50 条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

目次

50-1　ＳＡ設備基準適合性一覧表
50-2　単線結線図
50-3　計測制御系統図
50-4　配置図
50-5　系統図
50-6　試験及び検査
50-7　容量設定根拠
50-8　接続図
50-9　保管場所図
50-10 アクセスルート図
50-11 その他設備

50-1　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）

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－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－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				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）	Ａａ
			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	Ａｂ
			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）	Ｂａ
			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	Ａｂ
				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	Ｃａ
			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，Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				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	Ａａ，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	Ａｂ
			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）	Ｂａ
			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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				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，Ｂｆ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａａ
				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）	Ａｂ，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	Ｃａ
				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－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	50-3 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，Ｂｆ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａａ
				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）	Ａｂ，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	Ｃａ
				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

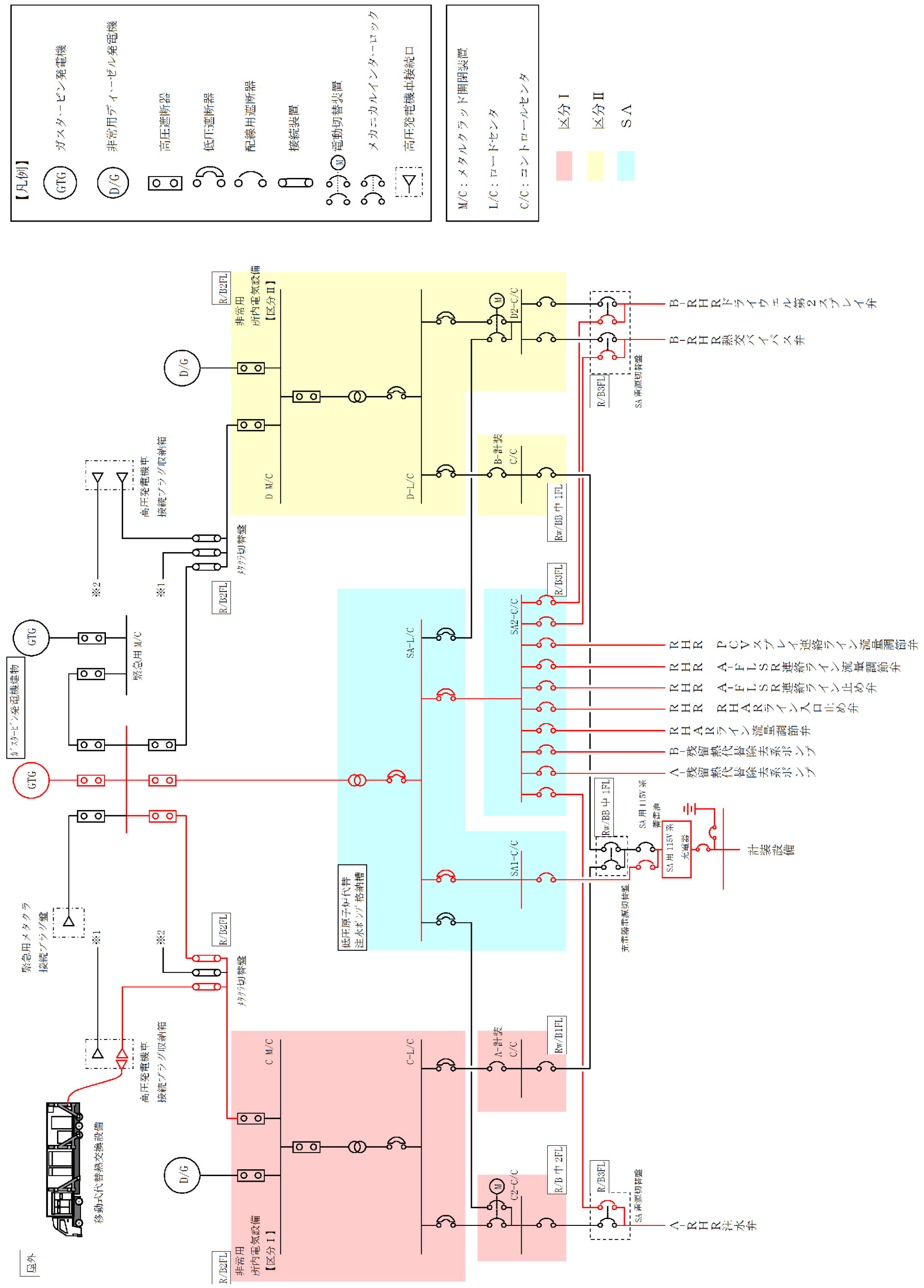


図１　残留熱代替除去系　単線結線図

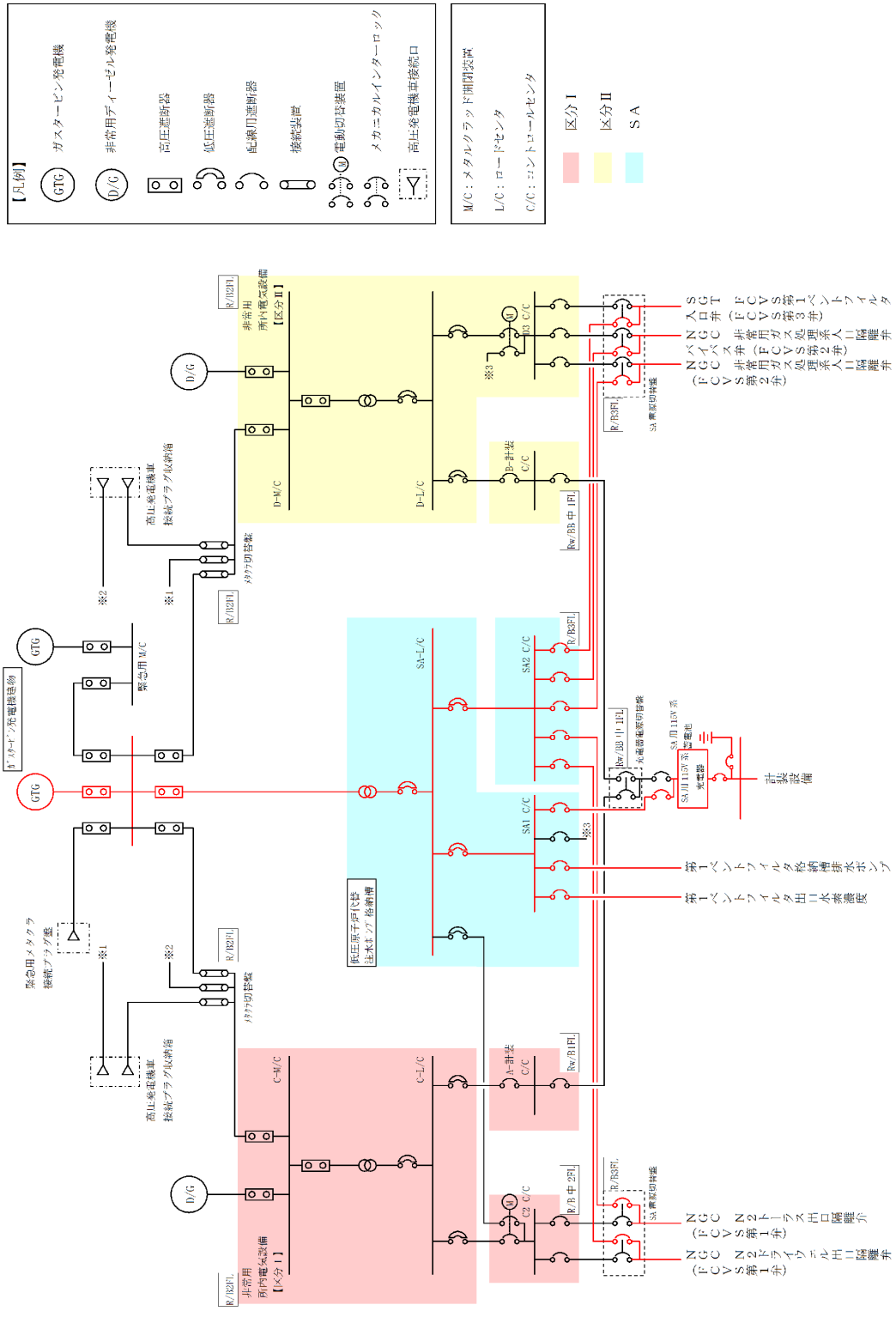


図２　格納容器フィルタベント系　単線結線図

50-3 計測制御系統図

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。

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	[redacted]	系統待機時における水位の範囲（1,700㎜～1,900㎜）及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [redacted] 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[gage]	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[gage]（２Pd）が監視可能。また，系統待機時に，窒素置換 [redacted] 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[gage]	系統待機時に，窒素置換 [redacted] 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	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率を計測可能な範囲とする。	2	中央制御室 緊急時対策所
		低レンジ： 10^{-3}～10^{4}mSv/h		1	
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

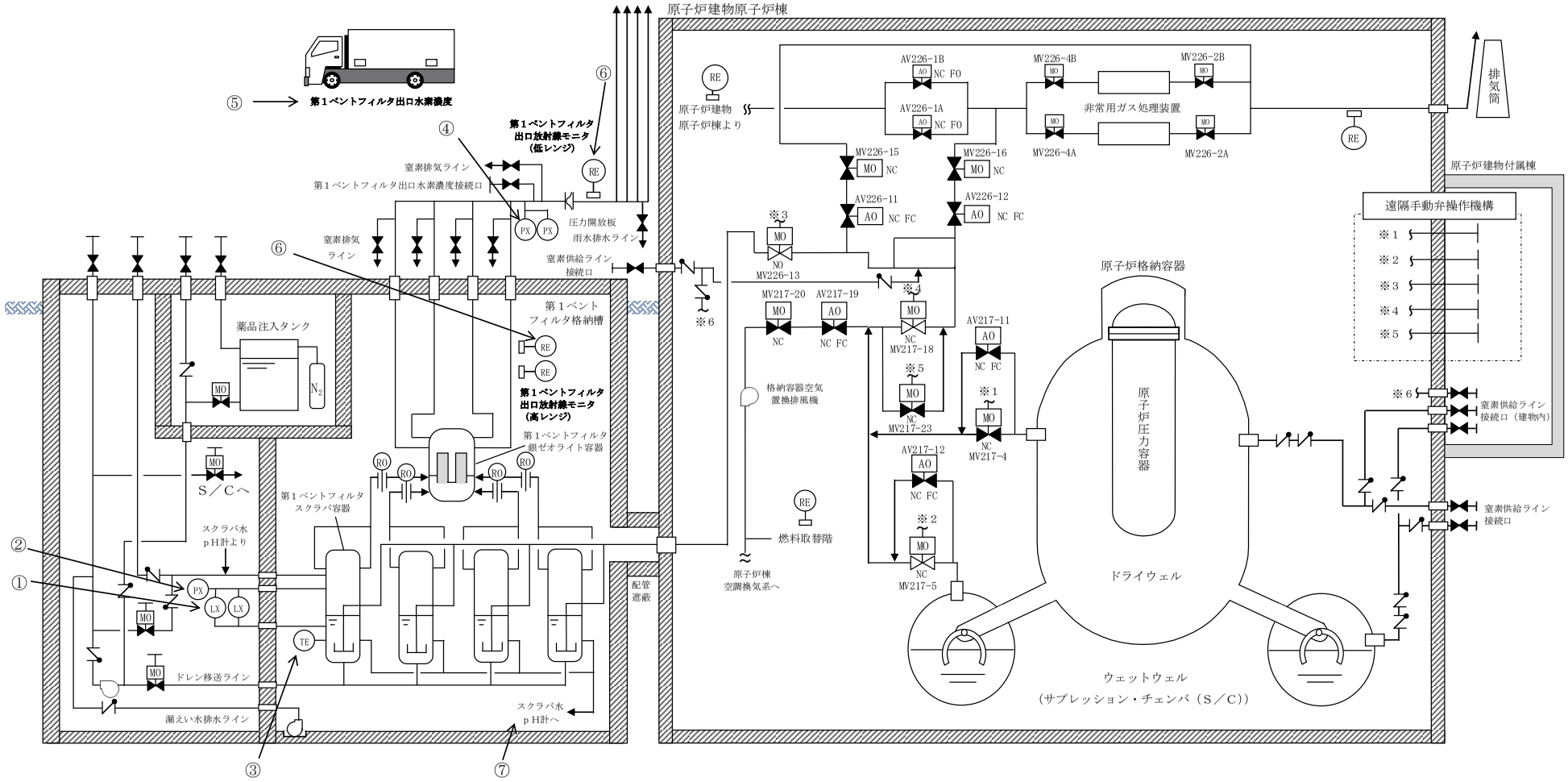


図１　格納容器フィルタベント系　計測制御系統図

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。）

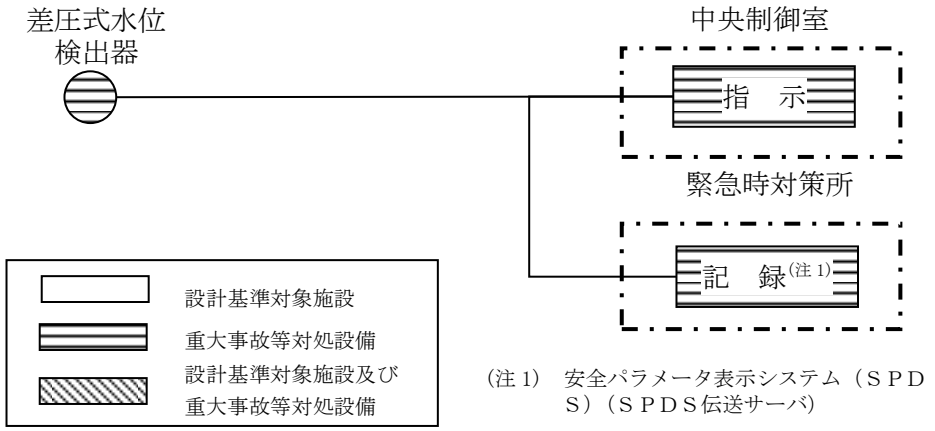


図２　スクラバ容器水位の概略構成図

(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。）

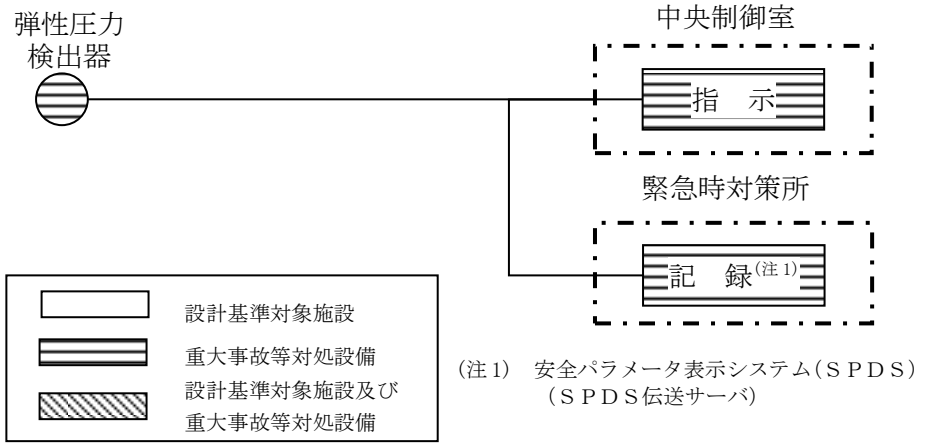


図３　スクラバ容器圧力の概略構成図

(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。）

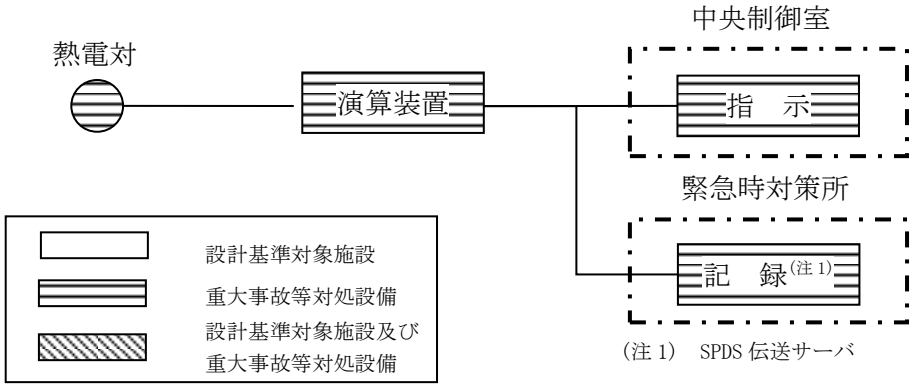


図４　スクラバ容器温度の概略構成図

(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。）

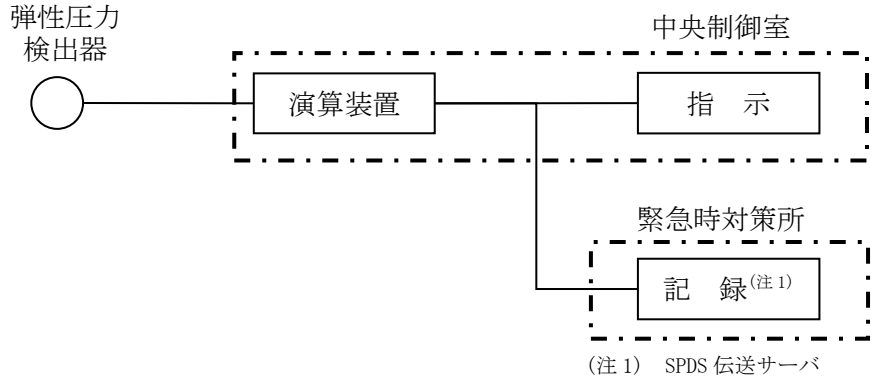


図５　フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(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。）

