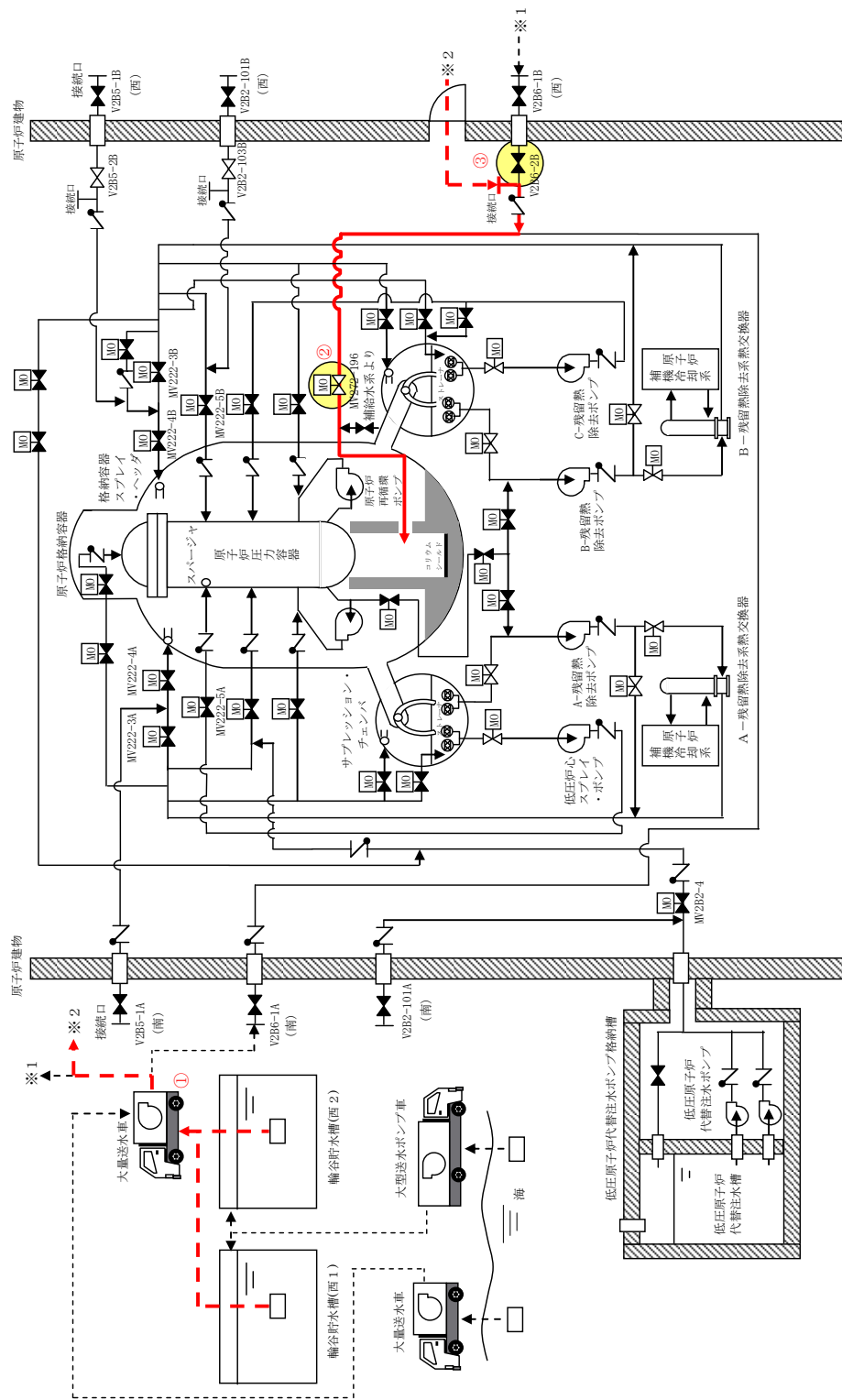


図4 ペDESTAL代替注水系（可搬型）B系を使用したペDESTAL内への注水の系統概要図（屋内接続口使用時）

51-5 試験及び検査

(格納容器代替スプレイ系（可搬型）は49条にて整理)

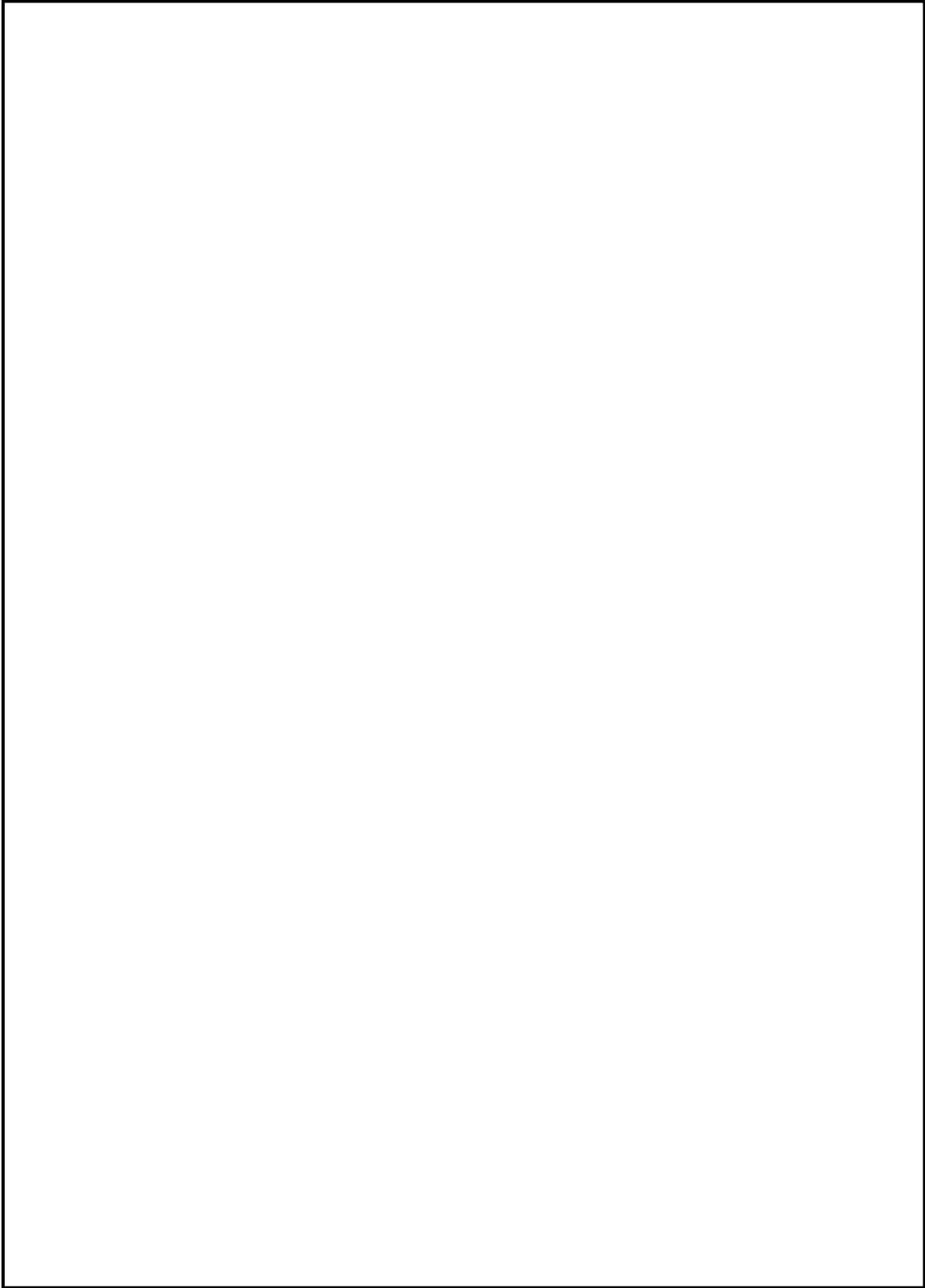


図1 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

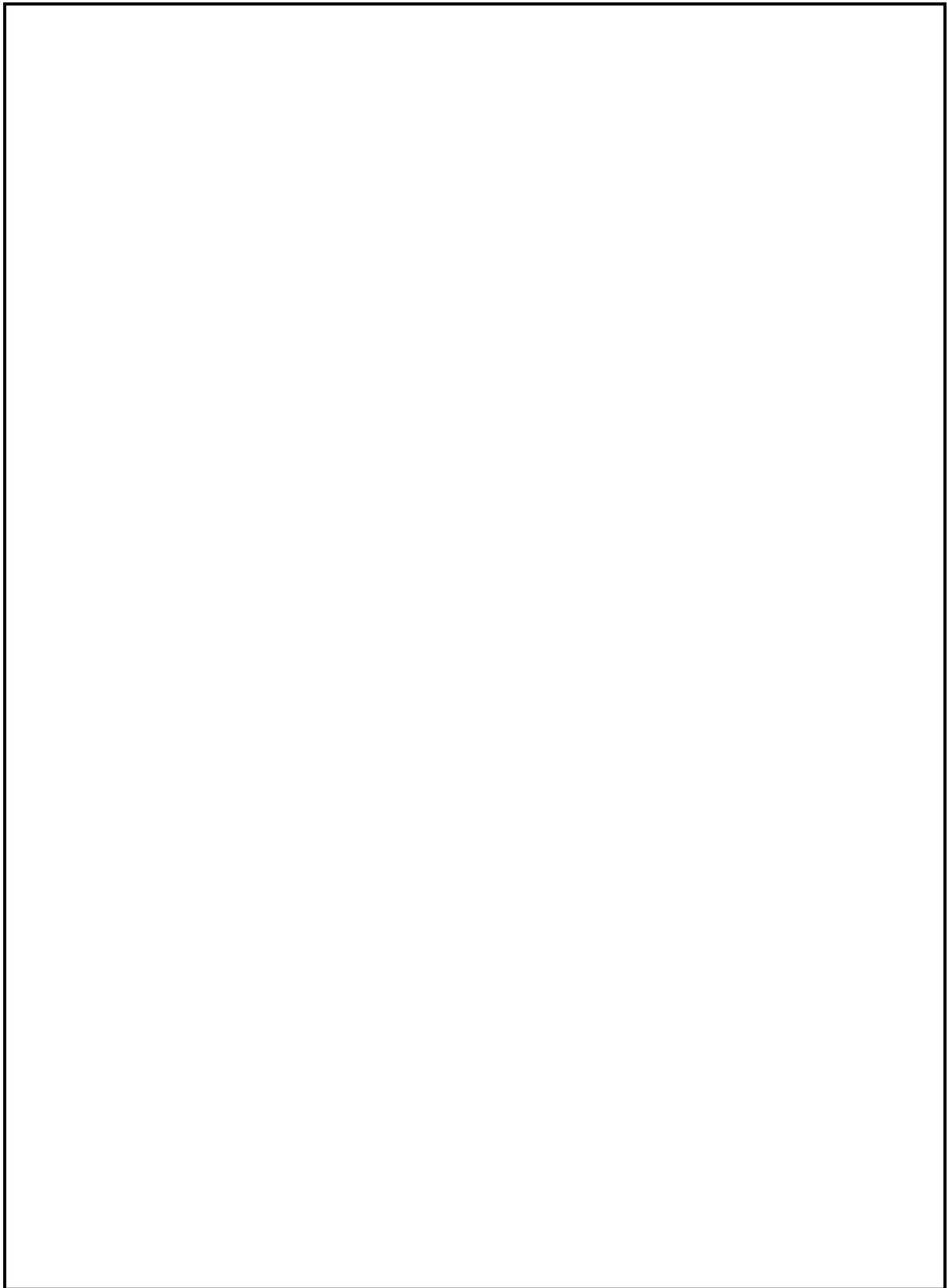


図 2 運転性能検査系統図 (ペデスタル代替注水系 (常設))

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

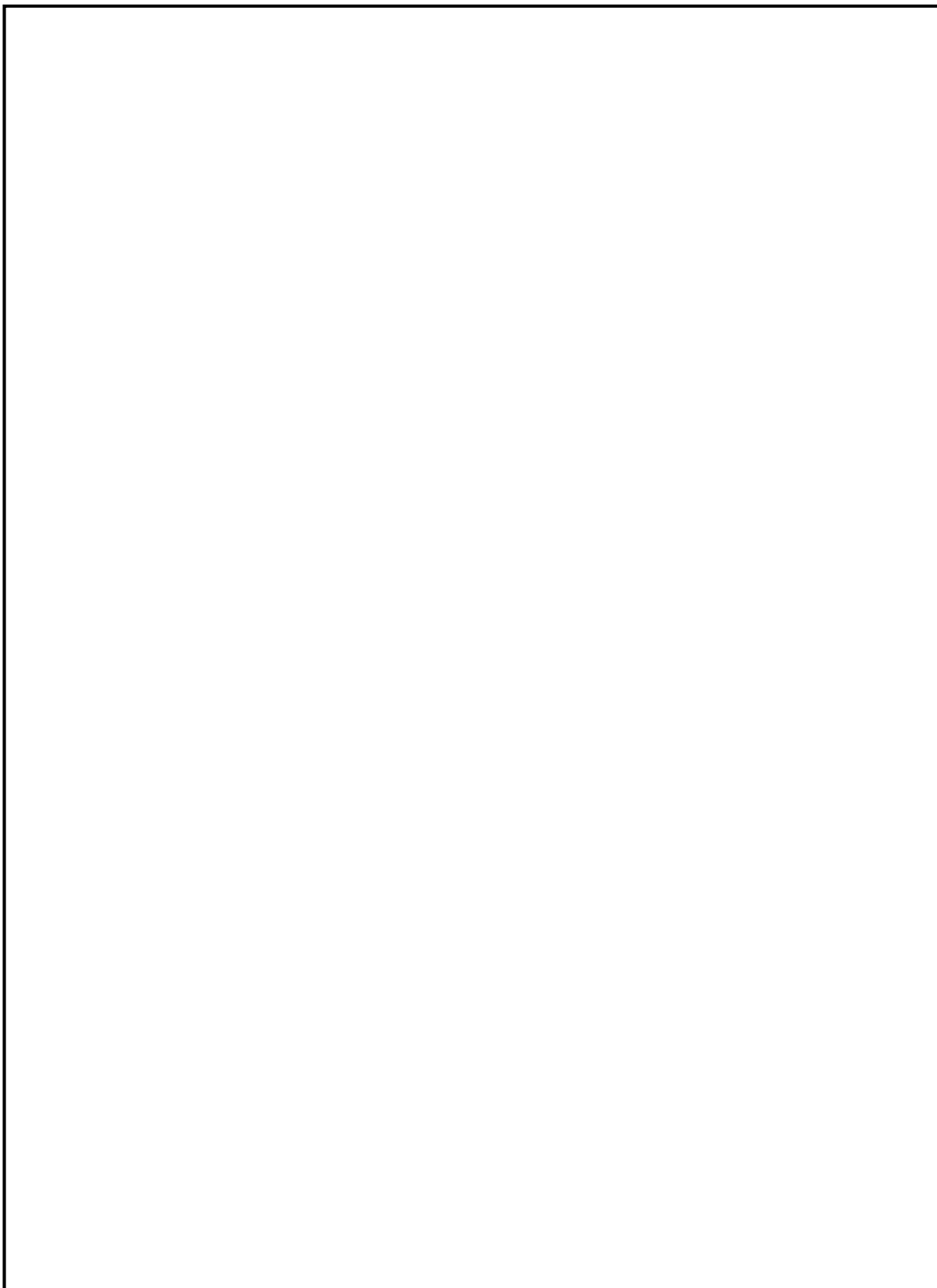


図 3 構造図 (低圧原子炉代替注水ポンプ)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

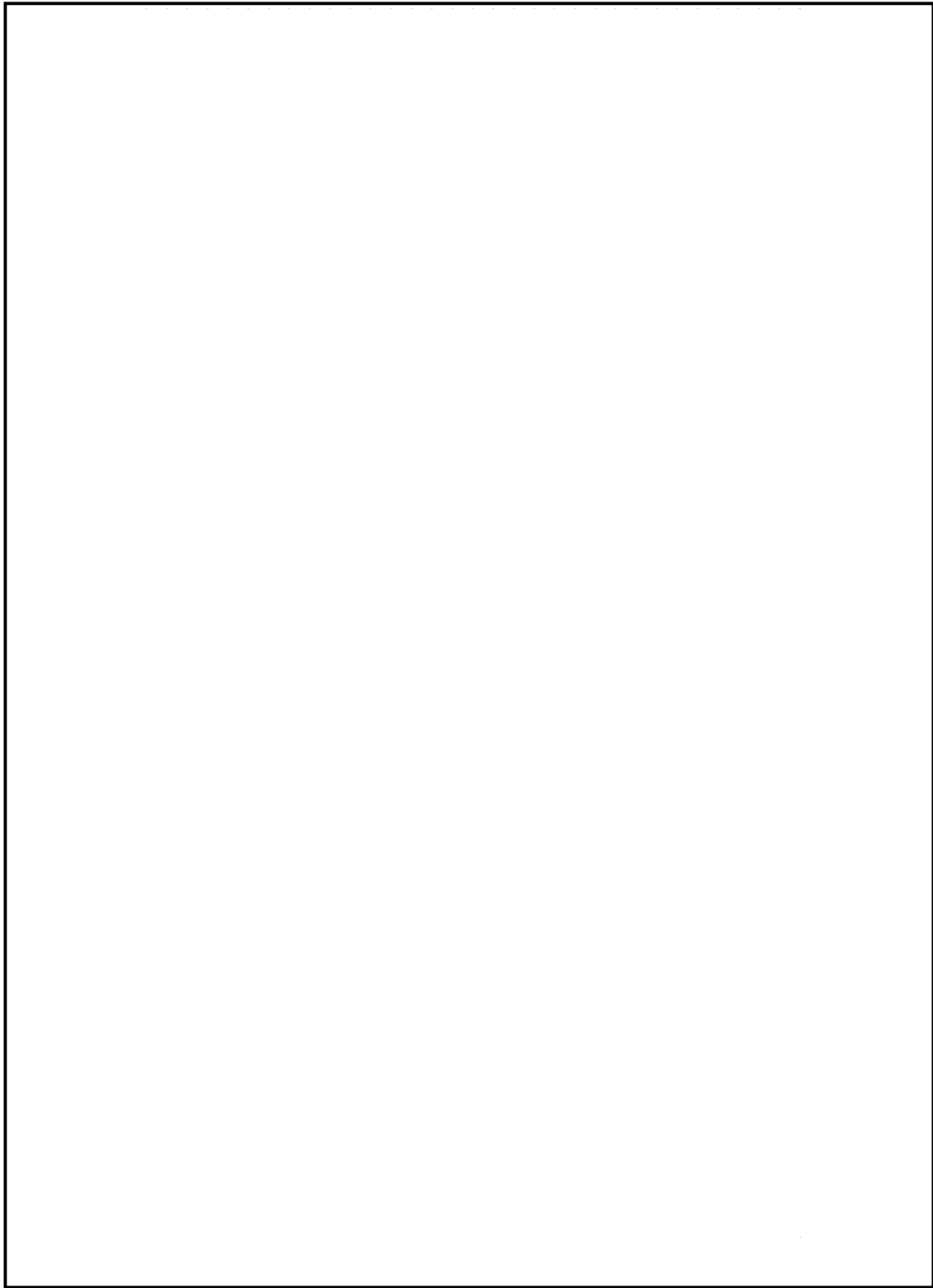


図4 運転性能検査系統図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

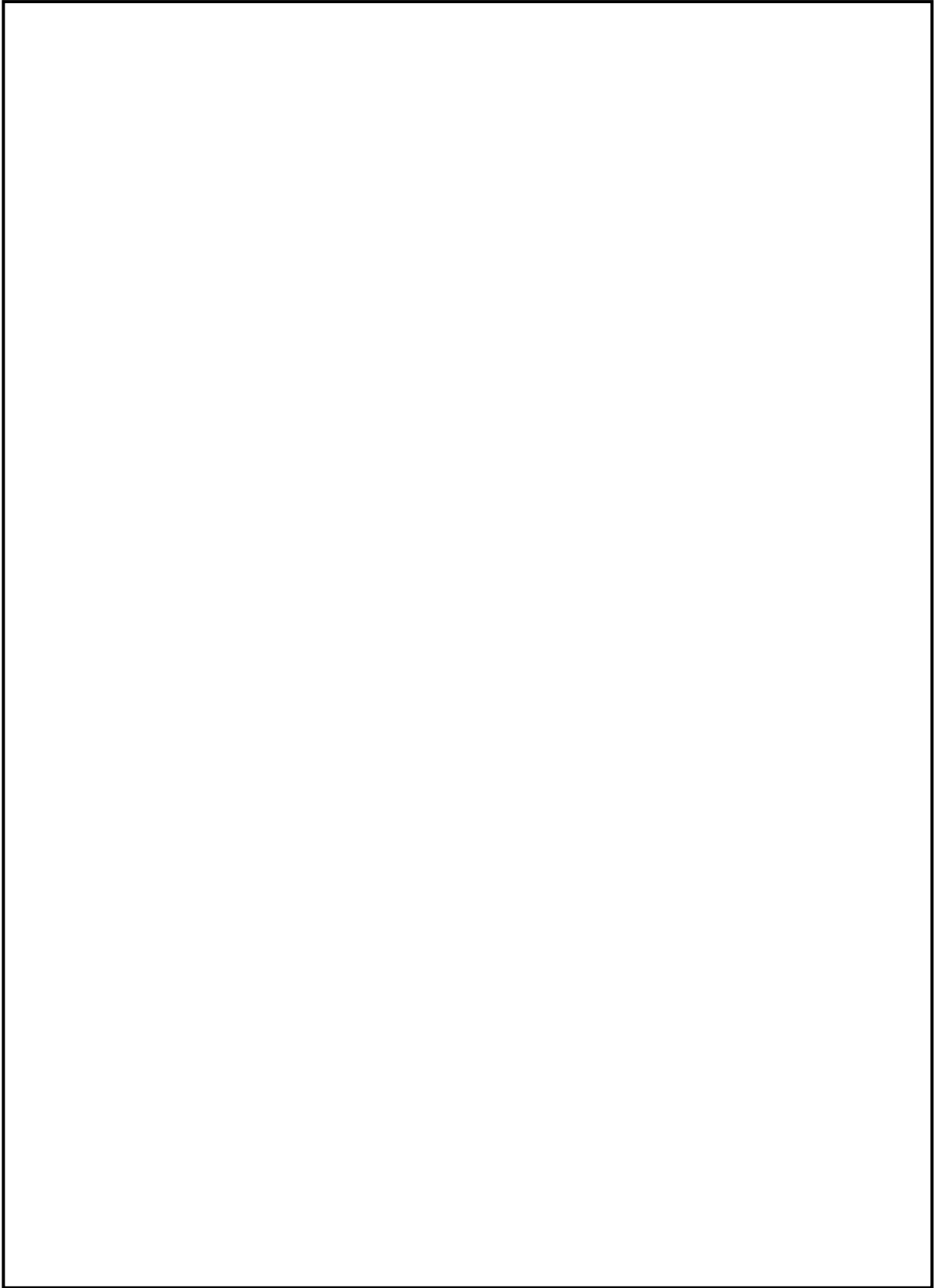


図5 運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（可搬型））

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

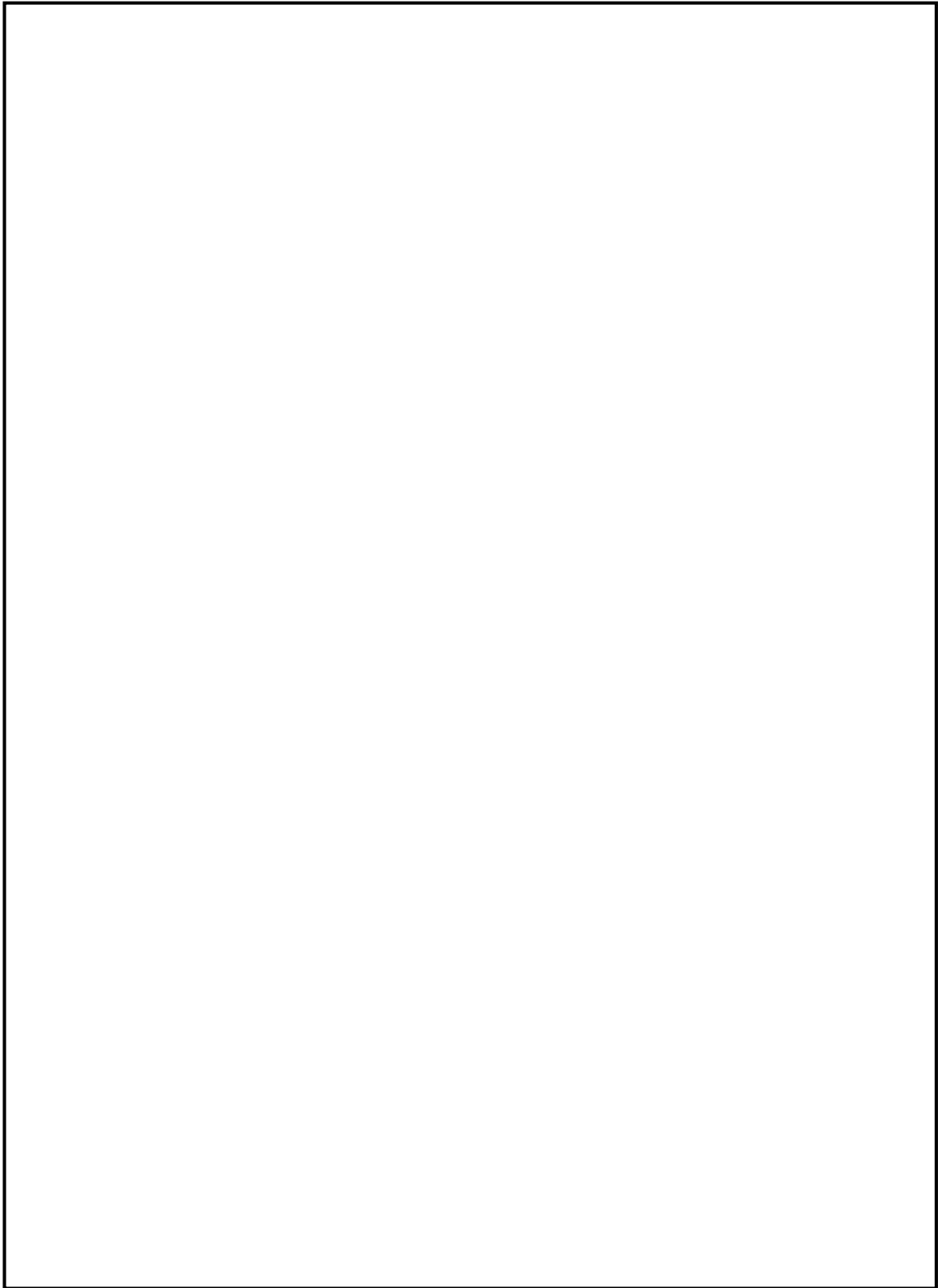


図6 構造図（大量送水車）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-6 容量設定根拠

(格納容器代替スプレイ系（可搬型）は49条にて整理)

名 称	低圧原子炉代替注水ポンプ (ペDESTAL代替注水系 (常設))	
容 量	m ³ /h/台	230 以上 (注1) (230 (注2))
全 揚 程	m	<input type="text"/> 以上 (注1) (190 (注2))
最 高 使 用 圧 力	MPa	3.92
最 高 使 用 温 度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/台	<input type="text"/> 以上 (注1) (210 (注2))
機器仕様に関する注記	注1 : 要求値を示す 注2 : 公称値を示す	
<p>【設 定 根 拠】 (概 要)</p> <p>低圧原子炉代替注水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>ペDESTAL代替注水系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、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、原子炉格納容器の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。</p> <p>なお、ペDESTAL代替注水系 (常設) として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは、2 台設置しており、このうち必要台数は1 台であり、1 台を予備として確保する。</p>		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【設定根拠】(続き)

1. 容量 230m³/h/台以上(注1) / 230m³/h/台(注2)

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、以下を考慮して決定する。

(1) 原子炉格納容器下部注水必要容量：200m³/h以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備として格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部に注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、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(MCCI)に係る有効性評価解析(事象進展が早くRPV破損時間が短い事象である大破断LOCAを起因とした場合)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が200m³/hであることから、1台あたり200m³/h以上を注水可能な設計とし、1台使用する設計とする。

(2) 低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量：30m³/h/台

以上より、ペDESTAL代替注水系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの容量は、(1)の必要容量に(2)を加えた容量とし、230m³/h/台以上とする。

2. 全揚程 m以上(注1) / 190m(注2)

原子炉格納容器スプレイにて原子炉格納容器下部へ注水する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、配管及び機器圧損を基に設定する。

原子炉格納容器と水源の圧力差	:	<input type="text"/>	m
静水頭	:	<input type="text"/>	m
配管・機器圧力損失	:	<input type="text"/>	m
<hr/>			
	:	<input type="text"/>	m

以上より、ペDESTAL代替注水系(常設)として使用する場合の低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は、 m以上とする。

【設 定 根 拠】（続き）

3. 最高使用圧力 3.92MPa

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約 に静水頭約 を加えた約 MPa を上回る圧力として 3.92MPa としており、重大事故等時にペデスタル代替注水系（常設）として原子炉格納容器内にスプレイする場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

低圧原子炉代替注水ポンプの最高使用温度は、主配管「低圧原子炉代替注水槽から低圧原子炉代替注水ポンプ」の最高使用温度に合わせ、66℃とする。

5. 原動機出力 210kW/台

低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、以下の式により、容量及び揚程を考慮して決定する。

$$P_w = 10^{-3} \times \rho \times g \times Q \times H$$

$$\eta = \frac{P_w}{P} \times 100$$

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

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

P : 軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 密度 (kg/m³) = 1000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : 容量 (m³/s) = 230/3600

H : 揚程 (m) = 190

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) =

$$P = \frac{10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times \left(\frac{230}{3600} \right) \times 190}{\text{} / 100} = \text{} \div \text{} = \text{} \text{ kW}$$

以上より、低圧原子炉代替注水ポンプの原動機出力は、軸動力を上回る出力とし、210kW/台とする。

【設 定 根 拠】（続き）

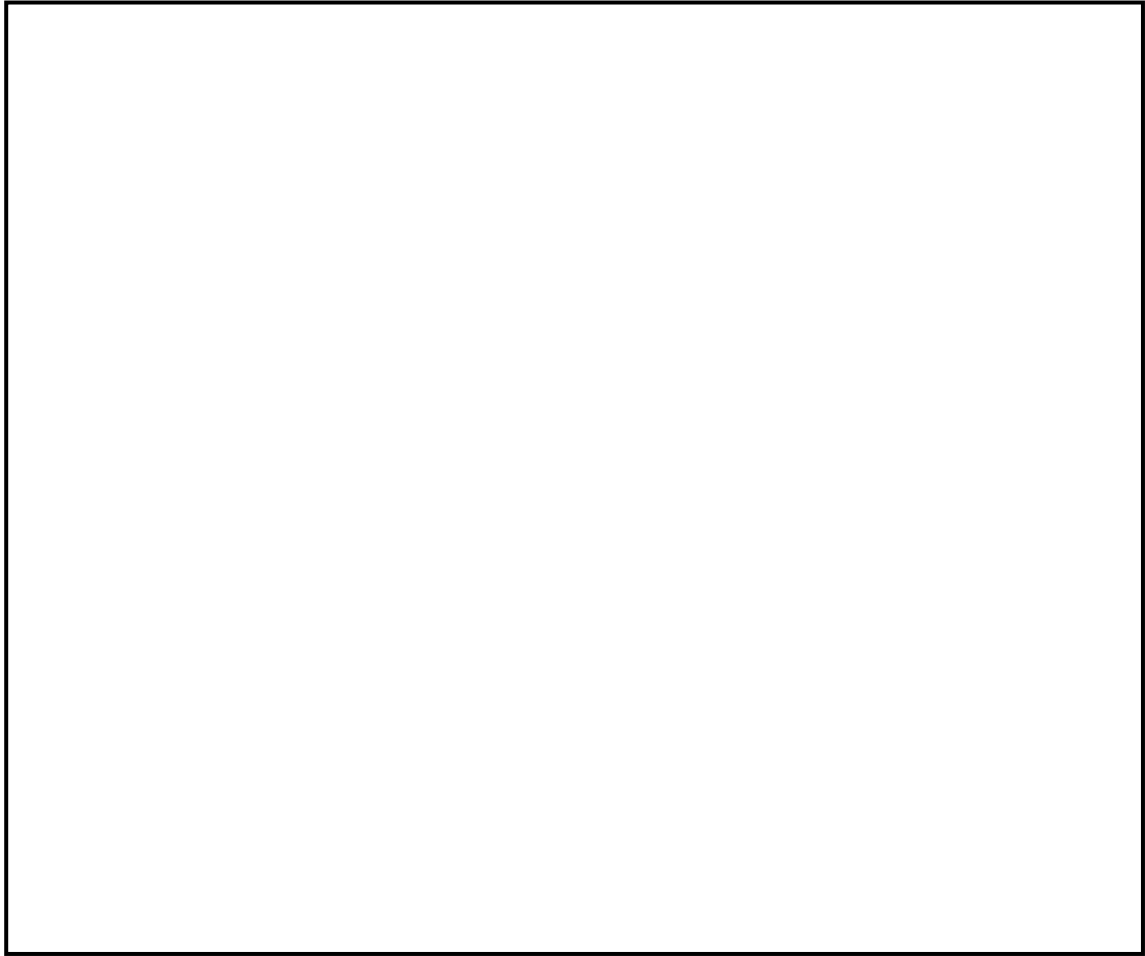


図1 低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

名 称		大量送水車
容 量	m ³ /h/台	120 以上 (注 1) (168 以上 (注 2))
吐 出 圧 力	MPa [gage]	1.33 以上 (注 1) (0.85 (注 2))
最 高 使 用 圧 力	MPa [gage]	1.6
最 高 使 用 温 度	℃	40
原 動 機 出 力	kW/台	230
機器仕様に関する注記		注 1 : 要求値を示す 注 2 : 規格値を示す

【設 定 根 拠】

大量送水車は、重大事故等時に以下の機能を有する。

ペDESTAL代替注水系（可搬型）として使用する大量送水車は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

大量送水車は複数の代替淡水源（輪谷貯水槽（西 1）及び輪谷貯水槽（西 2））を水源として原子炉建物外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水輸送系配管及び補給水系配管を経由して、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。

なお、大量送水車は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを下図のとおり 1 セット 1 台使用する。

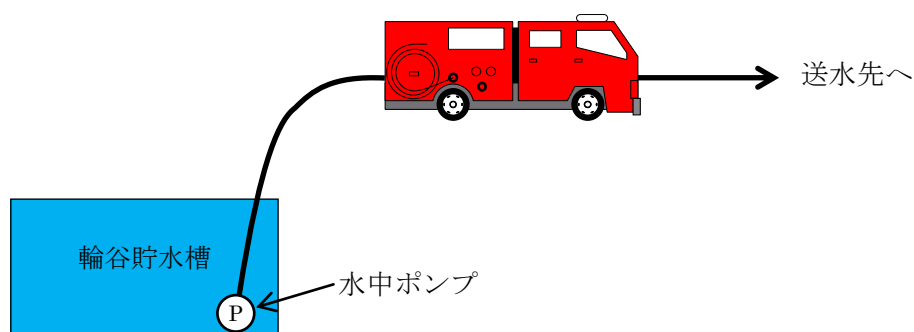


図 1 ペDESTAL代替注水系（可搬型）によるスプレイ 系統概要図

1. 容量 120m³/h/台以上（注1）／168m³/h/台以上（注2）

大量送水車の容量の要求値は、格納容器破損防止対策の重大事故シーケンスのうち、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（MCCI）に係る有効性評価解析（事象進展が早くRPV破損時間が短い事象である大破断LOCAを起因とした場合）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入量120m³/h以上とする。