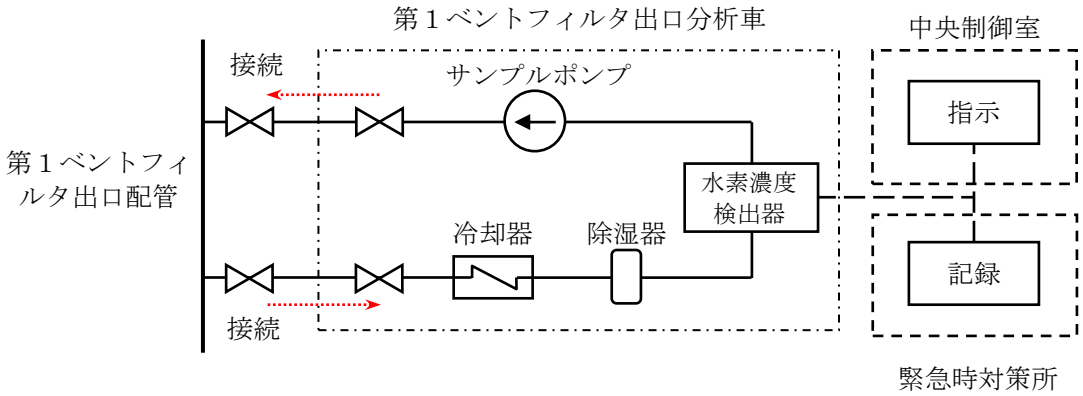


図６　第１ベントフィルタ出口水素濃度　システム概要図

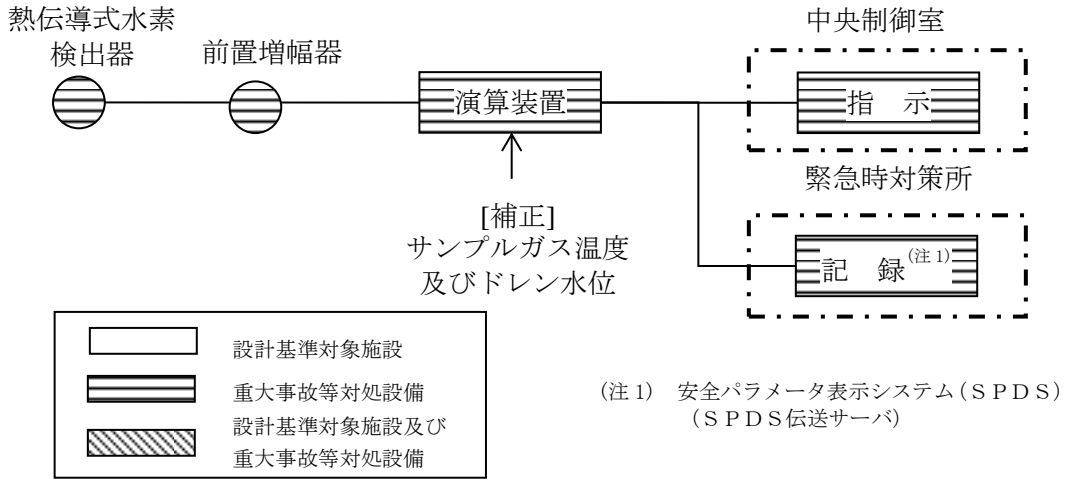


図７　第１ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

(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。）

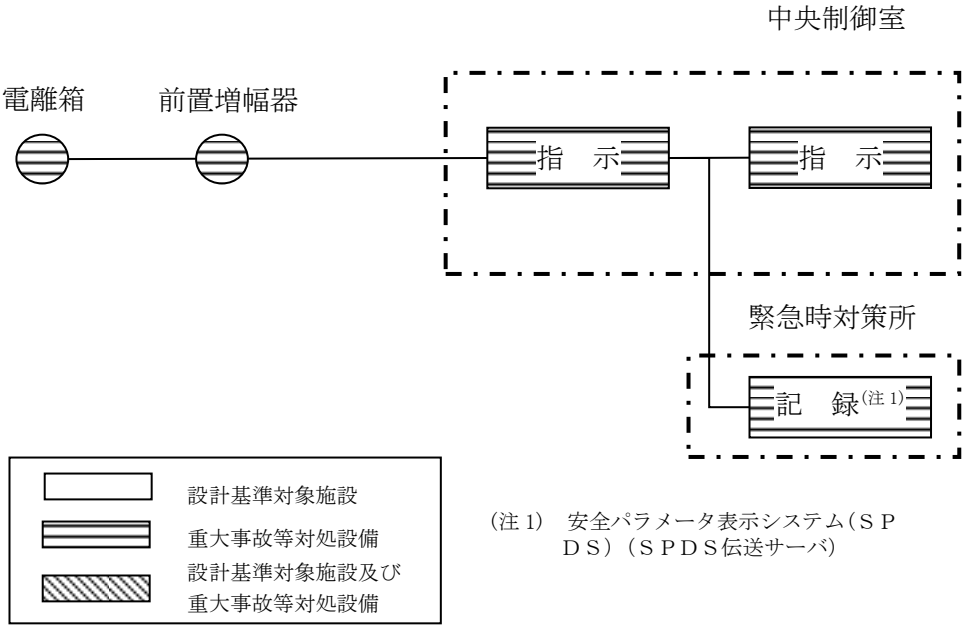


図８　第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(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。）

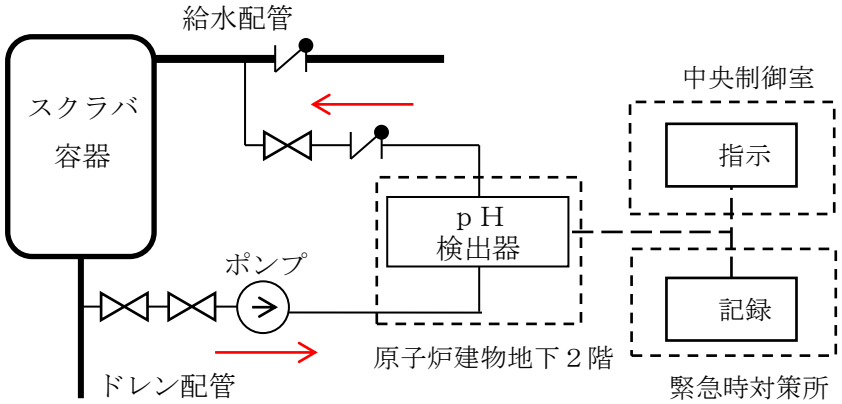
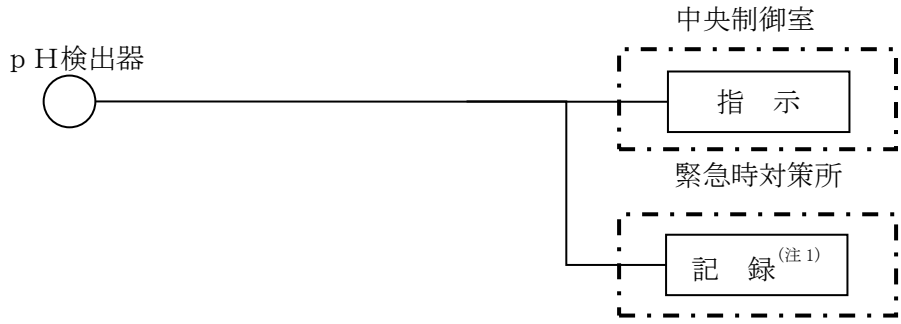