なお、大量送水車（A-1級）は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される168m³/h/台以上を容量の公称値とする。

2. 吐出圧力 1.33MPa以上（注1）／0.85MPa（注2）

ペDESTAL代替注水系（可搬型）で使用する場合の大量送水車の吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

複数あるホース敷設ルートのうち、水源と移送先の圧力差（大気開放である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）と注水先の圧力）、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を考慮した結果、最も保守的となる、

を使用する場合の必要吐出圧力を代表として以下に示す。

【 の場合】

最終吐出端必要圧力	約	MPa	
静水頭	約	MPa	
ホース圧損	約	MPa	※1
ホース湾曲による影響	約	MPa	※1
機器及び配管・弁類圧損	約	MPa	
合計	約	1.33	MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については51-6-9,10参照。

なお、作業性及び他設備との干渉を考慮し、ルートを変更する場合には、ポンプ容量を変更しない範囲でホースの敷設場所を適切に選定する。

以上より、大量送水車の吐出圧力の要求値は、約1.33MPa以上とする。

なお、大量送水車は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である0.85MPaを吐出圧力の公称値とする。

図2に示すとおり、大量送水車は回転数を変更することで、容量及び吐出圧力の要求値を満足することが可能である。

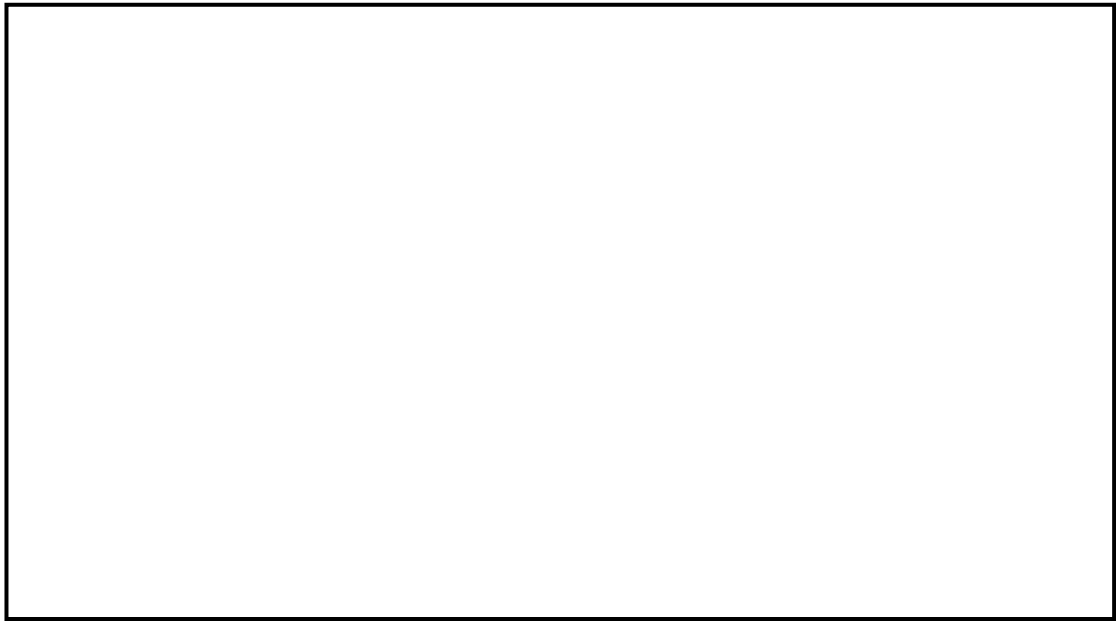


図2 大量送水車性能曲線

3. NPSH 評価

大量送水車は、代替淡水源である輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）に投入した取水ポンプにより取水される水を、送水ポンプを用いて送水する構造となっている。使用状態での各機器の配置イメージを図3に示す。

大量送水車の取水ポンプはキャビテーション防止のために水面から約0.7m下位に設置する必要がある。よって、大量送水車の設置場所（EL 53.2m）、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の底面（EL 45.9m）、大量送水車の送水ポンプの設置高さ約1.2mから、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差は最大で約7.8mとなる。（図3参照）

必要流量120m³/hを確保するために必要な送水ポンプの必要NPSHが約1.2mであることに対し、送水ポンプと輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水面の高低差が最大（大量送水車から約7.8m下位）となる場合でも、送水ポンプに対する有効NPSHが約15.3m^{*}となる。

以上により、必要NPSH（約1.2m）<有効NPSH（約15.3m）となる。

※内訳は以下のとおり。

	取水ポンプの全揚程	約		m
	大気圧	約		m
静水頭		約		m
ホース圧損		約		m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭		約		m
	合計	約	15.3	m

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

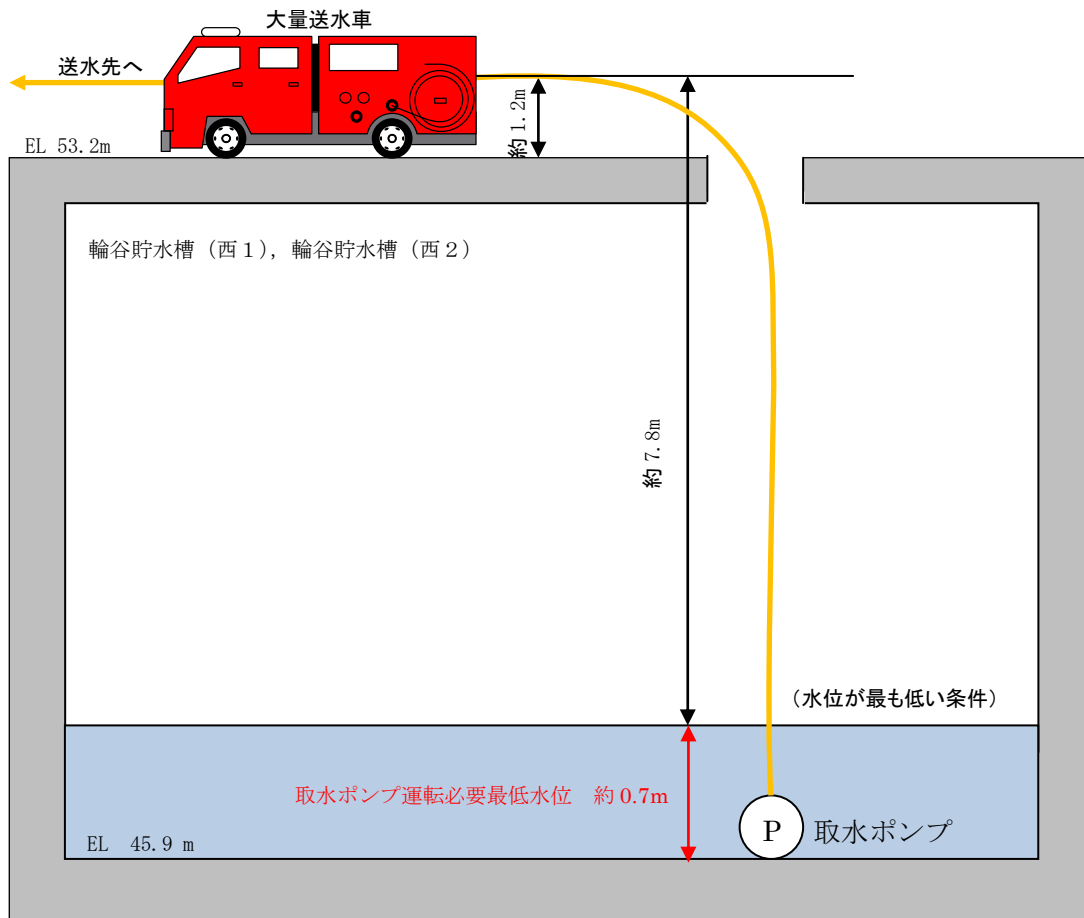


図3 大量送水車設置概要図

4. 最高使用圧力 1.6MPa

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は、接続先のホースと同等とすることから1.6MPaとする。

5. 最高使用温度 40℃

大量送水車を重大事故等時において使用する場合の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であること、および海水温度が30℃であることから、余裕を考慮し、40℃とする。

6. 原動機出力 230kW/台

大量送水車の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして230kWとする。

ホースの湾曲や余長の圧力損失に対する考え方

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

消防用ホースの曲がりや余長による圧力損失への影響の考え方については以下のとおり。

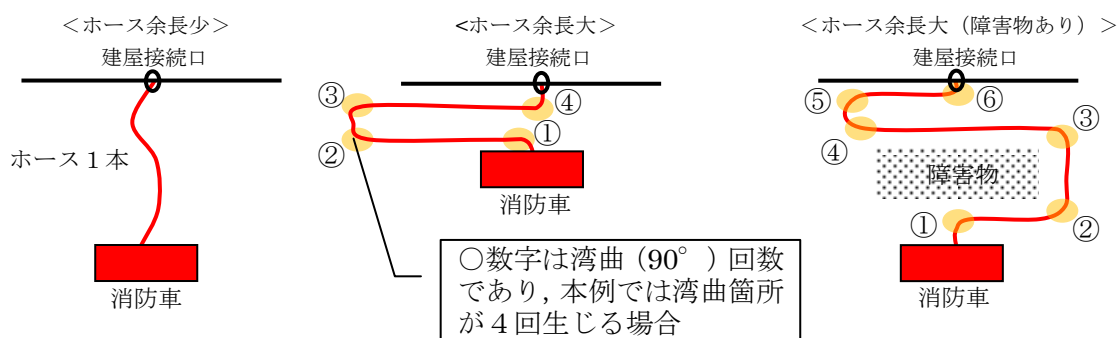


図4 想定される消防ホースの引き回し例 (イメージ図)

< 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失 : h_b >

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{m}] = f_b \cdot \frac{v^2}{2000} \cdot \frac{\theta}{90^\circ} [\text{MPa}]$$

○ f_b : ベンドの損失係数

ホースの湾曲によるベンドの損失係数は新・消防機器便覧に記載されている曲率半径 1 m における 90° 湾曲時のベンド損失係数であり、次式、表 1 のうち数値の大きい方を使用する。

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \left(\frac{d}{R} \right)^{3.5} \right\} \cdot \frac{\theta}{90^\circ}$$

表1 ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d	1	2	4	6	10
	θ°					
なめらか	15	0.03	0.03	0.03	0.03	0.03
	22.5	0.045	0.045	0.045	0.045	0.045
	45	0.14	0.09	0.08	0.08	0.07
	60	0.19	0.12	0.095	0.065	0.07
	90	0.21	0.135	0.10	0.085	0.105
荒い	90	0.51	0.30	0.23	0.18	0.20

R : 管中心線の曲率半径 (m)

(出典：新・消防機器便覧より)

(例として 150A, 流量 120m³/h の場合の値を記載する。)

$$f_b = \left\{ 0.131 + 0.1632 \times \left(\frac{0.1535}{1} \right)^{3.5} \right\} \times \frac{90}{90} \cong 0.14$$

$R/d = 6.5$, $\left(\text{Re} \sqrt{\lambda} \right) \cdot (\epsilon/d) \cong 0.5 < 200$ となり壁面は“なめらか”であることから

表から f_b は 0.105 となる。

式からの計算値 0.14 > 表の値 0.105 であるため

$$f_b = \underline{0.14[\text{MPa}] \cdots (i)} \text{ とする。}$$

○ v : 流速

$$v = Q/A$$

Q : 流量について

ペDESTAL代替注水系 (可搬型) で使用する場合は

$$Q = 120[\text{m}^3/\text{h}] = 2.0[\text{m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

A : 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから, 150A のホースの場合, $r = \text{管内径}/2$ となり, 管内径 0.1535m より $r = 0.07675[\text{m}]$ となる。

$$\text{よって, } A = 0.0185057[\text{m}^2]$$

$v = Q/A$ より

$$= 108.074[\text{m}/\text{min}] = \underline{1.8012[\text{m}/\text{s}] \cdots (ii)}$$

○ 上記 (i) (ii) より, 1 湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\text{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

$$h_b(\text{MPa}) = 0.00023[\text{MPa}]$$

51-7 接続図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

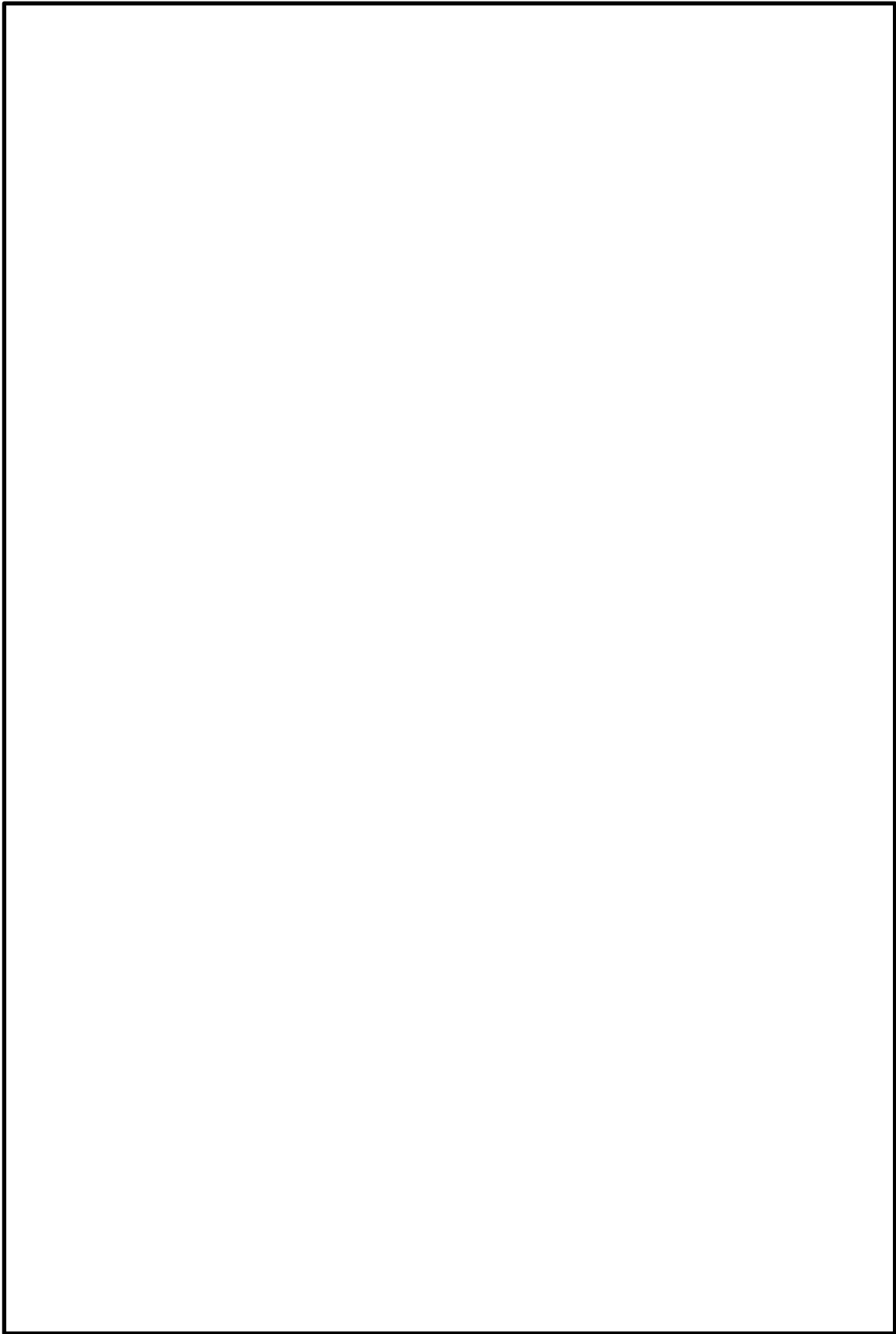


図1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

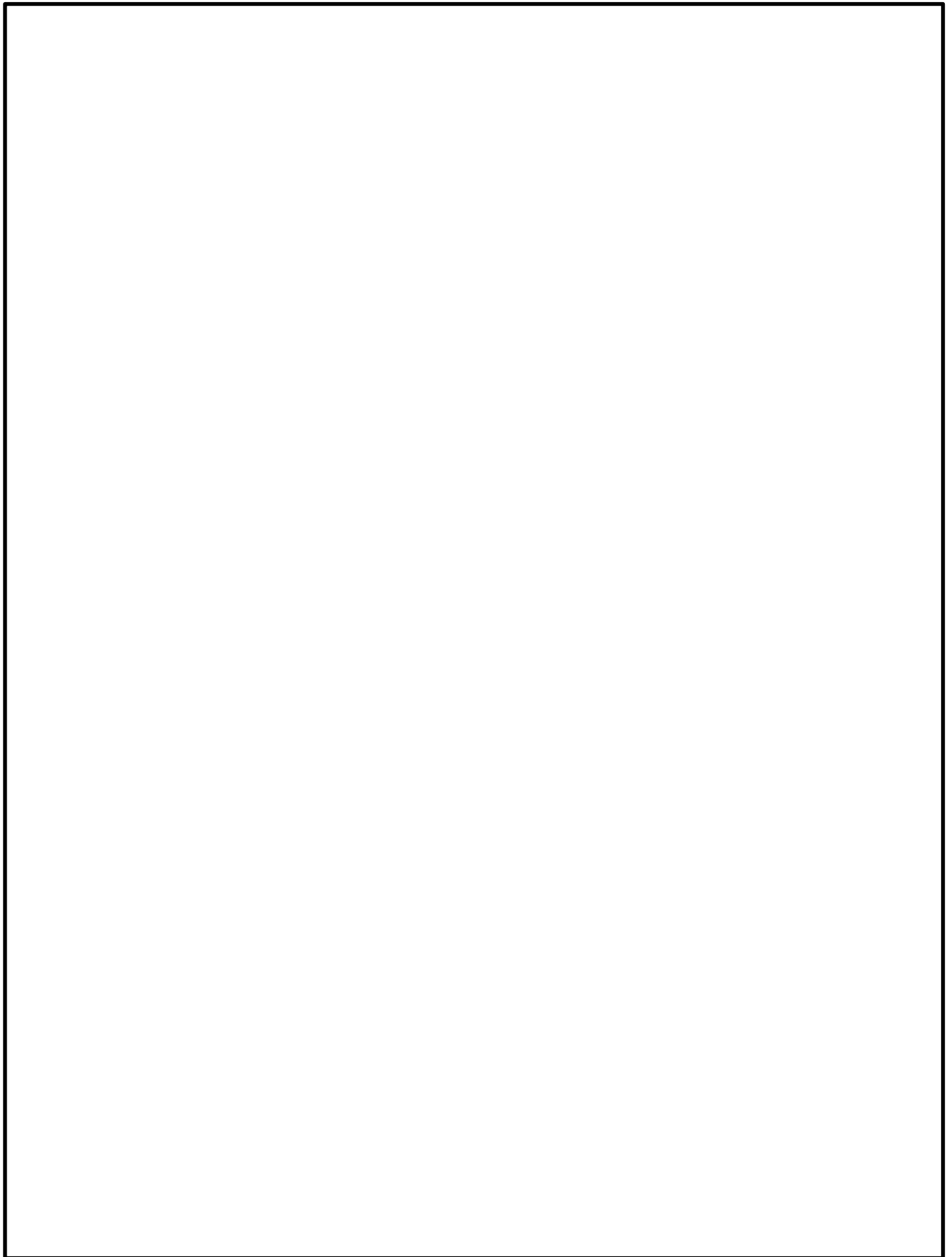


図 2 接続図（建屋内接続 原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-8 保管場所図

(格納容器代替スプレイ系 (可搬型) は 49 条にて整理)

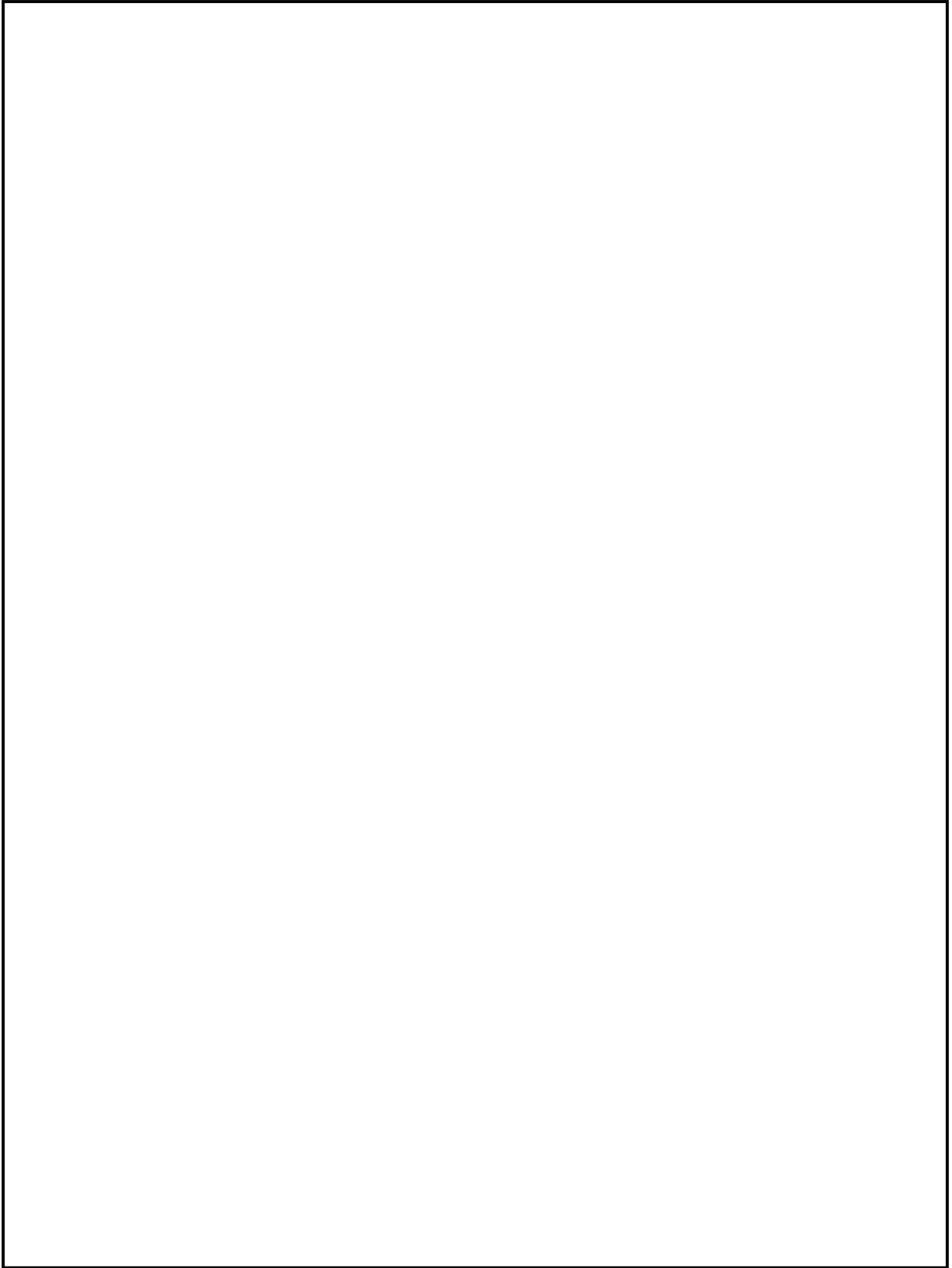


図1 保管場所図（位置的分散）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

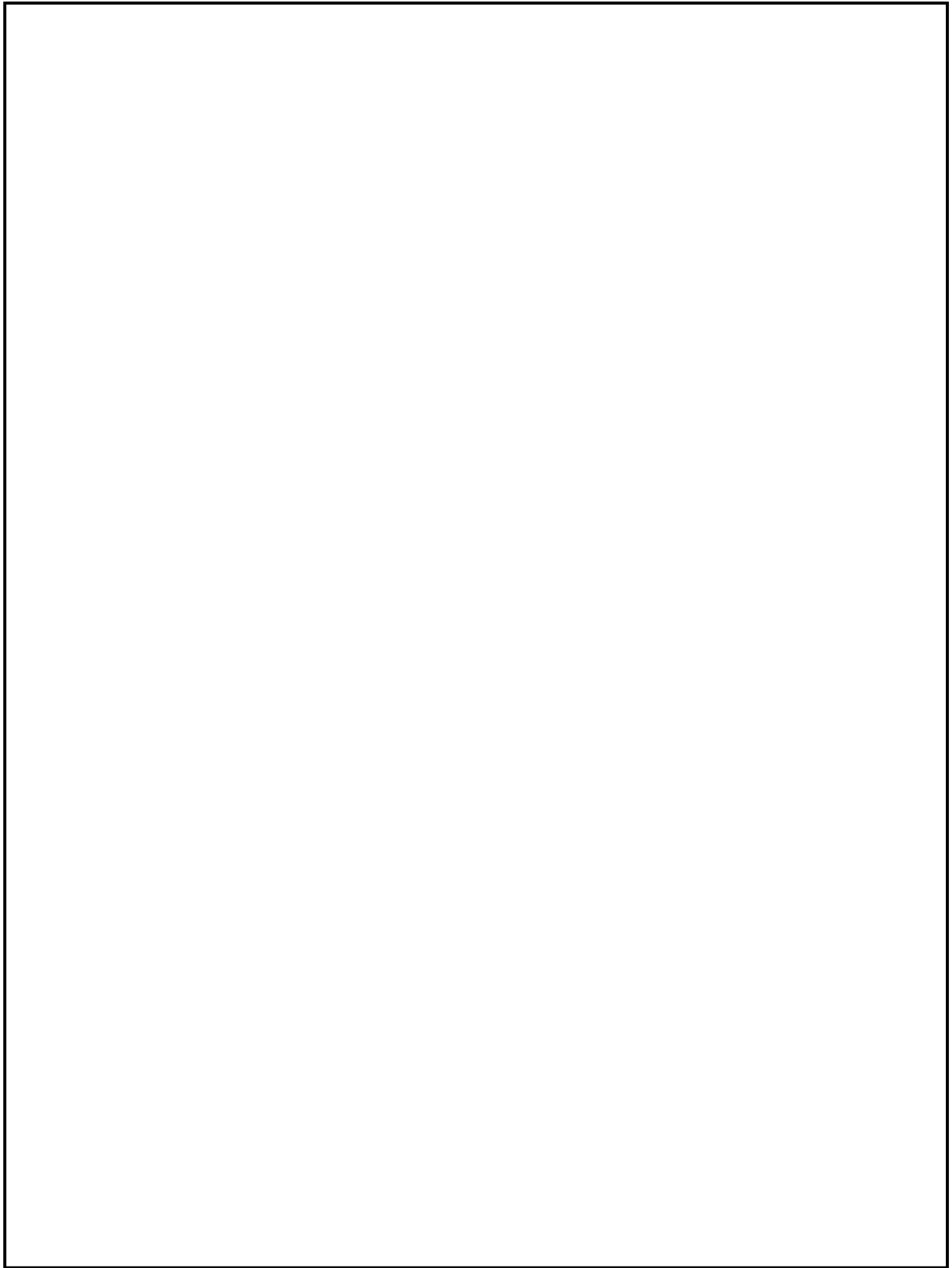


図2 保管場所図（機器配置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-9 アクセスルート図

島根原子力発電所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』より抜粋

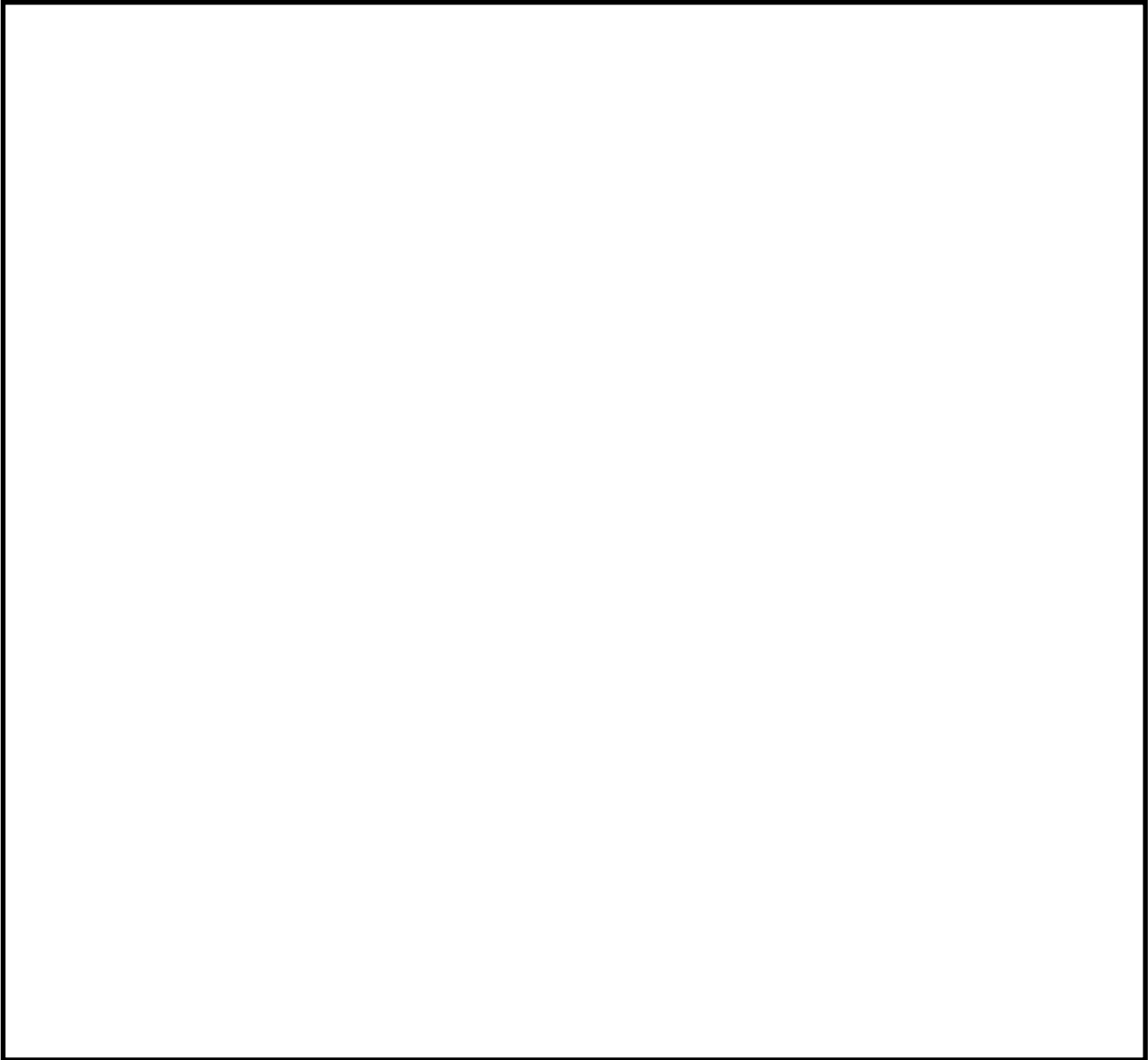


図1 保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-10

コリウムシールド設備概要

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原子炉格納容器下部の床ファンネルからドレン配管を経て、ドライウェル機器ドレンサンプ及びドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）内に流入する場合、ドライウェルサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリである鋼板までの距離が短いことから、ドライウェルサンプ底面コンクリートの浸食により溶融炉心が鋼板に接触し、原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれる恐れがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を抑制し、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にコリウムシールドを設置する。

図1に原子炉格納容器下部のドライウェルサンプ概要図、図2にコリウムシールド概要図、表1にコリウムシールド仕様を示す。

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、またコリウムシールドの形状については、全溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下したとしても、コリウムシールドが破損することなく、溶融炉心がドライウェルサンプへ流入することが無い設計としている。

さらに、次項以降に示す通り、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することによって、原子炉格納容器及びペDESTAL代替注水系の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。

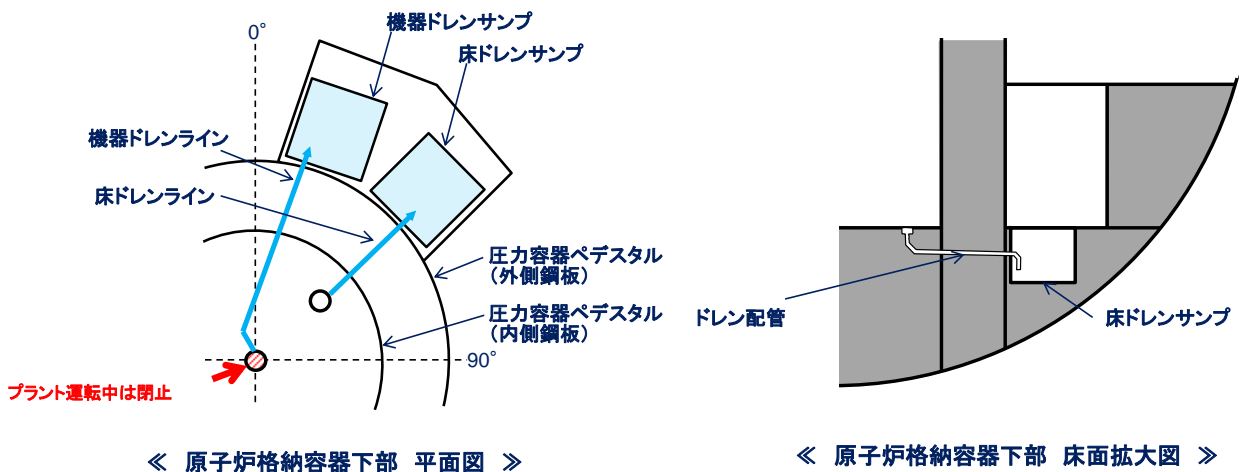


図1 ドレンサンプ概要図

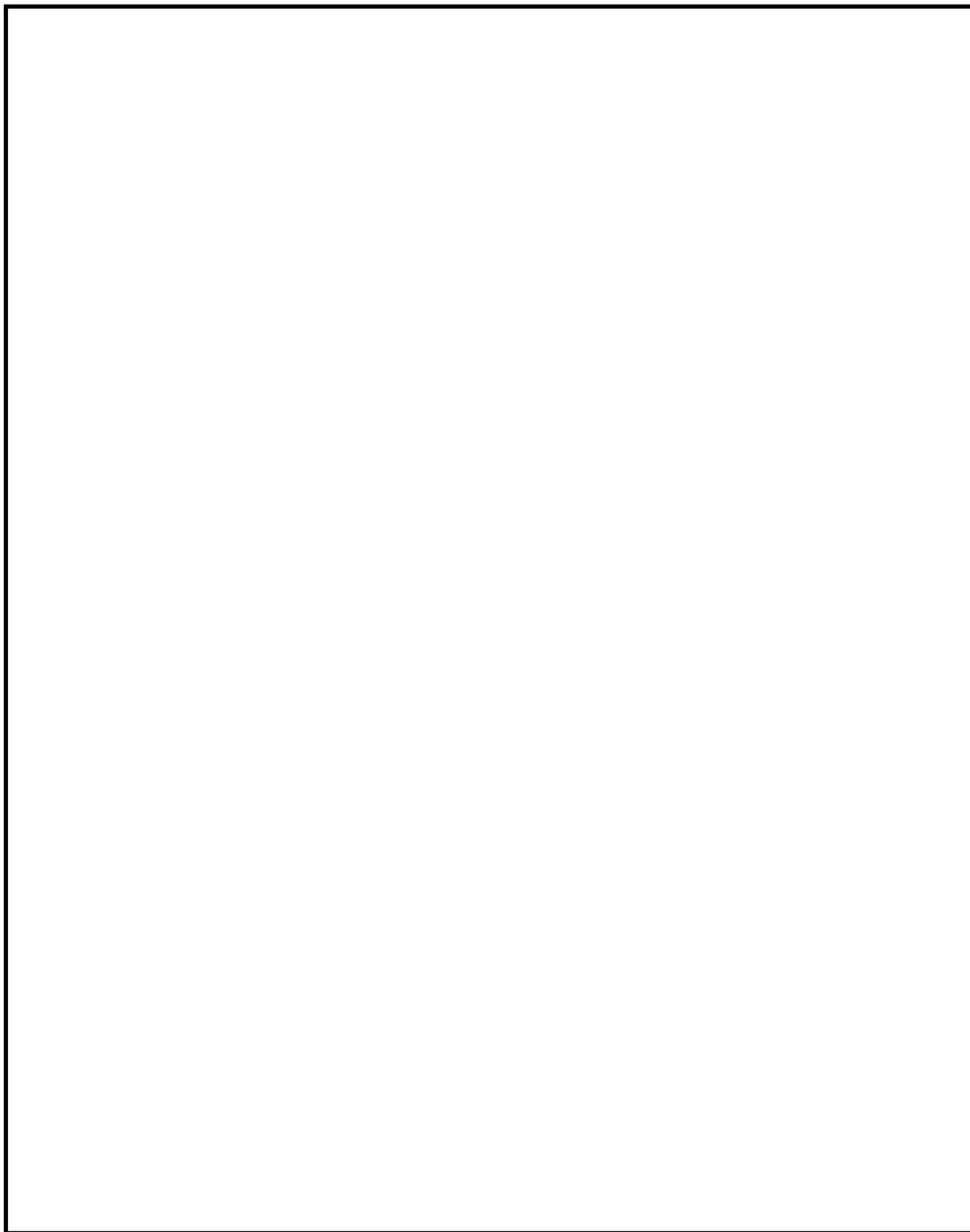


図2 コリウムシールド概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
厚さ	約 130mm 以上

2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無について

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備並びに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。