図９　スクラバ水ｐＨシステム概要図



（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。

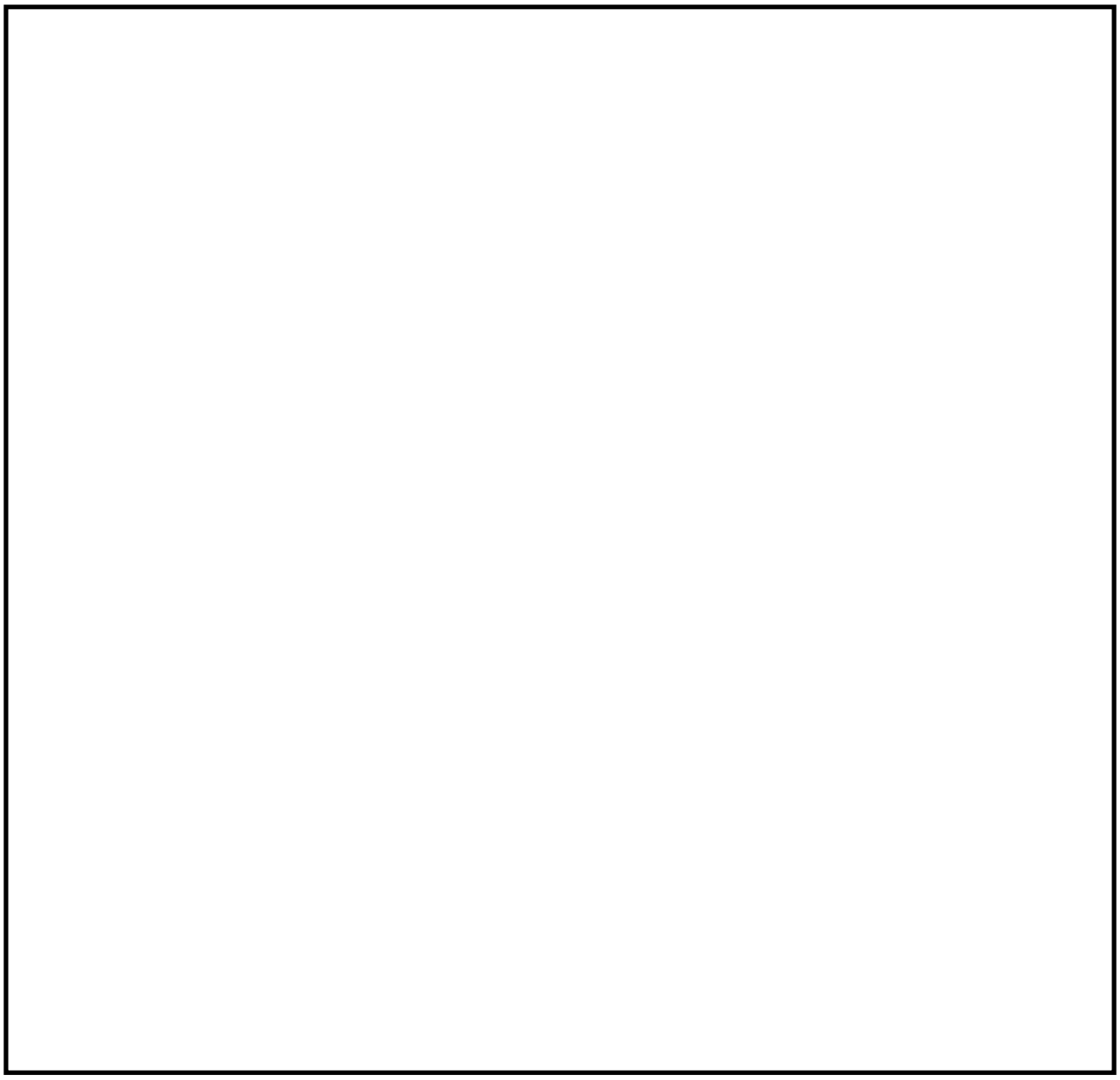


図１　原子炉建物地下２階　配置図

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。

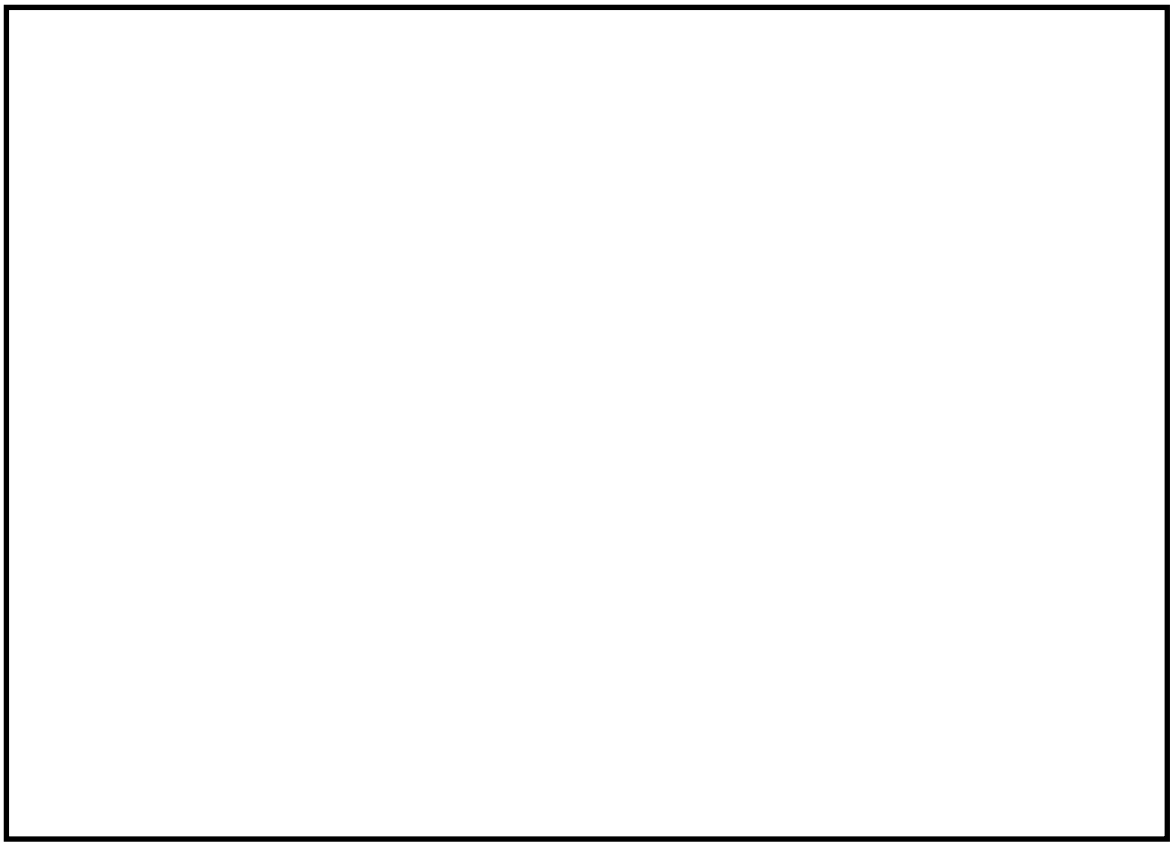


図２　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物地下１階）

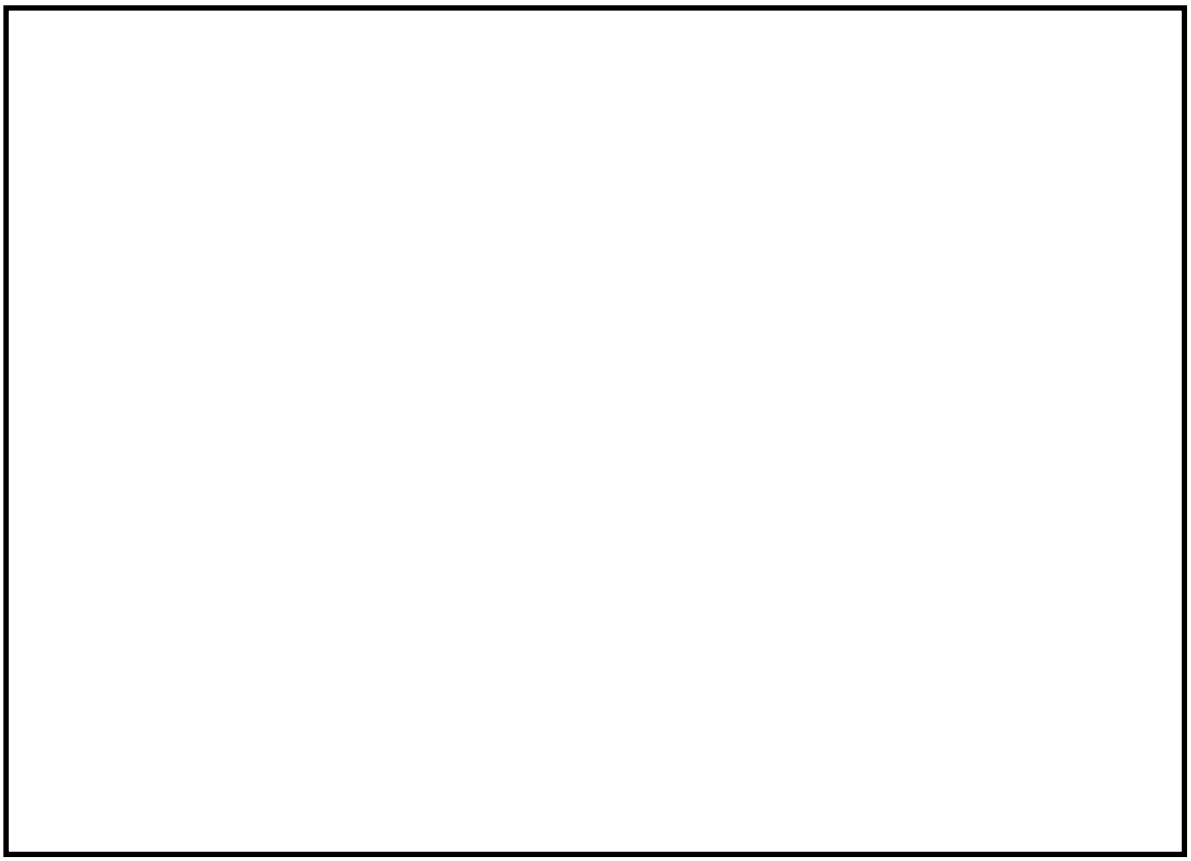


図３　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物２階）

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。

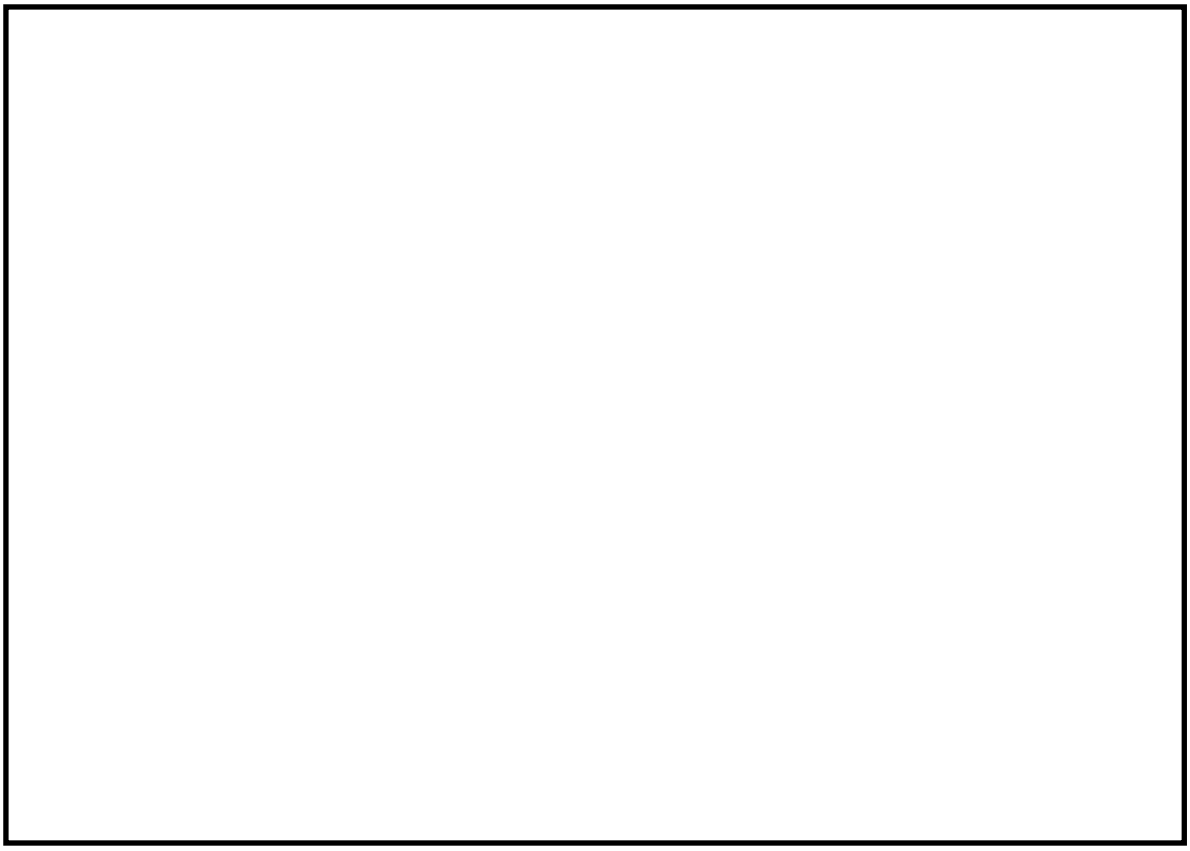


図４　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物３階）

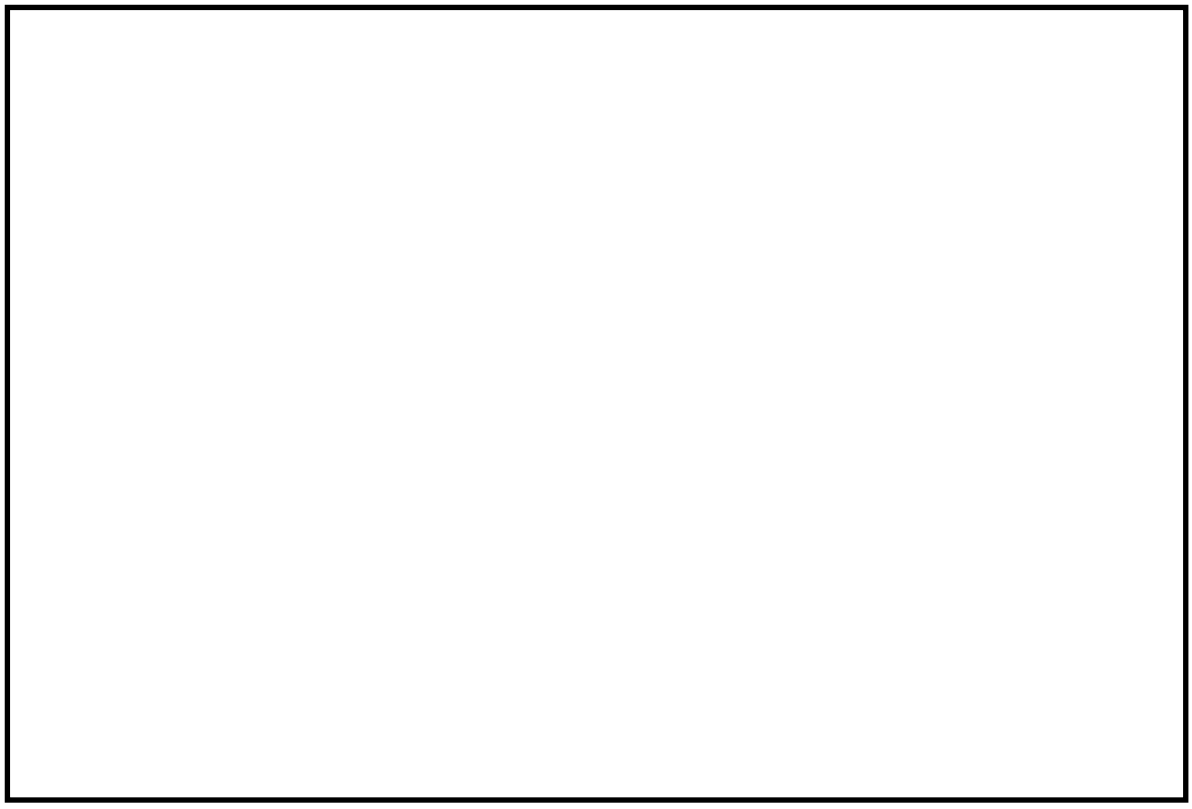


図５　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物３階）

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。

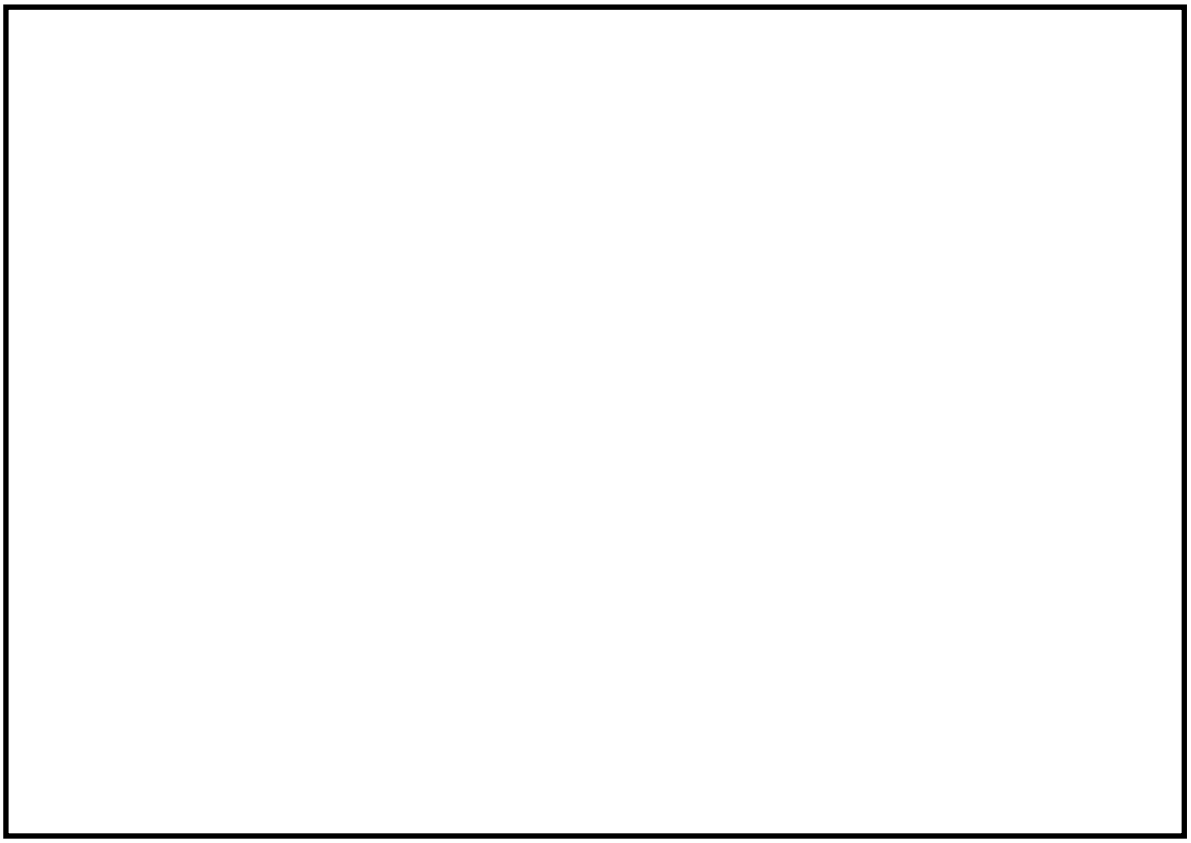


図６　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物３階）

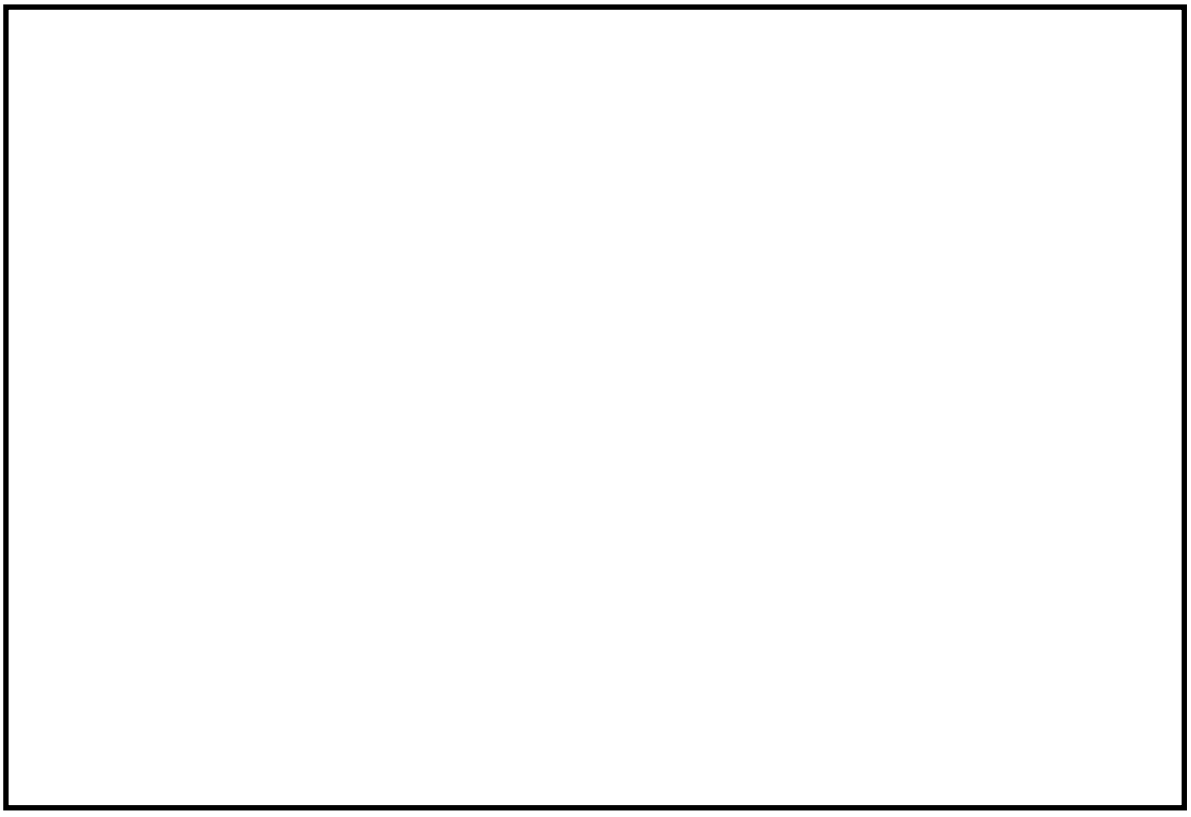


図７　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物地下１階）

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。