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 原子炉格納容器機能への悪影響の有無について

原子炉格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、原子炉格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表2に示す。

表2 原子炉格納容器機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
空間容積	悪影響なし	
耐震性	悪影響なし	
強度	悪影響なし	コリウムシールドは原子炉格納容器の閉じ込め機能に係る箇所に設置される設備ではなく、かつ事故時の原子炉格納容器内温度、圧力を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器強度への悪影響なし。
フランジ部 開口量	悪影響なし	コリウムシールドは事故時の原子炉格納容器フランジ部の開口量を増大させる設備ではないことから、原子炉格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 1. 2 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

コリウムシールドは、原子炉冷却材漏えい検出機能を有するドライウェル床ドレンサンプへの流入元である原子炉格納容器下部の床ドレンファンネルを覆うように設置され、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールド設置による漏えい検出機能への影響について検討を行い、原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を表3に示す。

表3 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
原子炉冷却材漏えい検出機能	悪影響なし	コリウムシールドは、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に通じる床ドレンファンネルへ導くためのスリットを複数設け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への悪影響なし

ドライウェル床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が 1gpm(0.23m³/h)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、コリウムシールド下部に設置したスリットを通過する漏えい水の流量が、スリット一箇所あたりで 1gpm 以上となるよう、スリットの幅、高さを設定した。スリットは床面に 4 箇所（幅×高さ：）を設置する。

※LBB(Leak Before Break)の概念より

加えて、スリットが溶融炉心のドライウェル床ドレンサンプへの有意な流入経路となることのないよう、スリットに溶融炉心が侵入したとしても、スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェル床ドレンサンプへ流入しないスリット長さを設定した。なお、溶融炉心のスリット内での凝固評価に当たっては実際に溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、純金属の凝固を行う モデル及び モデル、また合金の凝固評価を行う モデルを用いて凝固距離評価を行い、各々の評価結果を包絡するようにスリット長さを設定した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 3 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 3. 1 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無について

コリウムシールドが設置される原子炉格納容器下部にはペDESTAL代替注水系の放水口が設置されており，コリウムシールド設置により，ペDESTAL代替注水系の機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，コリウムシールド設置による注水機能への影響について検討を行い，ペDESTAL代替注水系への悪影響がないことを確認した。確認結果を表4に示す。

表4 ペDESTAL代替注水系への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
ペDESTAL代替注水系機能	悪影響なし	コリウムシールドとペDESTAL代替注水系放水口の設置位置は垂直方向で約 <input type="text" value="0"/> m 離れており，コリウムシールドが注水を妨げることはないことから，ペDESTAL代替注水系機能への悪影響なし。

51-11 格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

格納容器スプレイ時の原子炉格納容器下部への流入経路について

格納容器スプレイを行った場合、スプレイ水は以下の経路により原子炉格納容器下部に流入する。図1に流入経路の概要を示す。

①の経路について

スプレイ水は、各フロアに滞留するような機器や堰が無いことから、各フロアの床の開口部（グレーチング）より原子炉格納容器最下階のドライウエル床に流下する。ドライウエル床に流下したスプレイ水は、ドライウエル床面を流れ、ドライウエルサンプに流れ込む。その後ドライウエルサンプ水位が上昇し、満水になるとドライウエル床面に水が溜まる。

②の経路について

ドライウエル床面に溜まった水の水位が上昇すると、図2に示すとおり、ベント管入口下端の高さより制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため、サブプレッション・チェンバ側に流出することはなく、制御棒駆動機構搬出入口より原子炉格納容器下部に流入する。

以上より、確実に原子炉格納容器下部に水張りすることが可能である。

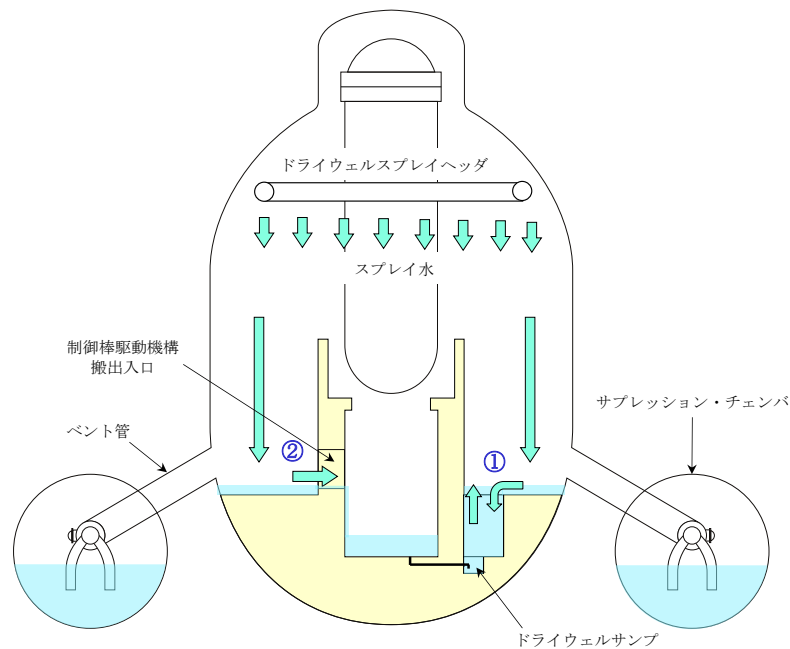


図1 格納容器スプレイの原子炉格納容器下部への流入経路の概要図

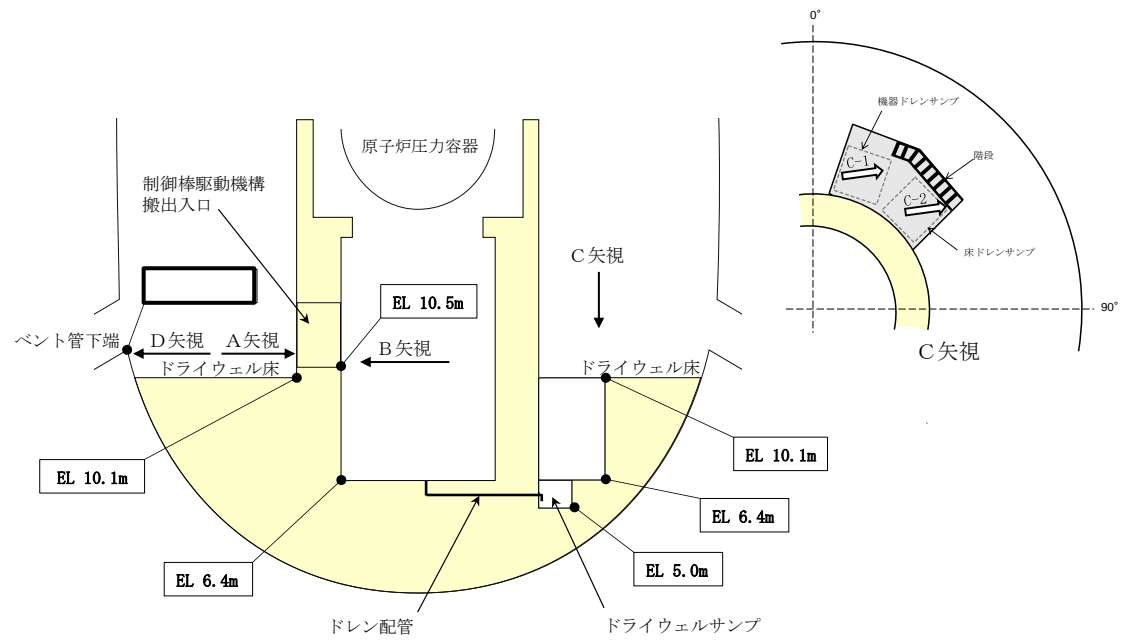
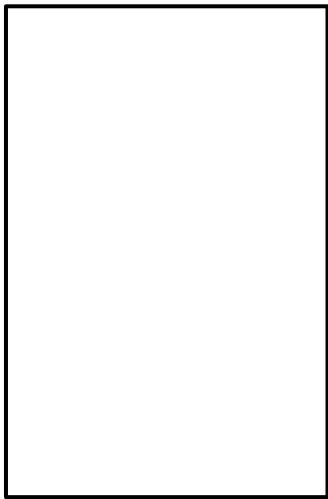
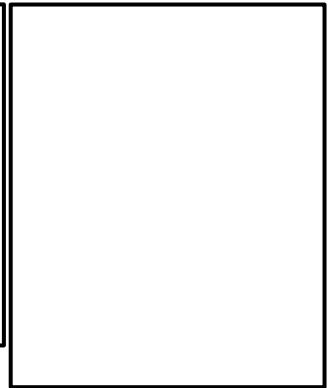
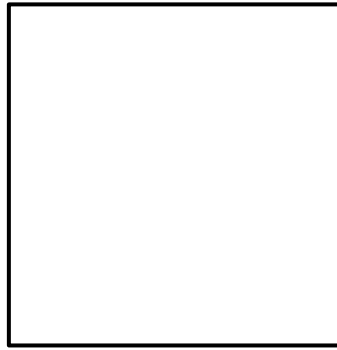
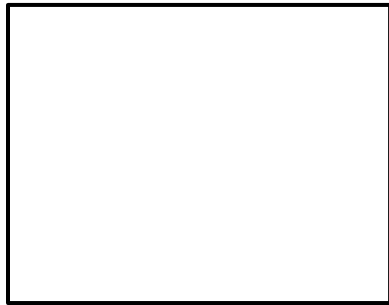
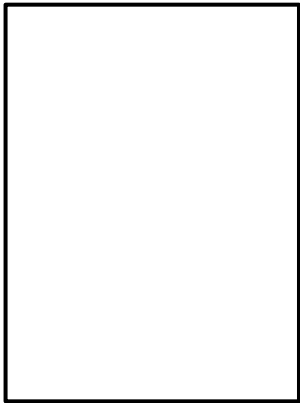


図2 原子炉格納容器 断面図

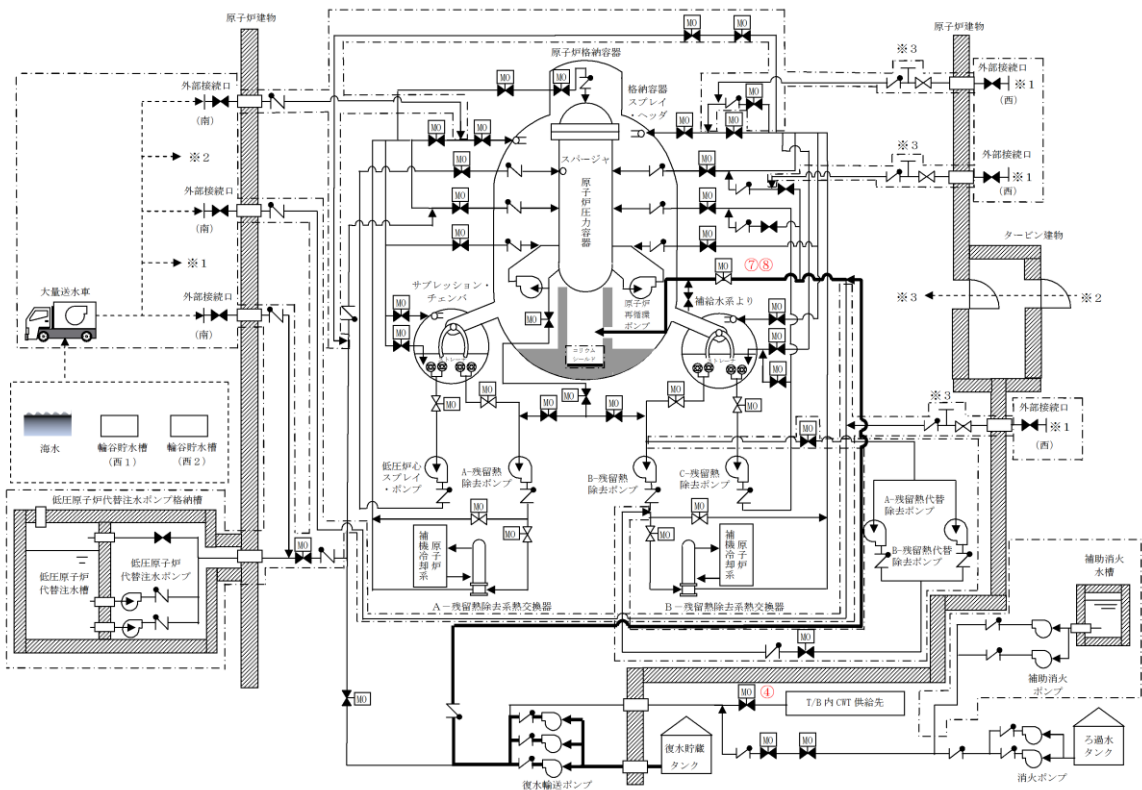
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

51-12 その他設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水

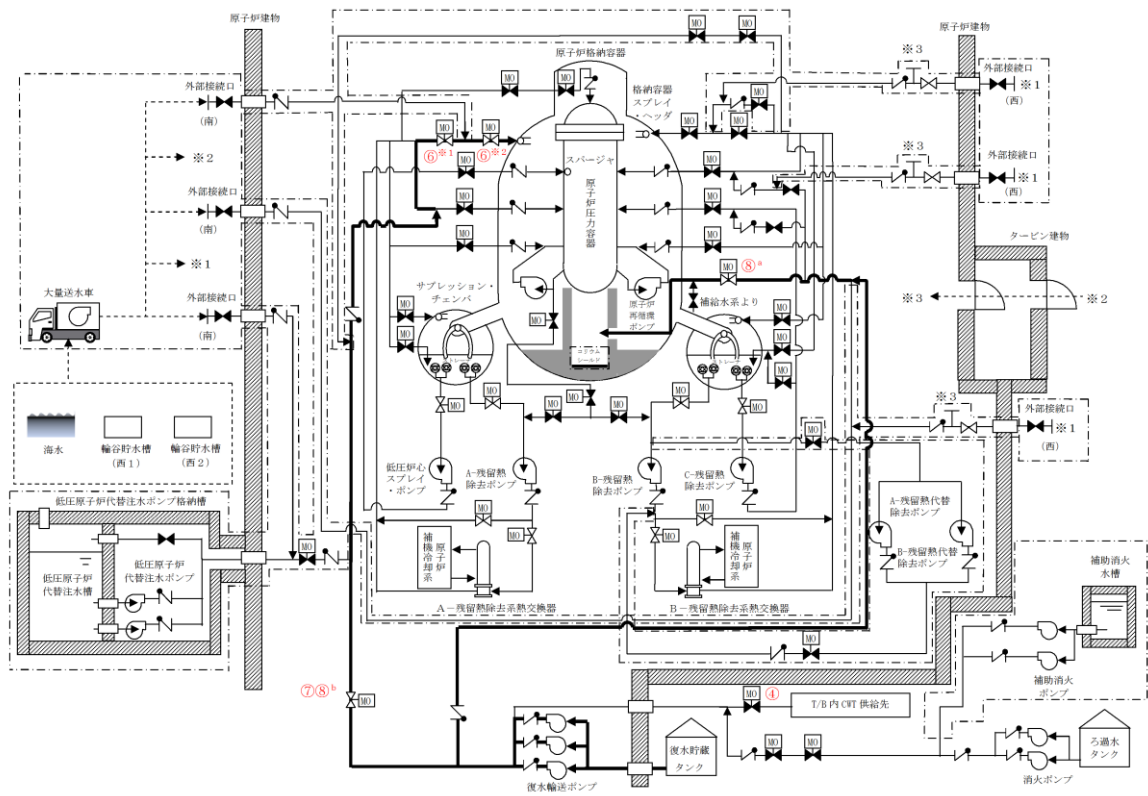
復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、復水輸送ポンプを用い、中央制御室から遠隔で弁操作し、復水貯蔵タンクを水源として、復水輸送系配管、補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図1 復水輸送系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図



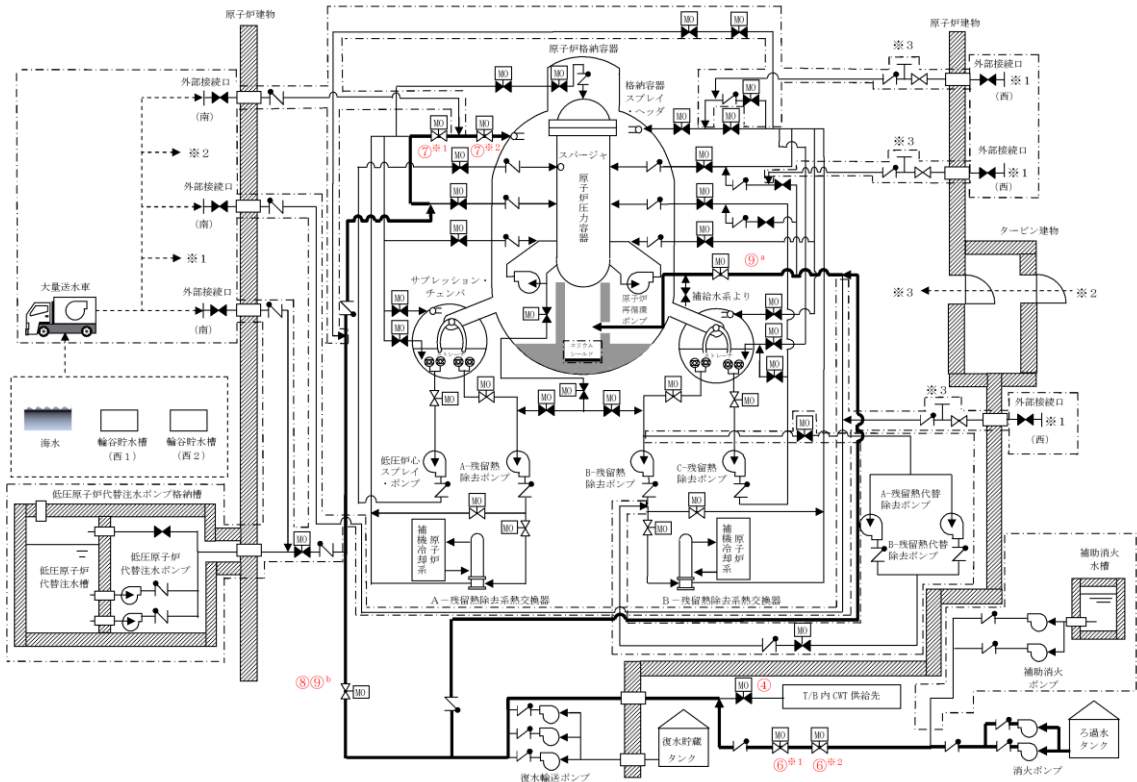
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T/B供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥※ ¹	A-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥※ ²	A-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧ ^b	A-RHR R PV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図2 復水輸送系（スプレー管使用の場合）による
 原子炉格納容器下部への注水 概略系統図

(2) 消火系による原子炉格納容器下部への注水

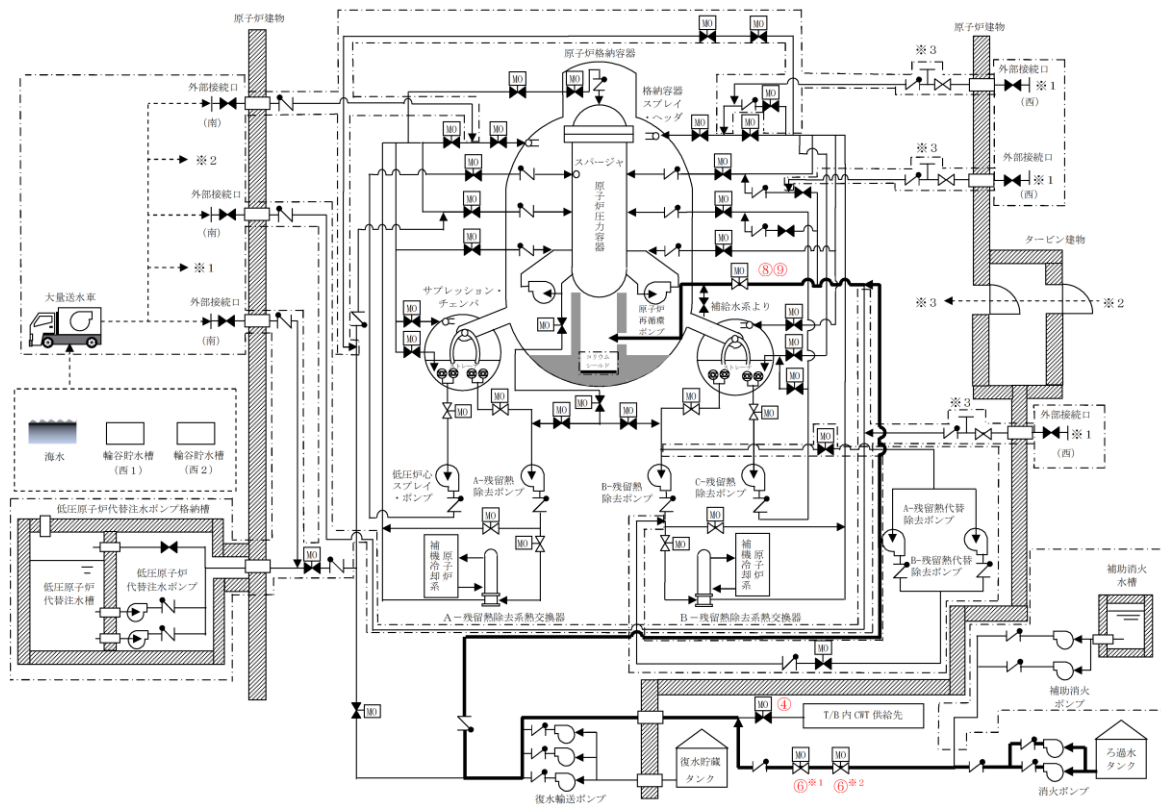
消火系による原子炉格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として、消火系配管、復水輸送系配管、補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T / B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{*1}	A-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{*2}	A-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨ ^b	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

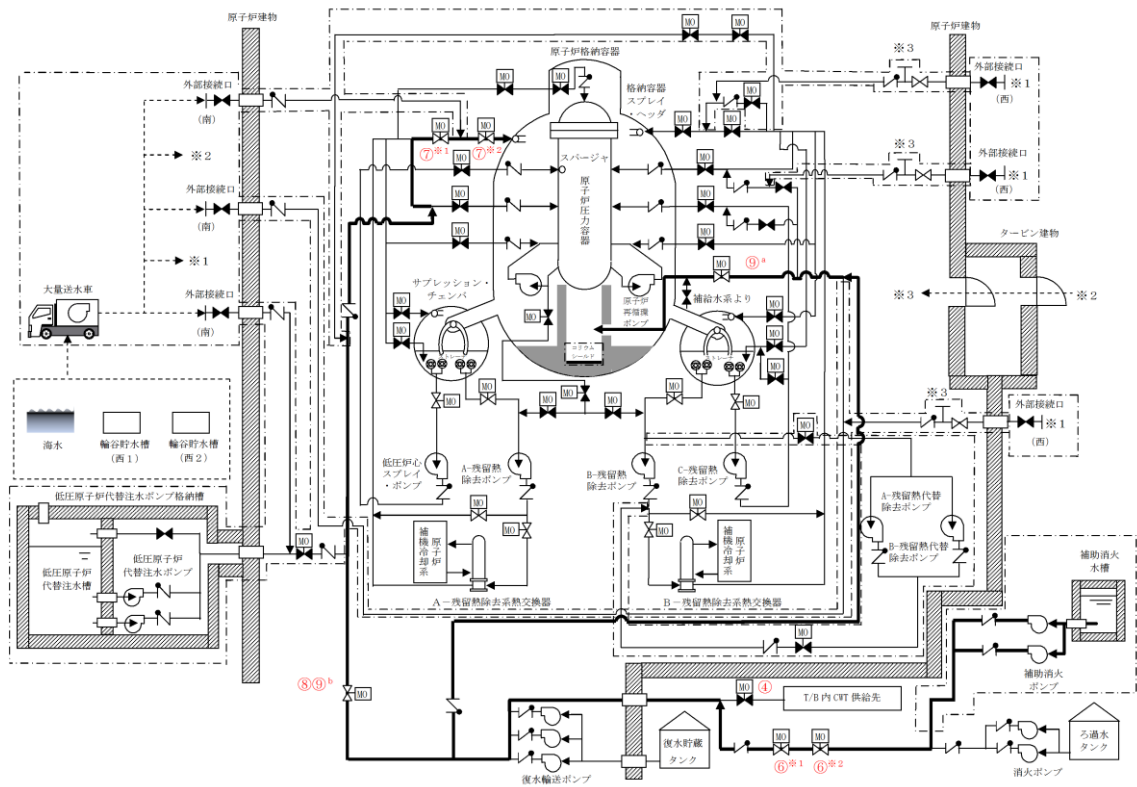
図3 消火系 (スプレー管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水概略系統図 (消火ポンプを使用した場合)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T / B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

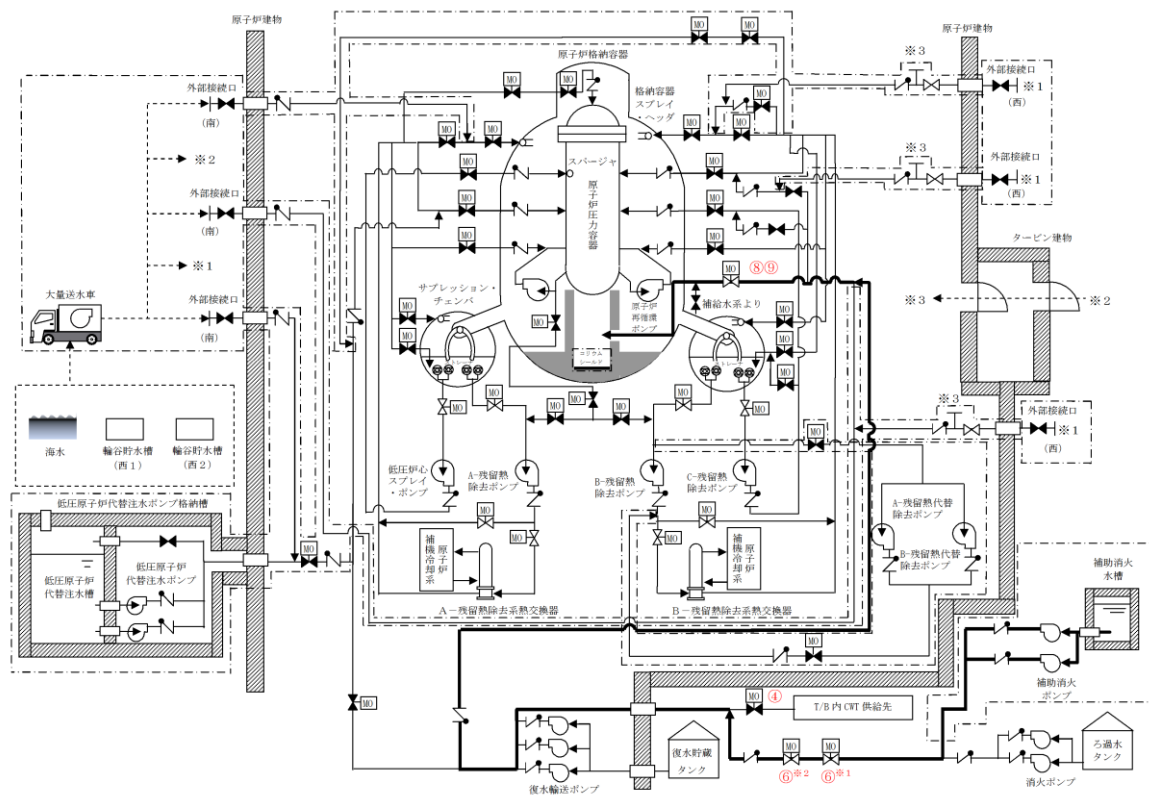
図4 消火系 (ペデスタル注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図 (消火ポンプを使用した場合)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○^a : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
 ○^{*1}~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T / B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{*1}	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥ ^{*2}	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{*1}	A-RHRドライウェル第1スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦ ^{*2}	A-RHRドライウェル第2スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨ ^b	A-RHR RPV代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨ ^a	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図5 消火系 (スプレー管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水概略系統図 (補助消火ポンプを使用した場合)



記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

No.	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
④	CWT T / B 供給遮断弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑥*1	CWT系・消火系連絡止め弁 (消火系)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥*2	CWT系・消火系連絡止め弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨	MUW PCV代替冷却外側隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

図6 消火系 (ペDESTAL注水配管使用の場合) による原子炉格納容器下部への注水 概略系統図
 (補助消火ポンプを使用した場合)

51-13 送水ヘッドについて

送水ヘッダについて

1. 系統及び送水ヘッダの概要

大量送水車は、設置作業の効率化、被ばく低減を図ることを目的に、送水ヘッダを経由して、重大事故等対処設備として「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」の各系統における注水設備及び水の供給設備として使用する。

これら複数の系統は、全てを同時に使用することはないものの、格納容器代替スプレイ系（可搬型）と低圧原子炉代替注水系（可搬型）は同時に注水することを考慮し、大量送水車は各系統へ注水するために必要な流量及び同時注水に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。

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「⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給」における注水設備として使用することも考慮し、大量送水車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、送水ヘッダ又は接続口に隔離機能を設けた設計とする。全体系統概要図を図1に示す。

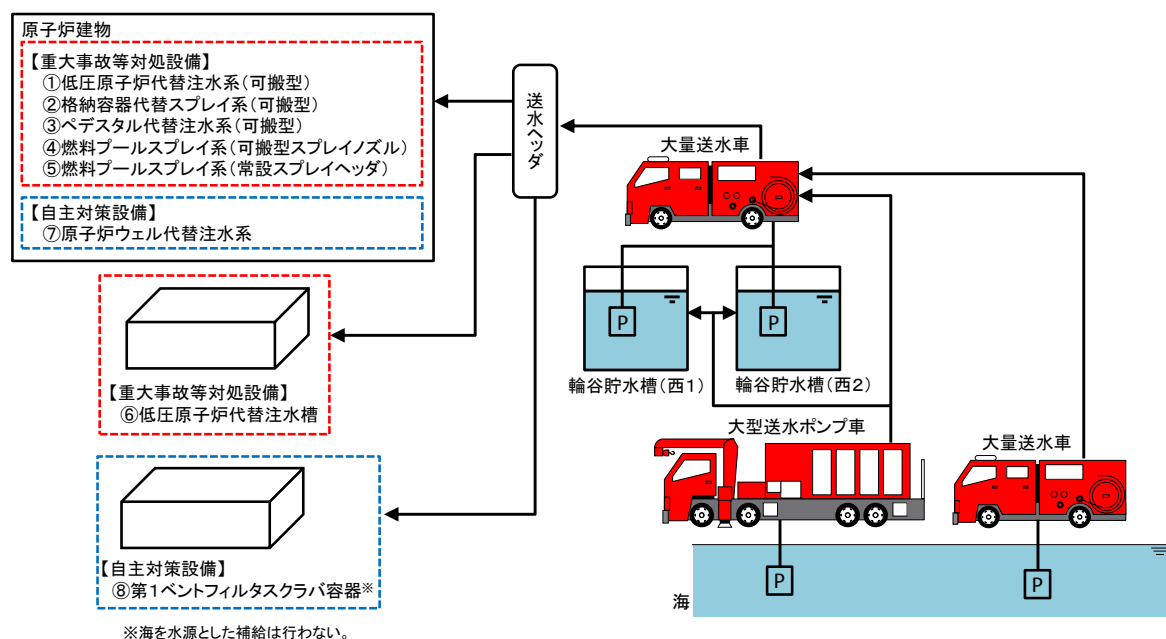


図1 全体系統概要図

2. 送水ヘッダの使用状況

有効性評価の各事故シーケンスにおいて、送水ヘッダは「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）」の組合せ、及び「①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）、⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給」単独にて使用する。送水ヘッダを用いた系統の使用開始タイミングを表1に示す。

表1 送水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
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	—	22h	—	—	—	2h30m	—	—
高圧注水・減圧機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（長期T B）	8h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B U）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B D）	8.3h	19h	—	—	—	—	—	—
全交流動力電源喪失（T B P）	2h20m	21h	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	—	—	—	—	—	—	—	—
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	—	19h	—	—	—	8h	—	—
原子炉停止機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—
L O C A時注水機能喪失	—	21h	—	—	—	2h30m	—	—
格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）	—	—	—	—	—	—	—	—
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）	—	27h ^{*3}	—	—	—	2h30m	—	—
水素燃焼	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—	3.1h	5.4h	—	—	—	—	—
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								
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	—	—	—	—	7.9h	—	—	—
想定事故2	—	—	—	—	7.6h	—	—	—
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	—	—	—	—	—	2h30m	—	—
原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—

※1：①低圧原子炉代替注水系（可搬型）、②格納容器代替スプレイ系（可搬型）、③ペDESTAL代替注水系（可搬型）、④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）、⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給、⑦原子炉ウエル代替注水系、⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※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：残留熱代替除去系を使用できない場合。

3. 操作性

3.1 送水ヘッダの接続

送水ヘッダの接続部及び接続先の接続口は一對一の関係とし、ホースの接続を行い系統構成する。

送水ヘッダを使用して各系統及び機器へ接続する場合の、送水ヘッダの接続部と接続する接続先の接続口の関係を表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（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））の接続状態の概要図を図2に示す。