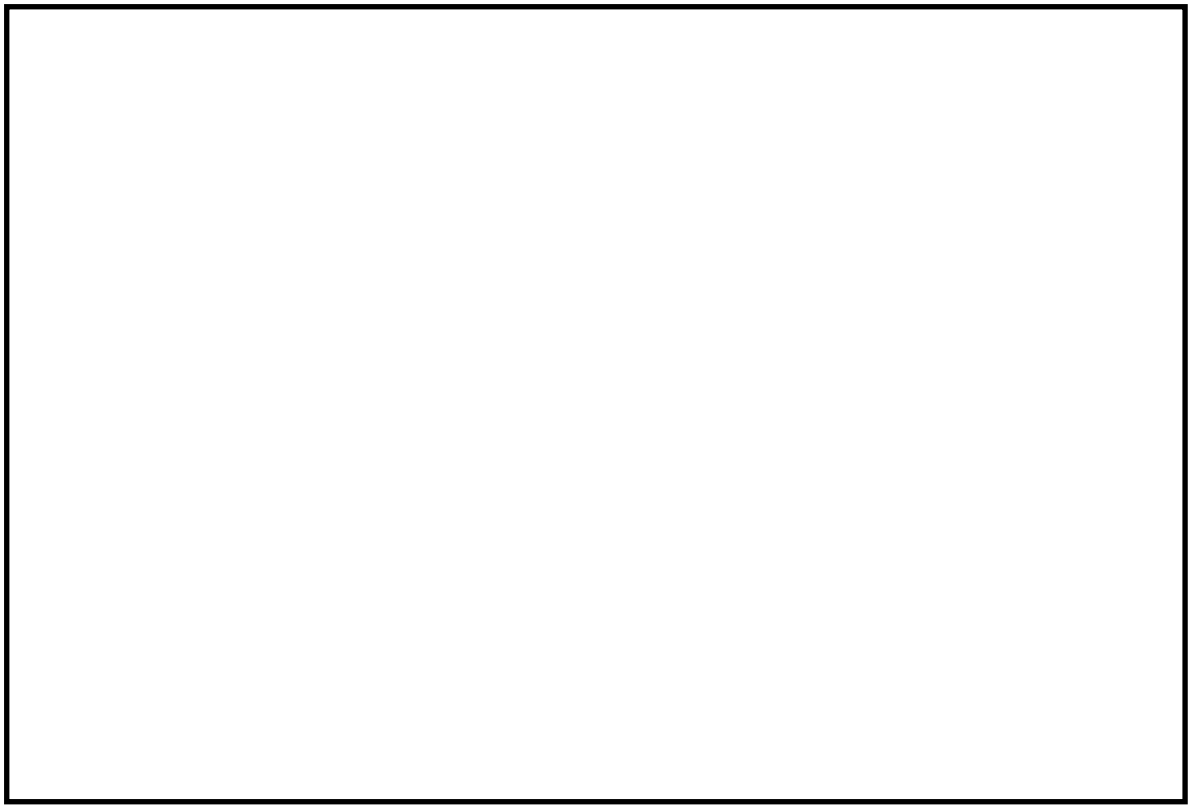


図８　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図
（第１ベントフィルタ格納槽内）

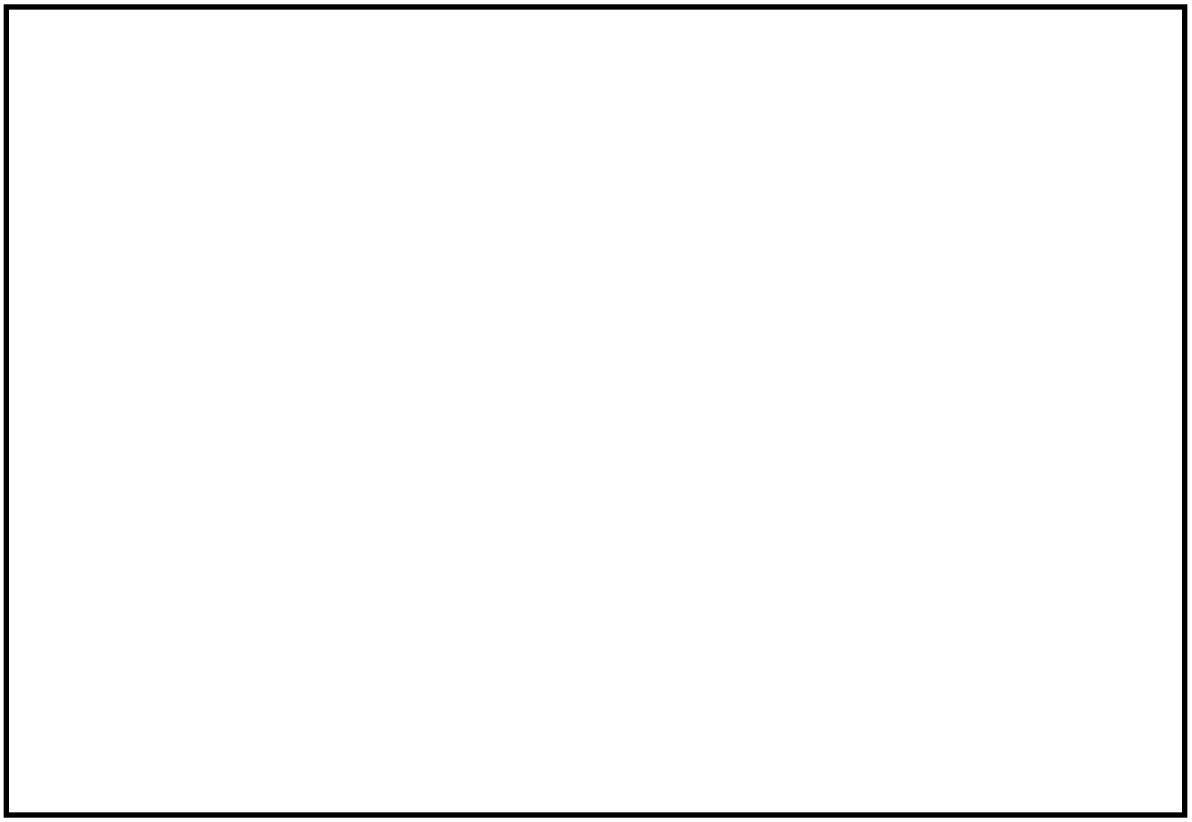


図９　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図
（第１ベントフィルタ格納槽～屋外）

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。

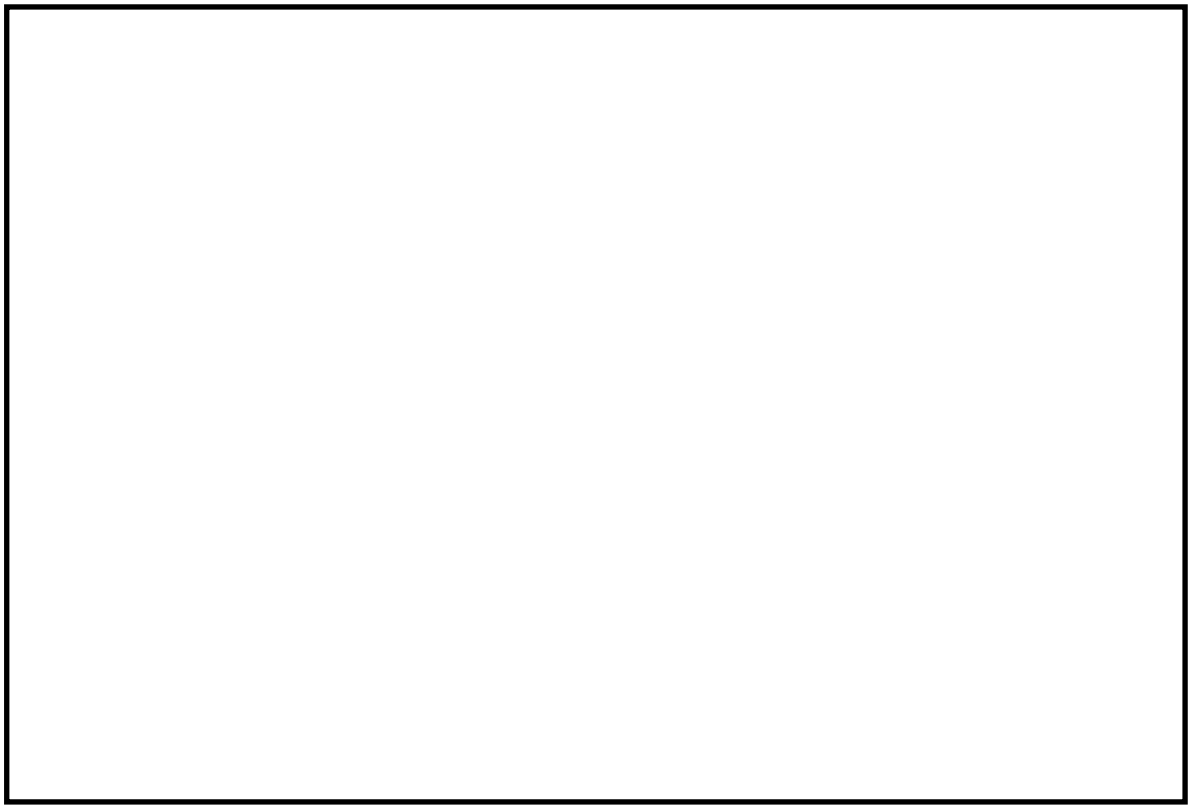


図 10　格納容器フィルタベント系　主配管ルート図（原子炉建物頂部付近）

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。

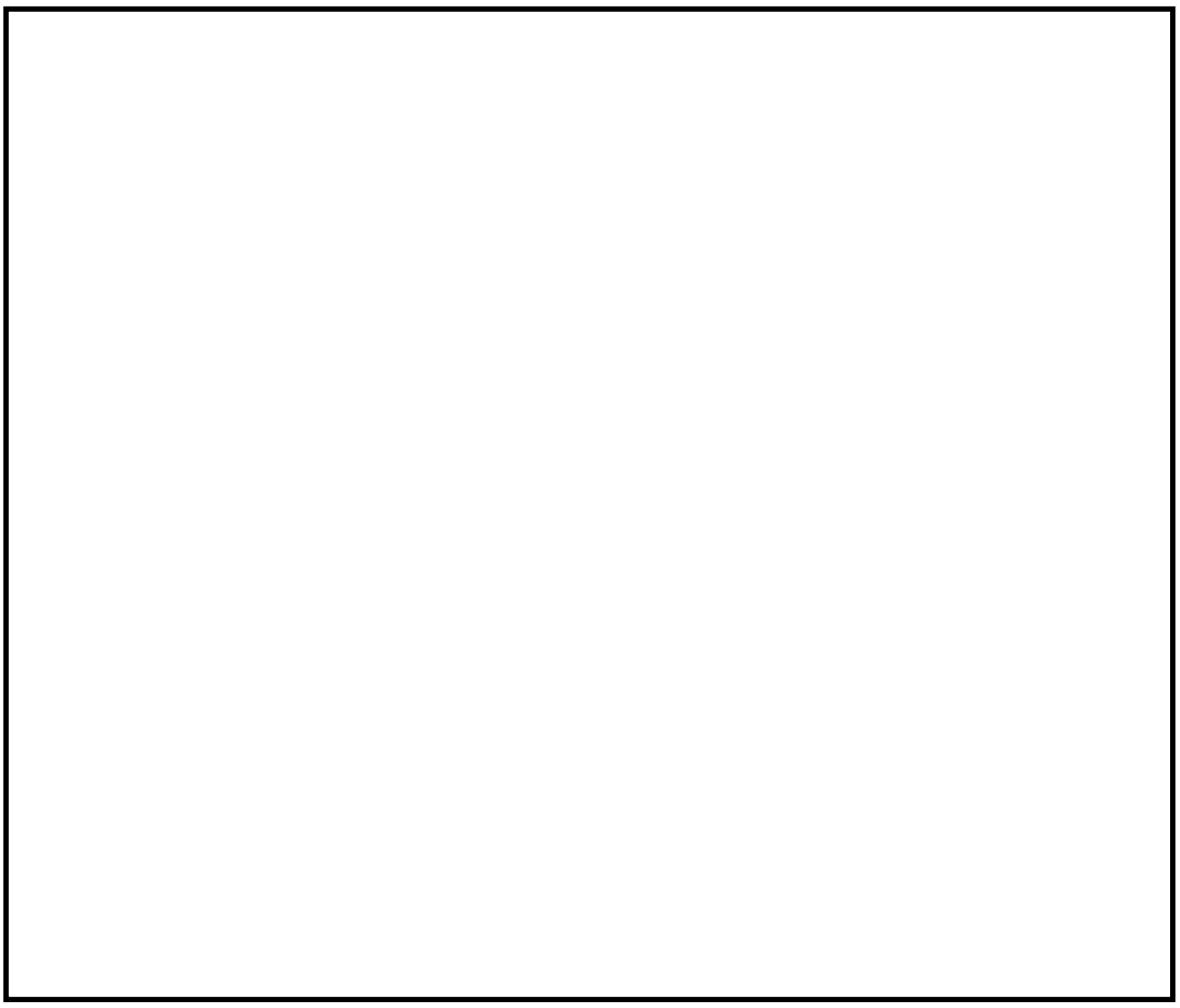


図 11　格納容器フィルタベント系　主配管鳥瞰図

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。

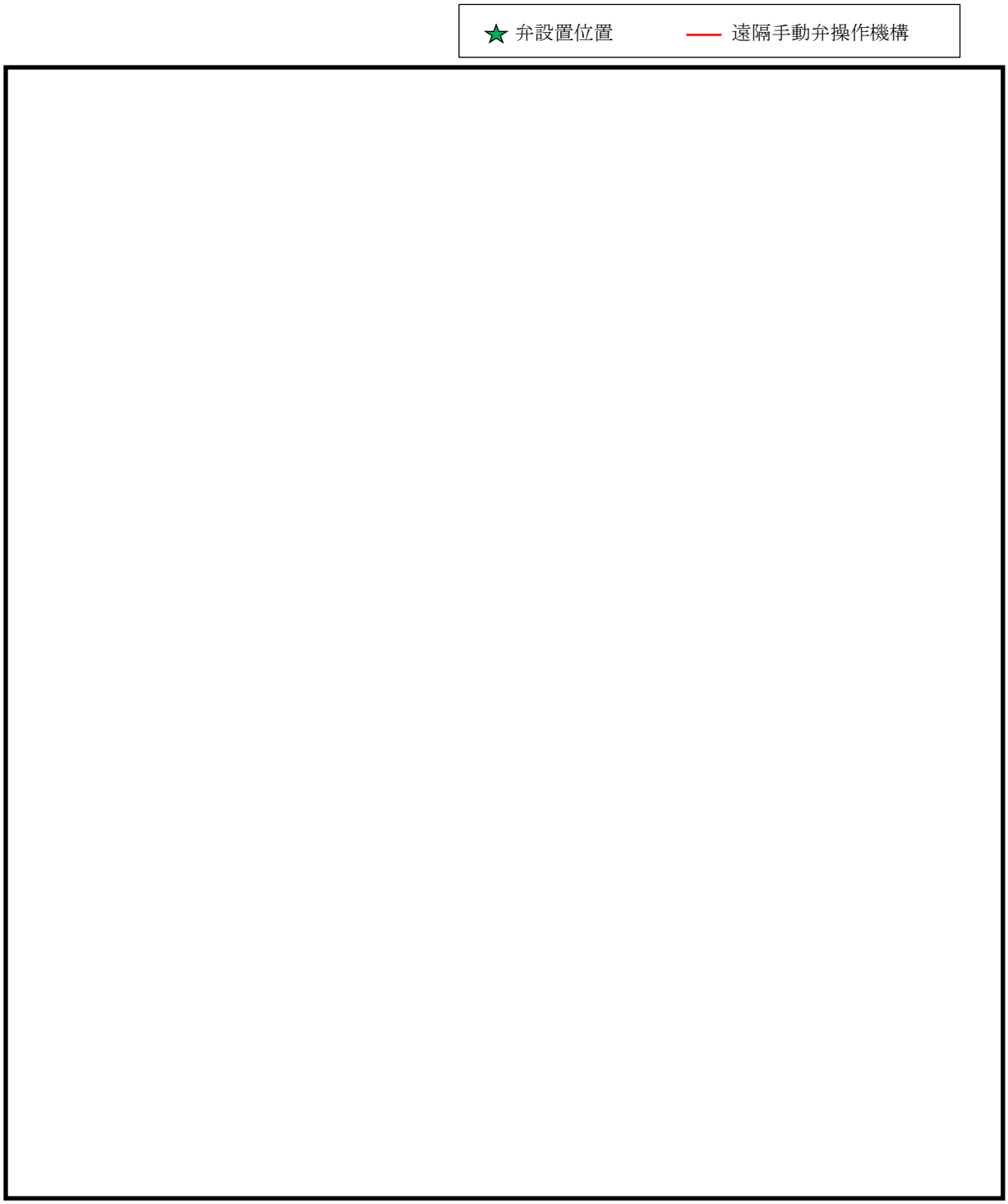


図 12　格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物地下１階）

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。

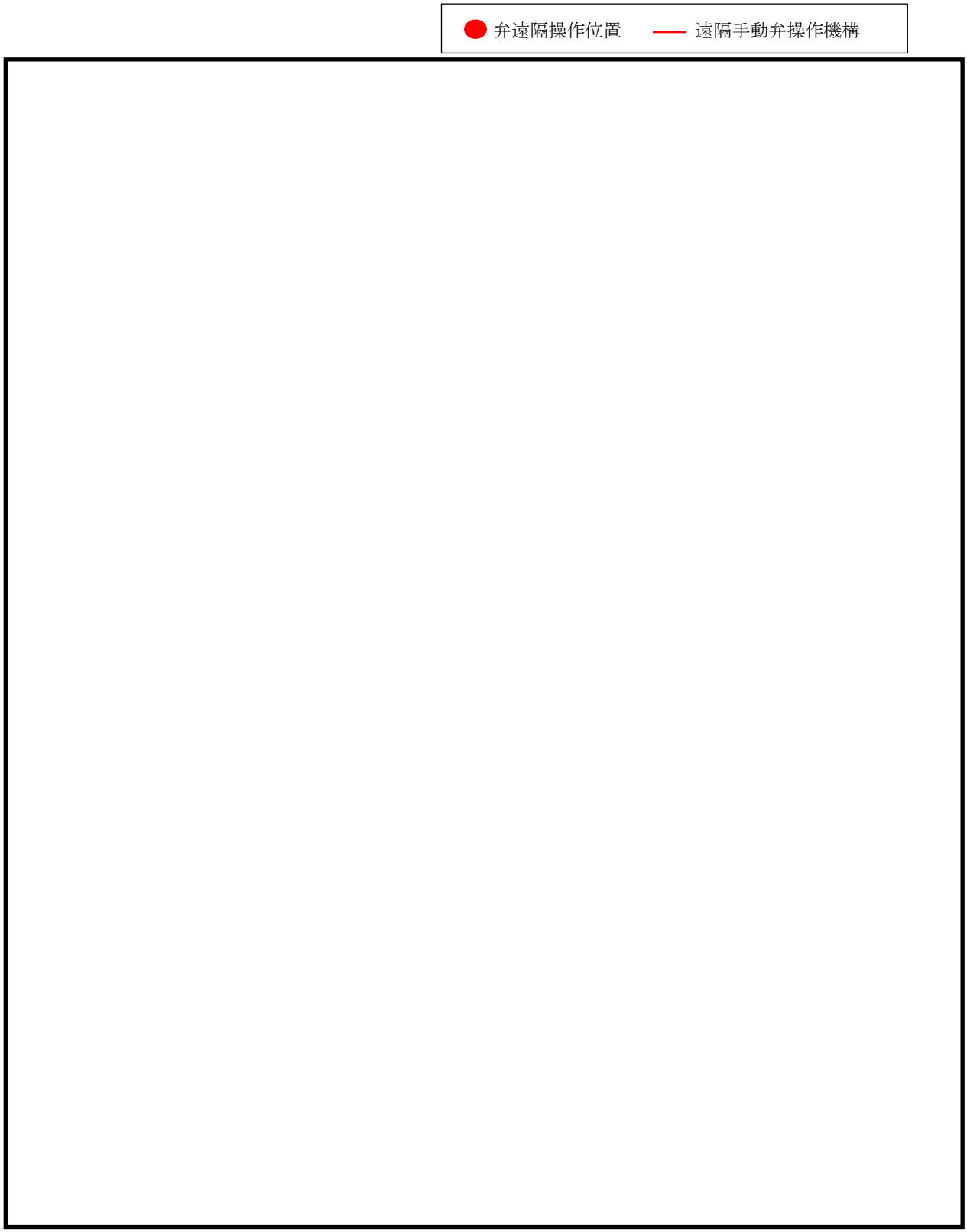


図 13　格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物１階）

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。

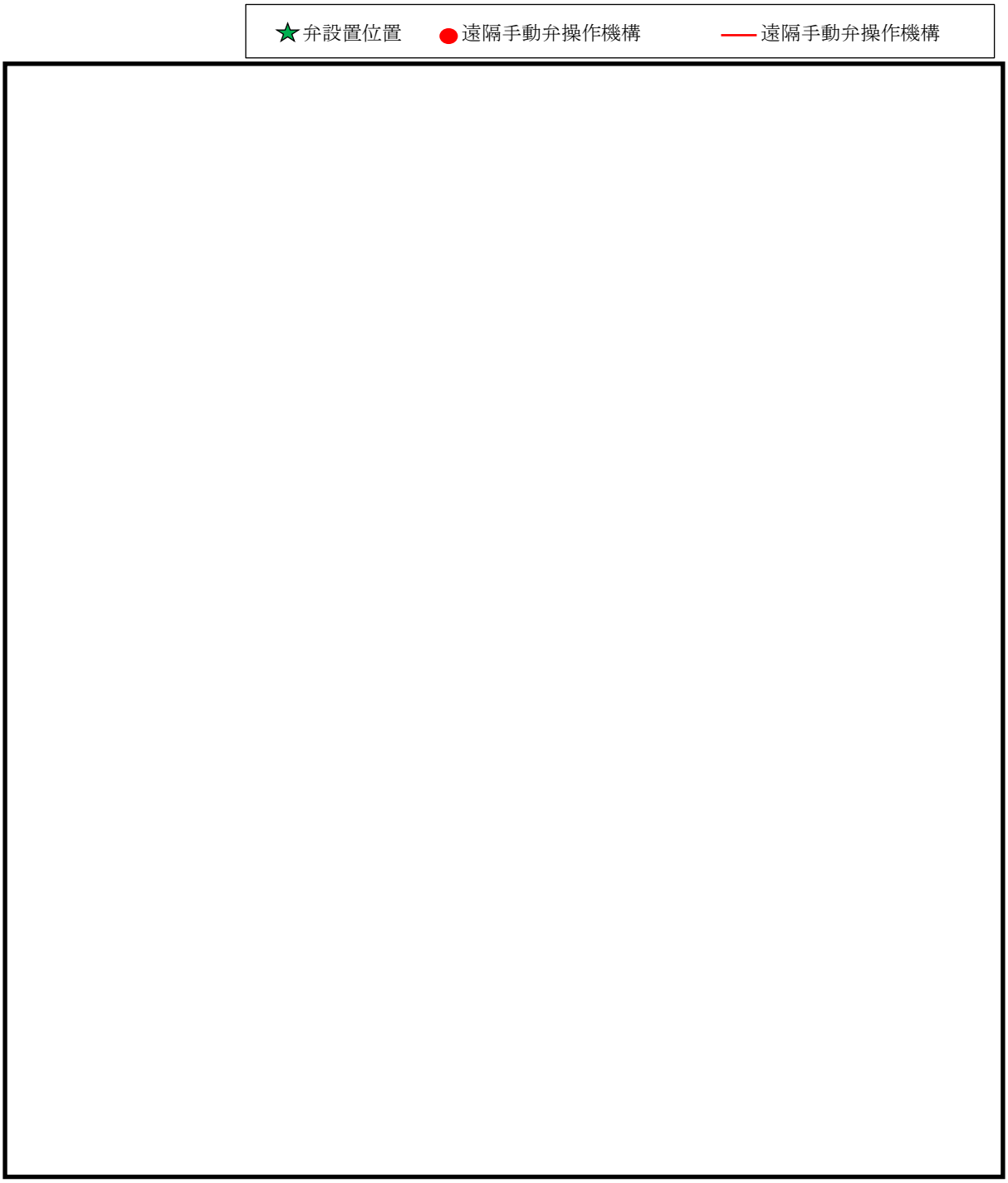


図 14　格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物２階）