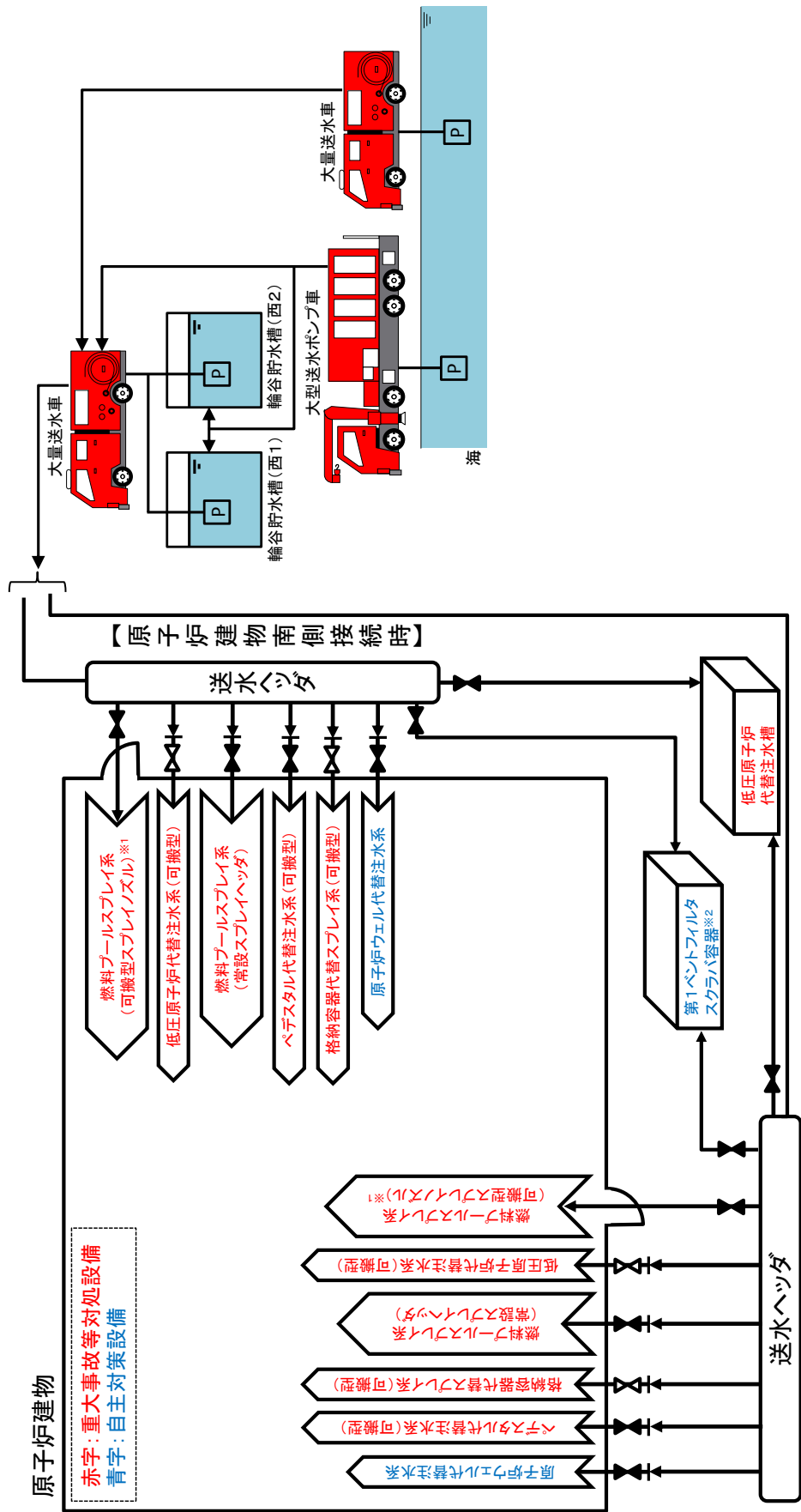
表2 送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	F L S R 可搬式設備 注水ライン流量調整弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	A C S S 注水ライン 流量調整弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	A P F S 注水ライン 流量調整弁	接続口	ペDESTAL代替注水系（可搬型）接続口
④	S F P S 注水ライン 流量調整弁	接続口	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）接続口
⑤	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※2
⑥	可搬型バルブ	送水ヘッダ	—※3
⑦	A R W F 注水ライン 流量調整弁	接続口	原子炉ウェル代替注水系接続口
⑧	F C V S 補給止め弁	接続口	スクラバ容器補給用接続口
	可搬型バルブ	送水ヘッダ	

※1：①低圧原子炉代替注水系（可搬型），②格納容器代替スプレイ系（可搬型），③ペDESTAL代替注水系（可搬型），④燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ），⑤燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル），⑥低圧原子炉代替注水槽への水の供給，⑦原子炉ウェル代替注水系，⑧第1ベントフィルタスクラバ容器への補給

※2：全て可搬型の機器により構成する系統であり，接続口を使用しない。

※3：ホースから直接水を供給するため，接続口を使用しない。



※1：全て可搬型の機器により構成する系統であり，常設配管は使用しない。
 ※2：海を水源とした補給は行わない。

図2 送水ヘッドの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

送水ヘッドを使用する各系統における送水ヘッドの流路構成は、送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口の隔離弁にて行う。隔離弁は手動弁とし、設置場所にて確実に操作及び切り替えが可能な設計とする。

送水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、簡便な結合金具による接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

また、誤操作の防止のため、接続口の隔離弁はそれぞれ銘板により識別可能な設計とする。

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（①低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び②格納容器代替スプレイ系（可搬型））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。

4. 悪影響の防止

送水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。

送水ヘッドから各系統及び機器への流路は、それぞれ送水ヘッド付属の隔離弁又は接続口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。

52 条 補足説明資料

- 52-1 S A設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 計装設備の測定原理
- 52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について
- 52-9 接続図
- 52-10 保管場所図
- 52-11 アクセスルート図
- 52-12 その他設備

52-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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		可搬式窒素供給装置		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外設備	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	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			関連資料	52-3 配置図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図		
		第2号	操作性	工具, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 弁	A, B	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が必要	B a	
			関連資料	52-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	高速回転機器	B b
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-5 試験及び検査			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図			
	第3項	第1号	可搬型SAの容量	負荷に直接接続する設備	B	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬型SAの接続性	より簡便な接続	C	
			関連資料	52-3 配置図, 52-9 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	対象外	対象外	
			関連資料	-		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定)	-	
			関連資料	52-9 接続図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	52-3 配置図, 52-10 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			52-11 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的のSA設備, 代替対象DB設備なし)	対象外	
			サポート系要因	対象外(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		52-3 配置図, 52-4 系統図, 52-9 接続図, 52-10 保管場所図			

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		格納容器水素濃度 (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
				その他 (飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	52-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A
	関連資料			52-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	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		52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		格納容器酸素濃度 (SA)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として使用するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系要因	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			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		格納容器水素濃度 (B系)		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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B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	52-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B
	関連資料			52-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－対象 (代替対象 D B 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		52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		格納容器酸素濃度 (B系)		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	原子炉建物原子炉棟内設備	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
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同様の系統構成	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	52-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象 (同一目的の SA 設備あり)	B
				サポート系要因	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			52-2 単線結線図, 52-3 配置図		

52-2 単線結線図

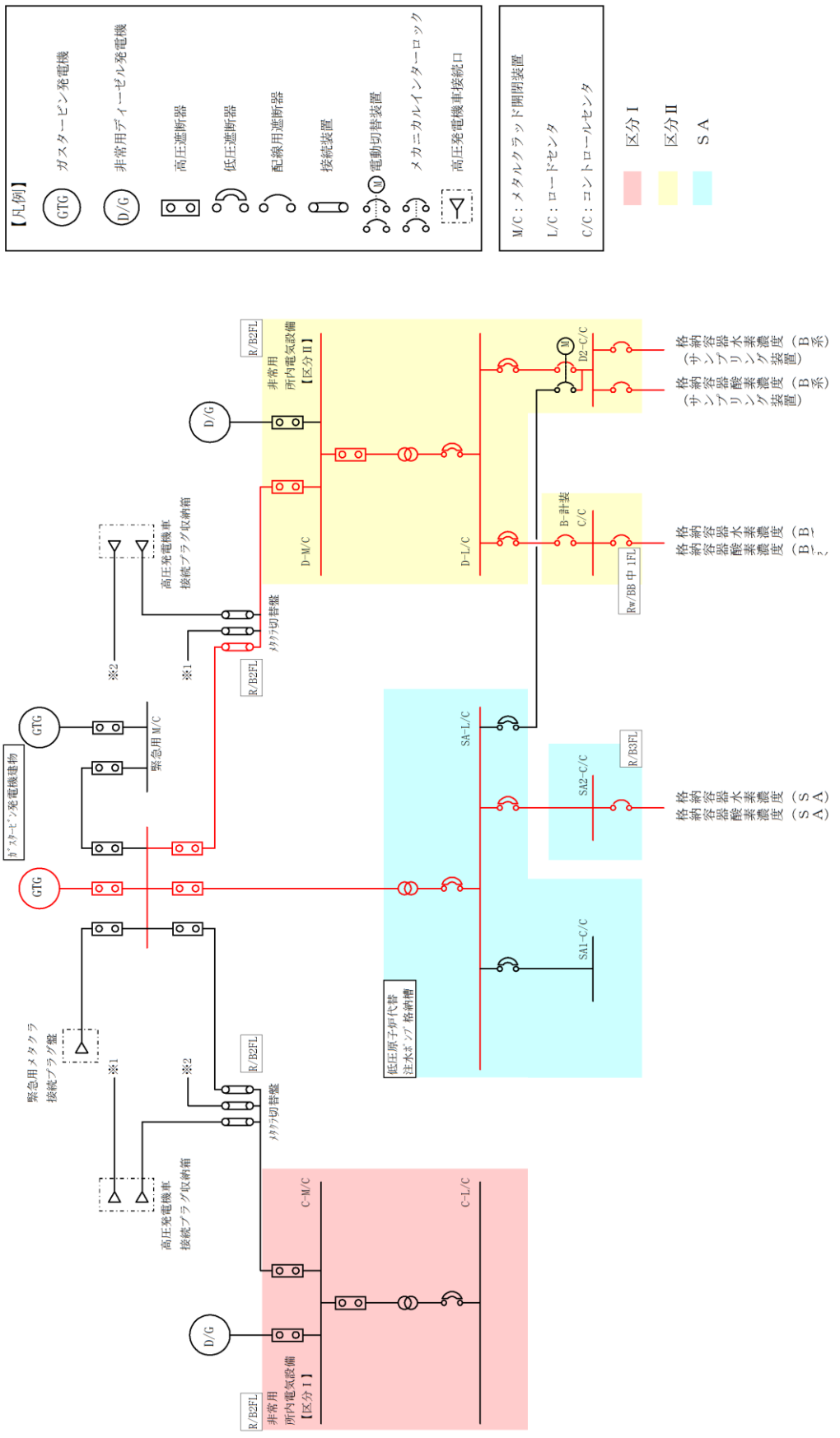




図 1 単線結線図

52-3 配置図

	: 設計基準対象施設を示す。
	: 重大事故等対処設備を示す。

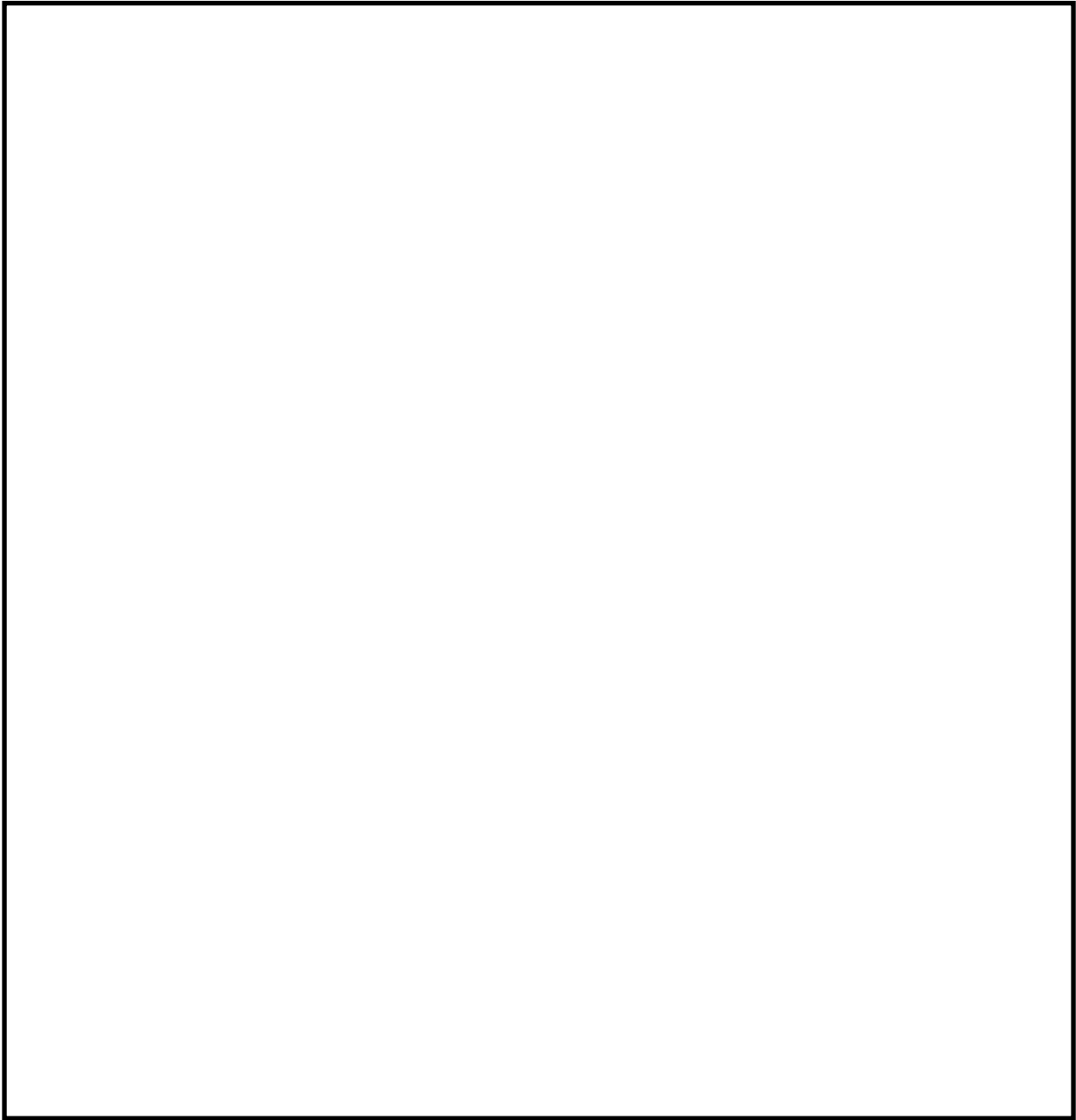


図1 機器配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

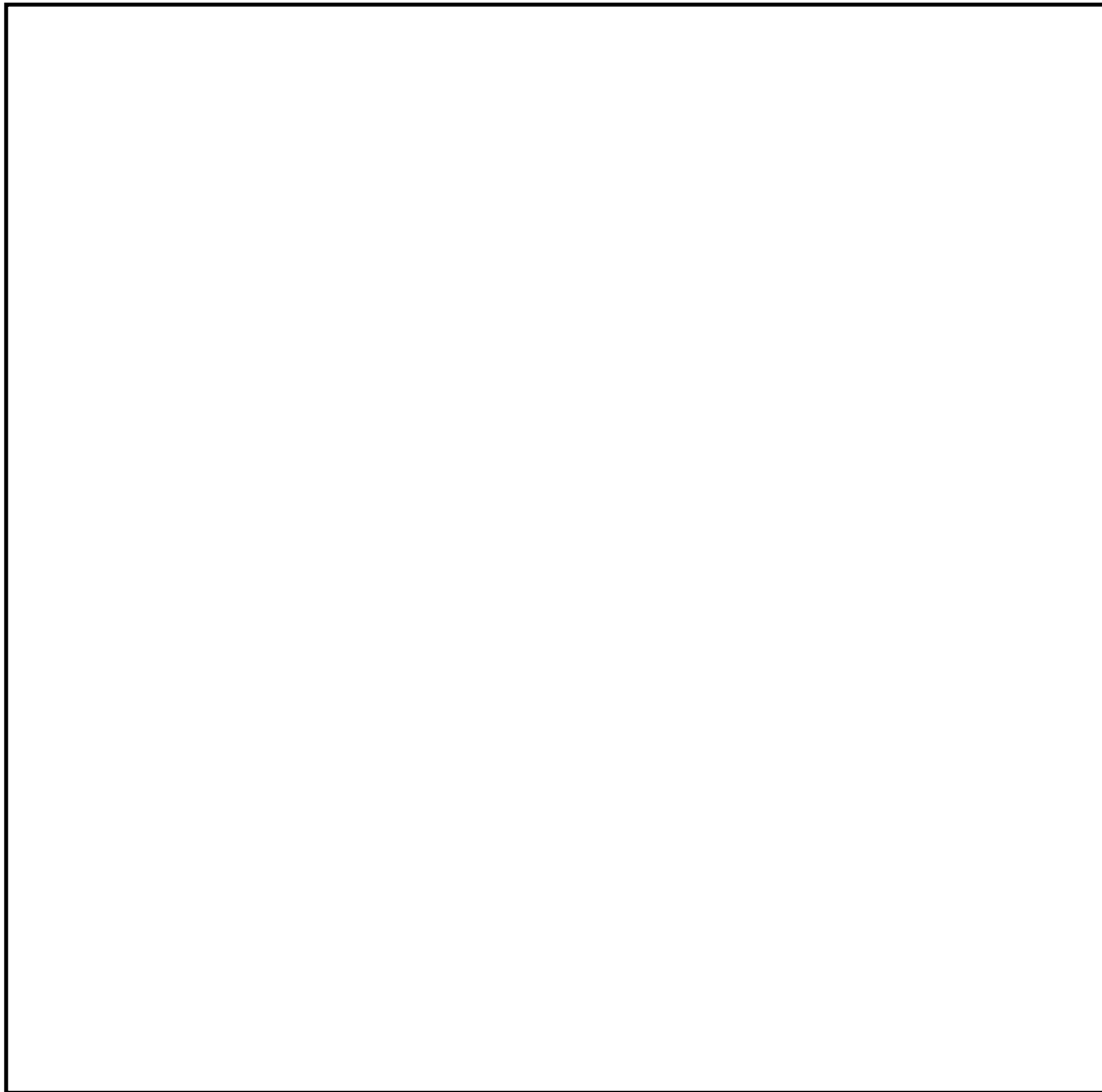


図2 機器配置図（原子炉建物中2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

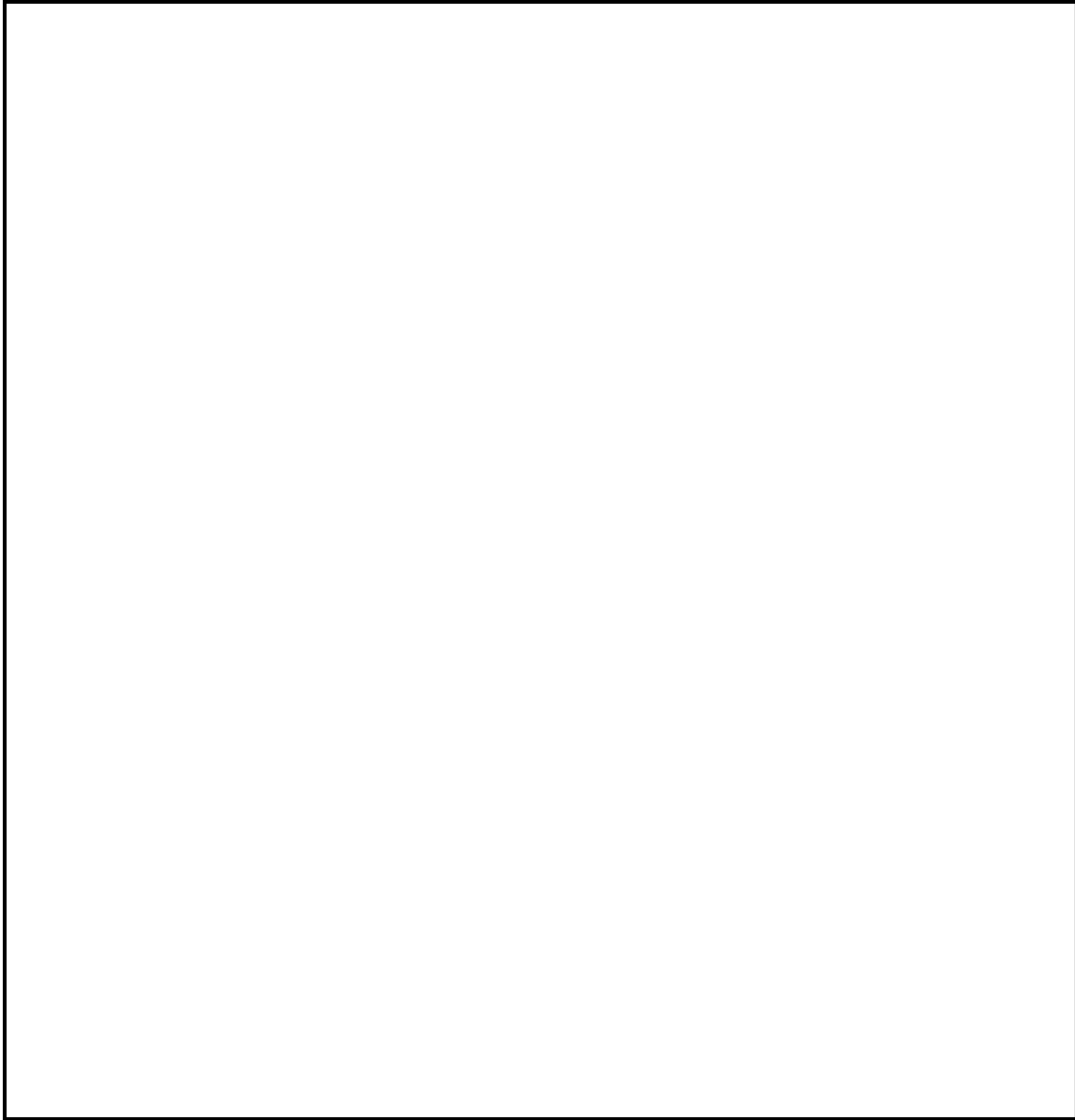


図3 機器配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

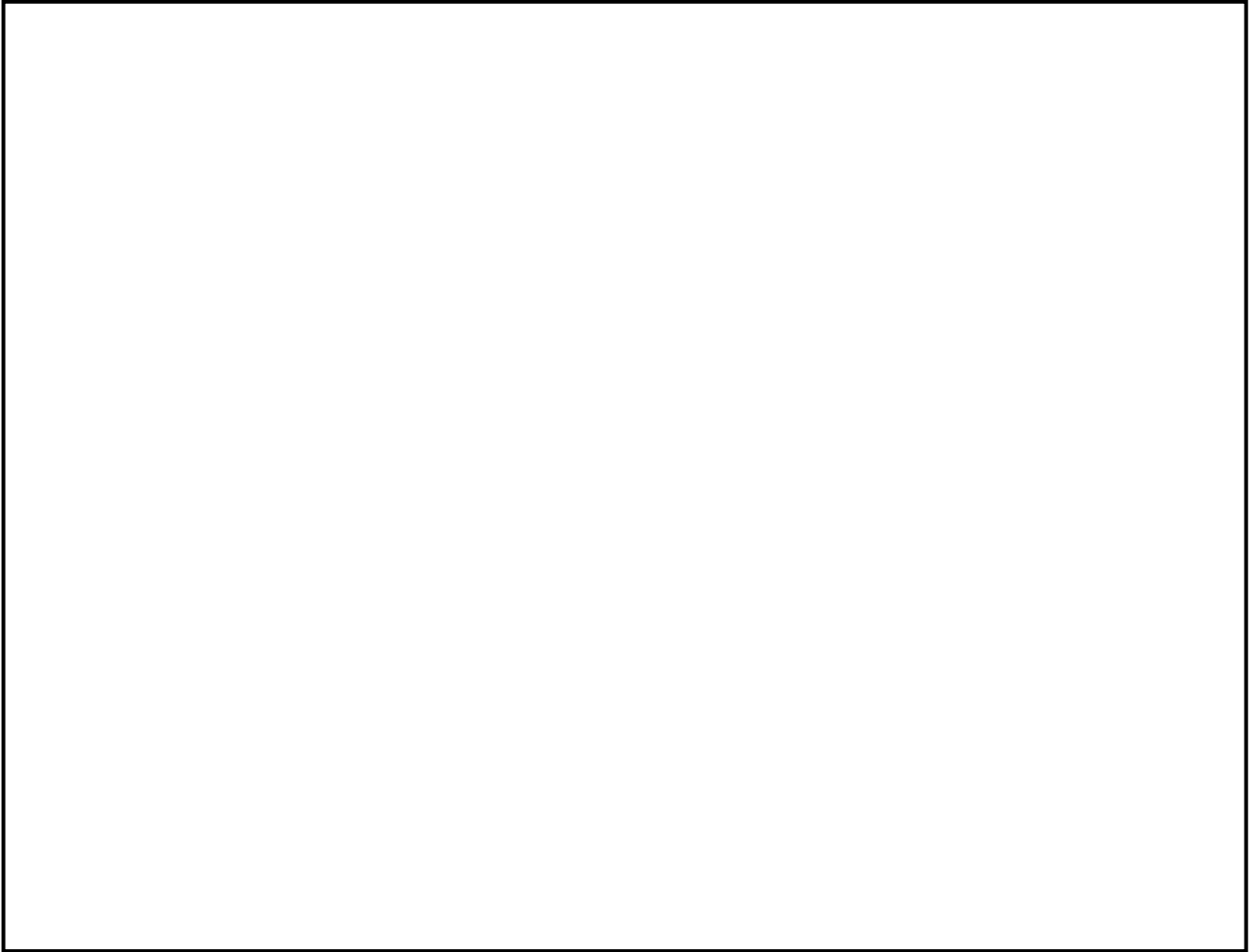


図4 機器配置図（中央制御室）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-4 系統図

1. 窒素ガス代替注入系

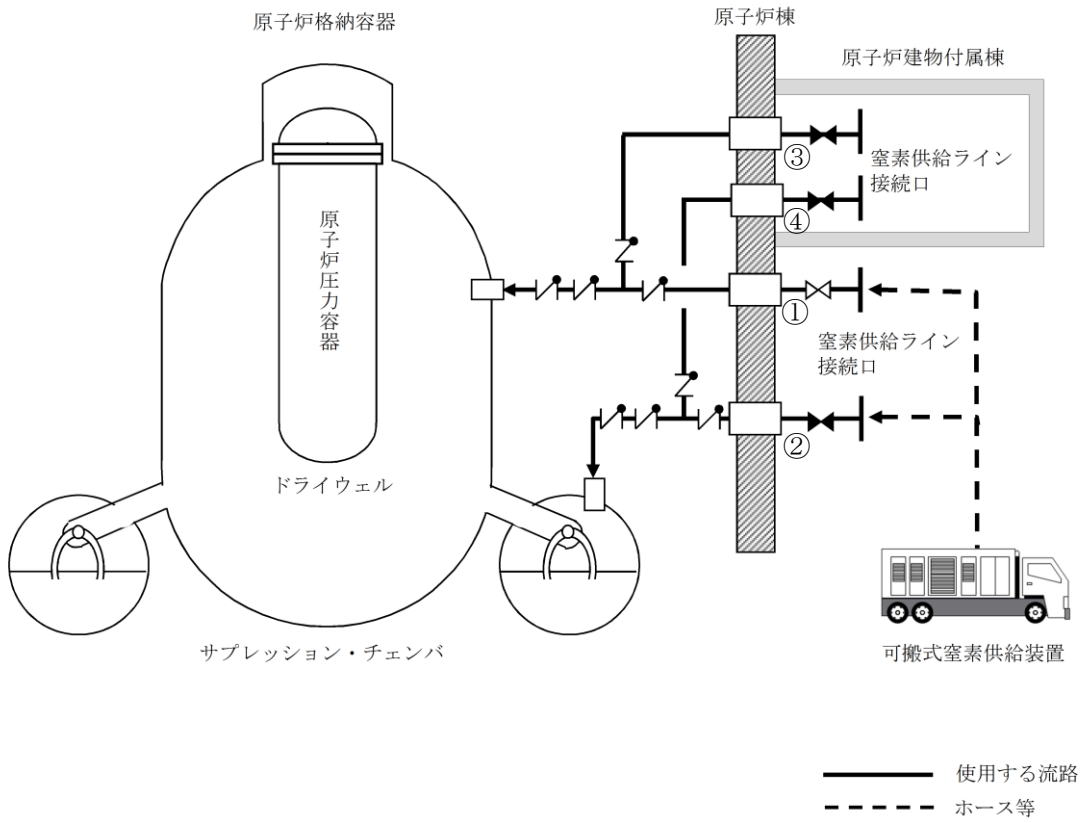


図1 窒素ガス代替注入系 系統概要図

表1 弁リスト

No.	弁名称
1	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
2	ANI 代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)
3	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (D/W側)
4	ANI 建物内代替窒素供給ライン元弁 (S/C側)

2. 計装設備の系統概要図

格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）の系統概要図を図2に示す。また、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）の系統概要図を図3に示す。

いずれの計装設備もサンプルガスは被ばく低減の観点から格納容器内に回収する構成とし、サンプル入口をドライウェルとサプレッション・チェンバの2カ所、サンプル出口をドライウェルまたはサプレッション・チェンバの1カ所としている。サンプル入口と出口が異なる計測を行う場合においても、格納容器容積に対してサンプルガスの流量は小流量でありサンプルガスの移動は無視できる程度であるため、機能上の問題はない。サンプル出口を既許可の格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）はサプレッション・チェンバとしているが、新設する格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、格納容器貫通部の空き状況や配管ルート等を踏まえて施工性の観点からドライウェルとしている。

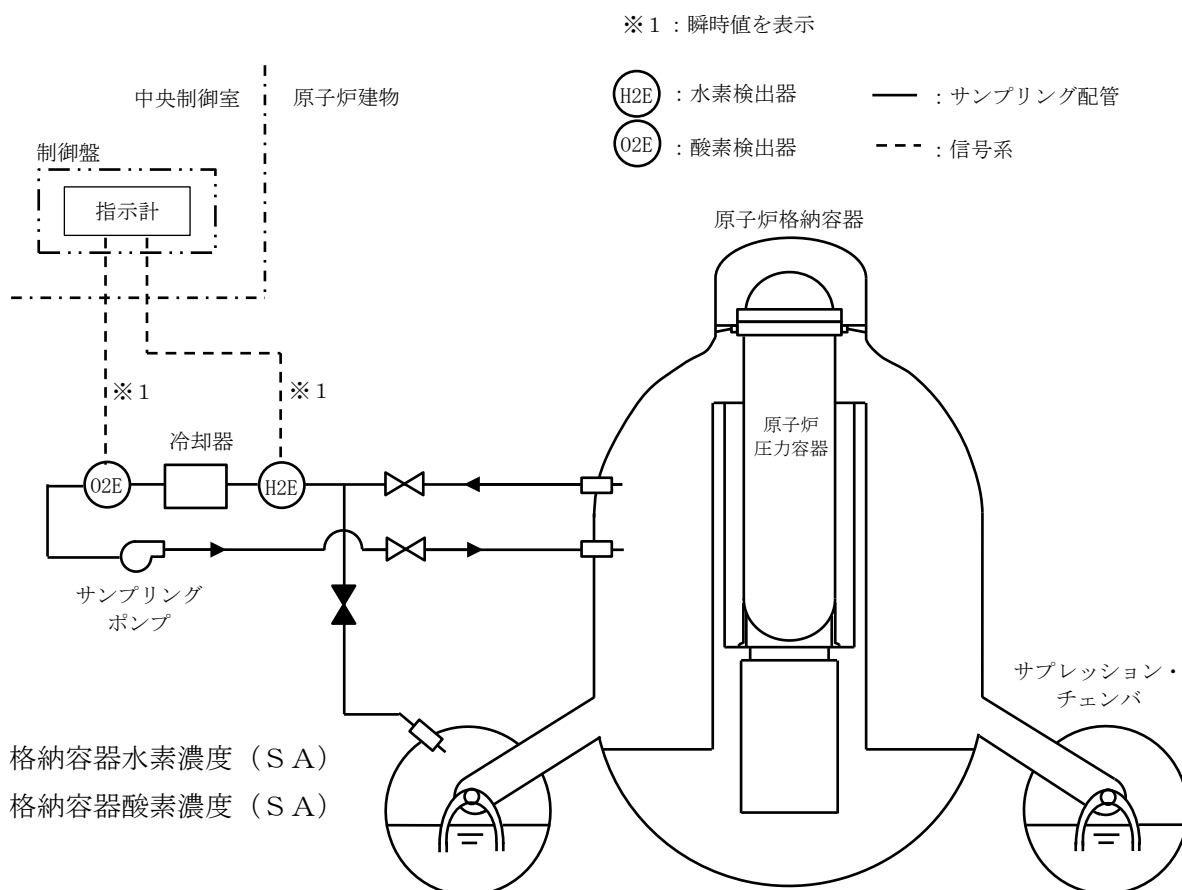
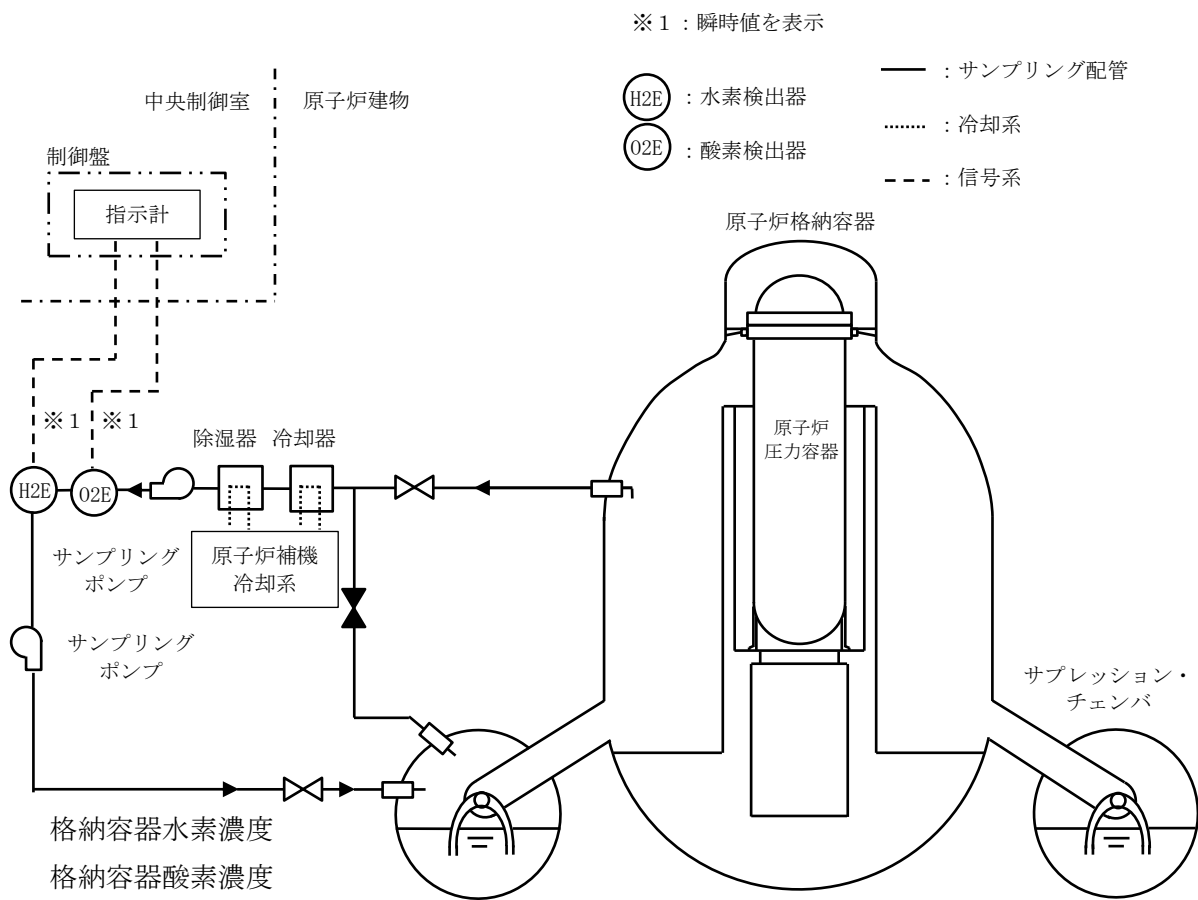