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。

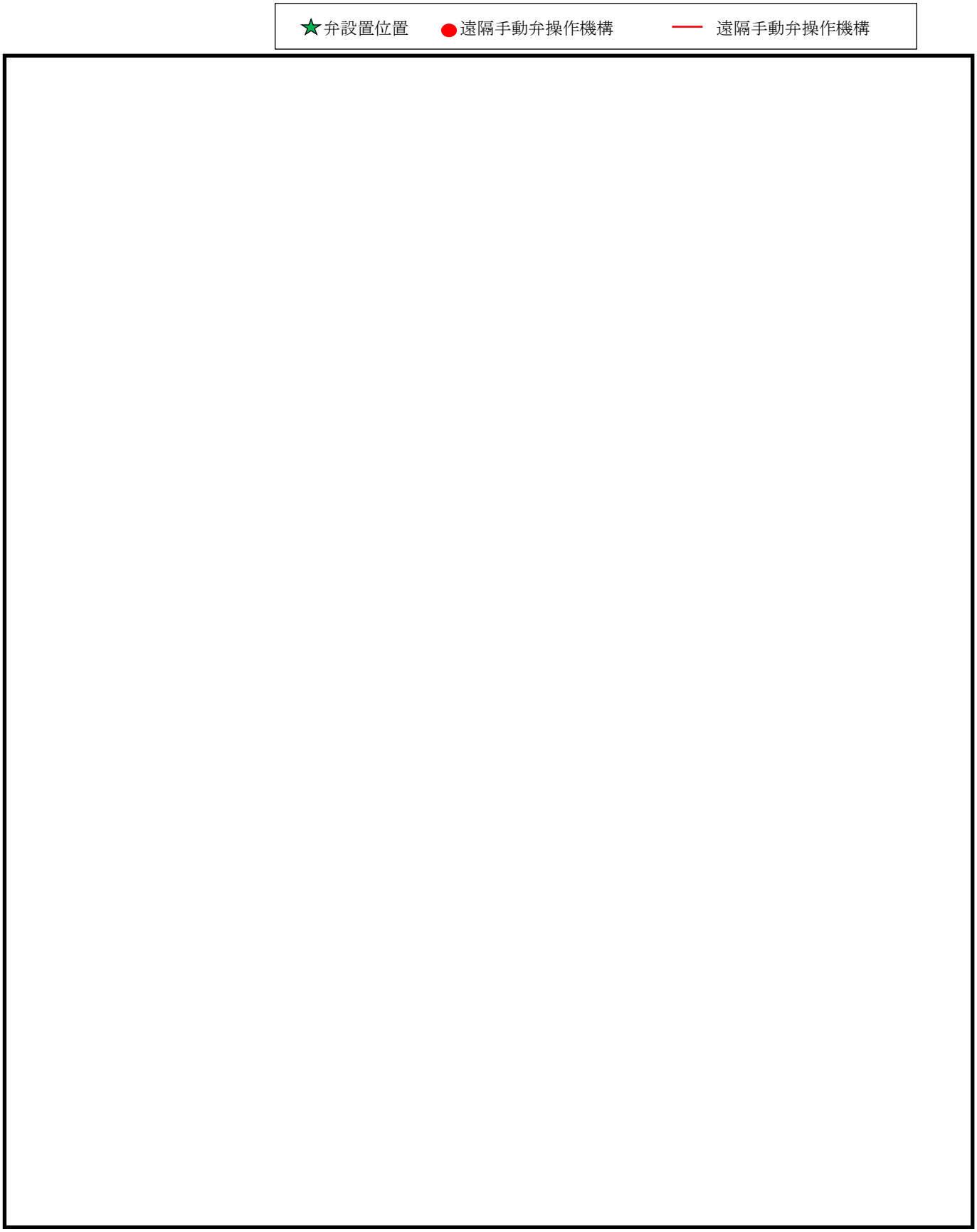


図 15　格納容器フィルタベント系の弁操作位置図（原子炉建物３階）

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。

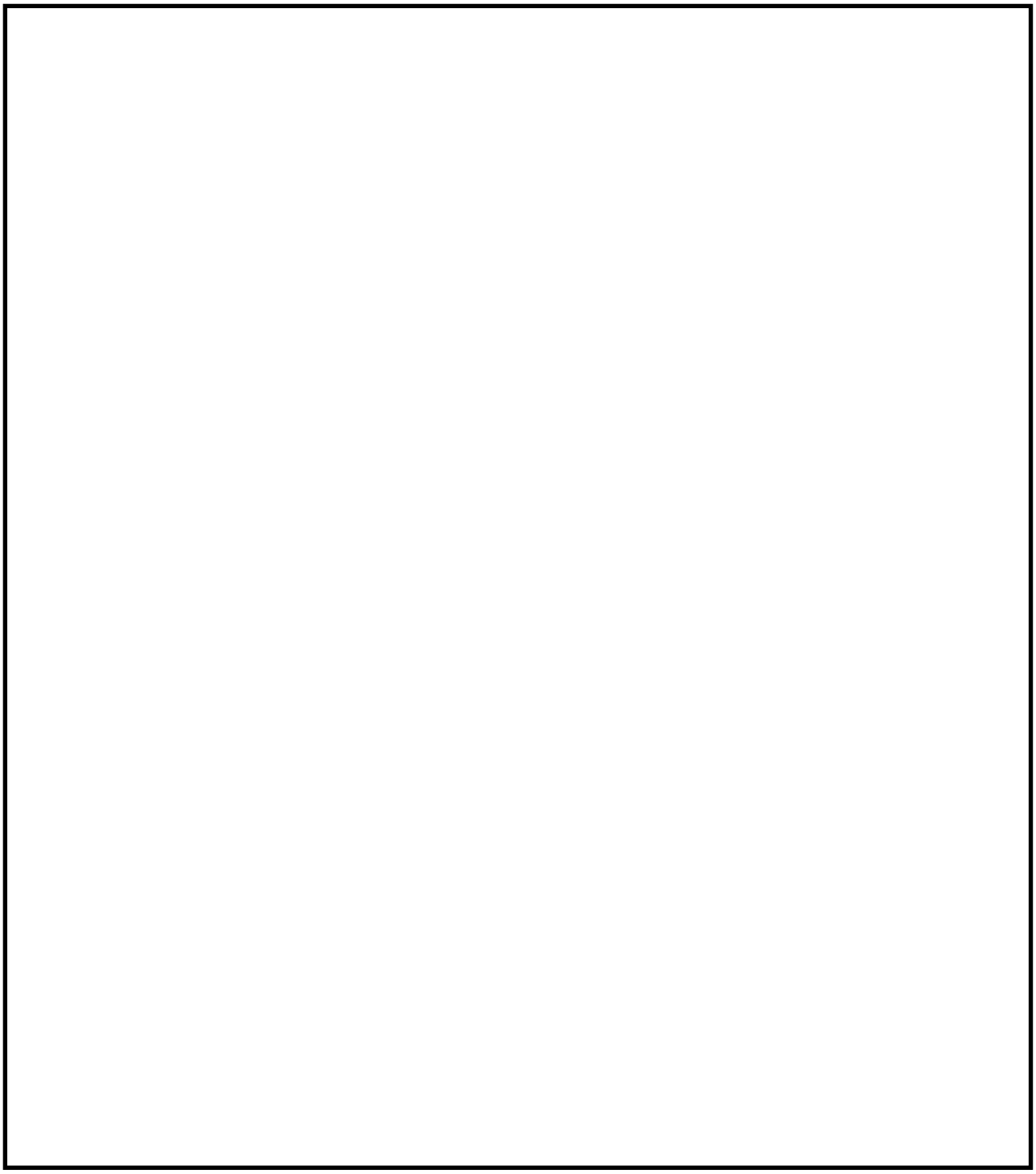


図 16　真空破壊装置設置位置図

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。

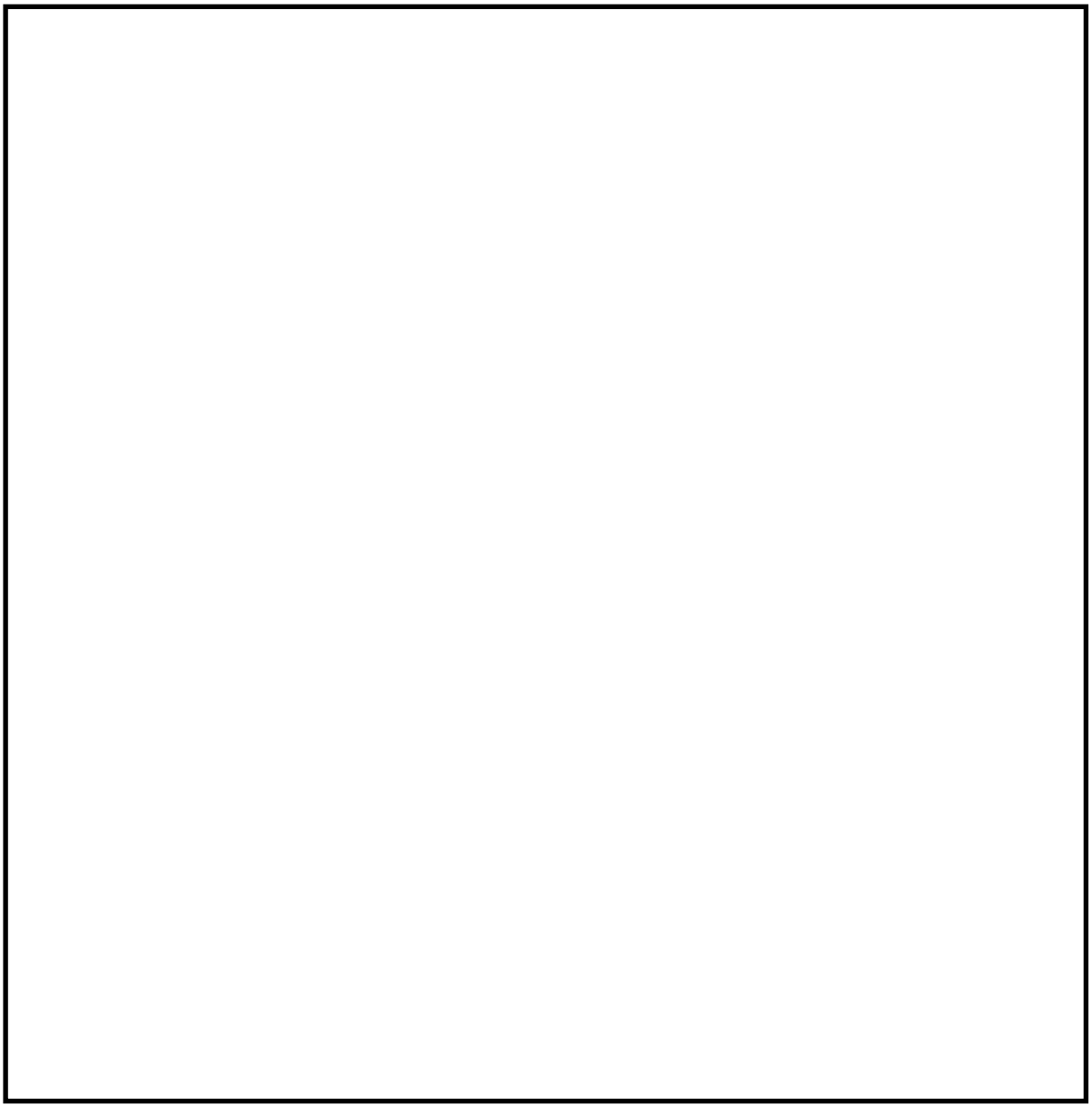


図 17　中央制御室配置図

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

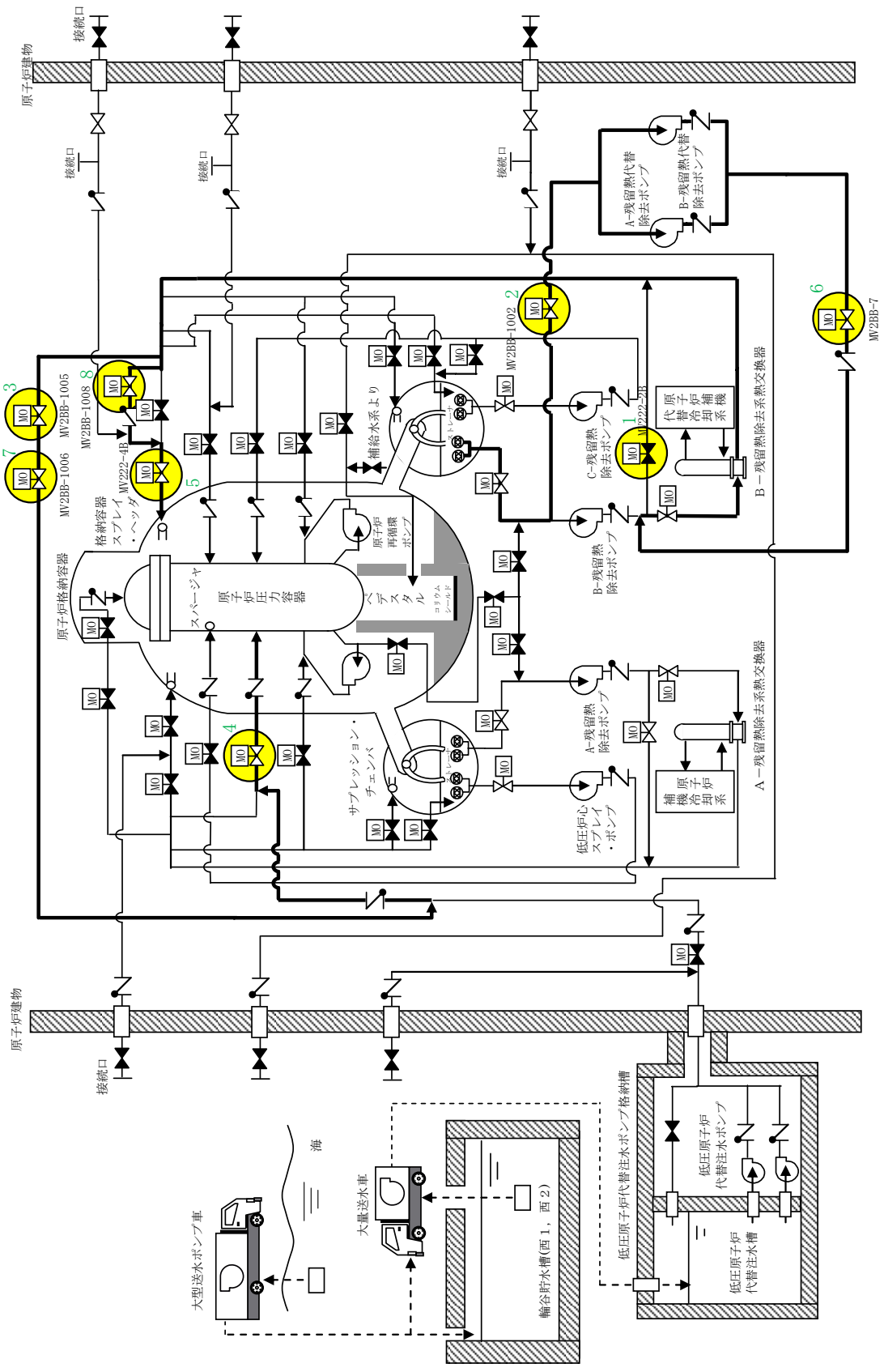


図１　残留熱代替除去系　系統概要図

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

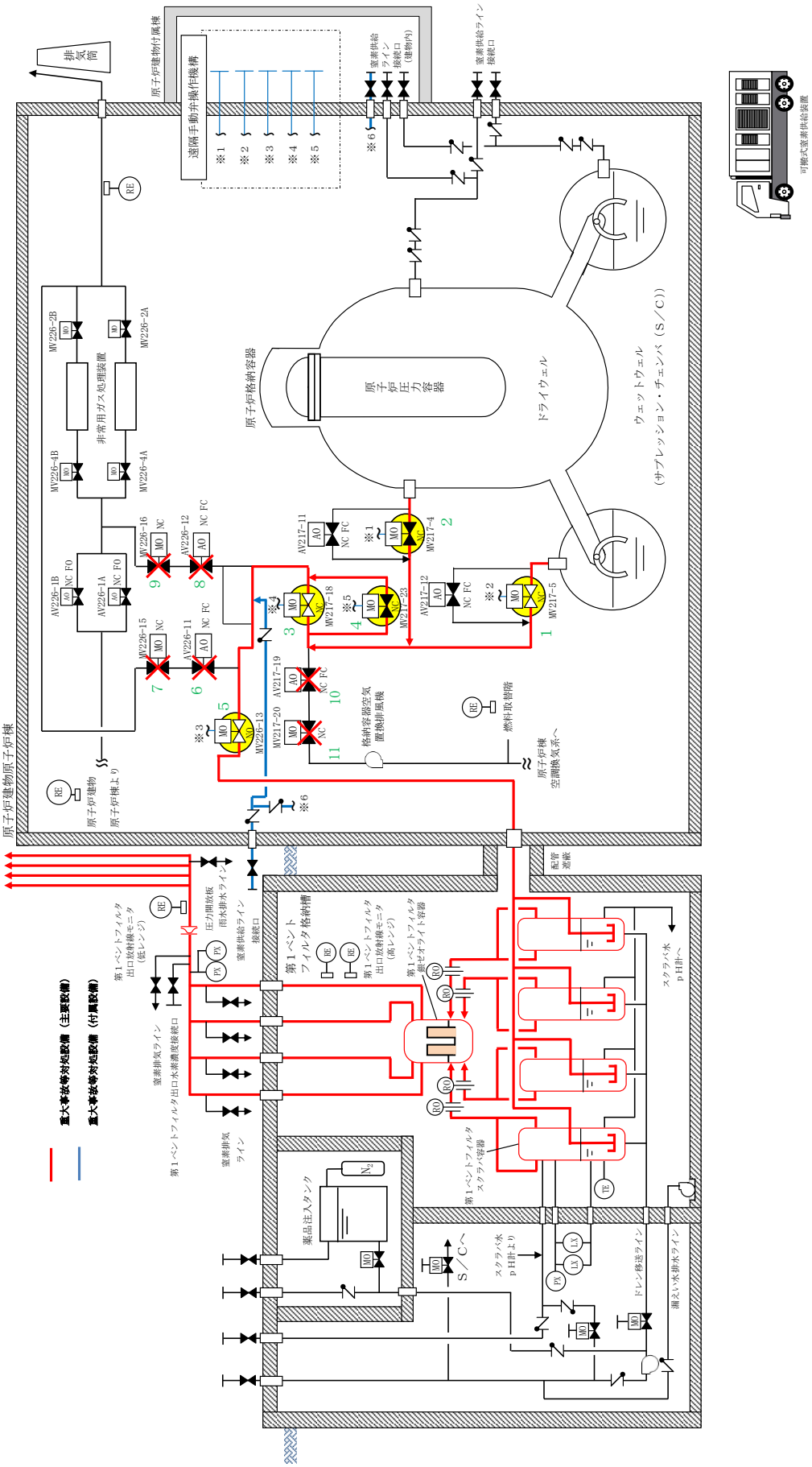


図２　格納容器フィルタベント系　系統概要図

表２　弁リスト

No.	弁名称
1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁 （第１弁（W／W側)）
2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁 （第１弁（D／W側)）
3	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁 （第２弁）
4	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 （第２弁バイパス弁）
5	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁 （第３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