図2 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）に関する系統概要図



※2系列のうちB系を示す。

図3 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）に関する系統概要図

52-5 試験及び検査

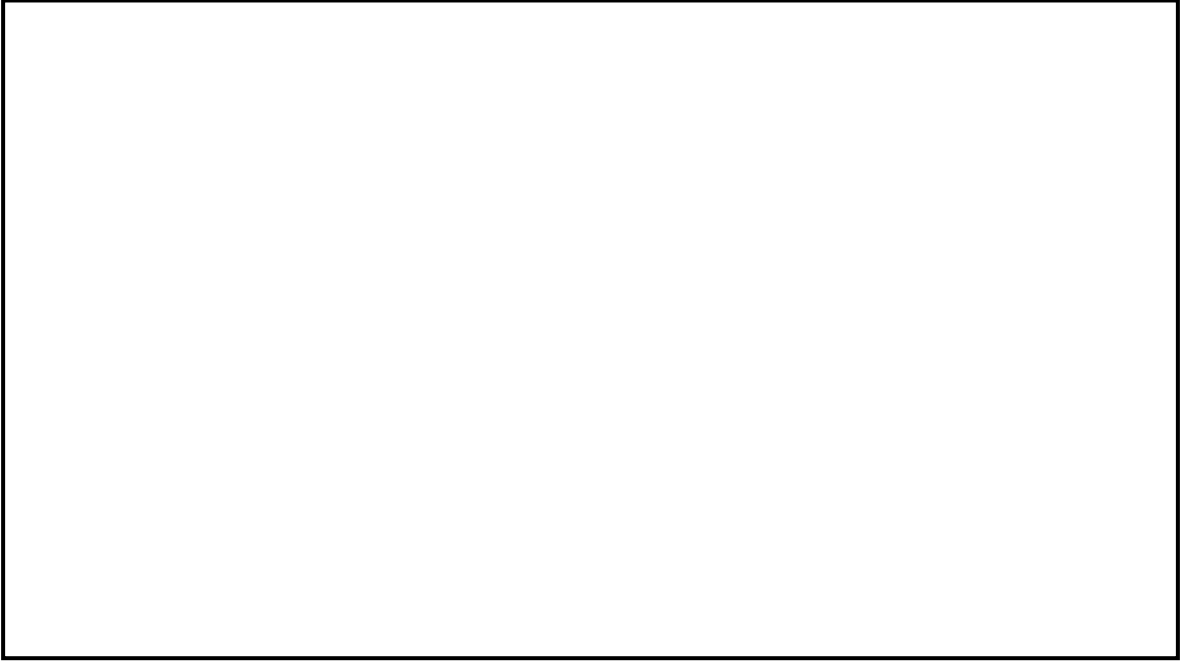
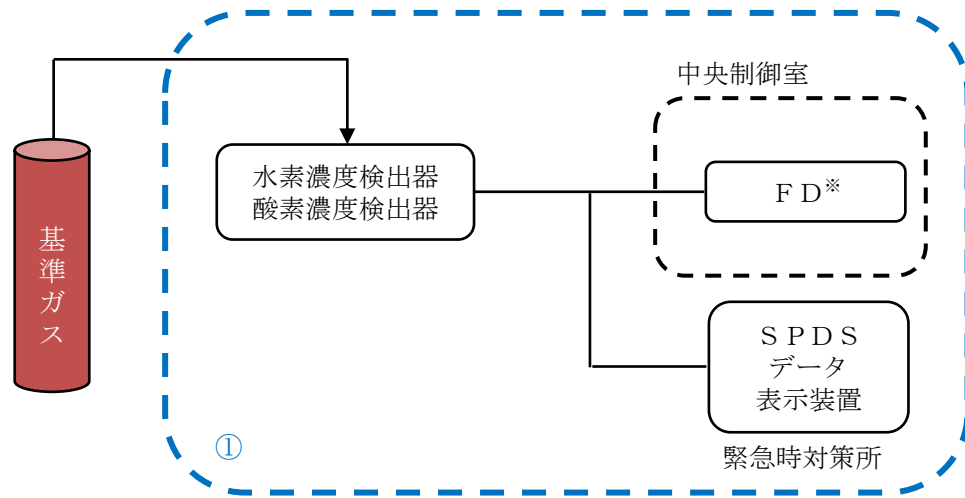


図 1 可搬式窒素供給装置構造図

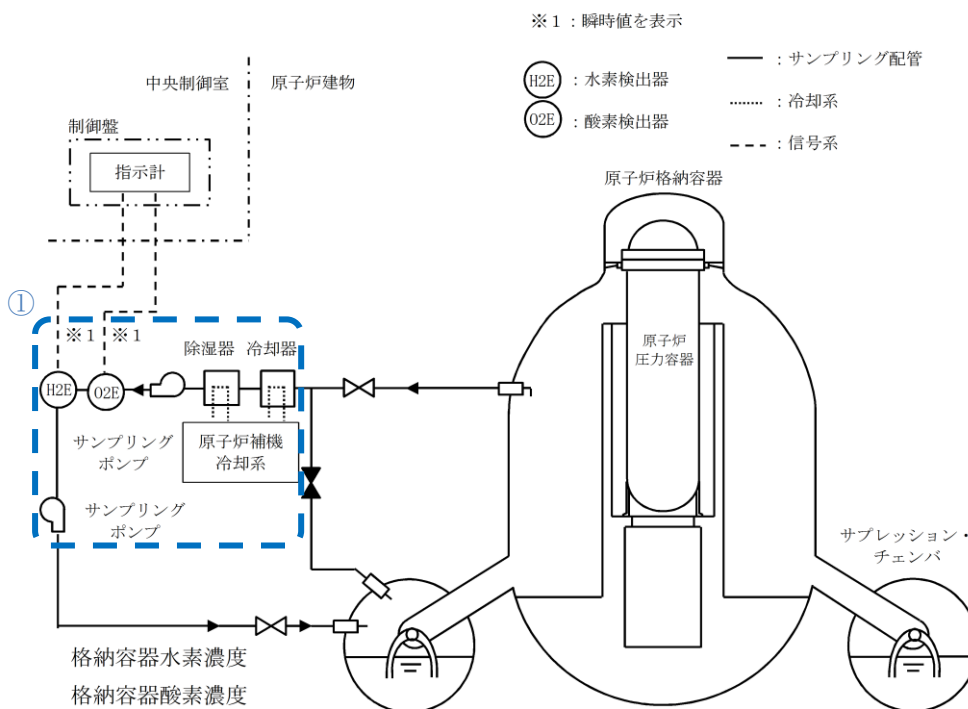
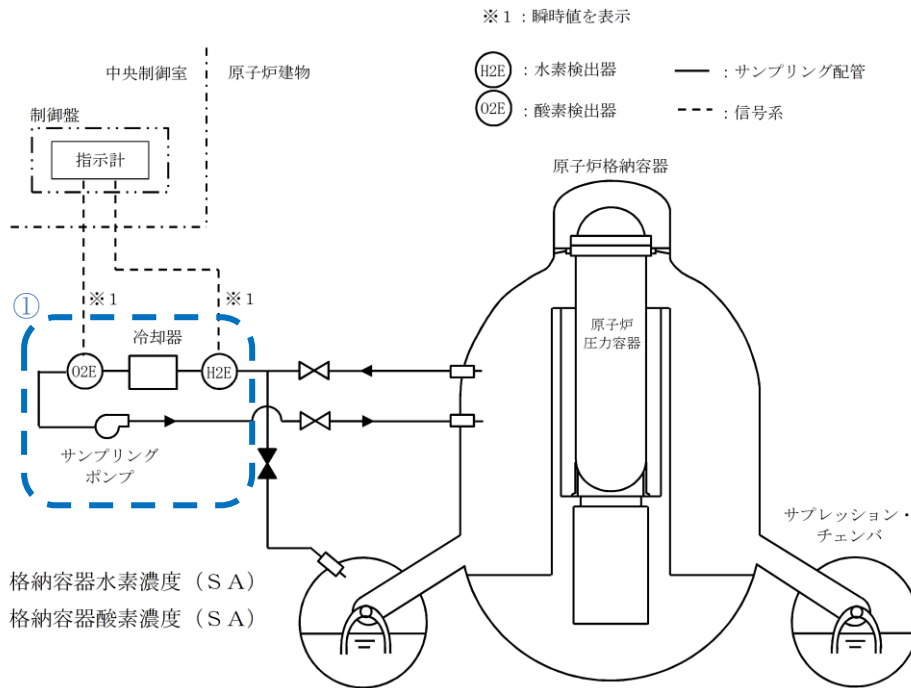
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

※FD：フラットディスプレイ



① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図2 計装設備の試験及び検査①



※2系列のうちB系を示す。

①サンプリング装置の運転性能、漏えいの確認を実施（点検・検査）

図3 計装設備の試験及び検査②

52-6 容量設定根拠

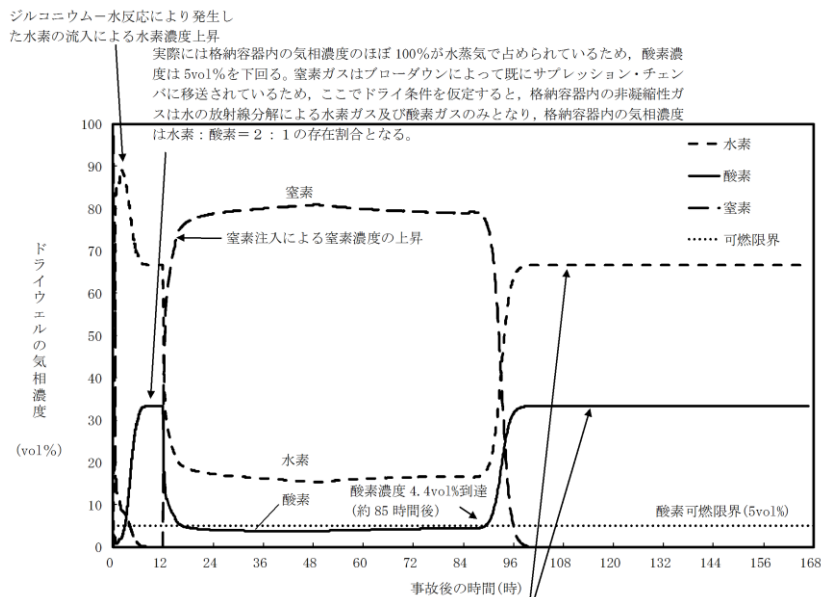
名 称		可搬式窒素供給装置
容 量	m ³ /h[normal]	約 100
窒 素 純 度	Vol%	約 99.9
供 給 圧 力	MPa	0.6 以上

【設 定 根 拠】

(1) 容量及び窒素純度

可搬式窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、残留熱代替除去系又は残留熱除去系による除熱を開始した時点で原子炉格納容器内への窒素供給を実施する。

有効性評価シナリオ「水素燃焼」において、設計基準事故等対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相濃度の推移を図1及び図2に示す。事象発生12時間後にドライウエルへの窒素供給を開始し、100 m³/h[normal]にて窒素供給を実施する。事象発生約 85 時間後にドライウエルの酸素濃度がドライ条件で4.4vol%にと達すれば、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出することによって、原子炉格納容器内の酸素濃度は低下し、事象発生から168時間後においても、原子炉格納容器の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達することはない。



約85時間後にドライウエル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため、ウェットウエルベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ100%を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素=2：1の存在割合となる。

図1 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

約 85 時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が 4.4vol% に到達するため、ベントラインを開放。これに伴い格納容器内の気体が格納容器外に排出される。開放後、現実的には格納容器内で発生し続ける水蒸気が格納容器内の気相濃度のほぼ 100% を占め続けるが、ここでドライ条件を仮定すると、格納容器内の非凝縮性ガスは水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスのみとなるため、格納容器内の気相濃度は水素：酸素 = 2：1 の存在割合となる

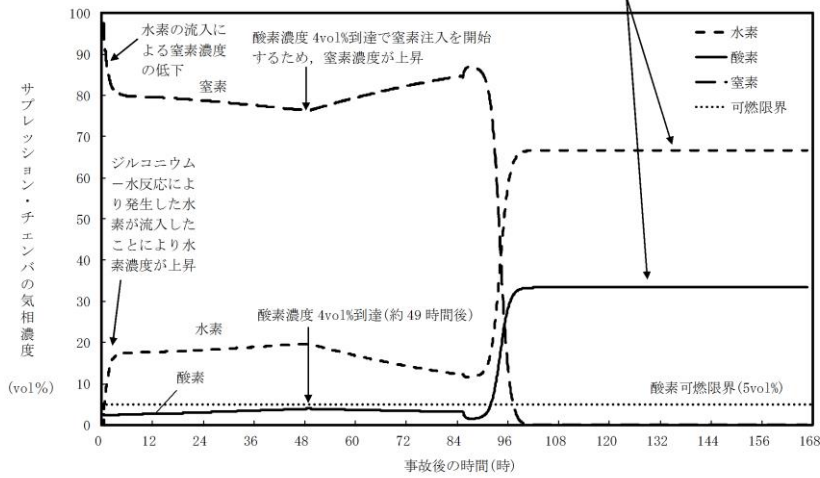


図2 「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 供給圧力

可搬式窒素供給装置は、0.6MPa 以上の供給圧力を有しており、重大事故等時においても原子炉格納容器への窒素供給が可能な設計としている。

原子炉格納容器への窒素供給は格納容器圧力が 427kPa[gage]到達により停止する手順としており、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っていることから十分な供給圧力を有している。

1. 格納容器水素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図1「格納容器水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

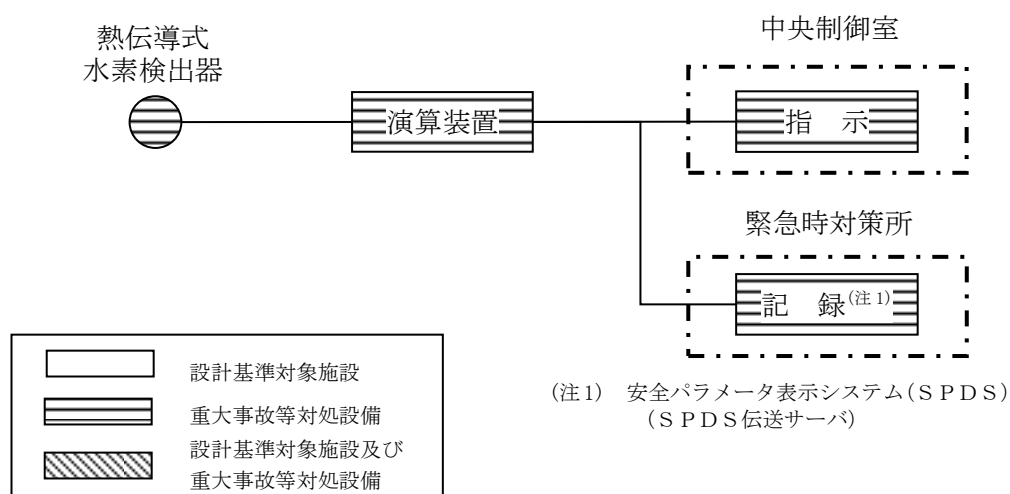


図1 格納容器水素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度（S A）の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 格納容器水素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（S A）	熱伝導式水素検出器	0～100%	1	原子炉建物 原子炉棟 中2階

表2 格納容器水素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※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)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度（SA）	0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 16.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～16.4vol%）を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

2. 格納容器水素濃度（B系）

(1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器水素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し、原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器水素濃度（B系）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（B系）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（B系）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「格納容器水素濃度（B系）の概略構成図」参照。）

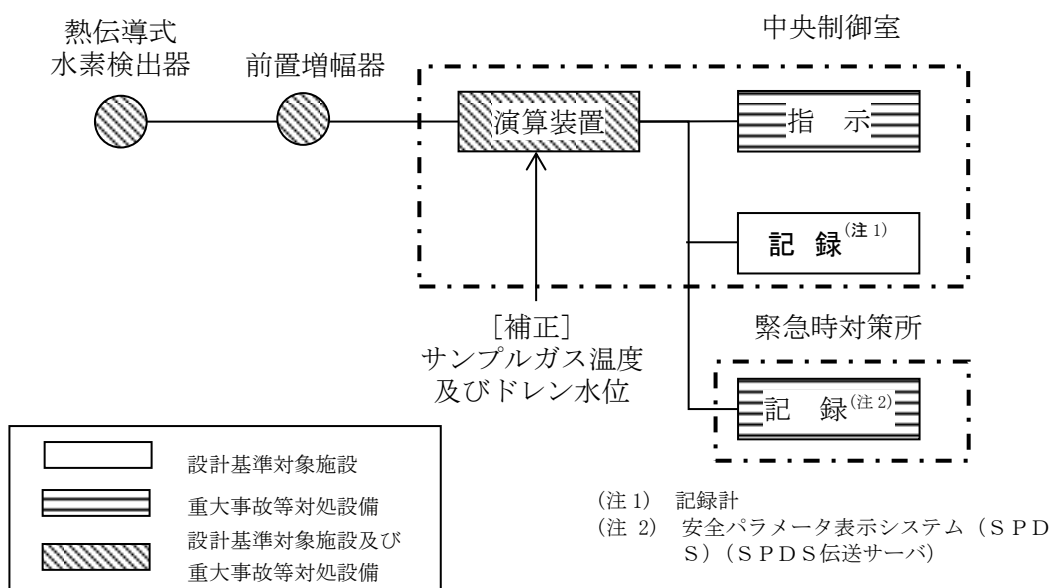


図2 格納容器水素濃度（B系）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度（B系）の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 格納容器水素濃度（B系）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度（B系）	熱伝導式	0～5%/ 0～100%	1	原子炉建物 原子炉棟 3階

表4 格納容器水素濃度（B系）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※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)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器水素 濃度（B系）	0～5%/ 0～100%	0vol%	0～2.0vol%	0vol%	0～ 16.4vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～16.4vol%）を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

3. 格納容器酸素濃度（S A）

(1) 設置目的

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に酸素濃度が変動する可能性のある範囲で酸素濃度を監視することを目的として格納容器内のガスをサンプリングし、酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度（S A）の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図3「格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

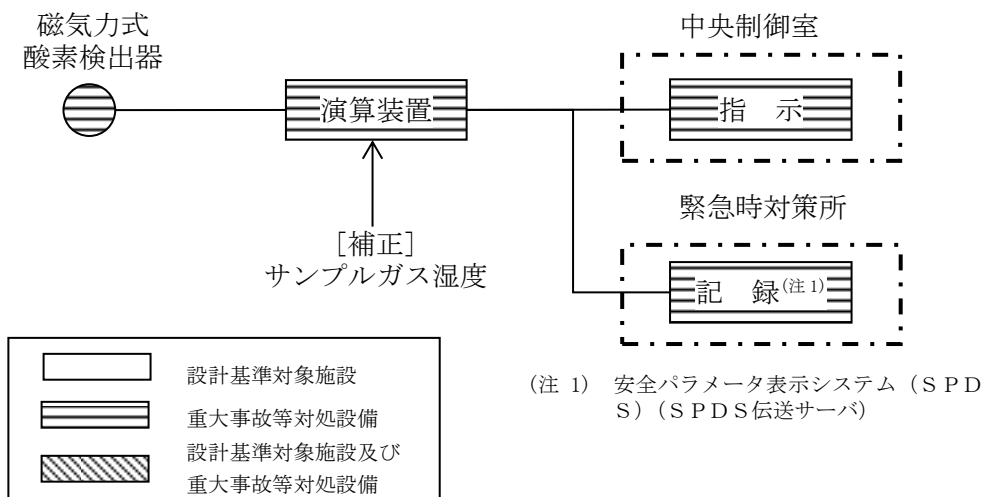


図3 格納容器酸素濃度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度（S A）の仕様を表5に、計測範囲を表6に示す。

表5 格納容器酸素濃度（S A）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度（S A）	磁気力式酸素検出器	0～25%	1	原子炉建物 原子炉棟 中2階

表6 格納容器酸素濃度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※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)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度（SA）	0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	3.0vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～3.0vol%）を監視可能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

4. 格納容器酸素濃度（B系）

(1) 設置目的

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため，格納容器酸素濃度の監視を目的として原子炉棟内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の酸素濃度を測定する。

(2) 設備概要

格納容器酸素濃度（B系）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器酸素濃度（B系）の検出信号は，熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を前置増幅器で増幅し，中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後，格納容器酸素濃度（B系）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図4「格納容器酸素濃度（B系）の概略構成図」参照。）

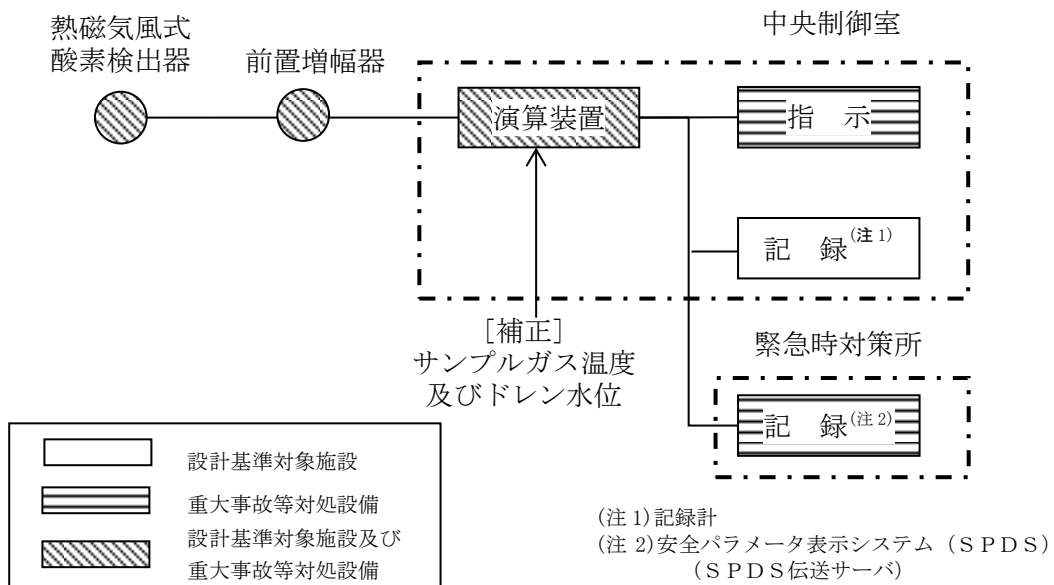


図4 格納容器酸素濃度（B系）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器酸素濃度（B系）の仕様を表7に，計測範囲を表8に示す。

表7 格納容器酸素濃度（B系）の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器酸素濃度（B系）	熱磁気風式	0～5%/ 0～25%	1	原子炉建物 原子炉棟 3階

表8 格納容器酸素濃度（B系）の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※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)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器酸素 濃度（B系）	0～5%/ 0～25%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以 下	3.0vol% 以下	重大事故等時に原子 炉格納容器内の酸素 濃度が変動する可能 性のある範囲（0～ 3.0vol%）を監視可 能である。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

52-7 計装設備の測定原理

1. 計装設備の計測原理

(1) 格納容器水素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図1に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。

この検知素子の抵抗が低下することによりブリッジ回路の平衡が失われ、図1のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度 (S A) の計測範囲 0~100vol%において、計器仕様は最大±2.0vol% (ウェット) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

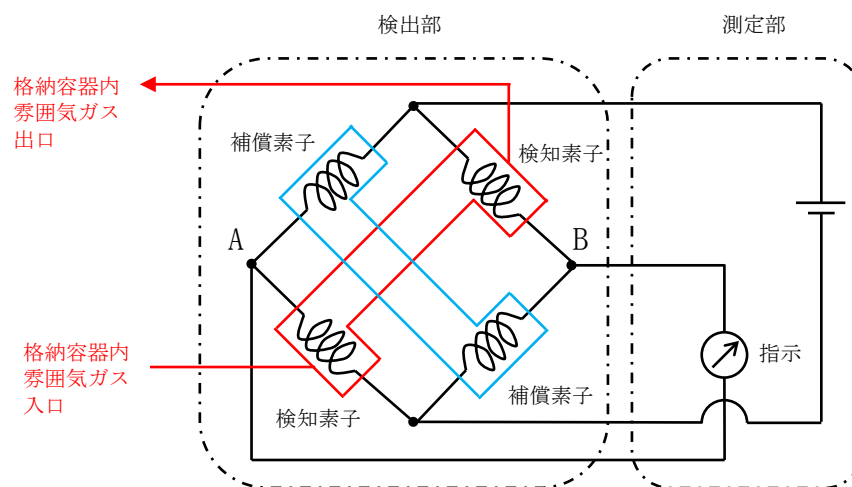


図1 格納容器水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

(2) 格納容器水素濃度

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。

熱伝導式の水素検出器は、図2に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）、及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の指示部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約150°Cに加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、図2のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器水素濃度の計測範囲0～5vol%/0～100vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±3.2vol%（ウェット）、±0.13vol%/±2.5vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

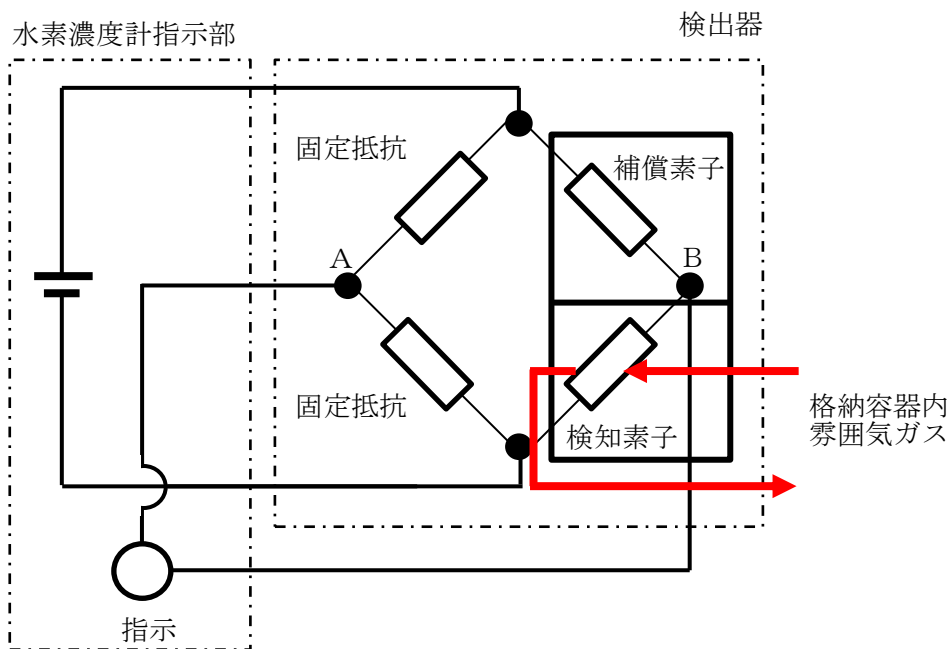


図2 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(3) 格納容器酸素濃度 (S A)

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。

磁気力式の酸素検出器は、図3「格納容器酸素濃度 (S A) の原理図」に示すとおり、2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路を図4「格納容器酸素濃度 (S A) 検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が引き寄せられる。磁極片先端部に引き寄せられた酸素分子により2つの球体が磁極片先端部から端部へ押し出され、右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。(図5「格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ」参照)。

なお、格納容器酸素濃度 (S A) の計測範囲0~25vol%において、計器仕様は最大±0.75vol% (ウェット)、±0.50vol% (ドライ) の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向 (トレンド) を監視していくことができる。

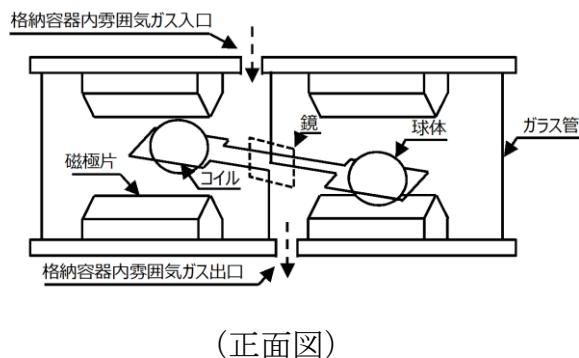
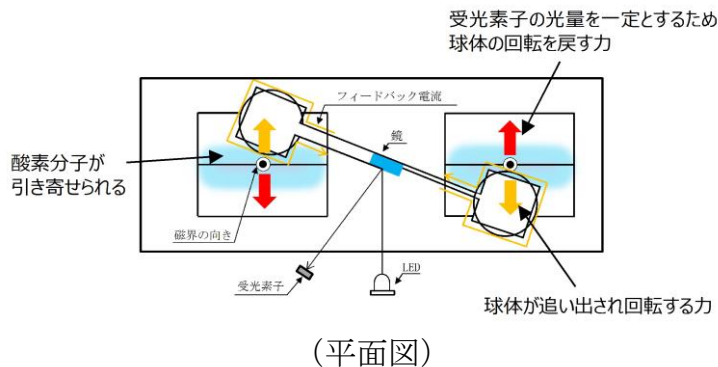


図3 格納容器酸素濃度 (S A) の原理図

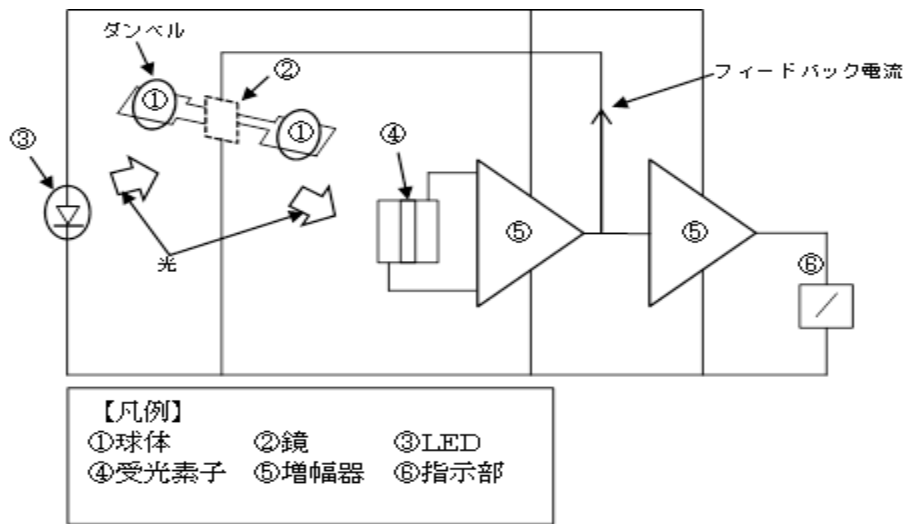


図4 格納容器酸素濃度 (SA) の検出回路図

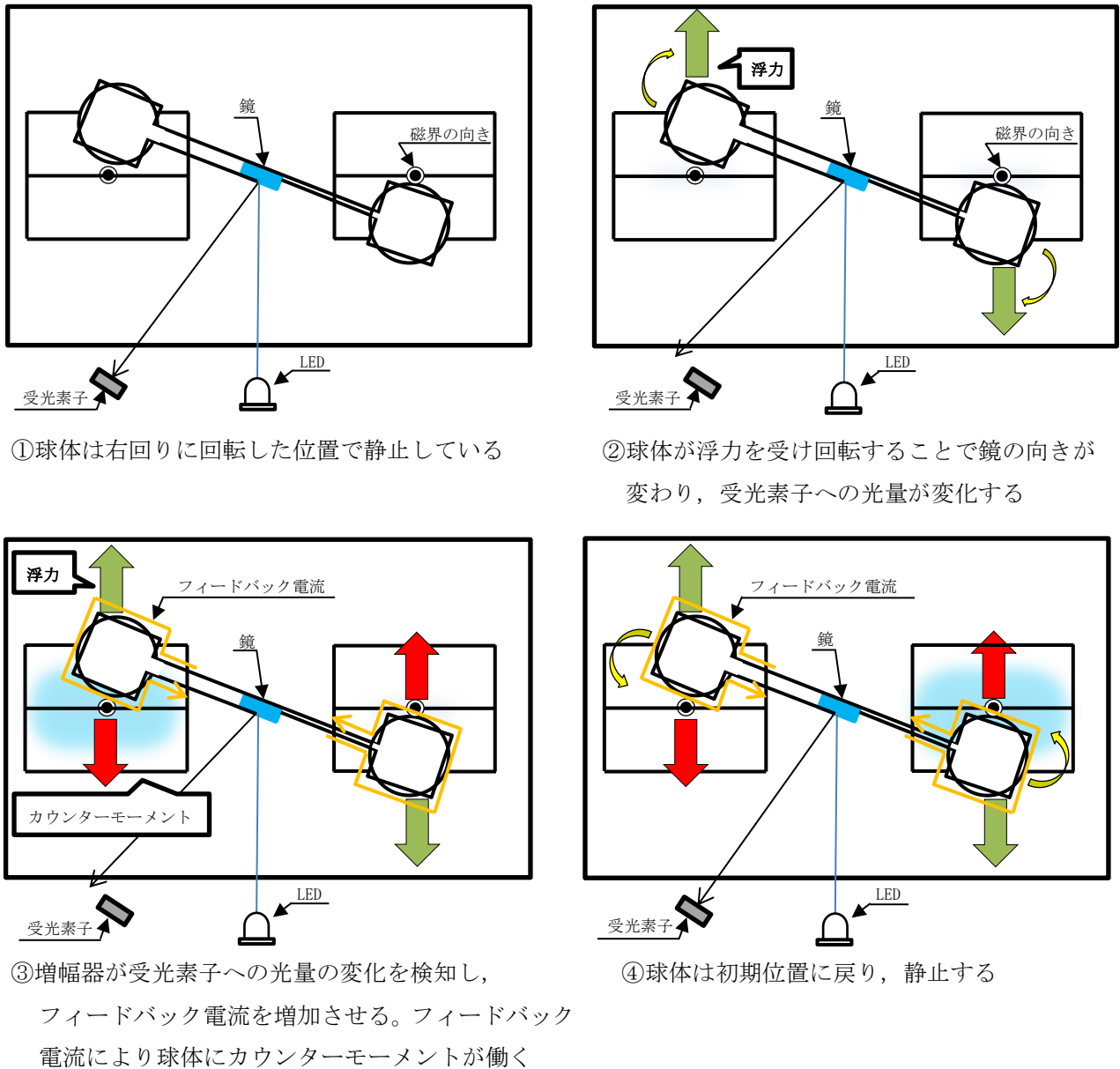


図5 格納容器酸素濃度 (SA) の動作原理イメージ

(4) 格納容器酸素濃度

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものを用いる。

熱磁気風式の酸素検出器は、図6「酸素濃度計検出回路の概要図」に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子、受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており、検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

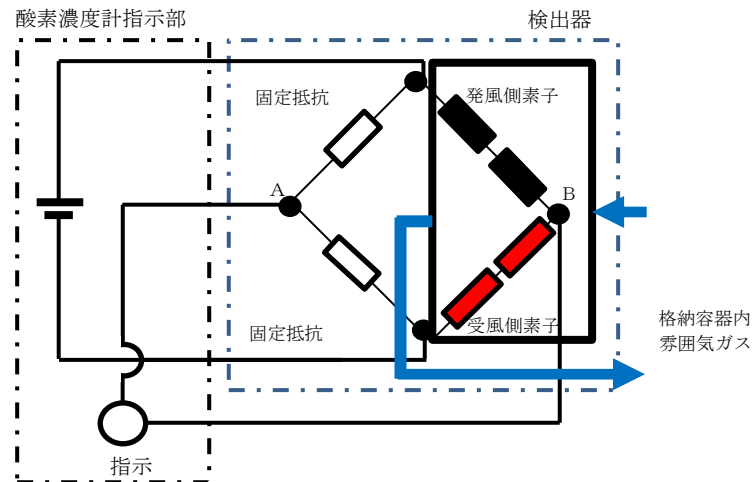
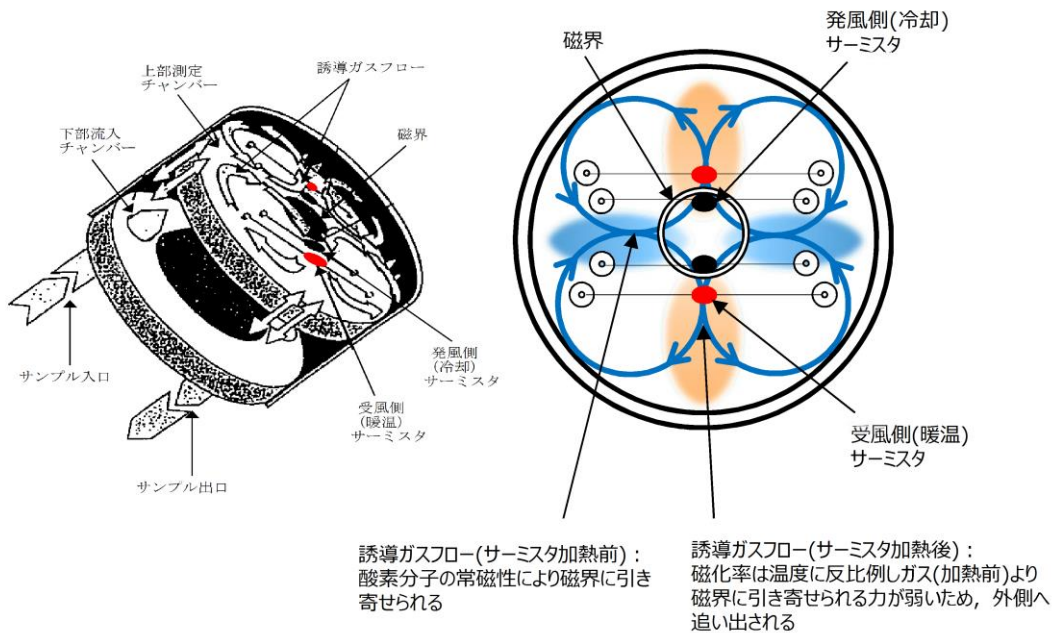


図6 酸素濃度検出回路の概要図

格納容器酸素濃度の原理を図7に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており、サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが、少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから、上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ、加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり、磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り、暖められることとなる。



(立体図)

(平面図)

図7 格納容器酸素濃度の原理図

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図6のAB間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

なお、格納容器内酸素濃度の計測範囲 0～5vol%/0～25vol%において、計器仕様は最大±0.16vol%/±0.78vol%（ウェット）、±0.13vol%/±0.63vol%（ドライ）の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、原子炉格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。

(5) 酸素濃度計の構造及び原理の比較について

酸素濃度計の構造及び原理とその特徴を表1に示す。

構造及び原理は違うものの、特徴として酸素分子の常磁性を利用した測定方法である点は同じであり、表1に示す対策等により重大事故等対処設備として採用可能である。

表1 酸素濃度計の構造及び原理比較

設備	計測原理	構造及び原理	特徴		対策等
			長所	短所	
格納容器内酸素濃度 (B系) : 既設 (CAMS)	熱磁気風式	下部と上部の2層構造のチャンバーで構成されている。上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは、酸素分子の常磁性により磁界中心部に引き寄せられ、発風側サーミスタにより温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから、後から流入してくる低温のサンプルガスにより、高温のサンプルガスは磁界中心部から追い出される。発風側サーミスタは低温のサンプルガスに冷やされ、磁界外の受風側サーミスタは発風側サーミスタが奪われた熱により暖められたサンプルガスにさらされることになり、その温度勾配による抵抗値の変化を利用している。	<ul style="list-style-type: none"> ・振動及び衝撃に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない 	<ul style="list-style-type: none"> ・急激な周囲温度変化に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・熱伝導を利用していることから、急激な周囲温度変化に弱い特徴があるが、検出器の設置エリアである原子炉棟内の環境条件を考慮して、空調設置することで耐環境性の向上対策を実施し、周囲温度変化に対する影響を考慮した設計とする。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能
格納容器内酸素濃度 (SA) : 新設SA設備	磁気力式	2つの球体、磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。ガラス管内に常磁性のある酸素分子が流れ込み磁極片に引き寄せられることにより球体が追い出され回転する力に対して、受光素子の光量を一定とするため球体の回転を戻す力を発生させるフィードバック電流が酸素濃度に比例することを利用している。	<ul style="list-style-type: none"> ・急激な周囲温度変化に強い ・共存ガスの影響は小さい ・消耗する構成部品がない 	<ul style="list-style-type: none"> ・振動及び衝撃に弱い ・汚れや腐食の影響を受ける可能性がある 	<ul style="list-style-type: none"> ・可動部があることから振動及び衝撃に弱い特徴があるが、加振試験による機能維持確認を実施しており、地震などによる振動・衝撃による計測への影響がないことを確認している。 ・汚れや腐食の影響を受ける可能性があるが、フィルタを設けることで影響緩和可能

(6) 故障時の代替性について

設置許可基準規則 58 条（計装設備）において、重要監視パラメータが故障した際に代替パラメータを設ける必要性がある。島根 2 号炉は格納容器酸素濃度（B 系）と格納容器酸素濃度（S A）により相互に代替監視が可能な設計としている。

格納容器酸素濃度（B 系）は、通常運転時から設計基準事故時の可燃性ガス濃度を監視している設備であり、重大事故等へ進展する状況下においても継続的に監視できる設計とする。なお、冷却器への冷却水供給が必要なため、ヒートシンク喪失を伴う重大事故等時には、有効性評価における原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後から監視可能となる。

格納容器酸素濃度（S A）は、通常運転時および設計基準事故時は基本的に待機運用とするが、重大事故等時には中央制御室からの操作により容易に計測を開始し、監視できる設計とする。なお、計測装置以外に付帯設備を必要としないため、ヒートシンク喪失の影響を受けることなく監視が可能である。

通常運転中は窒素により格納容器内を不活性化し、設計基準事故時は既許可解析にて可燃性ガス処理系の動作により水素・酸素濃度がともに可燃領域に至らないことを確認している。重大事故等時は、有効性評価（水素燃焼）にて格納容器内への窒素供給により、酸素濃度が可燃領域に至らないことを確認しており、設計基準事故ベースの G 値を使用した感度解析において、可燃領域到達前の格納容器ベントが必要となるものの、酸素濃度の上昇は比較的緩やかなためベント判断基準への到達は約 85 時間後である。このため、有効性評価における常設代替交流電源および原子炉補機代替冷却系の冷却水が確保される事象発生約 10.5 時間後を考慮しても、格納容器酸素濃度（B 系）および格納容器酸素濃度（S A）は共に計測可能な状態であるため、重大事故等時において相互に代替監視が可能である。

1. サンプルング装置について

(1) 測定ガス条件の格納容器水素濃度（S A）, 格納容器酸素濃度（S A）計測精度への影響評価

a. 温度

サンプルングされた原子炉格納容器内のガスは、水素濃度検出器までの配管をヒーターにより加熱することで、ほぼ一定温度に保たれている。水素濃度の計測は、ヒーターによって約 120℃に加熱されたキャビネット内で行われる。水素濃度検出器は、基準気体が密封された補償素子の周囲にもサンプルングガスが流れることで、基準気体の温度がサンプルングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから、使用する条件下において水素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。なお、試料ガスの温度を約 105℃～140℃の範囲で試験を行い、直接計測の水素濃度計と有意な水素濃度の変化が認められないことを確認している。

酸素濃度検出器においては、酸素計測に悪影響を及ぼすことを避けるため、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで温度の影響受けない設計としている。

b. 流量

検出器へ流れるサンプルングガスの流量は、格納容器内の圧力によって変化し、約 1～5 L/min のである。水素濃度、酸素濃度の計測中はサンプルングガスの流れはなく、環境条件を一定に保って計測を行う。

c. 湿度

サンプルングガスは、検出器までの配管を加熱すること及び減圧することにより、水素濃度検出器に水分を付着させない設計としている。また、湿度が変動する要因としては、雰囲気温度が考えられるが、急激な変動は考えられず、上記のとおり検出器までの配管を加熱し、凝縮を回避することで、十分測定が可能な状態であることから、水素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。また、酸素濃度検出器は、検出前にサンプルングガスを冷却することで蒸気を凝縮させ水分を除去した後に、一定温度まで加熱することで湿度の影響受けない設計としている。

(2) 測定ガス条件の格納容器水素濃度，格納容器酸素濃度計測精度への影響評価

a. 温度

サンプリングされた原子炉格納容器内のガスの計測は，除湿器によりドライ状態にした水素，酸素濃度を測定している。除湿器は入口温度 40℃以下でドライ条件まで除湿可能な機器のため，高温のサンプルガスは除湿器前段で冷却器により除湿可能な温度まで冷却され，除湿器で除湿された後，検出器により測定をしている。十分に検出器の適用温度範囲内まで冷却され，ほぼ一定温度で検出器にサンプリングガスを供給することが可能である。また，標準空気が密封された補償素子の周囲にもサンプリングガスが流れることで，標準空気の温度がサンプリングガスに追従するように温度補償される検出器構造となっていることから，使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計としている。

b. 流量

検出器へ流れるサンプリングガスの流量は，1L/min の小流量としており，流量の変動がないよう流量制御する。

c. 湿度

検出器へ流れるガスサンプリングの水蒸気が除去されていない場合は，水素濃度及び酸素濃度計測値へ影響することが考えられるが，サンプリングする原子炉格納容器内のガスは冷却器により原子炉補機冷却水と熱交換されることで約 40℃以下まで冷却され^{*}，下流の除湿器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としており，水素濃度及び酸素濃度の検出器に水分が付着するような状態となることはない。また，湿度が変動する要因としては，原子炉補機冷却水温度（冷却性能）及び雰囲気温度が考えられるが，いずれも急激な変動は考えられず，上記の冷却器及び除湿器を用いることにより，検出器での湿度をほぼ一定に保つことで，十分測定が可能な状態にあることから，水素濃度及び酸素濃度測定へ影響を及ぼすことはない。

※重大事故時の原子炉格納容器内温度を約 174℃とし，原子炉補機冷却水の温度を夏場の 35℃とした場合でも，冷却器により約 40℃に冷却できる。

2. サンプルング装置内における水素の滞留について

(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）のサンプルング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。なお、格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）は、重大事故等時に監視ができる設計とし、格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系）は、通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に監視ができる設計としている。

- ・通常運転時、原子炉格納容器内は窒素ガスによって不活性化され、酸素濃度は2.5vol%以下に維持されており、常時サンプルングしていることから、サンプルング装置の配管内においても同様である。
- ・設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）においては、原子炉設置変更許可申請書添付書類十で示しているとおおり、水素濃度は2.0vol%以下、酸素濃度は4.3vol%以下であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- ・重大事故時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で13vol%を上回るが、酸素濃度はドライ換算で4.4vol%以下^{*1}であるため、水蒸気凝縮を考慮しても水素燃焼及び爆轟は生じない。
- ・水素の燃焼又は爆轟が生じる条件については、図1のように水素、空気、水蒸気の3元図が知られている。図1は、水素の燃焼又は爆轟が生じる可能性がある水素、空気、水蒸気の濃度比率を図中に可燃領域または爆轟領域として示している。有効性評価「水素燃焼」のシナリオでは、ドライ条件下で最大の酸素濃度が約3.0vol%である。一般に空気中の酸素の割合が約21vol%であることから、酸素濃度が約3.0vol%以下に対応する空気の濃度を考えると約14.3vol%以下となる。これは図で示された可燃領域又は爆轟領域とは重ならない。

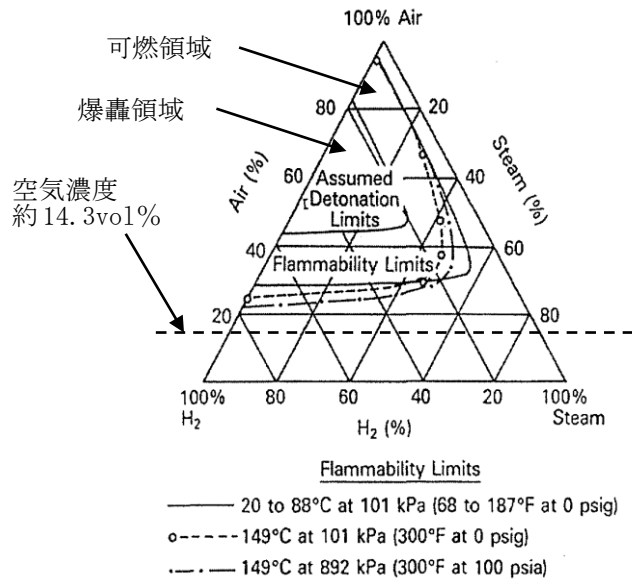


図1 水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

※1：「3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照

3. 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度計測に伴うサンプルガスの冷却について

(1) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）

重大事故等対策の有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器温度（サンプリング装置をインサービスする事故後 10 時間後）は、最大で約 164℃まで上昇する。一方、重大事故時の原子炉格納容器水素濃度及び原子炉格納容器酸素濃度計測では、除湿器を使用するが、その吸込み温度条件は、40℃以下の制限を受ける。したがって、格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度計測のためには、サンプルガスを冷却する必要がある、その冷却は基本的に原子炉補機冷却水系にて行われる。

ただし、全交流動力電源喪失時においては、原子炉補機冷却水系を復旧する手順を見込んでいないため、サンプルガスの冷却は、原子炉補機代替冷却系に頼る必要がある。

ここでは、以上の原子炉補機代替冷却系を用いた場合に、冷却性能評価が最も厳しい条件において、評価した結果を以下にまとめる。

a. 評価条件

- ・サンプル側入口温度：170℃
- ・サンプル側出口温度：40℃
- ・サンプル側流量：2.37kg/h
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%
- ・冷却水入口温度：35℃
- ・冷却水出口温度：制約なし
- ・冷却水流量：3200kg/h

b. 評価条件の根拠

- ・サンプル側入口温度：170℃
（根拠）有効性評価（格納容器過圧・過温シナリオ）における原子炉格納容器最大圧力（0.66MPa）における飽和蒸気温度に余裕を見込んだ値で設定している。
- ・サンプル側出口温度：40℃
（根拠）除湿器の吸込み温度条件（40℃以下）を設定している。
- ・サンプル側流量：2.37kg/h
（根拠）原子炉格納容器内の水蒸気割合：90vol%、サンプルガス割合：10vol%の場合、サンプルガスの採取流量は 1L/min なので、水蒸気の採取流量は 9L/min となることから、全サンプル流量は 10L/min である。サンプルの比体積：0.2531m³/kg（0.66MPa、170℃における）を用いて、質量流量に換算すると、2.37kg/h となる。
- ・原子炉格納容器内の蒸気割合：90vol%
（根拠）格納容器スプレイ後の原子炉格納容器内の水蒸気割合が 90vol%以下で使用可能となる設備としている。

- ・冷却水入口温度：35℃
（根拠）重大事故時の原子炉補機代替冷却水温度の最大値 35℃を設定している。
- ・冷却水出口温度：制約なし
（根拠）原子炉補機代替冷却系統側の循環による温度上昇は考慮する必要がないため。
- ・冷却水流量：3200kg/h
（根拠）原子炉補機代替冷却系による通水流量 (3.2m³/h) を 1L≒1kg で換算。

c. 冷却性能の評価

以上の条件においてサンプルガス出口温度を 40℃へ冷却するために必要な伝熱面積を評価した結果、必要伝熱面積約 0.22m²を上回る冷却器伝熱面積 0.53m²を有することを確認した。

冷却器は、有効性評価（格納容器過圧・過温破損）の格納容器最大圧力（約 660kPa）における飽和蒸気温度（約 170℃）において水蒸気割合 90vol%以下*のサンプルガスを除湿器入口で 40℃以下となるまで冷却するため、原子炉補機代替冷却系から供給可能な冷却水量に対して必要となる伝熱面積約 0.22m²を上回る 0.53m²を有する設計としている。

なお、冷却水流量および伝熱面積は重大事故等時の計測が可能なよう容量を増加させる変更を実施している。

(2) 格納容器水素濃度（S A）、格納容器酸素濃度（S A）

重大事故時の原子炉格納容器酸素濃度の計測は、冷却器によりドライ状態にした酸素濃度を測定している。冷却器は電子冷却式であり、入口温度 180℃以下、水蒸気割合 90vol%以下*でドライ条件まで除湿可能な機器のため、原子炉補機代替冷却系による冷却水を必要としない設計としている。

※大LOCA時における格納容器スプレイ前の原子炉格納容器内の水蒸気割合は ほぼ 100vol%であるが、水蒸気割合が 65vol%以上であれば可燃限界に至ることはないため、水蒸気割合 90vol%以上で計測する必要はない。

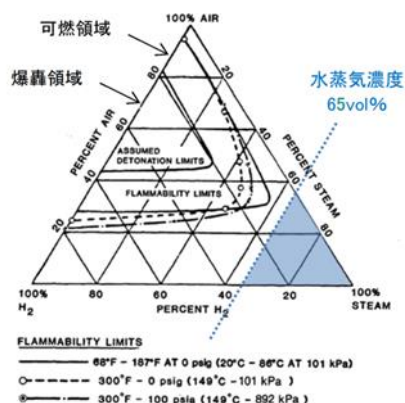


図2 水素、空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

(1) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプルング装置
 サンプルング装置を用いた格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度
 (S A) の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器へ戻す構成となっており、
 系外への漏えいが発生しないよう表 1 に示すと通りの漏えい防止対策が取られ
 ている。よってサンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表 1 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計装設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造若しくは継手構造であり, さらに, 弁はペローズ構造によりシールすることで漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は, 継手構造を使用しており, 漏えい防止対策を取っている。継手構造を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	真空ポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造であること, ポンプ接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を取っている。シール構造及びポンプ接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該検出器は, 重大事故等時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内の配管と機器の接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策を取っている。また, サンプルング装置内は真空ポンプ及び圧力検出器により大気圧以下に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。

(2) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）のサンプリング装置
 サンプリング装置を用いた格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度
 （B系）の計測は、計測後のガスを原子炉格納容器内へ戻す構成となっており、
 系外への漏えいが発生しないよう表2に示すとおり漏えい防止対策が取られて
 いる。よってサンプリング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

表2 サンプリング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁	本計測設備の配管, 弁は原子炉格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガスが漏えいするような設計ではない。配管及び弁は溶接構造であり, さらに, 弁はペローズ構造によりシールすることで, 漏えい防止対策をとっている。
2	冷却器	配管接続部は溶接構造となっており, 内部ガスの気密を保持している。溶接部を含む当該冷却器は, 重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
3	除湿器	配管接続部は食い込み継ぎ手を使用しており, 漏えい防止対策をとっている。食い込み継ぎ手を含む当該除湿器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
4	サンプリングポンプ	配管接続部はねじ込みシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。ねじ込みシール構造部を含む当該吸引ポンプは, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
5	減圧弁	配管接続部はいずれもシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該減圧弁は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
6	水素濃度及び酸素濃度検出器	配管接続部はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。シール構造部を含む当該水素濃度及び酸素濃度検出器は, 事故時に想定される温度, 圧力を包絡した仕様である。
7	サンプリング装置	サンプリング装置内の配管と機器の接続部は溶接又はシール構造となっており, 漏えい防止対策をとっている。また, 装置内は減圧弁によりほぼ大気圧（数 kPa 程度）に減圧しており, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性は十分に低い。 事故時に想定される温度, 圧力条件の加わる当該サンプリング装置内の減圧弁の上流側については, その条件を包絡した仕様である。

5. サンプルング装置の計測時間遅れについて

(1) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプルング装置
サンプルングガスは, 原子炉格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内に入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し, その後サンプルングガスは原子炉格納容器に排出される。サンプルングガスは, 原子炉格納容器内ガスのサンプルングから, 測定, 排出までの工程を約 3 分で実行される。

表 3 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) の計測時間遅れ

時間遅れ	約 3 分
------	-------

(2) 格納容器水素濃度 (B 系) , 格納容器酸素濃度 (B 系) のサンプルング装置
サンプルング装置のガスのサンプルング点は, 原子炉格納容器であり, そこから水素濃度及び酸素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・ サンプルング配管長 (サンプルング点～検出器) : 約 86m[※]
 - ・ サンプルング配管の断面積 : 127mm² (1.27 × 10⁻⁴m²)
 - ・ サンプルポンプの定格流量 : 約 1L/min (約 1 × 10⁻³m³/min)
 - ・ サンプルガス流量 (流量 ÷ 配管断面積) : 約 7.8m/min
- ※詳細設計により, 今後変更となる可能性がある

表 4 格納容器水素濃度 (B 系) , 格納容器酸素濃度 (B 系) の計測時間遅れ

時間遅れ	約 12 分
------	--------

6. サンプルング装置における湿分補正について

(1) 格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（B系）のサンプルング装置

a. 概要

検出器へ流れるサンプルングガスには水蒸気が含まれており、水素濃度及び酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプルングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器により原子炉補機冷却水系（原子炉補機海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系で冷却し、下流の除湿によりサンプルングガス中の湿分を除去する設計としている。

検出器は常にドライ条件の水素濃度及び酸素濃度を計測しているが、事故時の原子炉格納容器内雰囲気ガスは水蒸気を含んでいることから、事故時は計測されたドライ条件の水素濃度及び酸素濃度をウェット条件の水素濃度及び酸素濃度に補正する必要がある。

b. 湿分補正演算

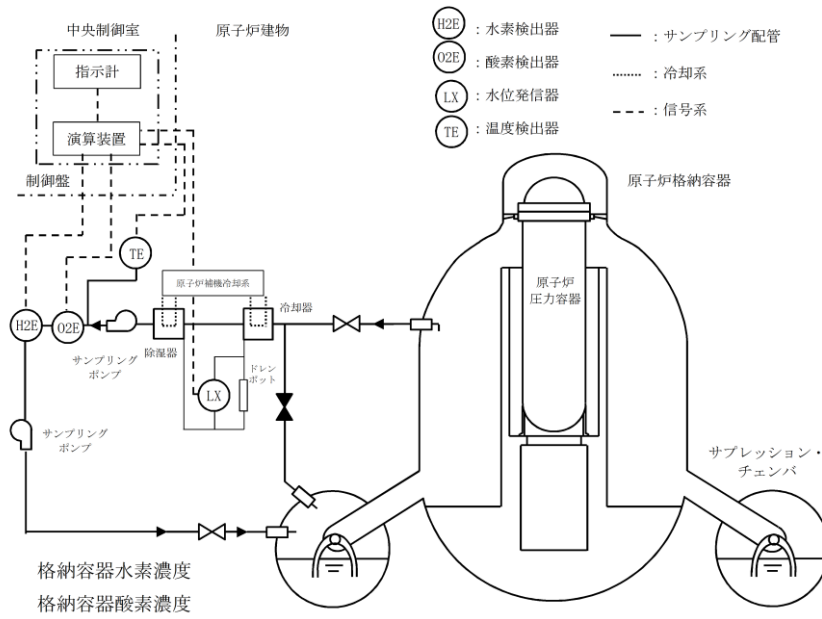
ドライ条件の水素濃度及び酸素濃度からウェット条件の水素濃度及び酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は、サンプルングガスを冷却、除湿した時に発生するドレンをドレンポットで受け、その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には□
□ごとにドレンポットの液位変化量を算出し、算出された液位変化量を至近□
□当たりの平均値及びサンプルングガス温度から湿分補正演算をする。

湿分補正演算は□ごとに行い、計測された水素濃度及び酸素濃度を補正し、出力する。

c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

湿分補正演算は前述のとおり□ごと算出するドレンポットの液位変化量の至近□当たりの平均値を用いることから、事故後の雰囲気気に即した補正が行われるまで時間遅れが発生するが、水素濃度及び酸素濃度は高めに出力されることから、影響はない。



※2系列のうちB系を示す。

図3 格納容器水素濃度（B系）及び格納容器酸素濃度（B系） 系統概要図

(2) 格納容器水素濃度 (S A) , 格納容器酸素濃度 (S A) のサンプリング装置

a. 概要

検出器へ流れるサンプリングガスには水蒸気が含まれており、酸素濃度の計測値へ影響するため、サンプリングする原子炉格納容器内の雰囲気ガスを冷却器によりサンプリングガス中の湿分を除去する設計としている。事故時は計測されたドライ条件の酸素濃度をウェット条件の酸素濃度に補正する必要がある。なお、水素濃度の測定は、サンプリングガスの蒸気凝縮を防止するため、サンプリングガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、ウェット条件の水素濃度を測定しており、補正する必要はない。

b. 湿分補正演算

ドライ条件の酸素濃度からウェット条件の酸素濃度への補正は演算装置にて行う。

湿分補正は、湿度検出器により測定した湿度の数値により湿分補正演算をする。湿分補正演算は計測された酸素濃度を補正し、出力する。

c. 湿分補正演算の時間遅れによる影響

サンプリングガスは、原子炉格納容器内ガスのサンプリングから、測定、排出までの工程である約3分の中で湿度検出器により測定を行い、湿分補正を行うことが可能であるため、影響はない。

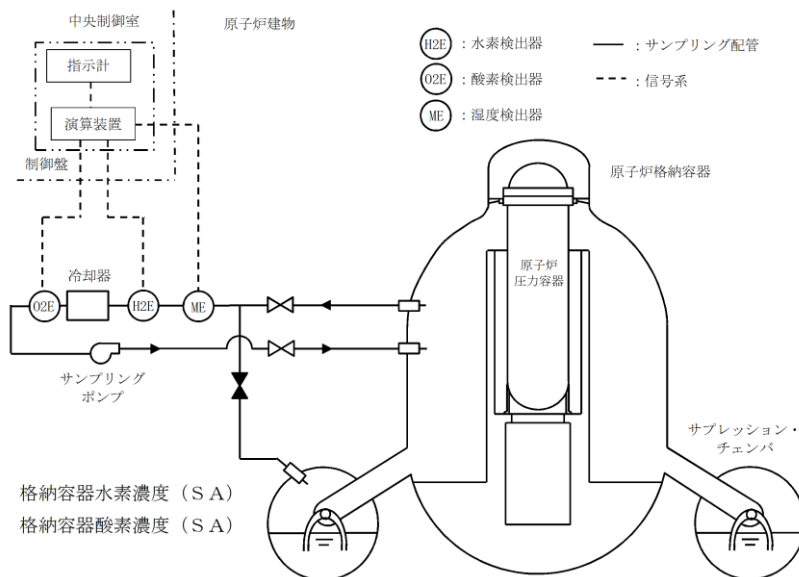


図4 格納容器水素濃度 (S A) 及び格納容器酸素濃度 (S A) 系統概要図

52-8 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

1. 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

(1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」のみを選定している。

よって、この「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

b. 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体の組成の推移を図1及び図2に示す。

c. 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①計測目的について

一般に気相中の体積割合で5 vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度4 vol%で燃焼、13 vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4 vol%、酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要である。

②測定が必要となる時間

図1及び図2のとおり、解析上は事象発生から12時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5 vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。

なお、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値（沸騰状態：G(H₂)=0.4, G(O₂)=0.2, 非沸騰状態：G(H₂)=0.25, G(O₂)=0.125)とした場合についても、原子炉格納容

器内の酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）に到達するのは，事象発生から約 83 時間後である。また，窒素封入の切替え操作（原子炉格納容器内の酸素濃度 4 vol%到達時）は，事象発生から約 49 時間後である（図 3 及び図 4 参照）。

これより，格納容器内酸素濃度（S A）を起動する事象発生から約 2 時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.4vol%（ドライ条件）に到達することはない。

さらに，過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより，発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから，酸素濃度の監視は必要とはならない。

③耐環境性

「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。

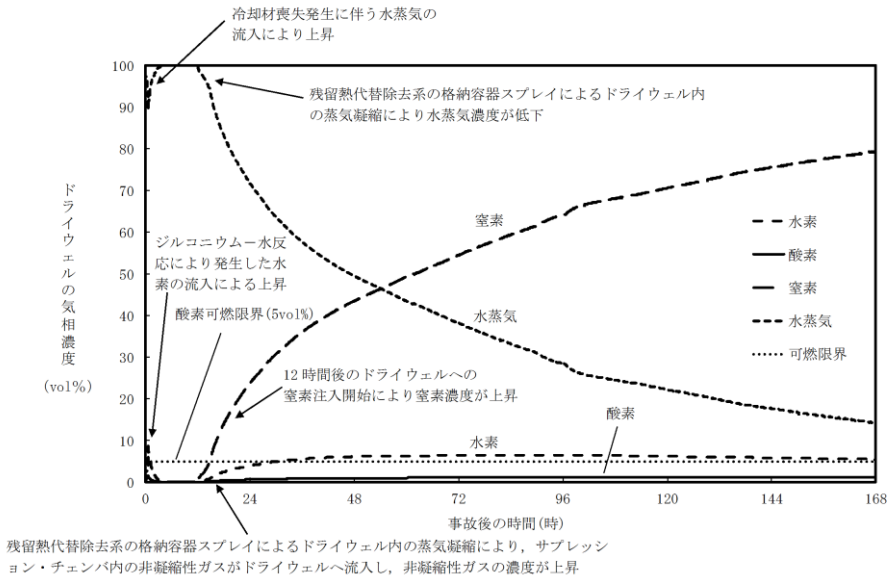


図1 ドライウェル気相濃度の推移 (ウェット条件)
(格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合))

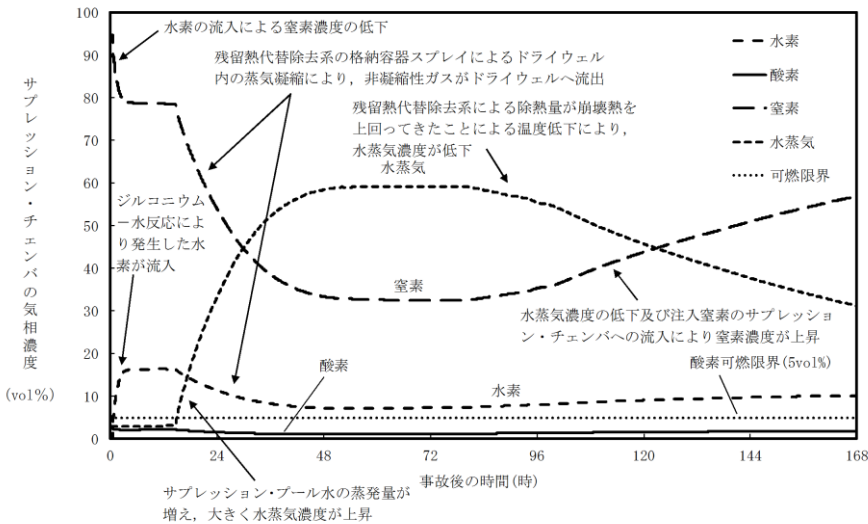
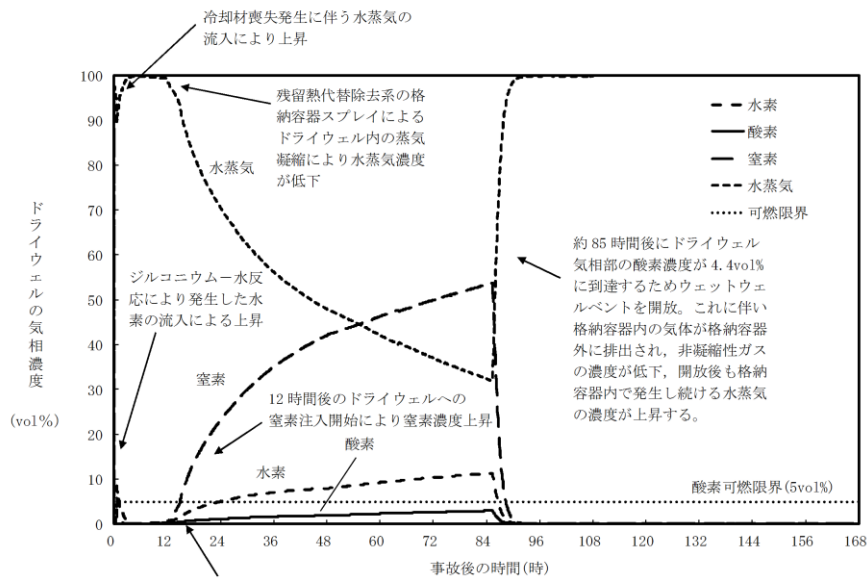


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度の推移 (ウェット条件)
(格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合))



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図3 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウエルの気相濃度の推移 (ウエット条件)

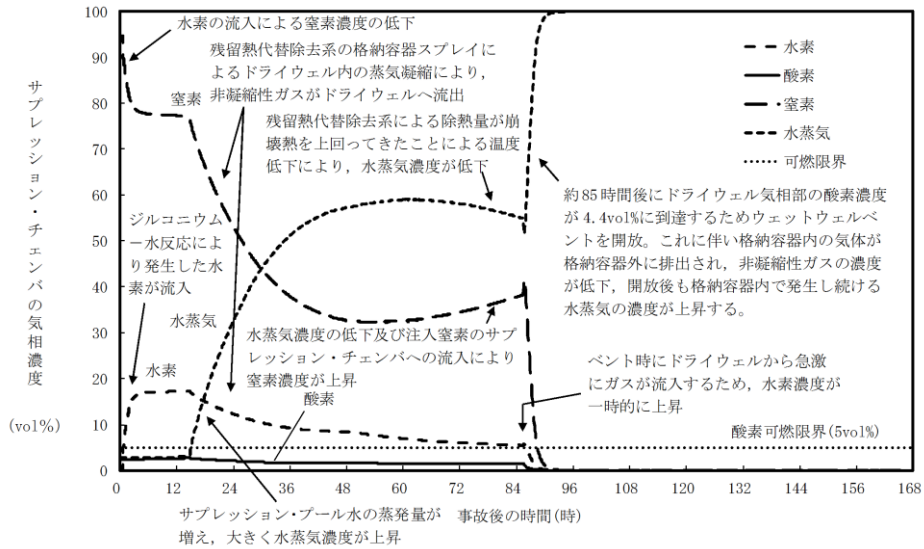


図4 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウエット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%，酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」（残留熱代替除去系を使用する場合）における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度 (SA)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物 原子炉棟中2階
格納容器酸素濃度 (SA)	磁気力式 酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物 原子炉棟中2階
格納容器水素濃度 (B系)	熱伝導式 水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物 原子炉棟3階
格納容器酸素濃度 (B系)	熱磁気風式 酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物 原子炉棟3階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

- a. 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガスは

無視し得る程度となり，可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4 水素燃焼，添付資料 3.4.1 G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

b. 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合，機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ，多様な手段を確保することができる。

まず，可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで，水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また，a.と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり，水素ガス・酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