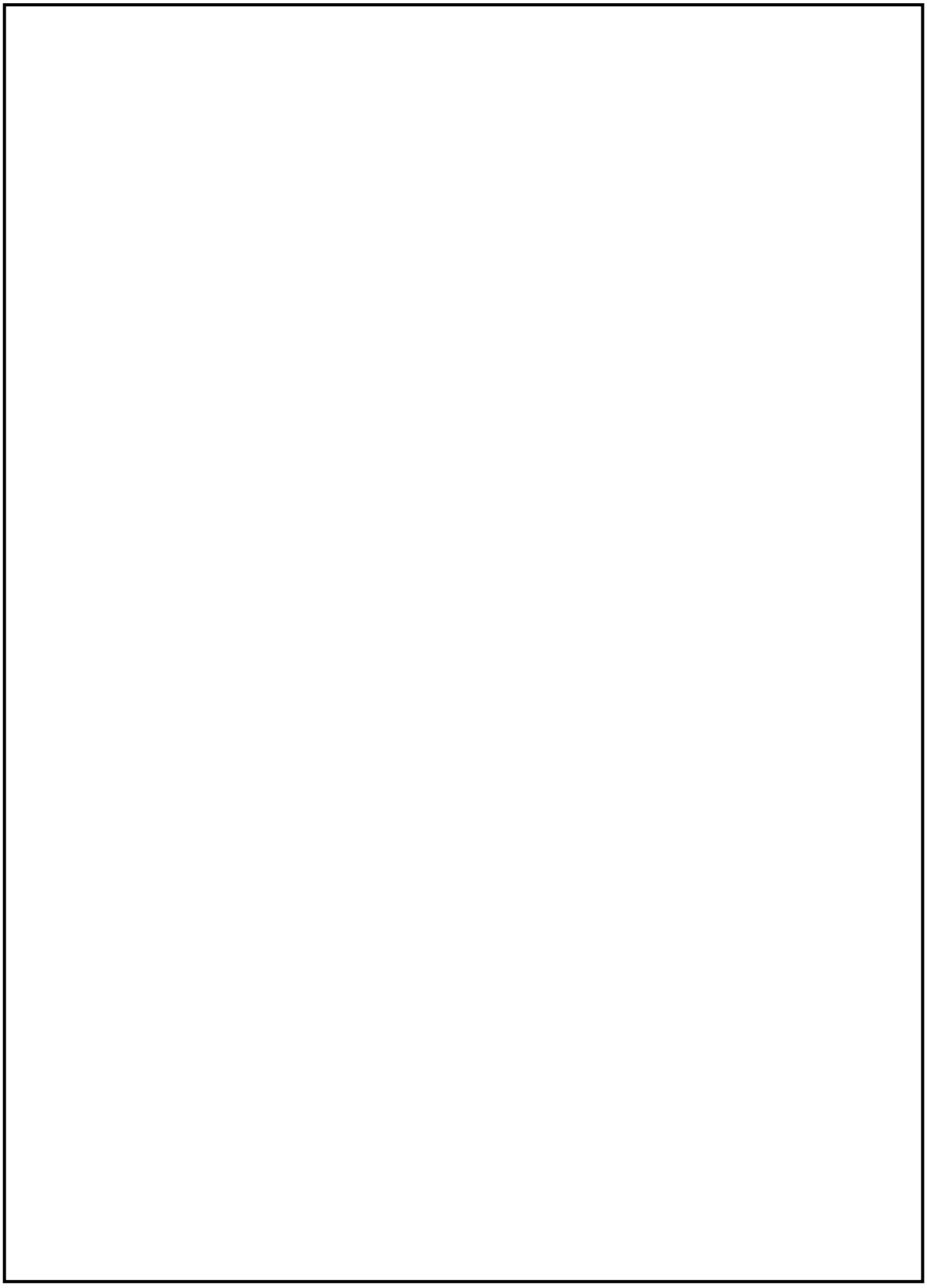


図１　残留熱代替除去系ポンプ図

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。

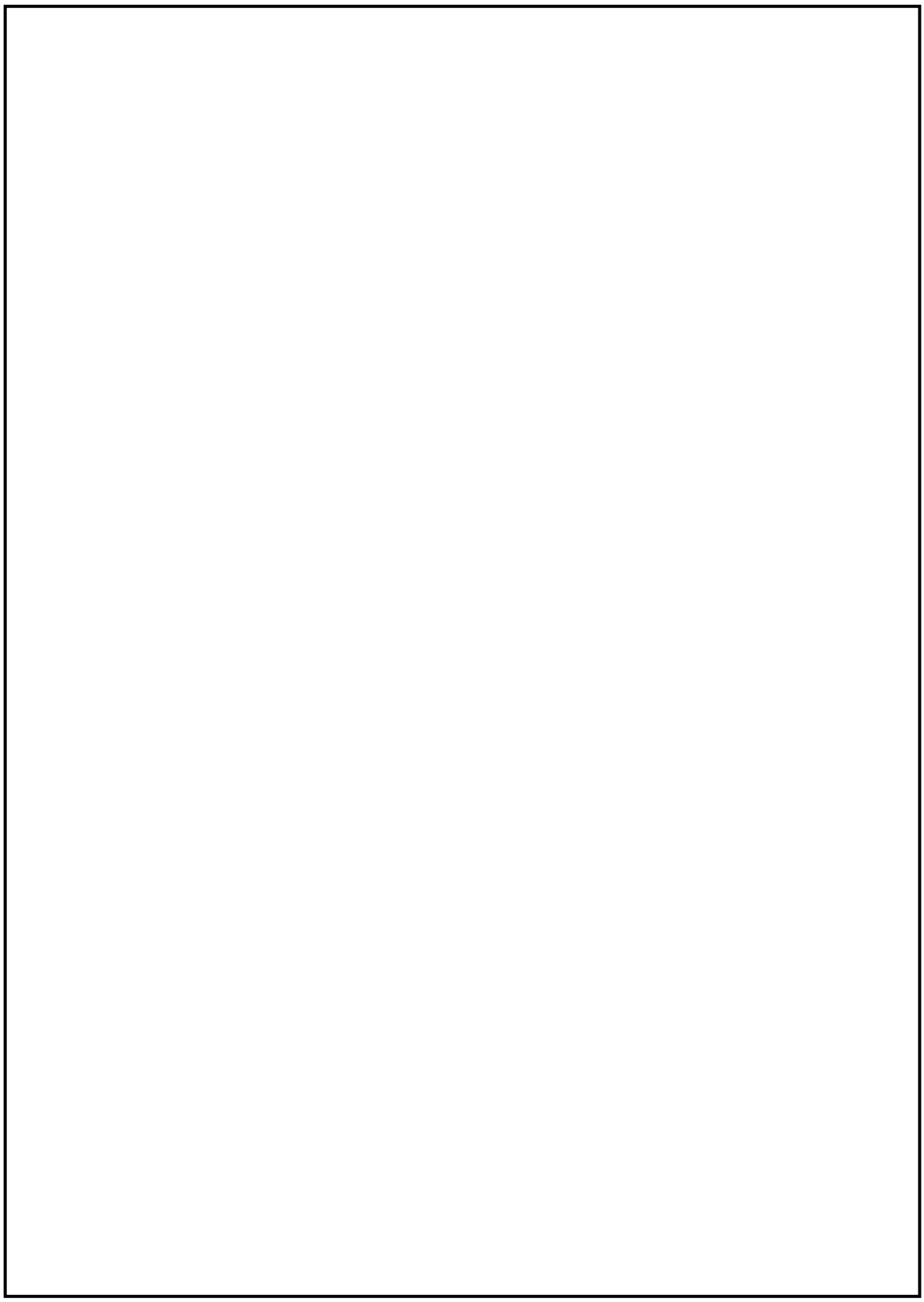


図２　残留熱除去系熱交換器図

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。

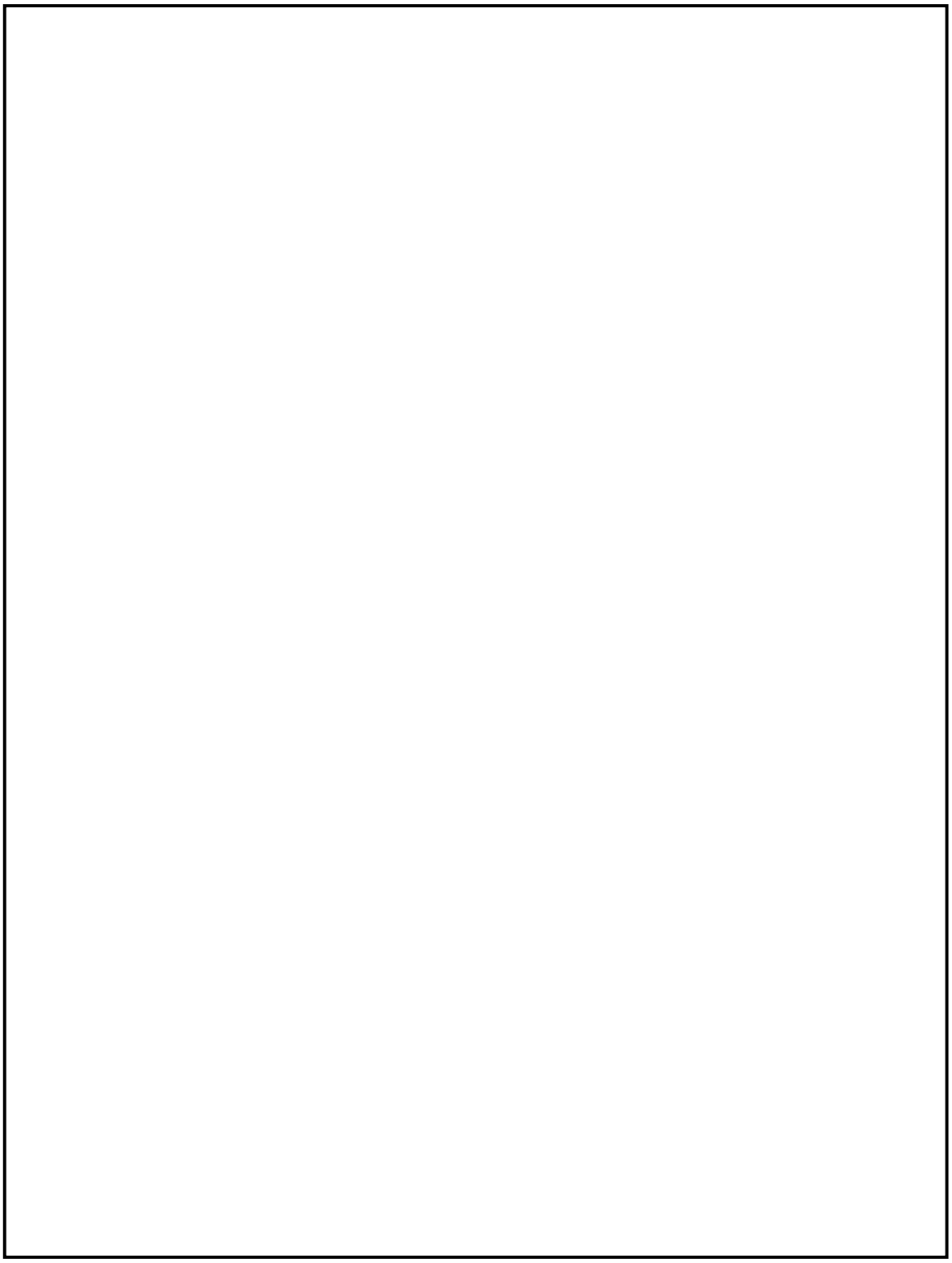


図３　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

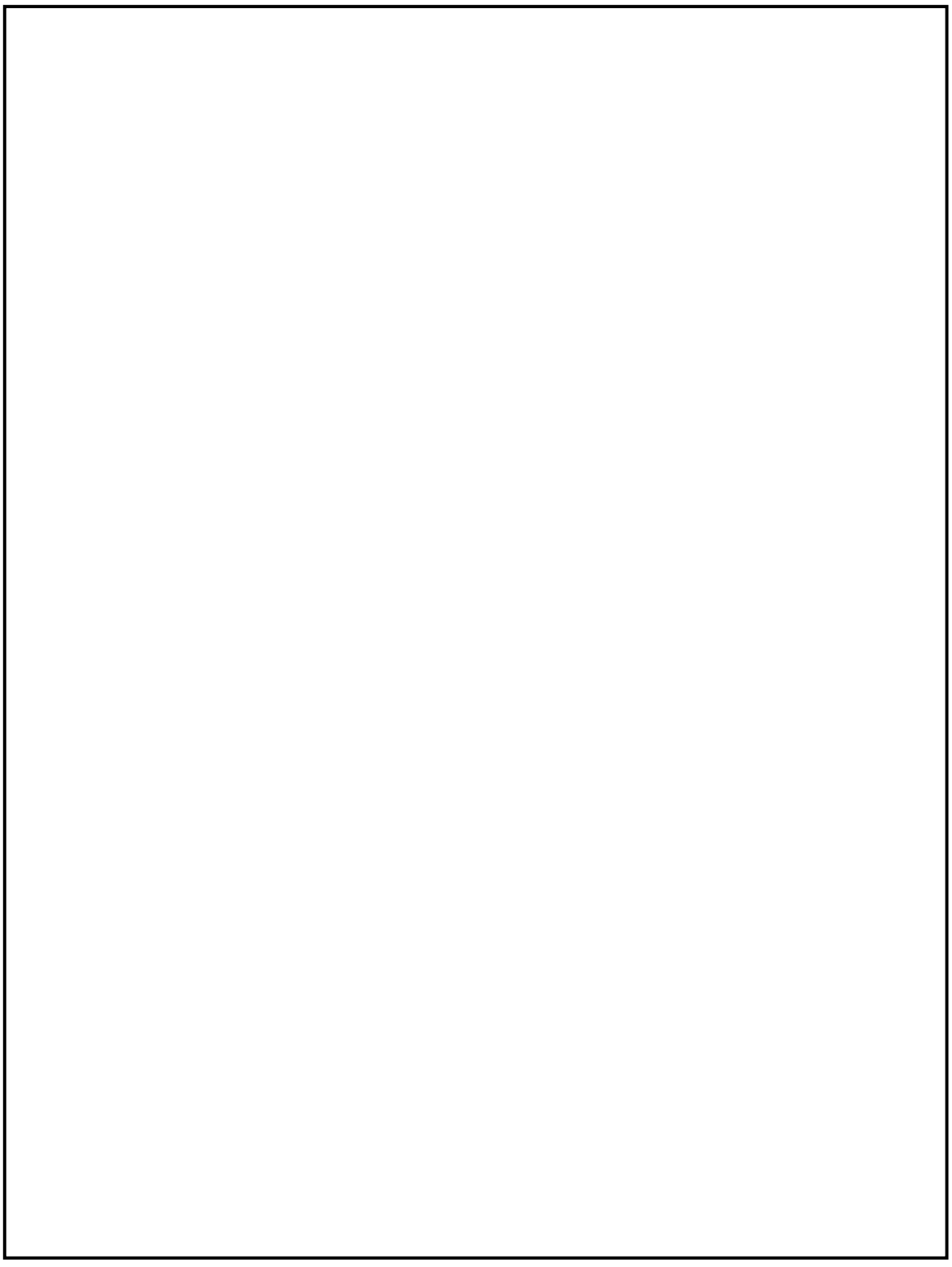


図４　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

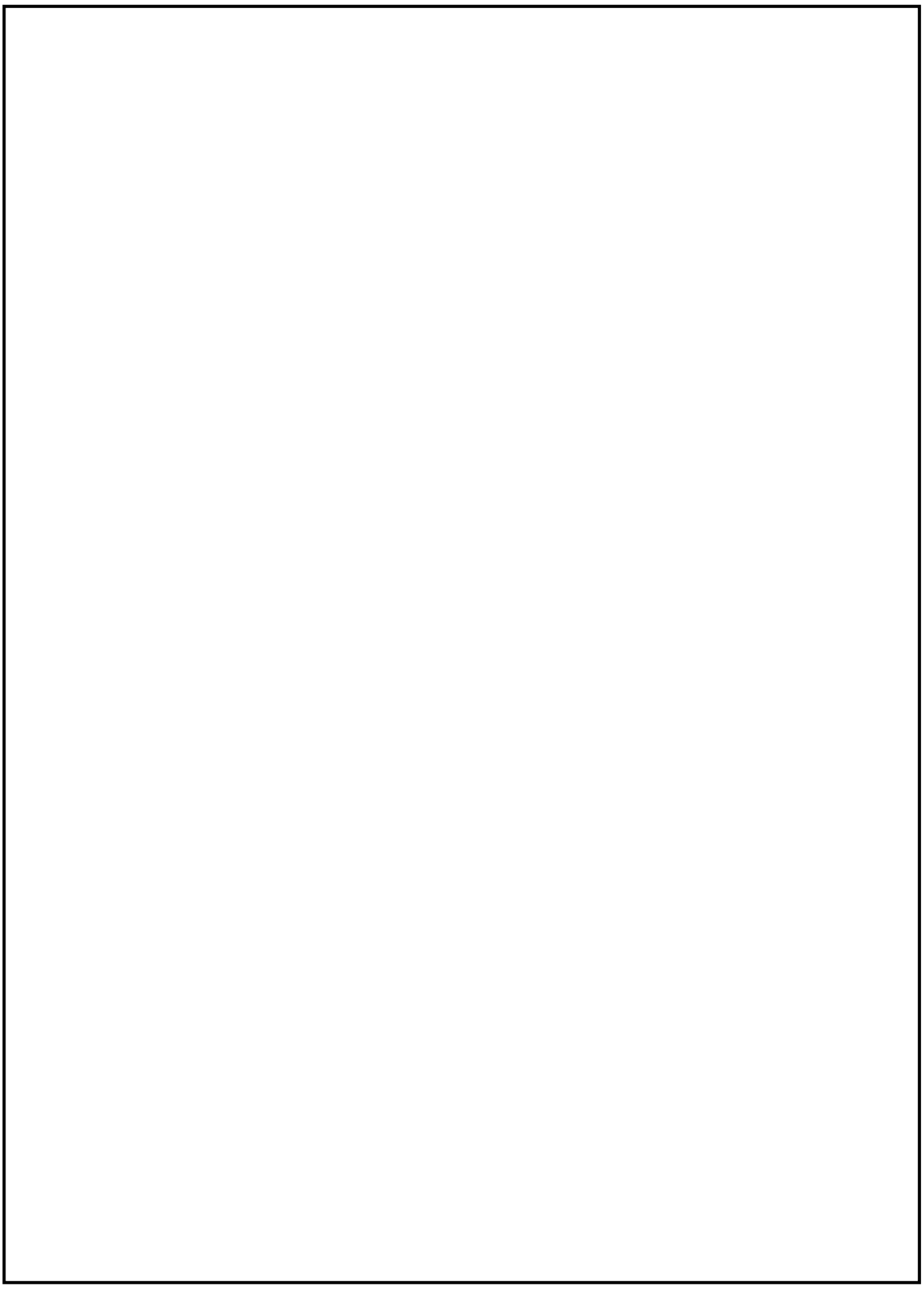


図５　原子炉補機代替冷却系　大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

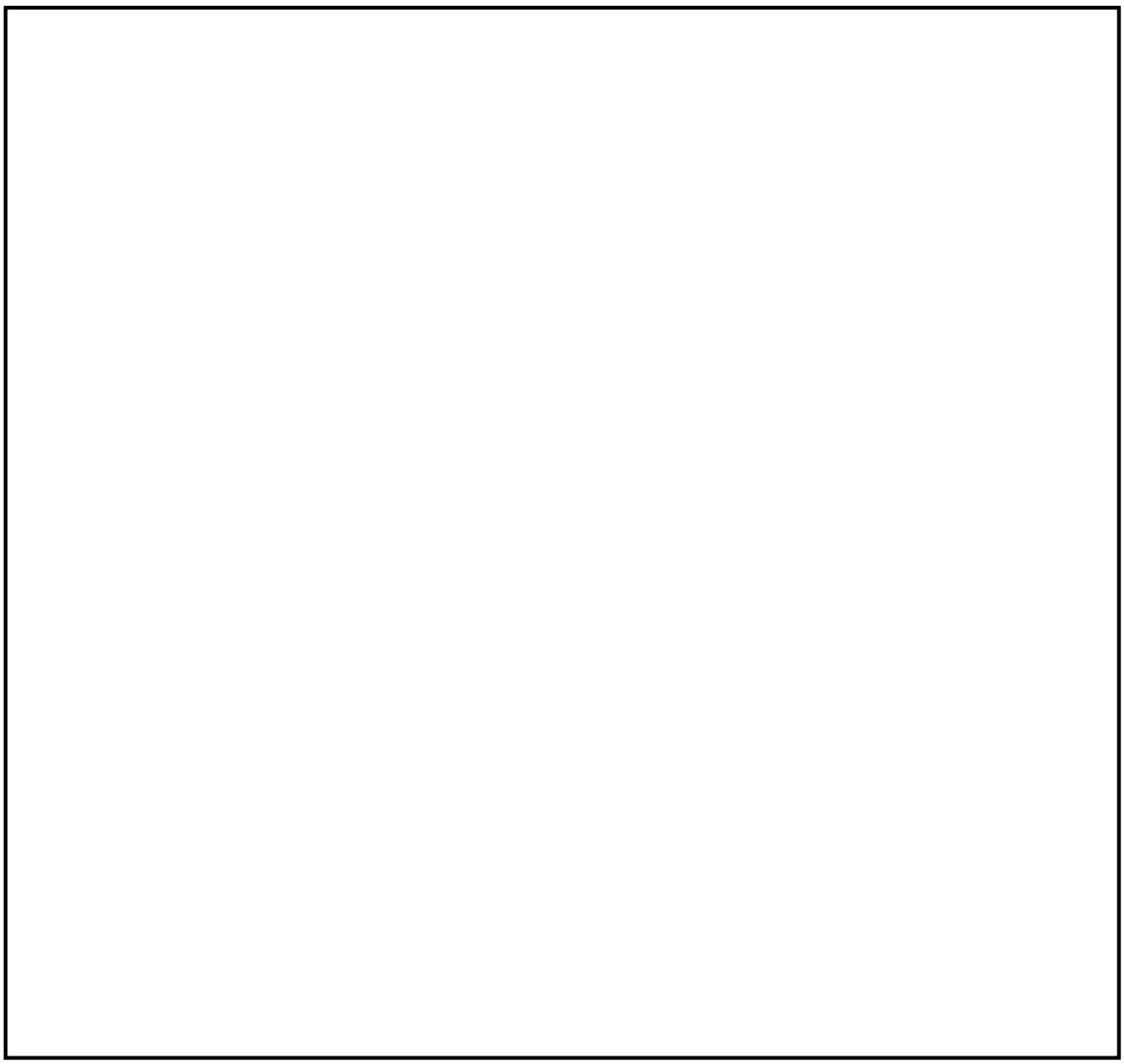


図６　残留熱代替除去系系統性能検査

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。

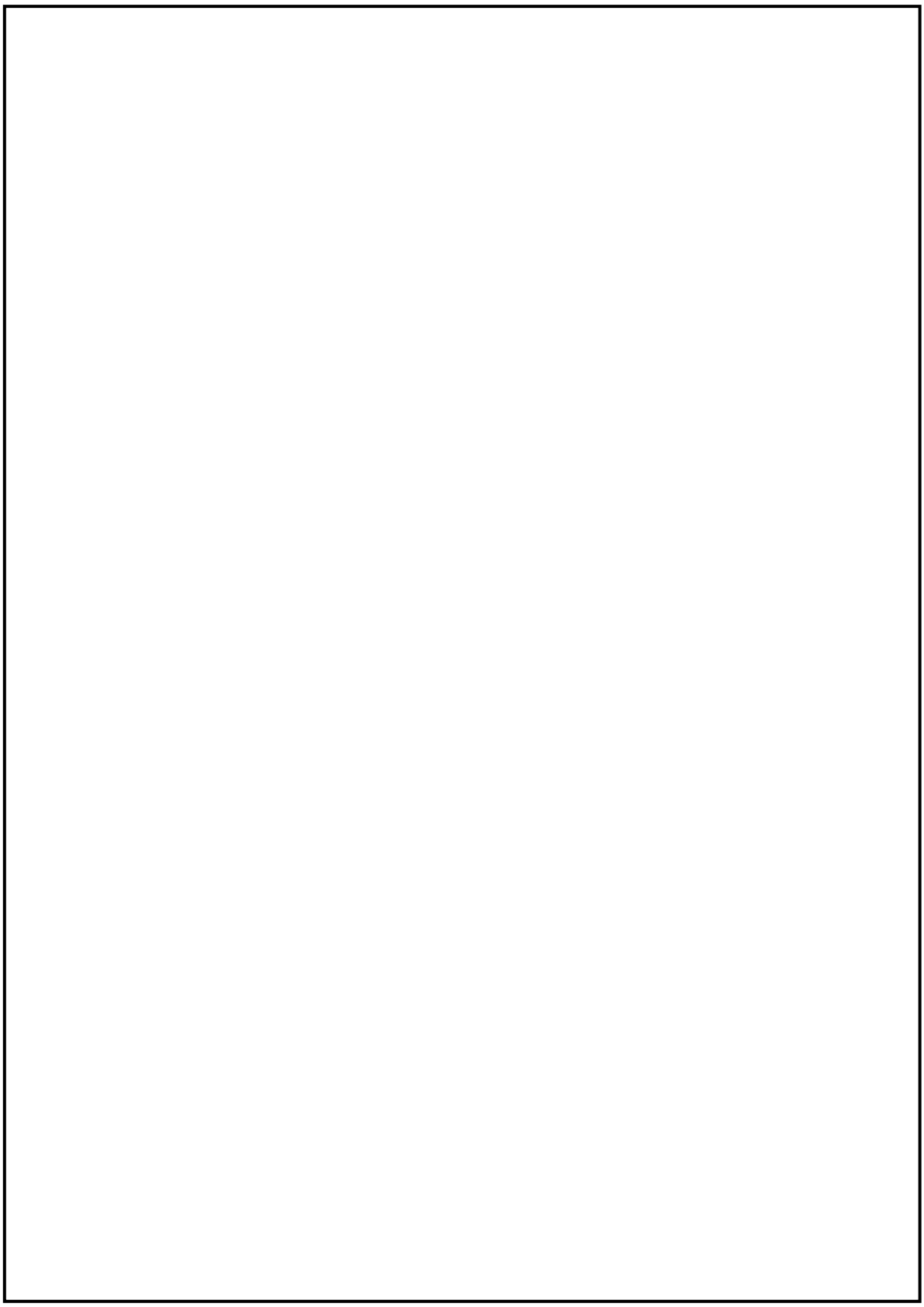


図７　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備　運転性能検査

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。

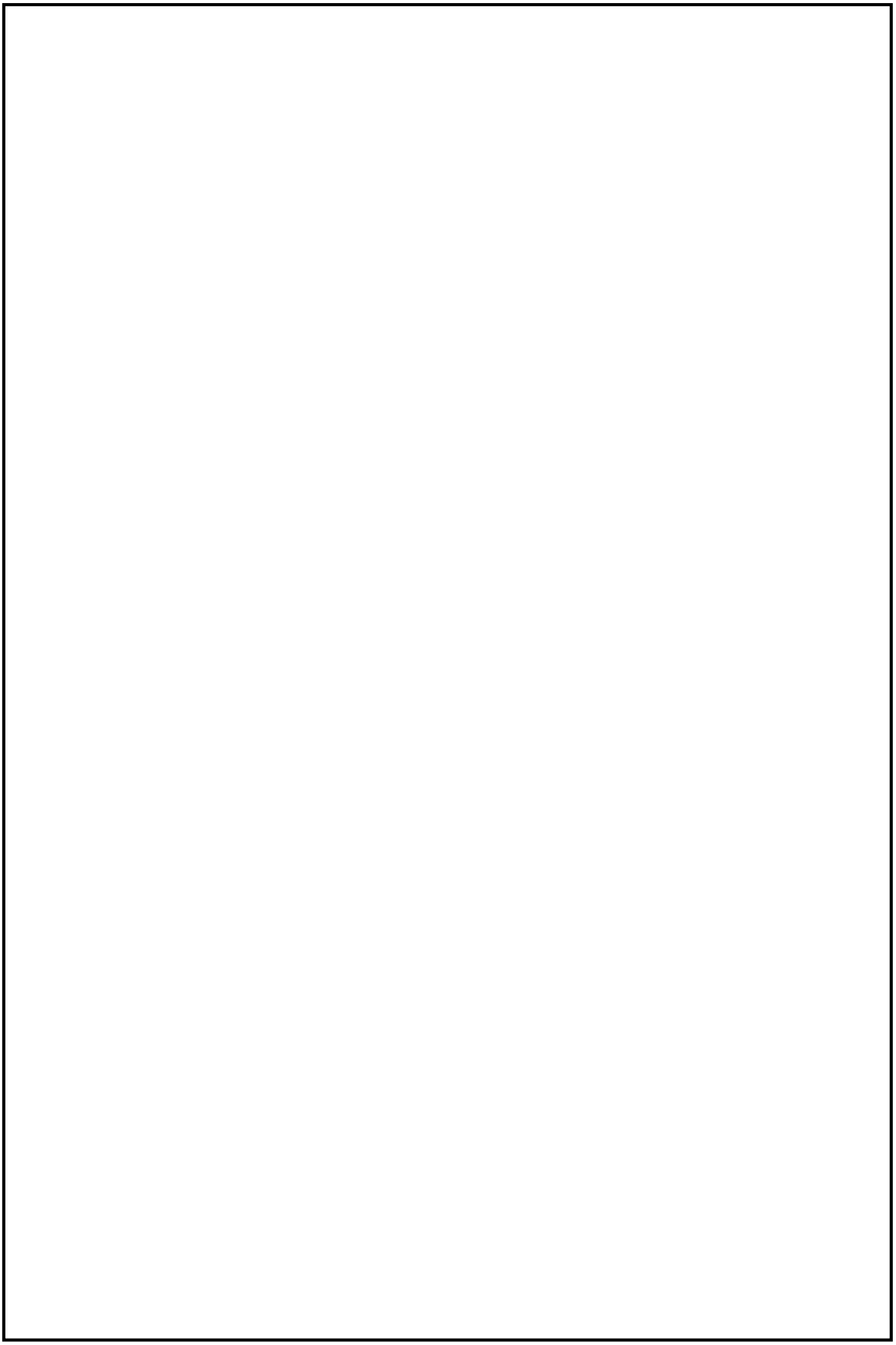


図８　原子炉補機代替冷却系　大型送水ポンプ車　運転性能検査

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。

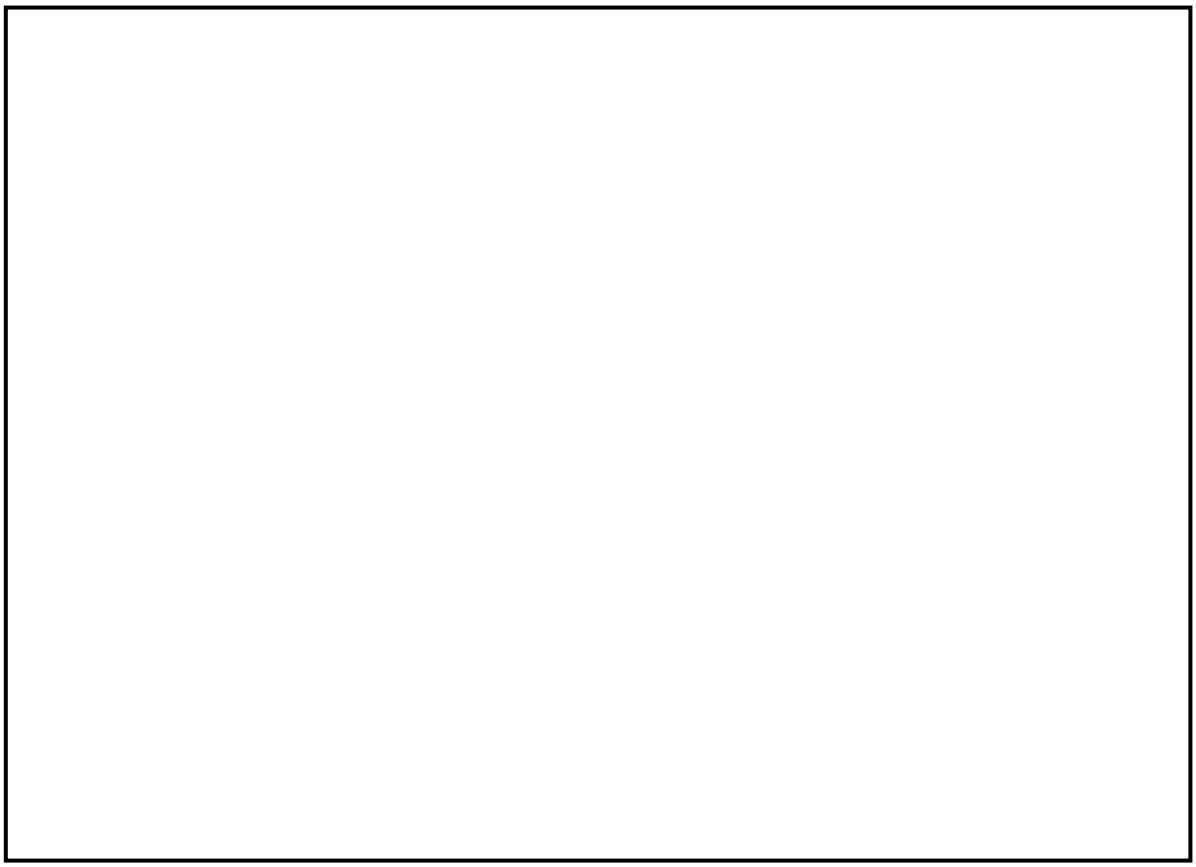


図９　第１ベントフィルタスクラバ容器構造図

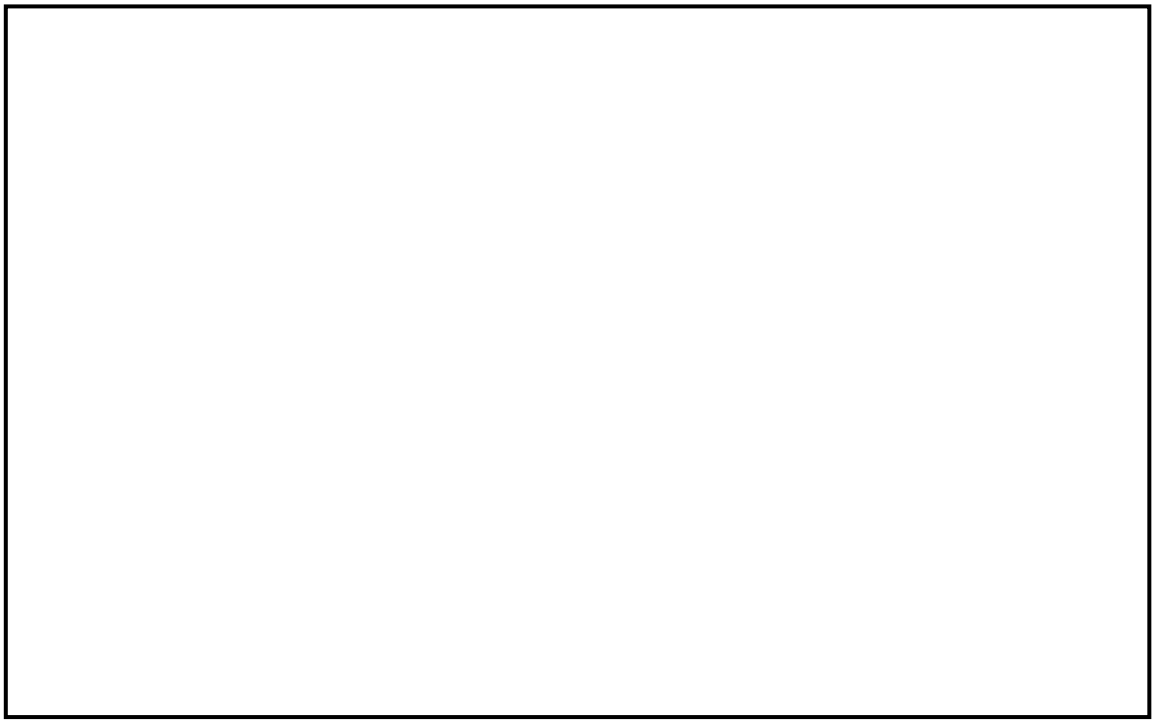


図 10　第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器構造図

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。

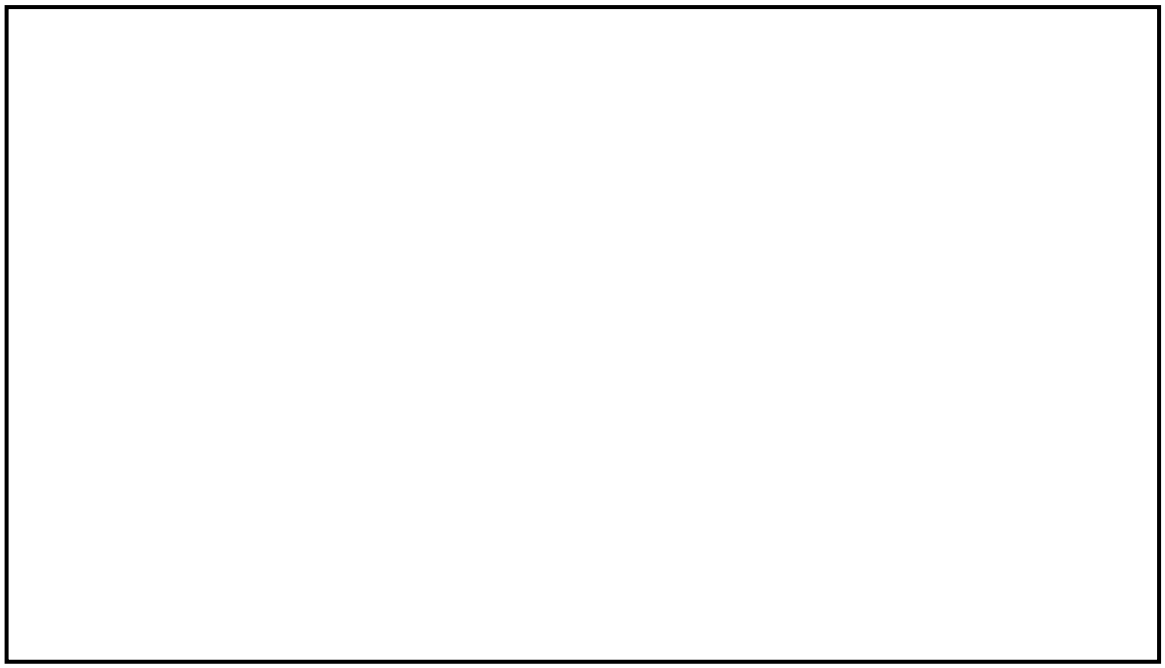


図 11　圧力開放板構造図

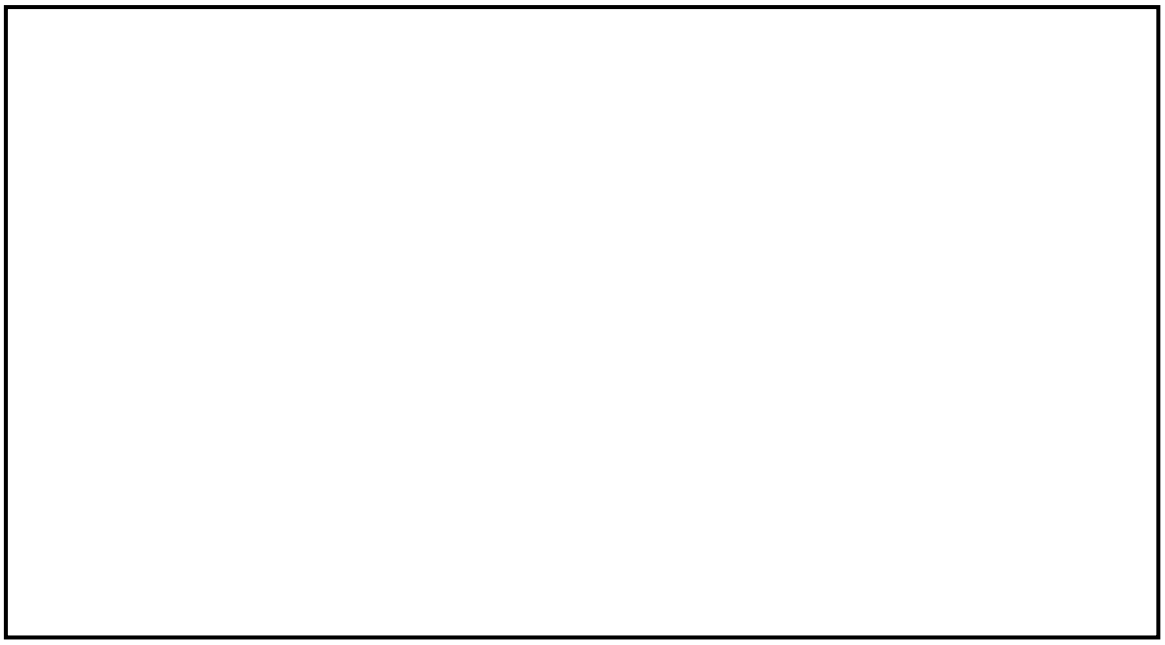


図 12　伸縮継手（排気配管）構造図

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。

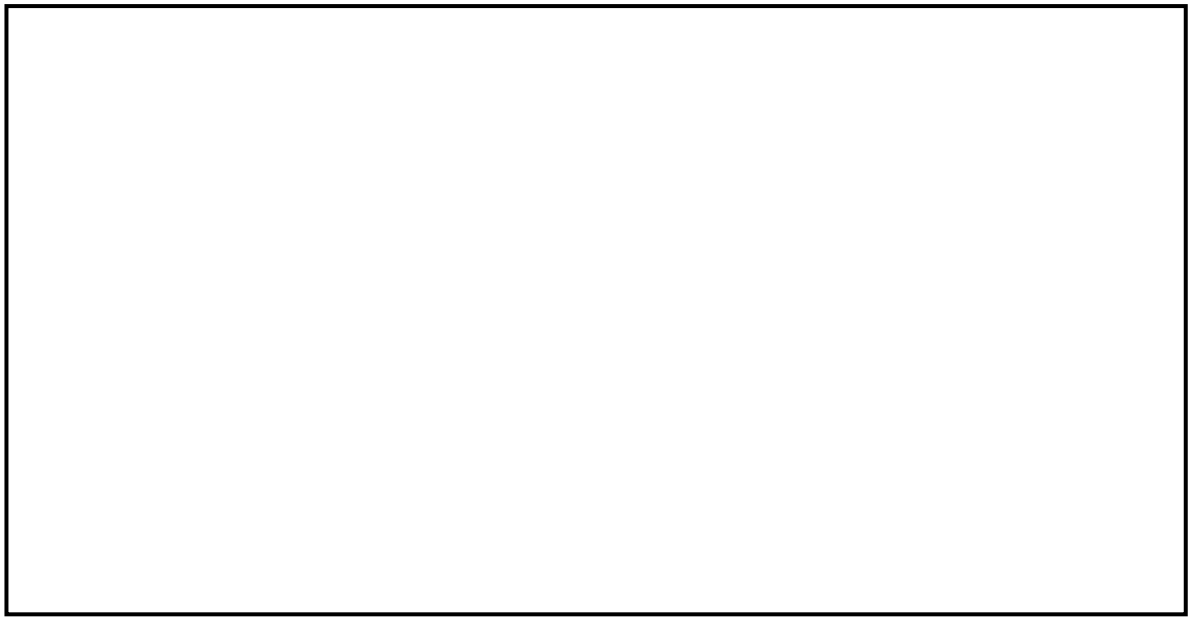


図 13　伸縮継手（原子炉建物～地下格納槽）構造図

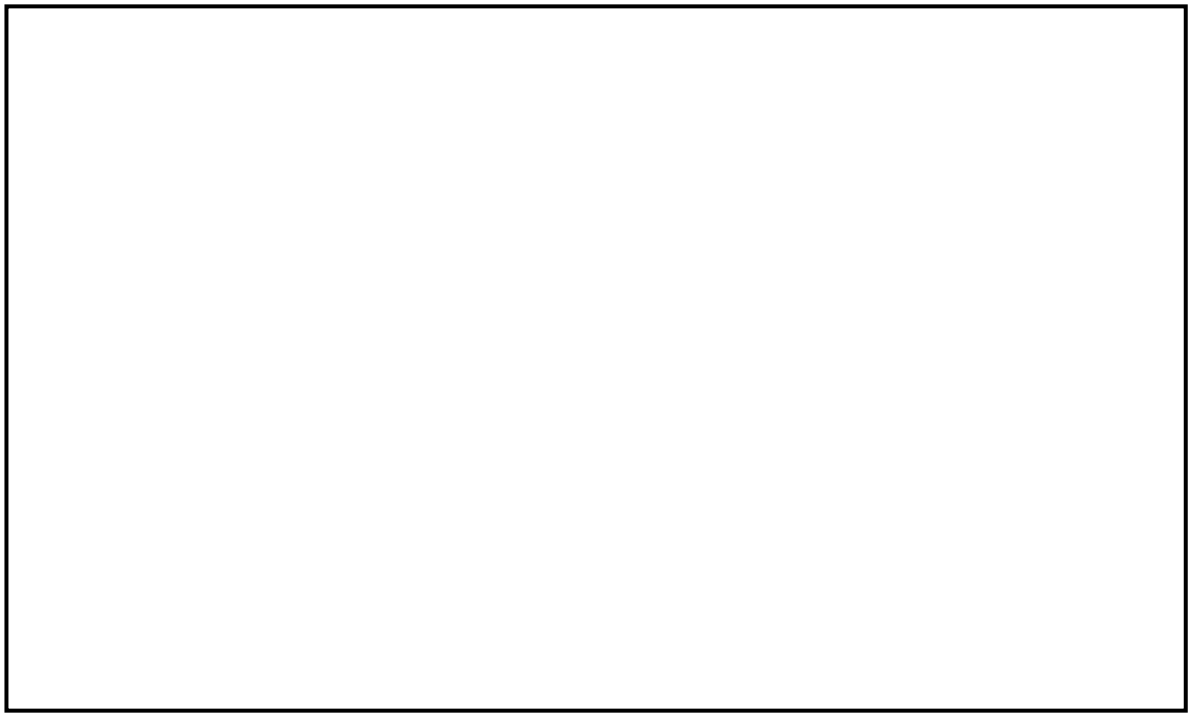


図 14　電動駆動弁構造図

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。

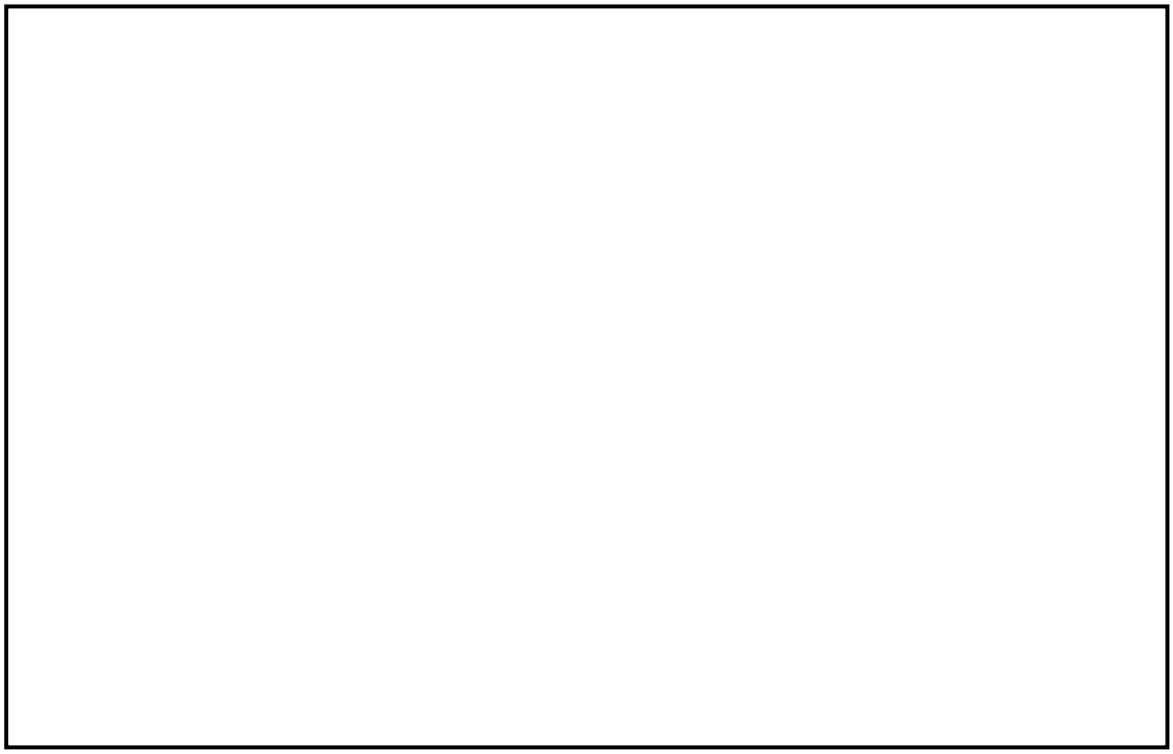


図 15　遠隔手動弁操作機構構造図

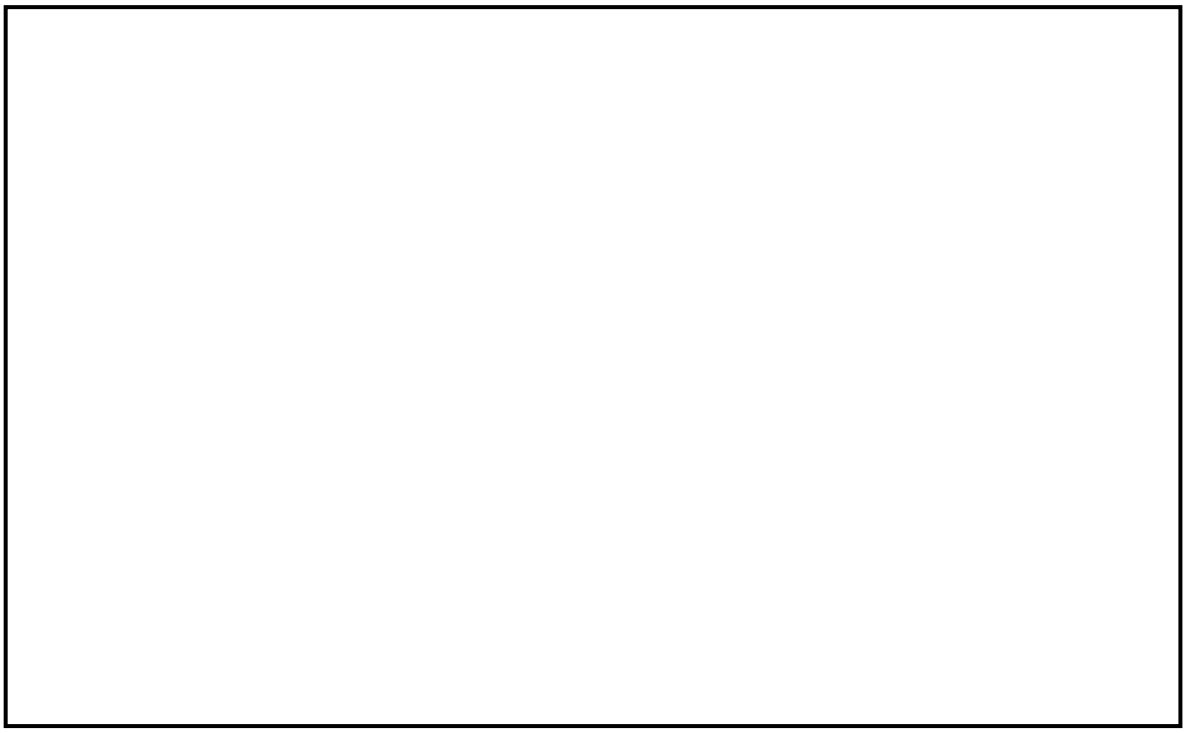


図 16　可搬式窒素供給装置構造図

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		

【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。

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。

系統構成は，サプレッション・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イにより原子炉格納容器の破損を防止するとともに，格納容器限界温度・圧力（200℃・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。

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。

１．容量

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150m^3/h（原子炉への注入流量が約30m^3/h，格納容器へのスプレイ流量が約120 m^3/h）又は，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が120m^3/h（原子炉格納容器へのスプレイ流量が120 m^3/h）であることから，1 台あたり約150m^3/hとする。

２．揚 程

残留熱代替除去ポンプは，原子炉に30m^3/hの注水及び格納容器に120m^3/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	:	m
配管・機器圧力損失	:	m
合計(m)	:	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　ＪＩＳ 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）	