52-9 接続図

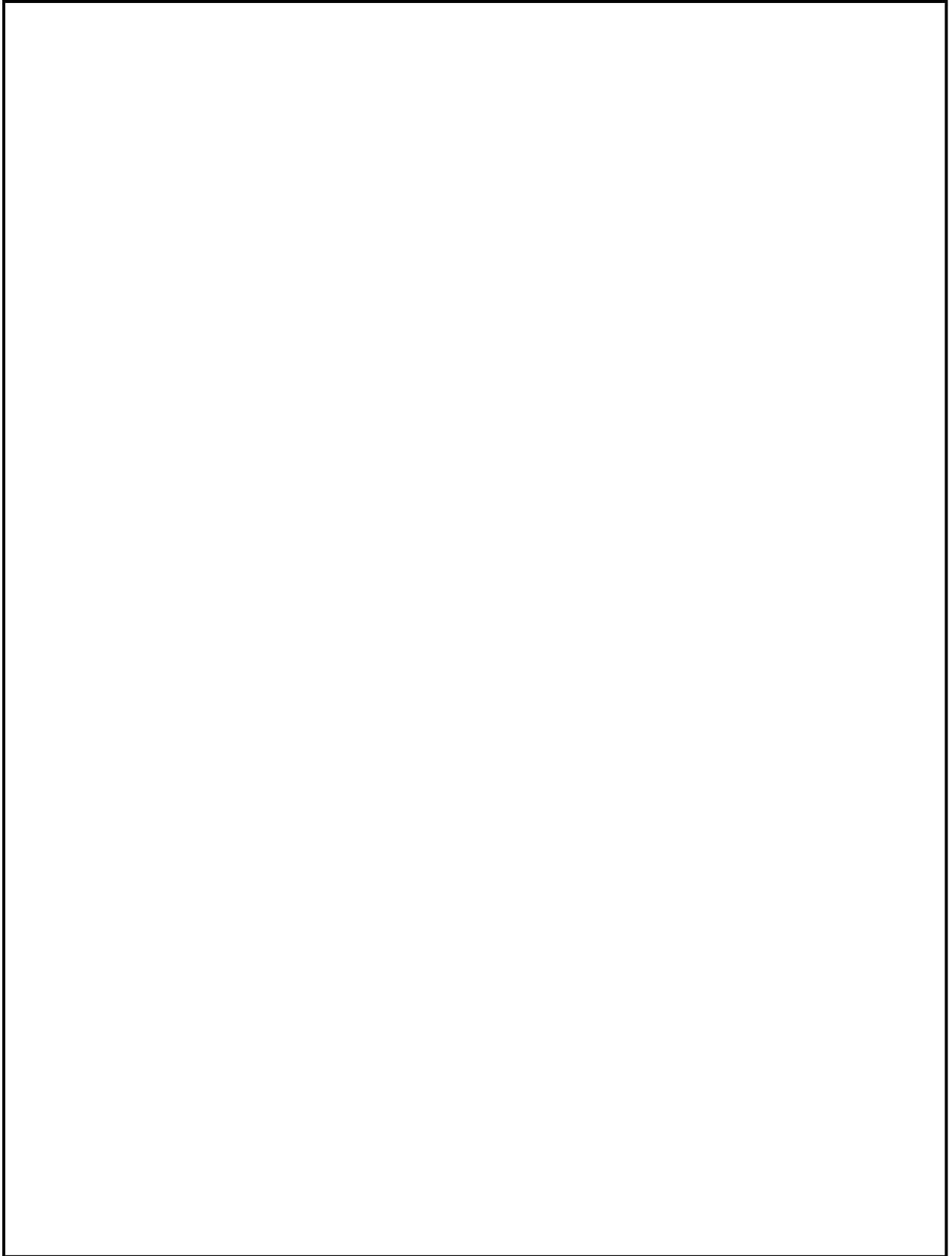


図 1 接続図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-10 保管場所

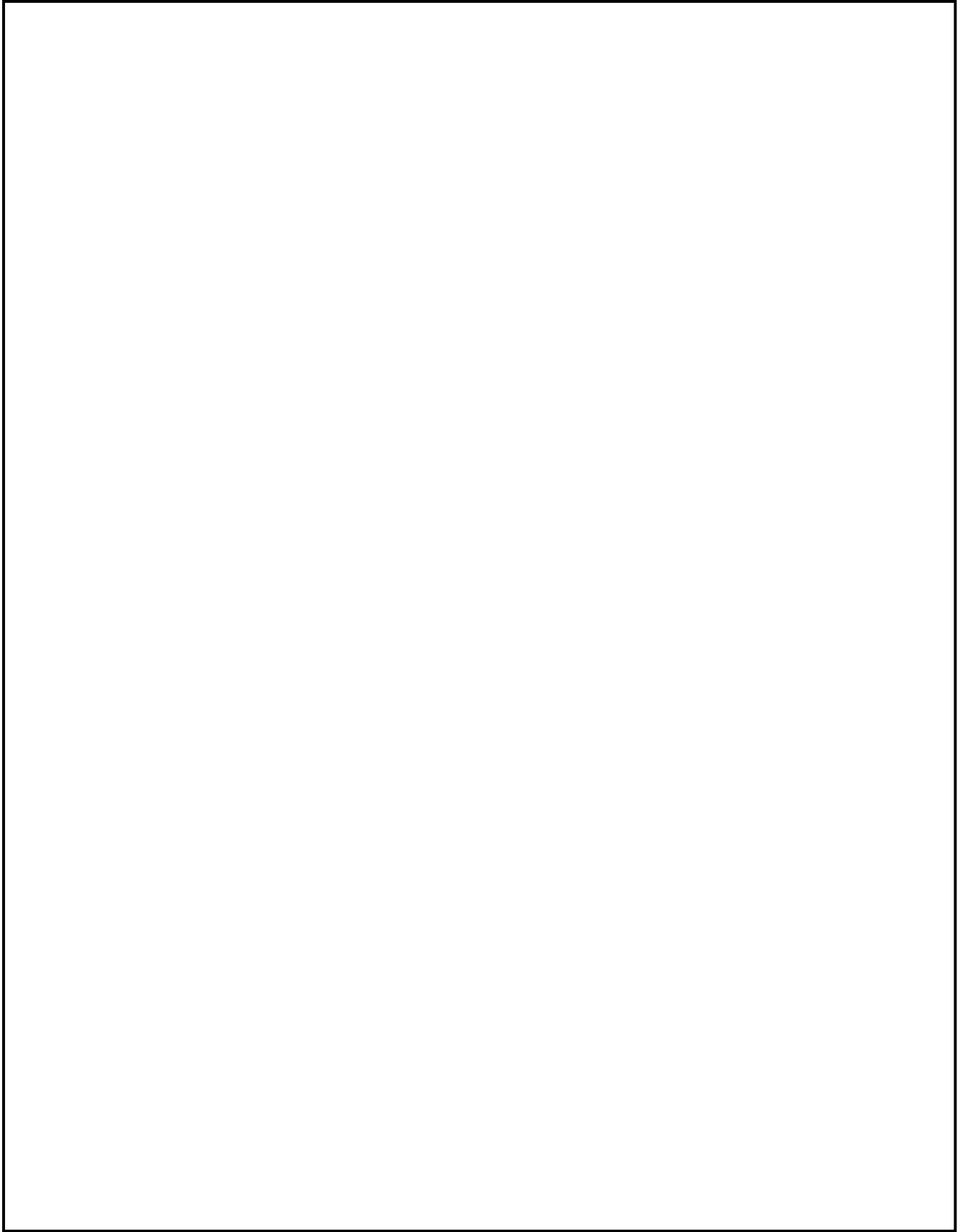


図1 屋外保管場所配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

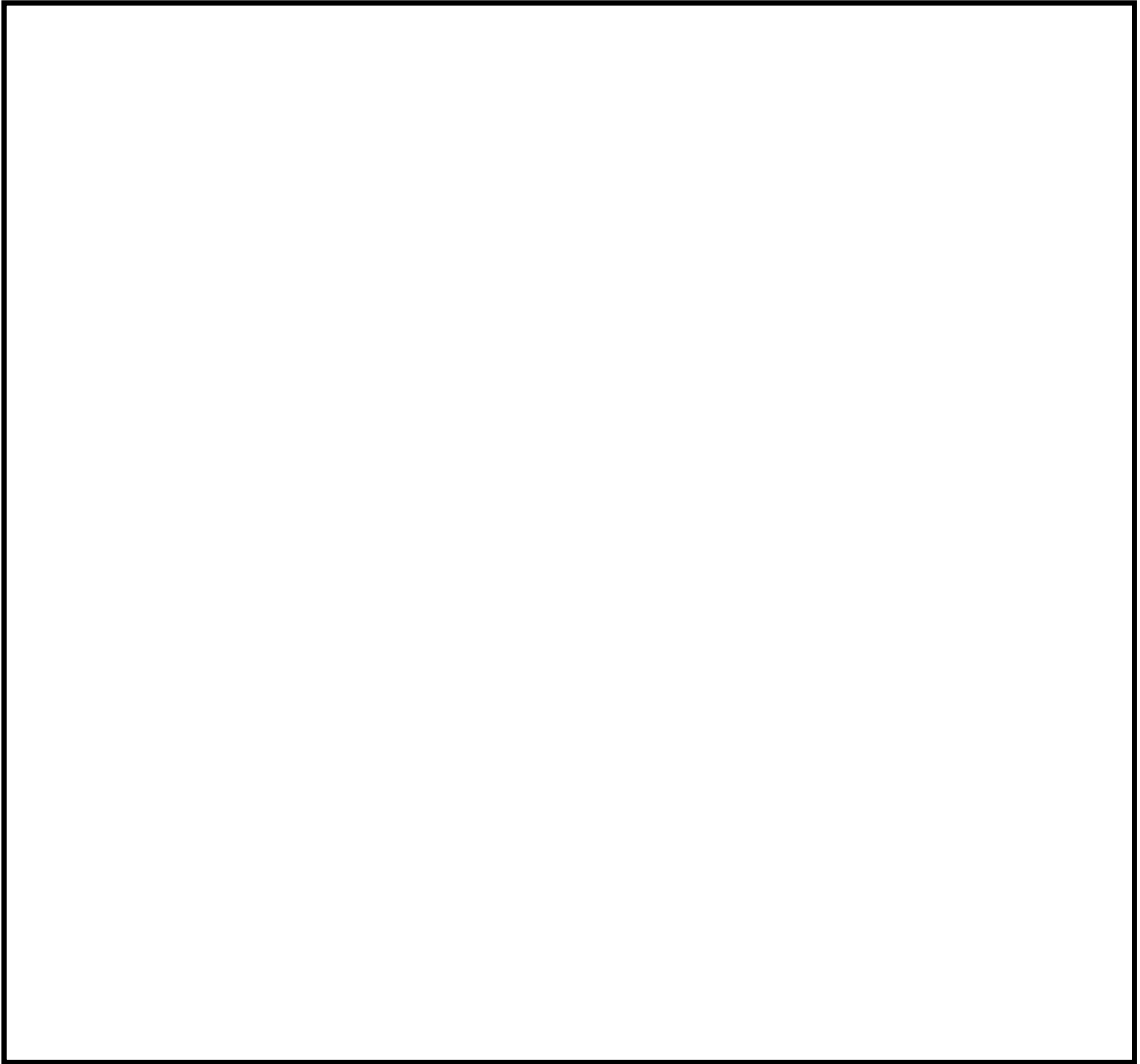


図 2 可搬式酸素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-11 アクセスルート図

島根原子力発電所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』
より抜粋



図1 保管場所及びアクセスルート図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

52-12 その他設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備の概要について以下に示す。

(1) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

自主対策設備（原子炉格納容器内の水素濃度監視，酸素濃度監視）として，格納容器水素濃度（A系），格納容器酸素濃度（A系）を使用する。

格納容器水素濃度（A系），格納容器酸素濃度（A系）は，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定し，指示値を中央制御室で監視できる設計とする。

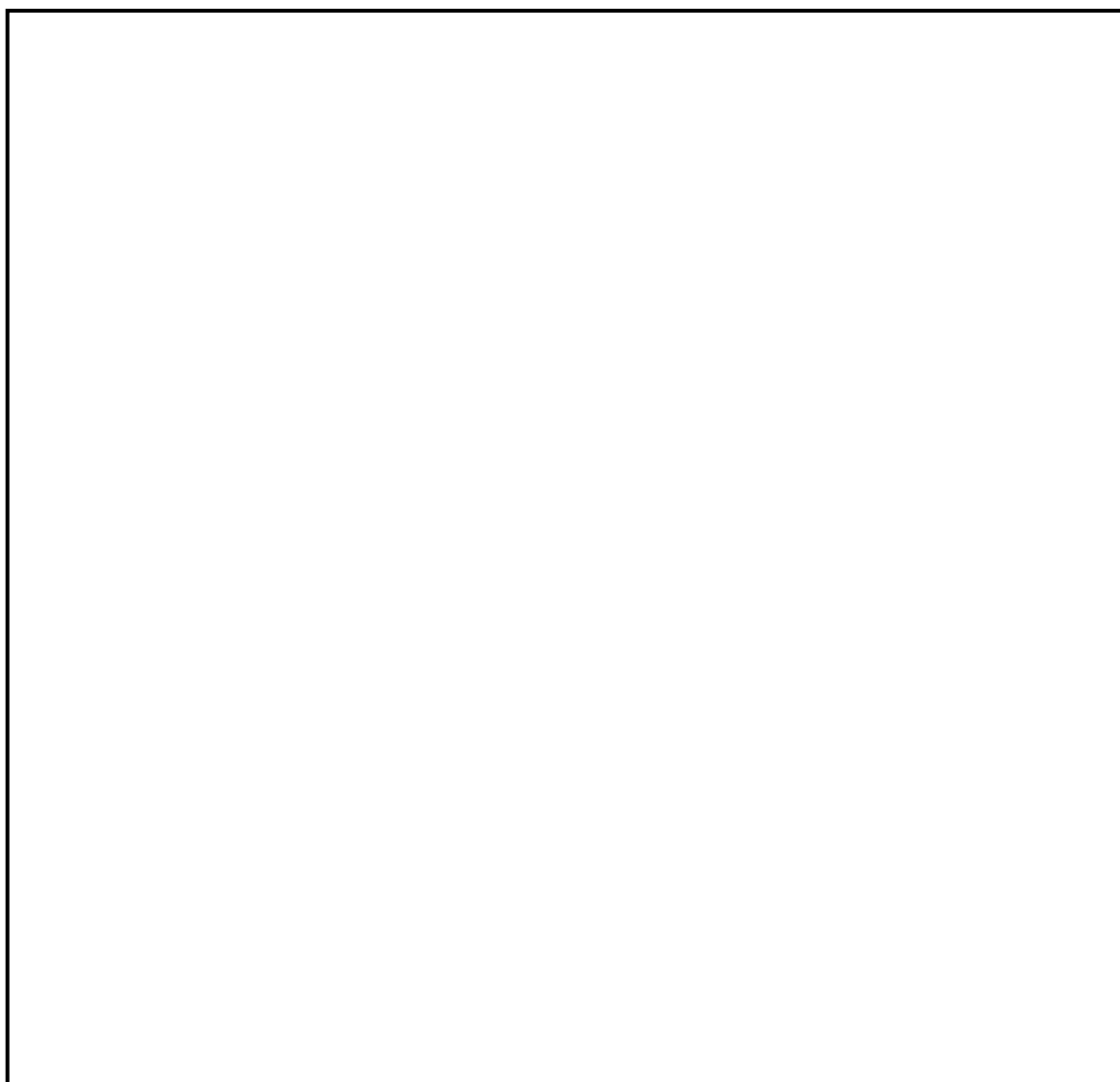


図1 機器配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

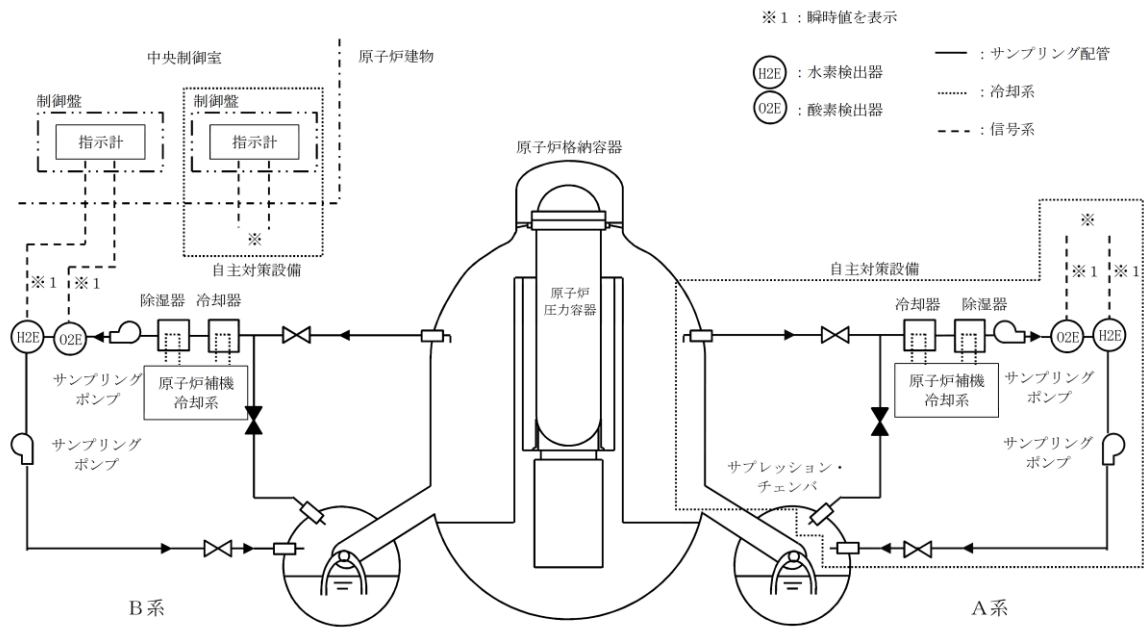


図2 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

(2) 可燃性ガス濃度制御系

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を制御するための自主対策設備として、可燃性ガス濃度制御系再結合器を使用する。

可燃性ガス濃度制御系再結合装置は、原子炉格納容器内のガス中の水素と酸素を再結合させる設計とする。

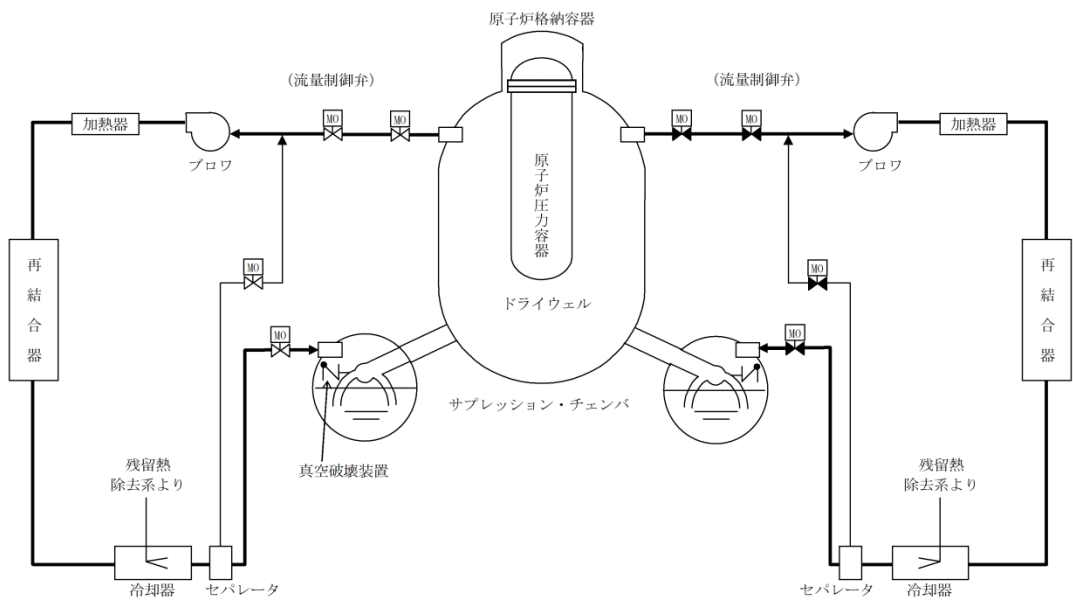


図3 可燃性ガス濃度制御系 概略系統図

53 条 補足説明資料

53-1 S A設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

53-1 S A設備基準適合性 一覽表

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条:水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素処理装置		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	原子炉建物原子炉棟内設備	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		
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			関連資料	53-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
		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	53-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		Bb	
			関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立		Ac	
			その他 (飛散物)	対象外		対象外	
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図				
	第6号	設置場所	対象外 (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使用するもの		A	
			関連資料	53-6 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 設備なし)		対象外
				サポート系要因	対象外 (サポート系なし)		—
関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図						

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度		類型化 区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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		
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—		
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—		
			関連資料	53-3 配置図			
		第2号	操作性	操作不要		—	
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J	
			関連資料	53-5 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		Bb	
			関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae	
			その他(飛散物)	対象外		対象外	
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図				
	第6号	設置場所	対象外(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	53-6 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
				サポート系要因	対象(サポートあり)-異なる駆動源又は冷却源		Ca
	関連資料		53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図				

島根原子力発電所 2号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

53条：水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備		原子炉建物水素濃度		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	原子炉建物原子炉棟内設備	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	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			関連資料	53-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要		—
			関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備		J
			関連資料	53-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替操作が不要		Bb	
		関連資料	53-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他		Ae
			その他 (飛散物)	対象外		対象外
		関連資料	53-3 配置図, 53-4 系統図			
	第6号	設置場所	対象外 (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	53-6 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
			サポート系要因	対象 (サポートあり)－異なる駆動源又は冷却源		Ca
		関連資料	53-2 単線結線図, 53-3 配置図, 53-4 系統図			

53-2 単線結線図

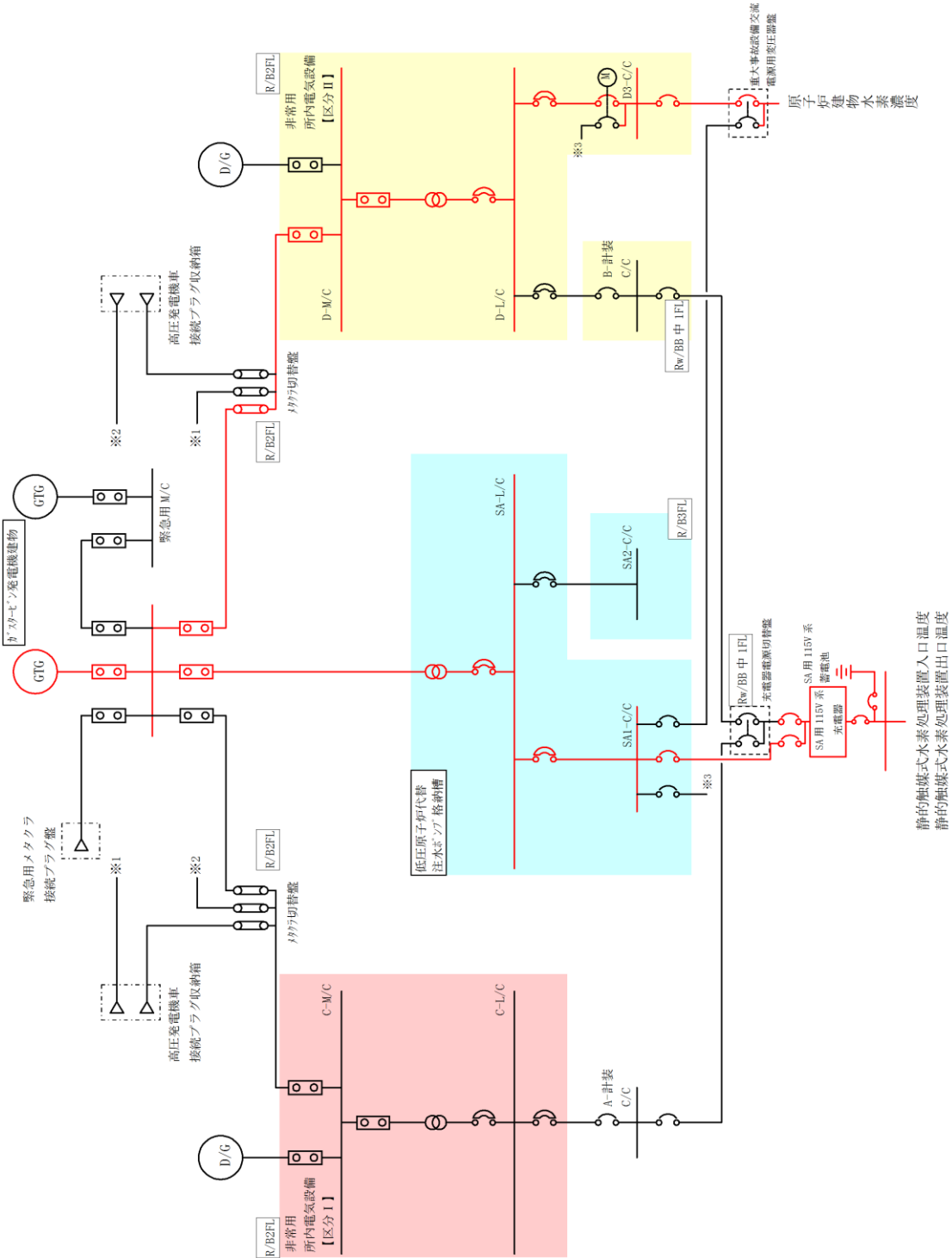
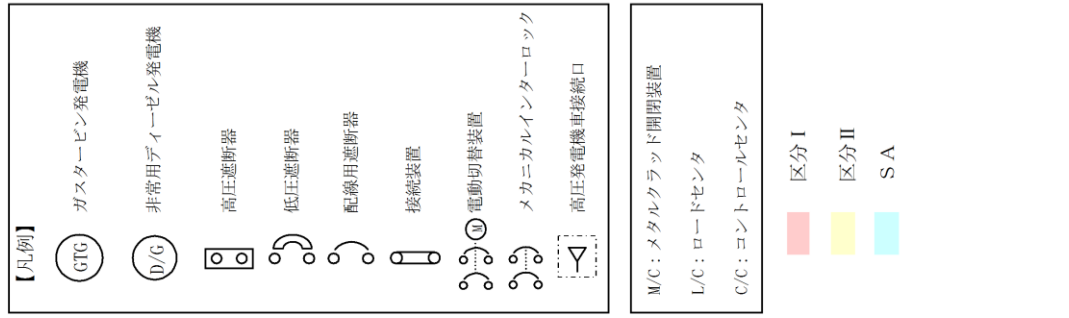



図 1 単線結線図

53-3 配置図

取付箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を使用時に
取り付ける箇所
保管場所：可搬型設備を保管している場所
接続箇所：可搬型設備を常設設備に接続する箇所
：重大事故等対処設備を示す。