Pw	：水動力（kW）	
ρ	：密度（kg/m^3）	＝1000
g	：重力加速度（m/s^2）	＝9.80665
Q	：容量（m^3/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。

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		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□m^2 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□m^2 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[℃]		流量[m^3/h]		容量	必要伝熱
	S/P	海水	S/P 側	AHEF 側	[MW]	面積[m^2]
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 スプレイ）	100	30	150	226	7.1	
残留熱代替除去系（PCV 下部注水及び PCV スプレイ）	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	台	２（予備１）
容量(設計熱交換量)	MW/台	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/台	
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台設置し，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/台とする。

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。

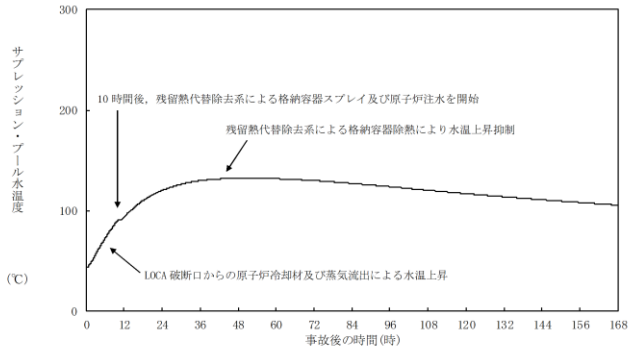


図１　サプレッション・プール水温度の推移
（原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイ）

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。

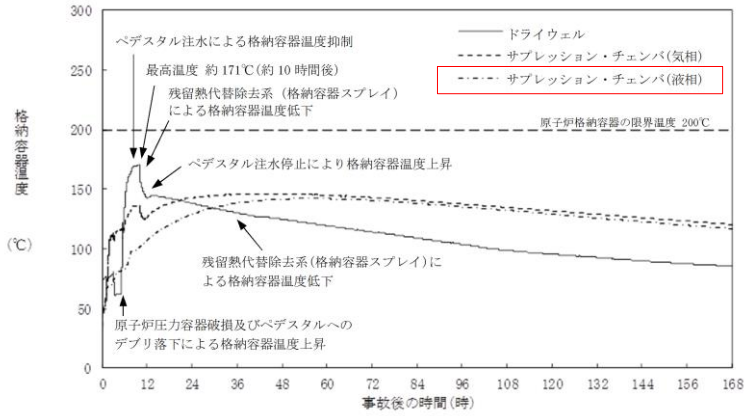


図２　サプレッション・プール水温度の推移
（格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる原子炉格納容器下部への注水）

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℃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

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

$\therefore T_{a1}=68.3℃$

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

$\therefore T_{b1}=55.8℃$

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	＝600m^3/h
W_b	：海水側流量	＝780m^3/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℃
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℃
ρ_1	：密度（淡水）	＝992.9kg/m^3
ρ_2	：密度（海水）	＝1,020.7kg/m^3
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／(m^2･K)

4.4 必要伝熱面積

$A_r=Q/\Delta t/U_c=$ [　　] m^2/台 ≒ [　] m^2/台

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，[　　] m^2/台とする。

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。

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台あたり）
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 600m^3/h とし，容量 300 m^3/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 [redacted] 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 300m^3/h）の必要軸動力は，以下のとおり約[redacted]kW となる。

$P=10^{-3}\times\rho\times g\times((Q/3,600)\times H)/(\eta/100)$

$=10^{-3}\times1,000\times9.80665\times((300/3,600)\times 75)/([redacted]/100)$

$=$[redacted]kW

$\fallingdotseq$[redacted]kW

P ： 必要軸動力（kW）

ρ ： 流体の密度（kg/m^3） ＝1,000