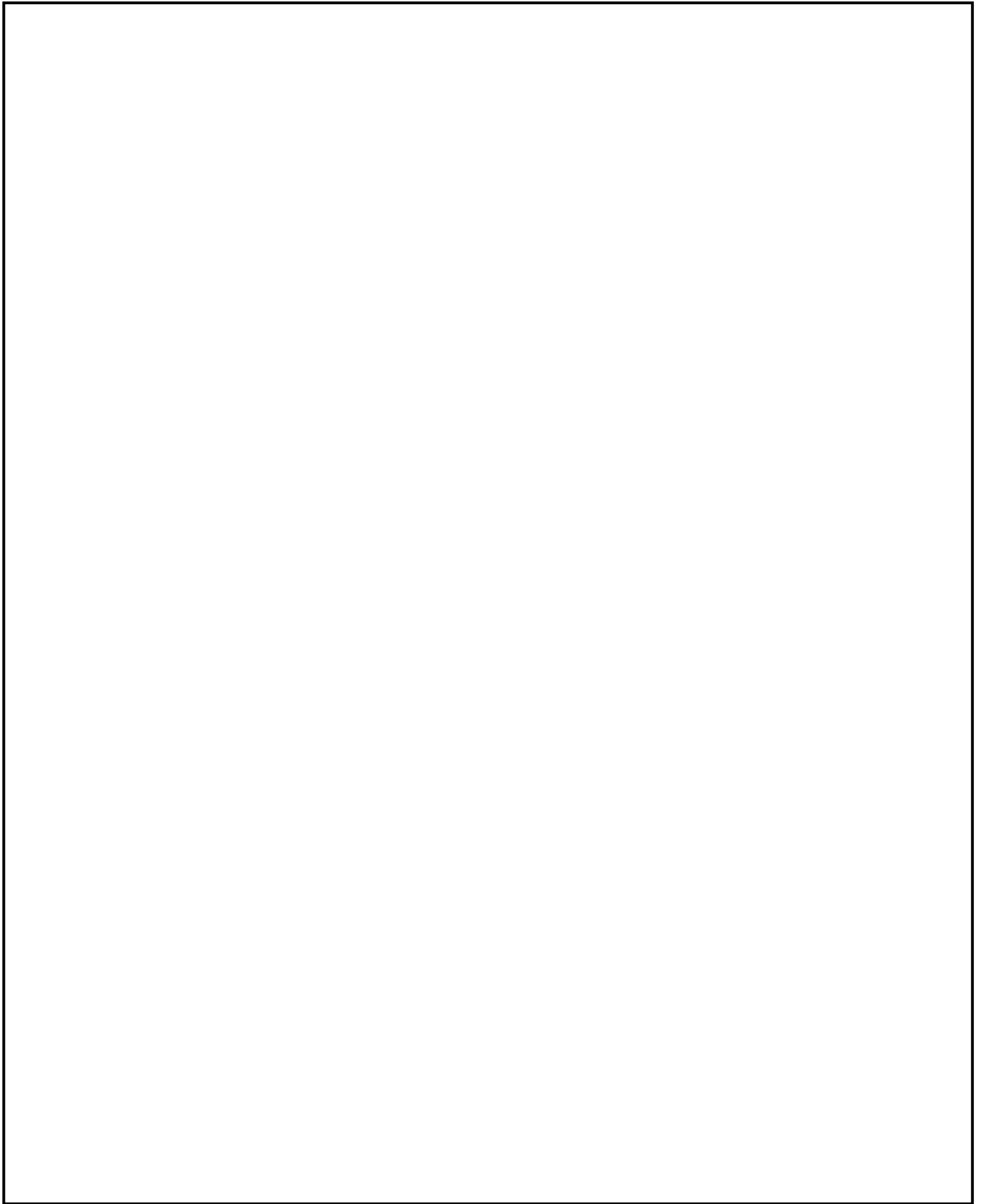


図1 機器配置図（原子炉建物4階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

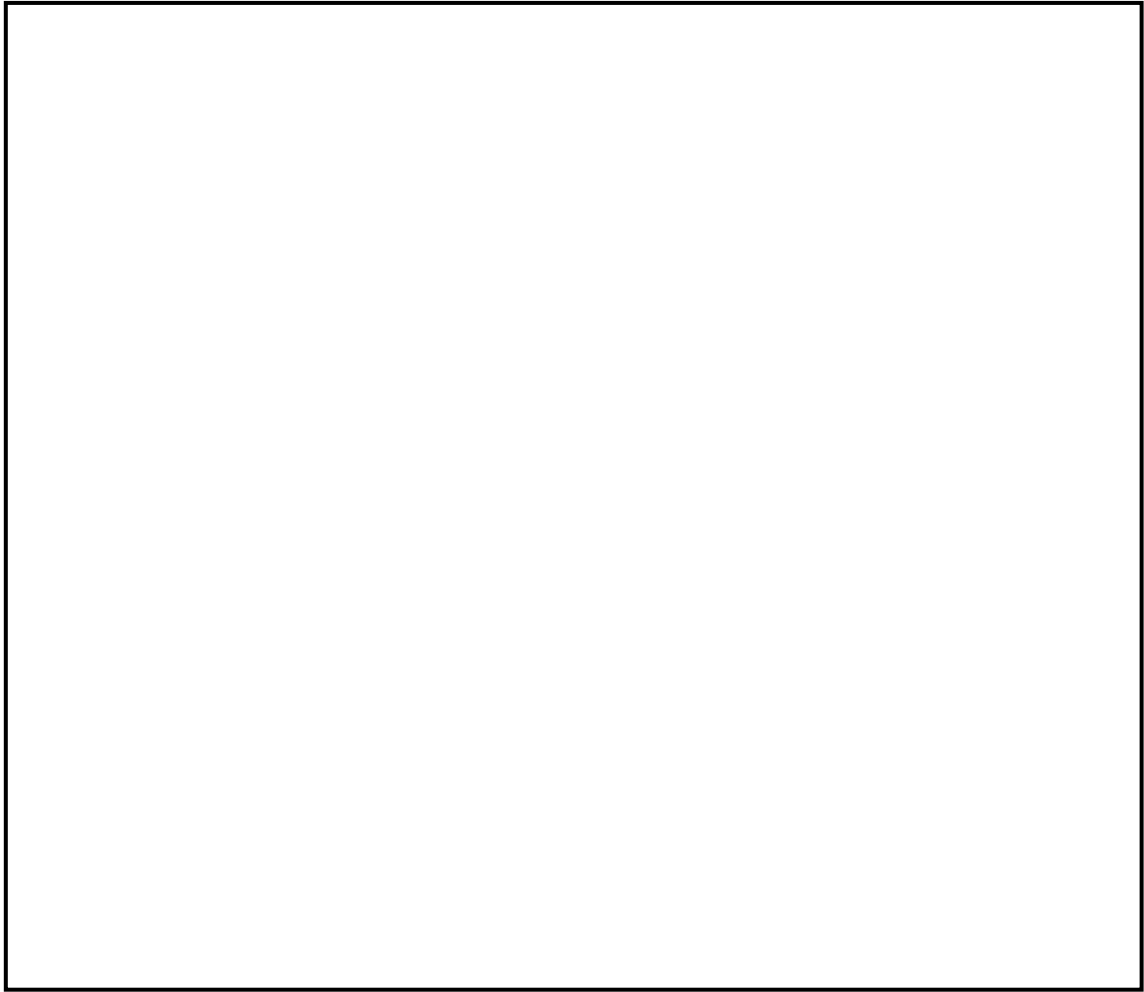


図2 機器配置図（原子炉建物2階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

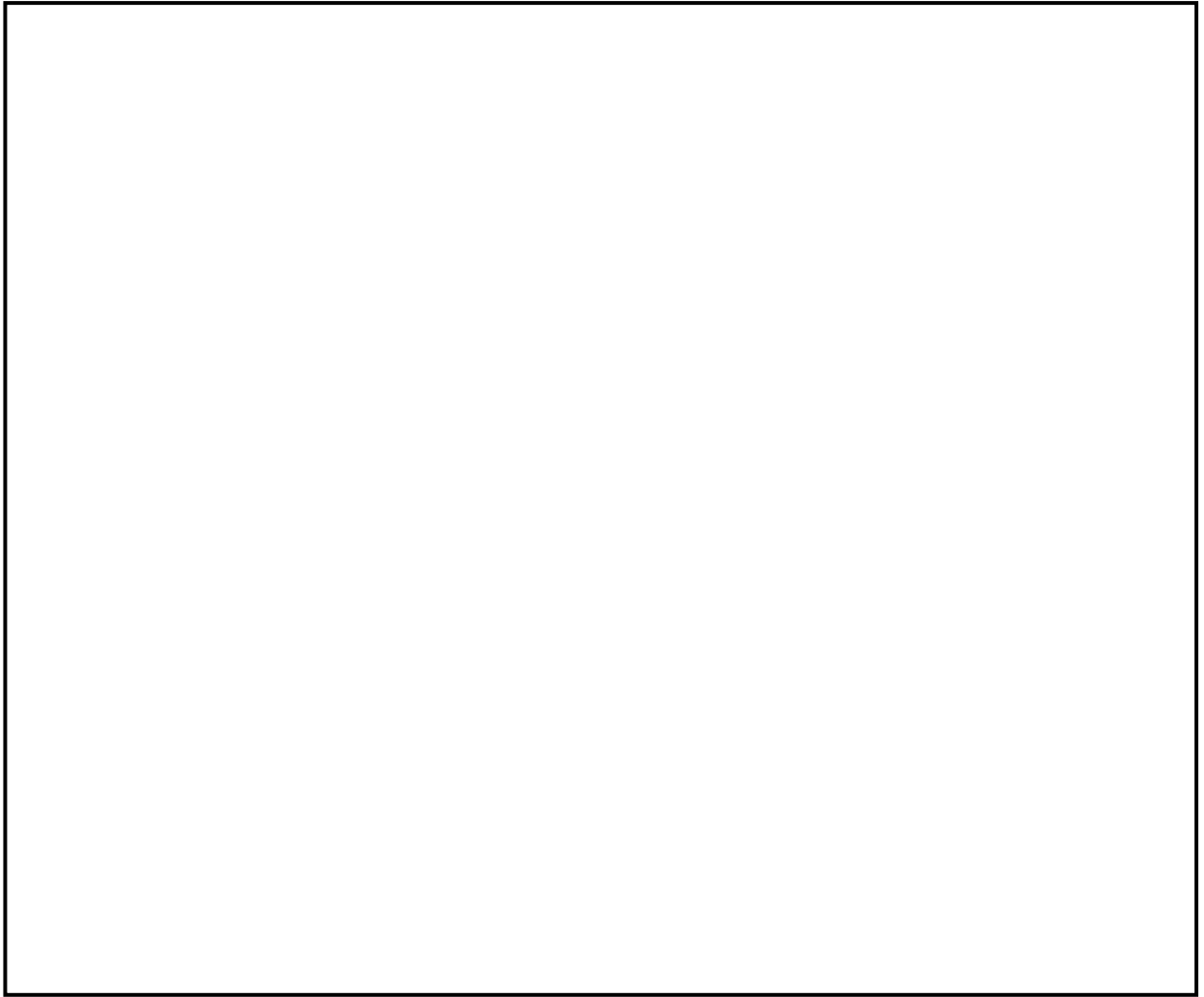


図3 機器配置図（原子炉建物1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

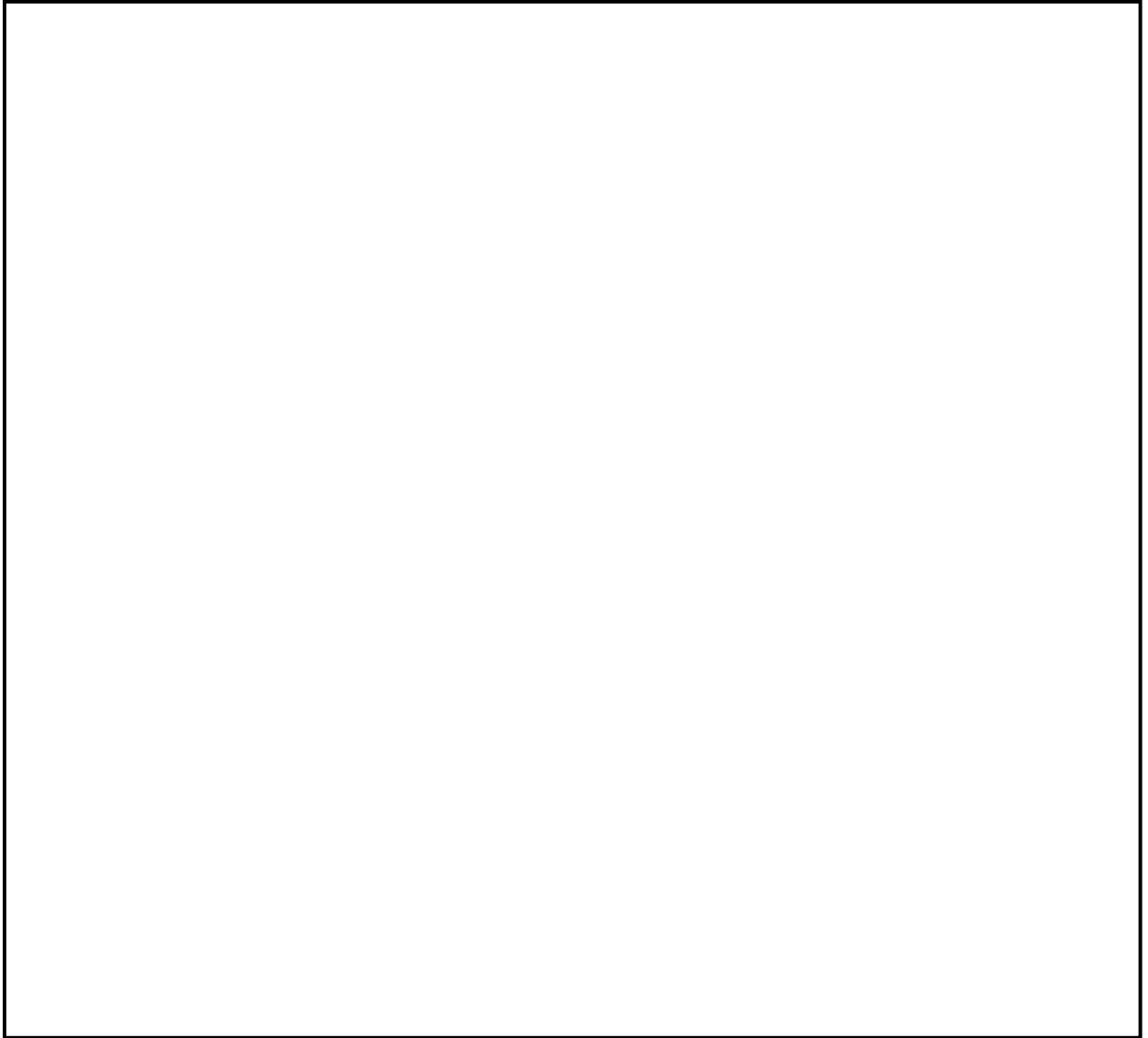


図4 機器配置図（原子炉建物地下1階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

53-4 系統図

1. 計装設備の系統概要図

静的触媒式水素処理装置入口温度，静的触媒式水素処理装置出口温度及び原子炉建物水素濃度の系統概要図を図1及び2に示す。

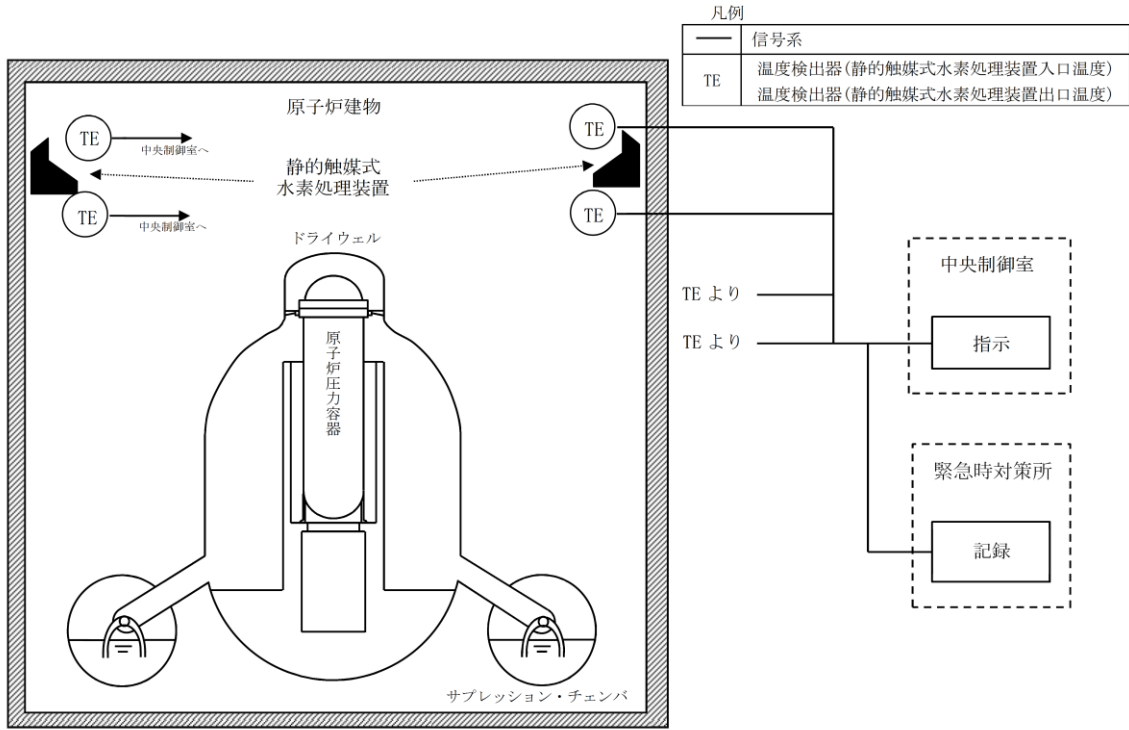


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

53-5 試験及び検査

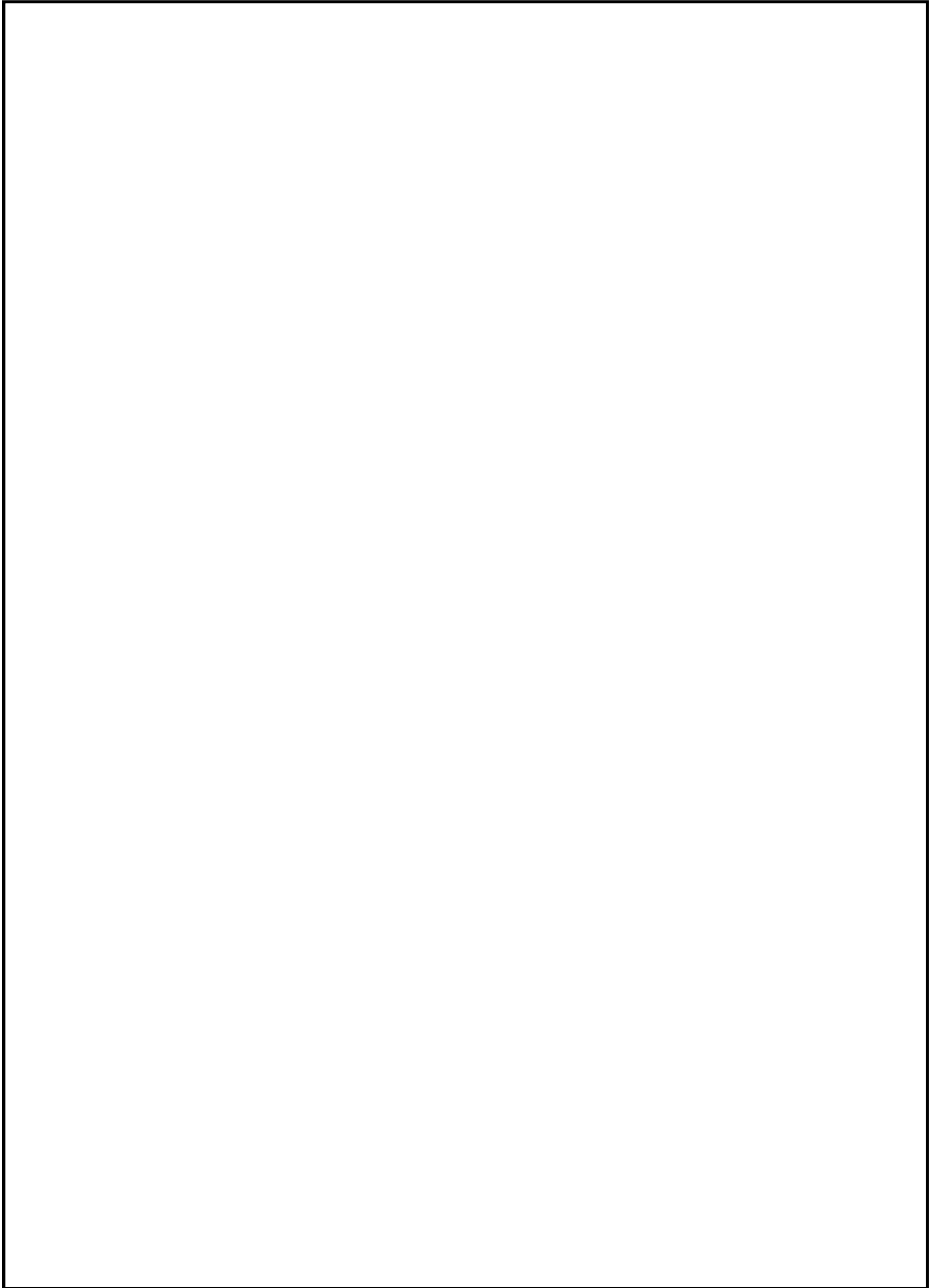


図1 構造図（静的触媒式水素処理装置）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

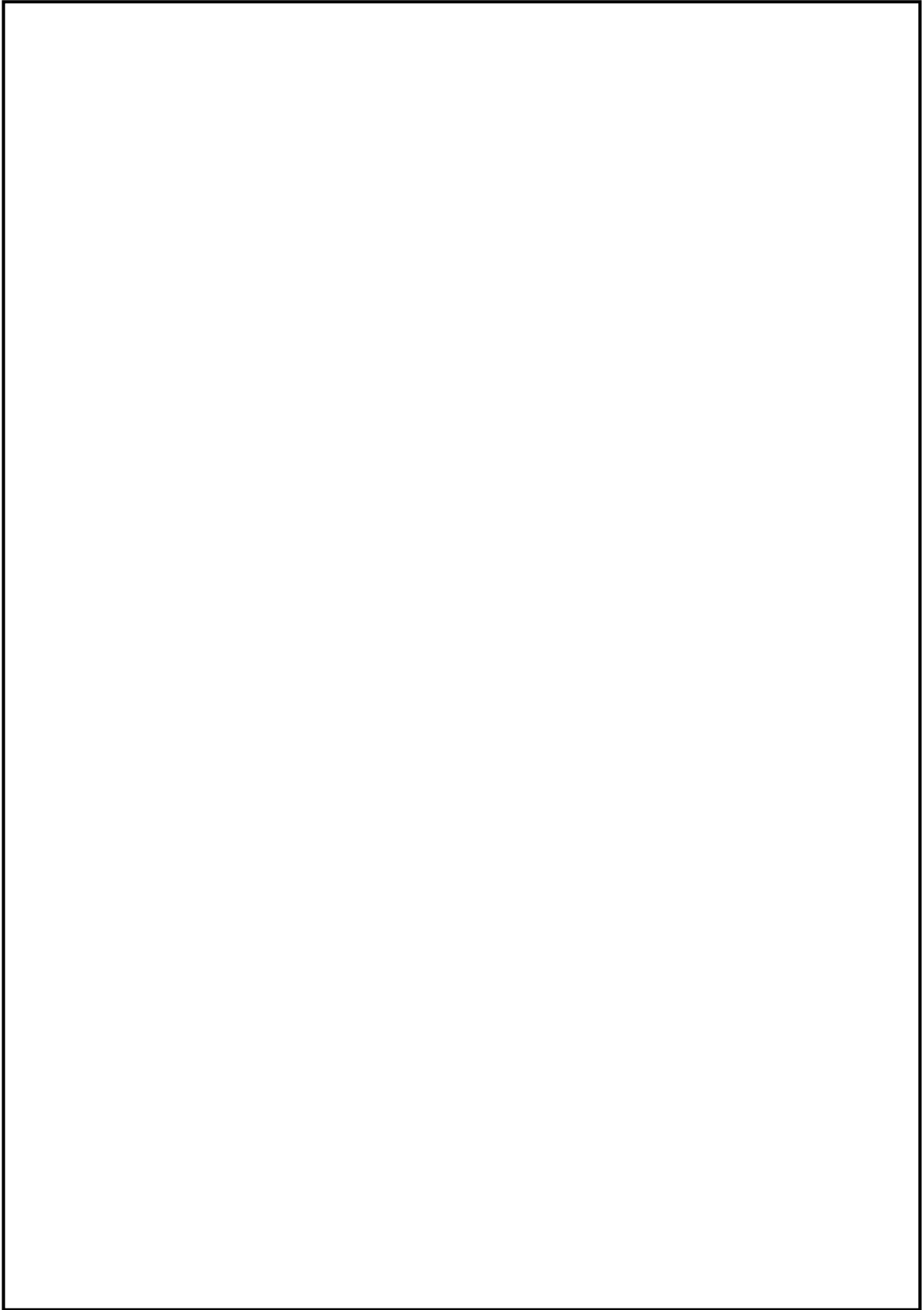
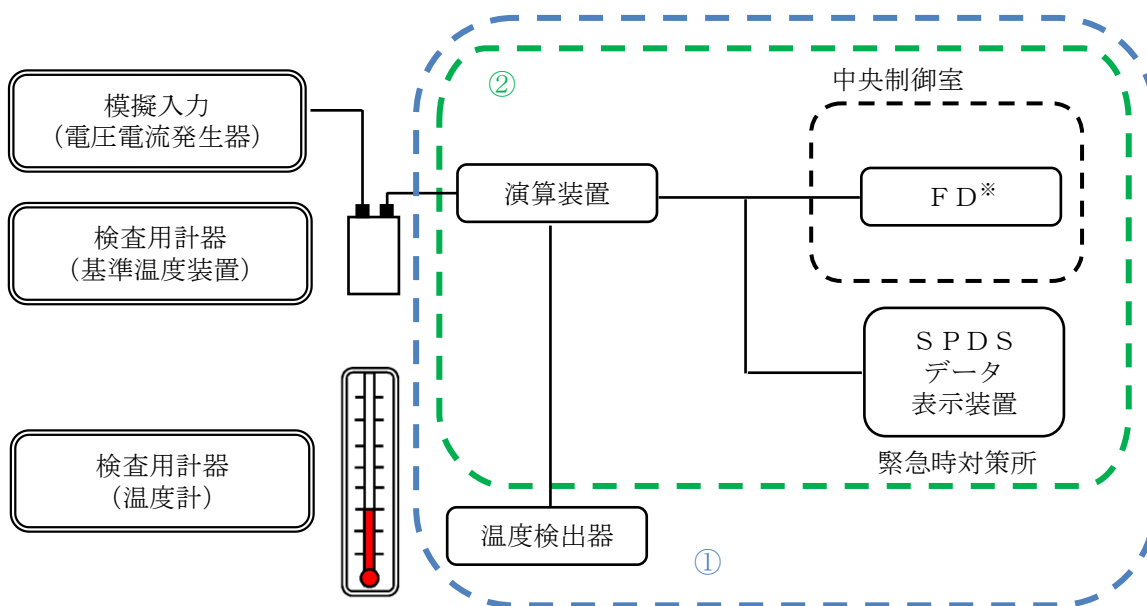


図2 静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

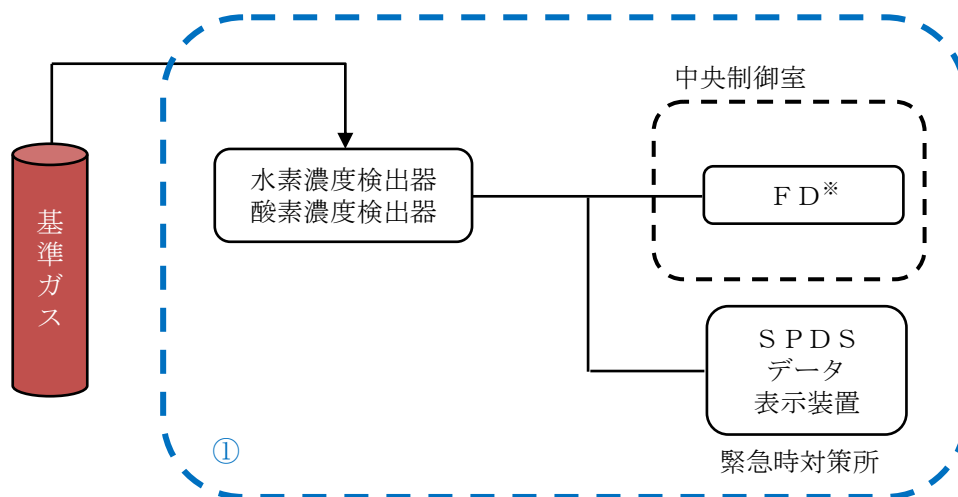
※FD：フラットディスプレイ



- ① 検出器の温度1点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図3 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の試験及び検査

※FD：フラットディスプレイ



- ① 基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室のFD及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図4 原子炉建物水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

名 称		静的触媒式水素処理装置
水 素 処 理 容 量	kg/h/個	約 0.50 (水素濃度 4.0vol%, 温度 100°C, 大気圧において)
最 高 使 用 温 度	°C	300
個 数	個	18

【設 定 根 拠】

静的触媒式水素処理装置（以下「PAR」という）は、常設重大事故等対処設備として設置する。

PARは、重大事故等時において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する機能を有する。この設備は、触媒カートリッジ、ハウジング等の静的機器で構成し、運転員による起動操作を行うことなく、原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

島根原子力発電所2号炉においては、触媒カートリッジがPAR1個につき22枚設置されるPAR-22タイプを採用する。製造メーカ（NIS社）による開発試験を通じて、NIS社製PARの1個当たりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

(PARの基本性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \quad \dots \dots \dots \text{(式1)}$$

DR : 再結合効率 (kg/h/個)

A : 定数

C_{H_2} : PAR入口水素濃度 (vol%)

P : 圧力 (10⁵Pa)

T : 温度 (K)

SF : スケールファクタ

スケールファクタ SF について、PAR-22タイプを採用し、PARには各々22枚の触媒カートリッジが装荷されるため SF=「22/88」となる。

スケールファクタの妥当性については、別添資料-3の「2.2.3 PARの性能試験について」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

これらに以下の条件を想定し，P A R 1 個あたりの水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H_2}

水素ガスの可燃限界濃度 4 vol%未滿に低減するため，4 vol%とする。

・圧力 P

重大事故等時の原子炉建物原子炉棟の圧力は原子炉格納容器からのガス漏えいにより大気圧よりわずかに高くなると考えられるが保守的に大気圧 (101, 325 Pa) とする。

・温度 T

保守的に 100°C (373. 15K) とする。

以上により，P A R 1 個あたりの水素処理容量は，約 0. 50kg/h/個 (水素濃度 4 vol%，大気圧=101, 325Pa，温度 100°C=373. 15K) となる。

2. 最高使用温度

P A Rは水素再結合反応により発熱するため，雰囲気水素濃度の上昇により温度も上昇する。P A Rの設置目的は原子炉建物原子炉棟の水素爆発防止であるため，水素ガスの可燃限界濃度である 4 vol%時における P A Rの温度を最高使用温度とする。

水素濃度 4 vol%時における P A Rの温度については，OECD/NEA の THAI Project における試験を参照する。

詳細は別添資料－3の「添付2 P A Rの最高使用温度について」で示す。

3. 個数

実機設計 (P A Rの個数を踏まえた設計) においては，反応阻害物質ファクタ (F_i) を乗じた (式2) を用いる。反応阻害物質ファクタとは，重大事故等時に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による P A Rの性能低下を考慮したものであり，当社の設計条件においては，保守的に原子炉格納容器内設置例での知見に基づいて「0. 5」とする。

(実機設計における性能評価式)

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3,600 \cdot SF \cdot F_i \quad \dots \dots \dots \text{(式 2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/個)
- A : 定数
- C_{H2} : P A R 入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクタ (-)
- F_i : 反応阻害物質ファクタ (-)

1) 必要個数の計算

原子炉格納容器からの水素漏えい量を以下のように想定し、これと水素処理量が釣り合うように個数を設定する。なお必要個数の評価に当たっては、静的触媒式水素処理装置の水素処理容量に重大事故等時の反応阻害物質ファクタとして 0.5 を乗じた水素処理量を用いる。

- ・ 水素の発生量 : 約 1,000kg
- ・ 原子炉格納容器の漏えい率 : 10%/日
- ・ 反応阻害物質ファクタ F_i=0.5
- ・ 水素処理容量=0.50kg/h/個×0.5
=0.25kg/h/個
- ・ 必要個数= (約 1,000kg×10%/日) / (24h/日) / 0.25kg/h/個
=約 16.7 個

これにより、P A R の必要個数は 17 個以上を設置個数とする。なお、実際の P A R 設置個数は、余裕を見込み 18 個を設置する。

2) 水素濃度を可燃限界以下にできることの確認

上記水素処理容量及び個数により、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度を可燃限界以下に抑制できることを、解析評価により確認している。詳細は別添資料-3の「2.2.2 原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度

(1) 設置目的

水素濃度制御設備として、原子炉建物原子炉棟4階に静的触媒式水素処理装置を設置し、重大事故等の発生時に原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に水素ガスが漏えいした場合において、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素爆発を防止する設計とする。そのため、静的触媒式水素処理装置の動作確認を行うことを目的に、静的触媒式水素処理装置の入口側及び出口側に温度計を設置し、中央制御室で監視可能な設計とする。

(2) 設備概要

静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、中央制御室の指示部にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素処理装置動作監視を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図1「静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図」参照。)

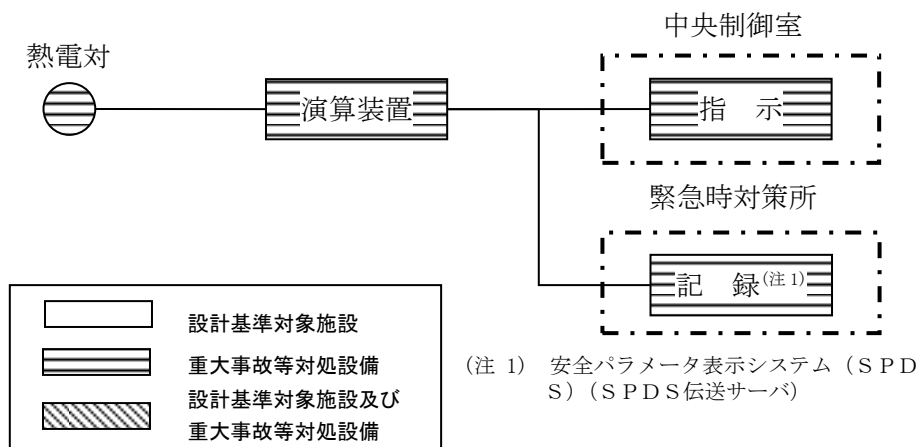


図1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図

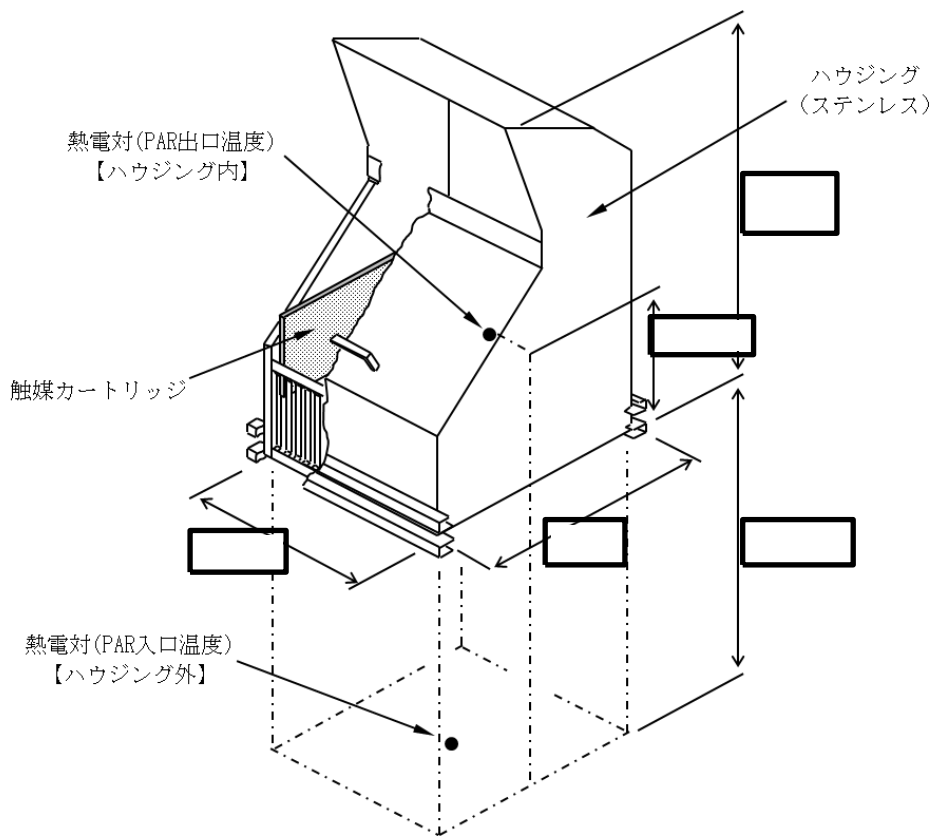


図2 静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(3) 計測範囲

静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様を表1に、計測範囲を表2に示す。

表1 静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0~100℃	2※	原子炉建物 原子炉棟4階
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0~400℃	2※	原子炉建物 原子炉棟4階

※ 2個の静的触媒式水素処理装置に対して、出入口に各1個設置

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表2 静的触媒式水素処理装置入口温度・出口温度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過 渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
静的触媒式 水素処理装置 入口温度	0～100℃	—	—	—	最大値： 300℃ 以下	重大事故等時における静 的触媒式水素処理装置作 動時に想定される温度範 囲を監視可能。
静的触媒式 水素処理装置 出口温度	0～400℃					

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

2. 原子炉建物水素濃度

(1) 設置目的

原子炉建物水素濃度は、重大事故等時に原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉建物原子炉棟内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。

(2) 設備概要

原子炉建物水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建物水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電気信号を、演算装置又は中央制御室の指示部にて水素濃度信号に変換する処理を行った後、原子炉建物水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図3「原子炉建物水素濃度の概略構成図」参照。)

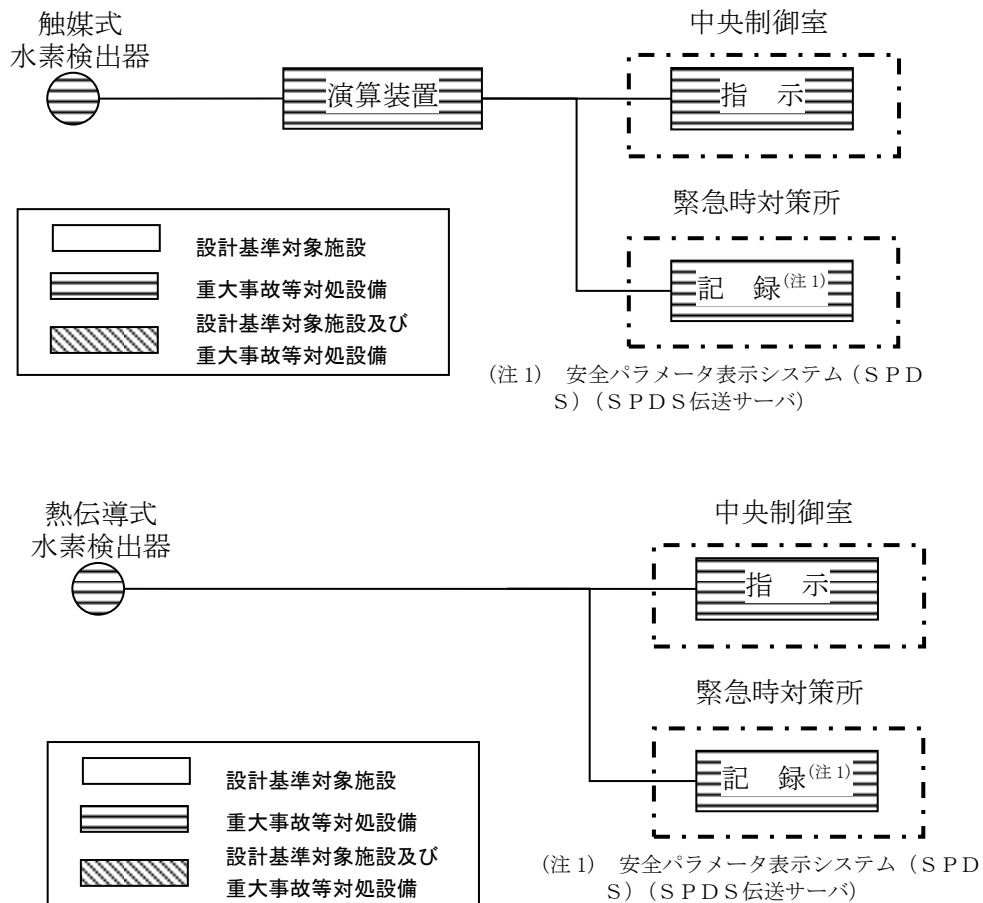


図3 原子炉建物水素濃度の概略構成図

(3) 計測範囲

原子炉建物水素濃度の仕様を表3に、計測範囲を表4に示す。

表3 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下1階
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物原子炉棟4階：2個 原子炉建物原子炉棟2階：2個 原子炉建物原子炉棟1階：2個

表4 原子炉建物水素濃度の計測範囲

名称	計測範囲	プラント状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
原子炉建物水素 濃度	0～10vol%	—	—	—	0～ 4vol%	重大事故等時において、水素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である。（なお、静的触媒式水素処理装置にて、原子炉建物原子炉棟の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する。）
	0～20vol%	—	—	—	0～ 4vol%	

※1：プラント状態の定義は、以下のとおり。

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

53-7 その他設備

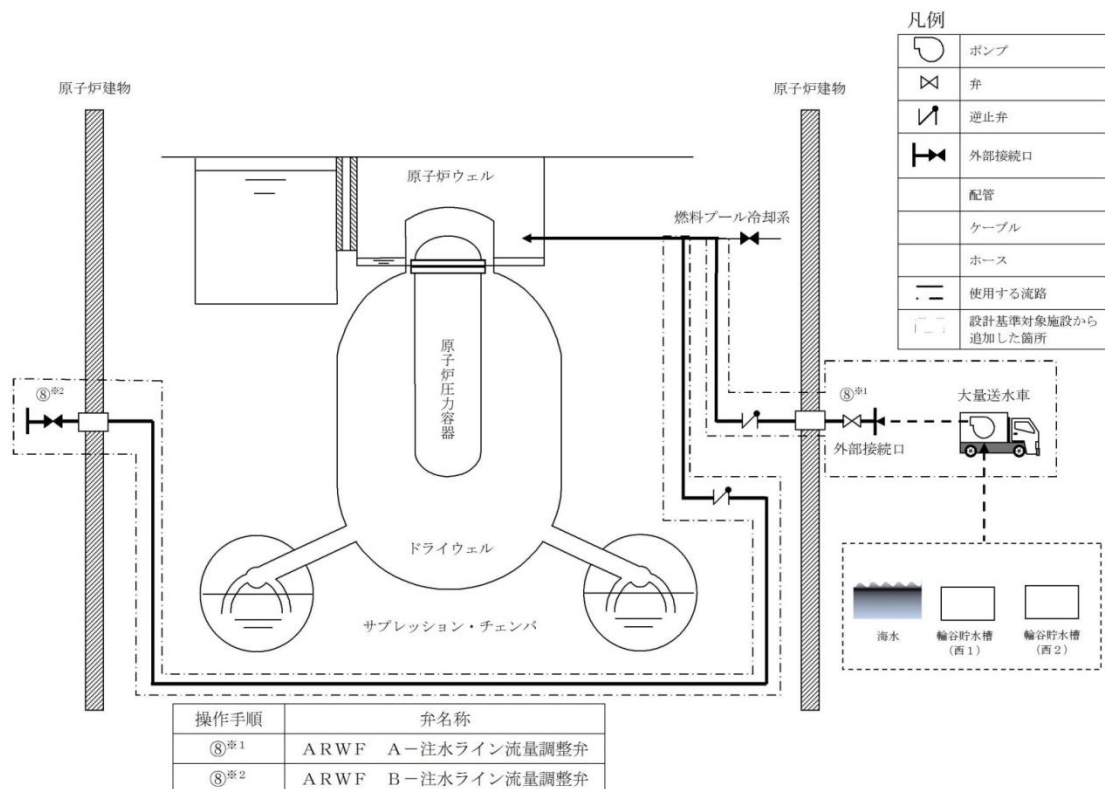
以下に、水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

1. 原子炉ウェル代替注水系の設置

原子炉ウェル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウェル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウェル主フランジは図1に示すように、原子炉ウェルに注水することで、ドライウェル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウェル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良E P D M製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良E P D M製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。



記載例○ : 操作手順番号を示す。

○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

図1 原子炉ウェル代替注水系 概略図

原子炉ウェル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウェルに注水することでドライウェル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウェル温度（SA）（ドライウェル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウェル主フランジが冷却できていることを確認可能である。

2. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの設置

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを設置し、仮に原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建物原子炉棟4階の水素を外部へ排出することで、水素の原子炉建物原子炉棟内滞留を防止する設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルはワイヤーにて遠隔で操作可能な設計とし、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する場合は、原子炉建物外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲及び大型送水ポンプ車による原子炉建物への放水を並行して実施することとする。

なお、放水砲については、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」で示す。