g ： 重力加速度（m/s^2） ＝9.80665

Q ： ポンプ容量（m^3/h） ＝300

H ： ポンプ揚程（m） ＝75（図３参照）

η ： ポンプ効率（%）＝[redacted]（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。

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。

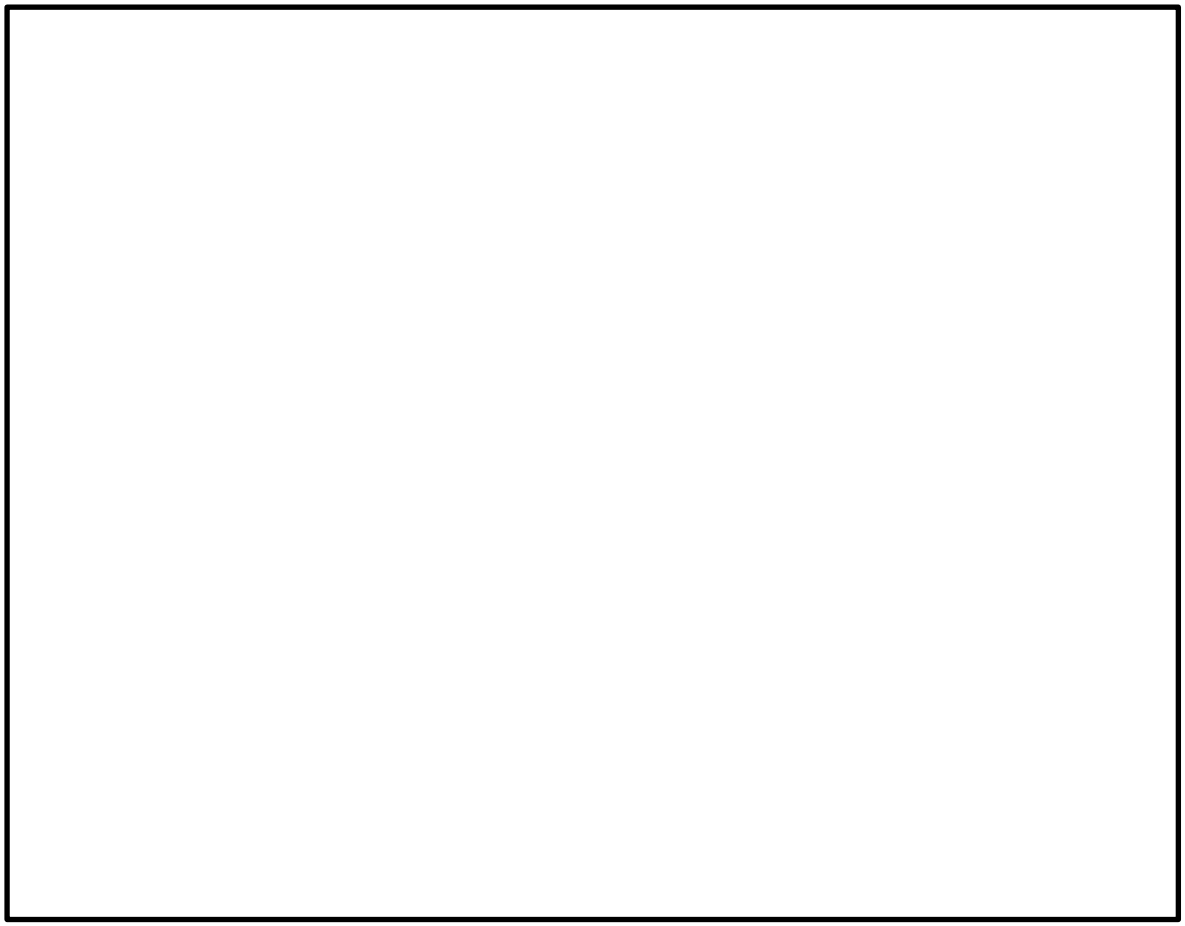


図３　移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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	780 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 780m^3/h 以上とし，容量 1,800m^3/h のポンプを１台設置する。

なお，大型送水ポンプ車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
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
①～④の合計	: 0.99 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。

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。

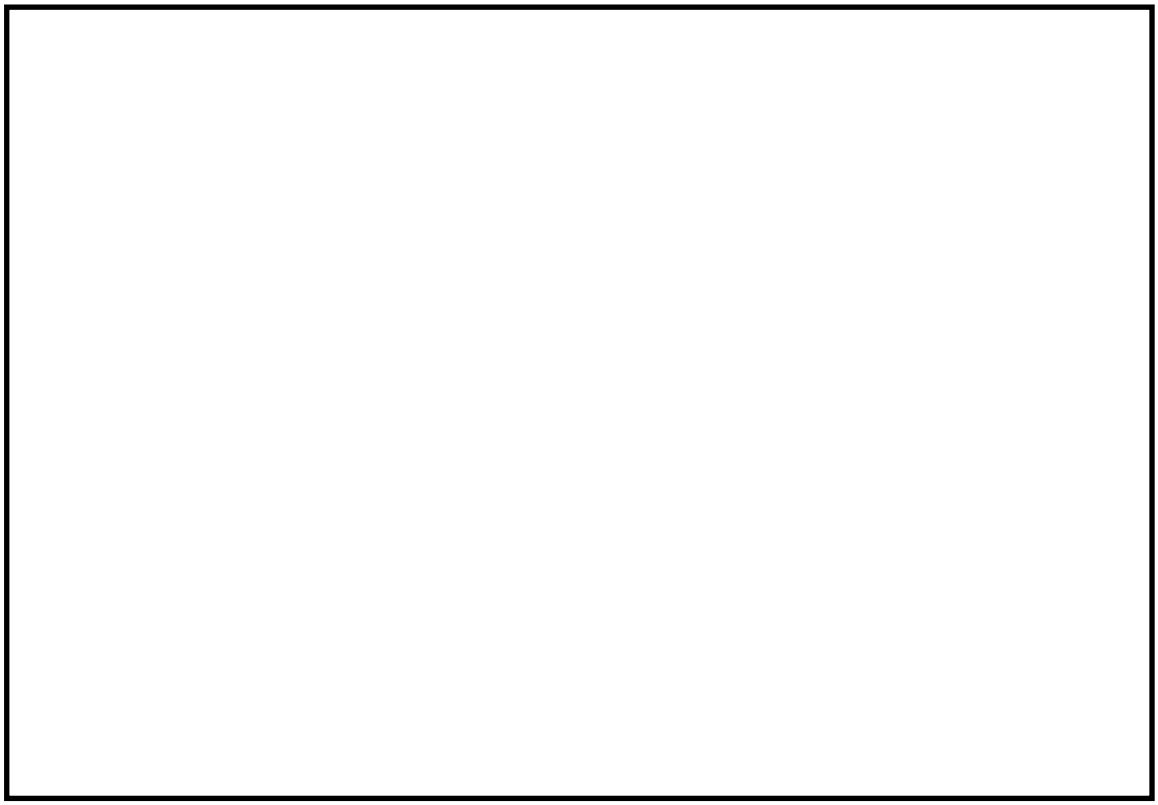


図４　大型送水ポンプ車　送水ポンプ性能曲線

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 780m^3/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（＝50m+10.3-2m-16.5m））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。

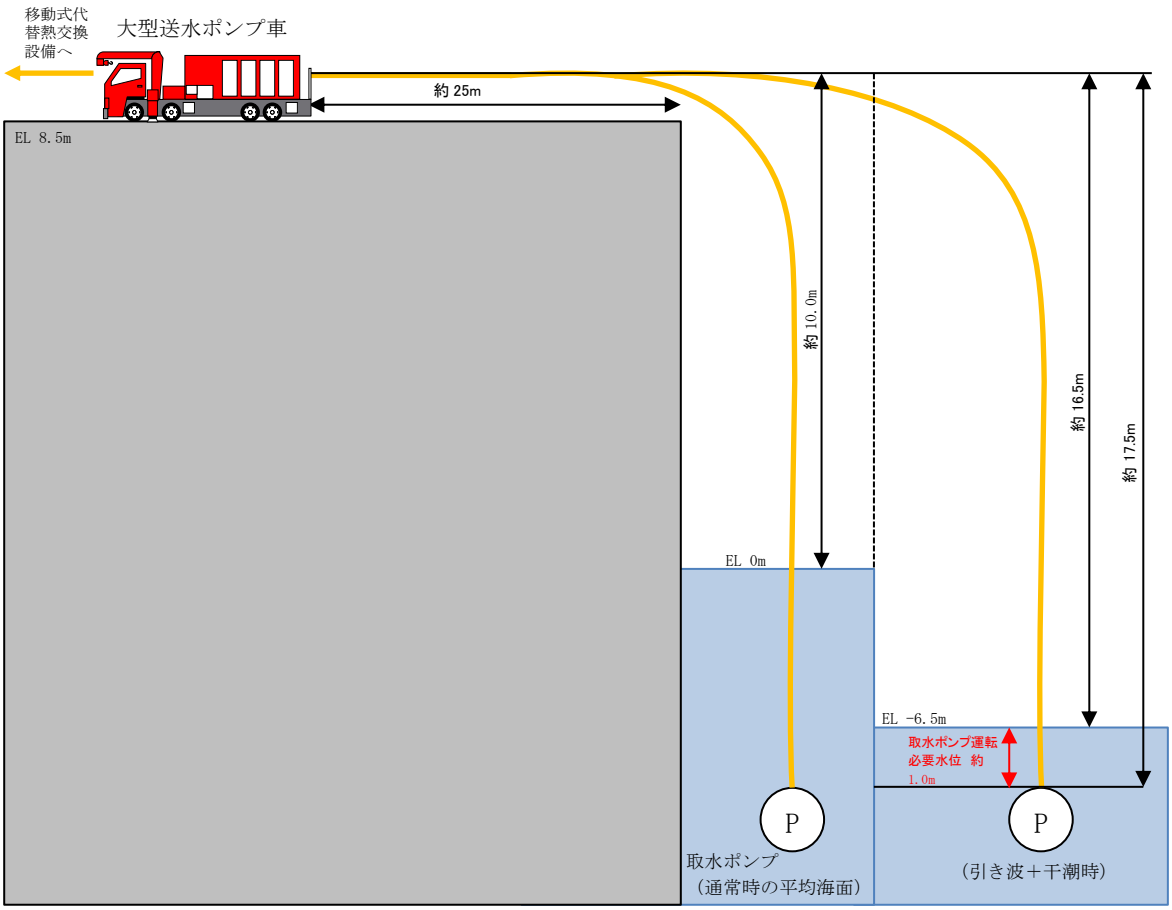


図５　大型送水ポンプ車概要図

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。

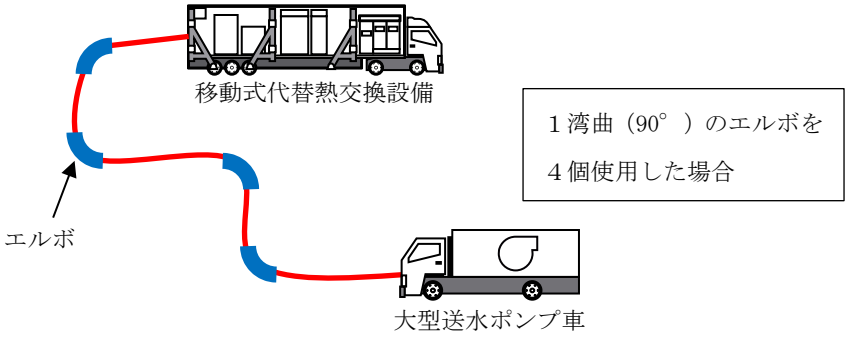


図６　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

＜流量エルボ１個（90°）あたりの圧力損失：h_b＞

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

ここで g＝9.8m/s2，1m=0.0098MPa とし

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

で表され，滑らかな壁面の場合，損失係数ζ_bは

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

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

ここで$R_e=\nu d/v$，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 1,000m^3/h の場合の値を記載する）

$\rho=0.596$[m]

d=0.2979[m]

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

であることから

$$v=1000/(0.2979/2)^2\pi/3,600=3.9853\cdots$$
$$\fallingdotseq 3.99\text{[m/s]}$$

$$R_e=\nu d/v=1.792\times0.2979/3.99/1,000/1,000$$
$$\fallingdotseq 6.6\times10^5$$

$$R_e(d/\rho)^2=6.6\times10^5\times(0.2979/0.596)^2$$
$$\fallingdotseq 165519>364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho/d=0.596/0.2979$$
$$=2.00067\cdots$$
$$\fallingdotseq 2$$

であるため

$$\alpha=0.95+4.42\times2^{-1.96}$$
$$=2.085319$$

$$\zeta_b=0.00431\alpha\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84}$$
$$=0.00431\times2.085319\times90\times(6.6\times10^5)^{-0.17}(0.596/0.2979)^{0.84}$$
$$=0.148346\cdots$$

≒0.15

となり

h_b＝0.15×3.99^2/2000

＝0.0119400…

≒0.012[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 [gage]	853（原子炉格納容器から流量制限オリフィスまで）
		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）。

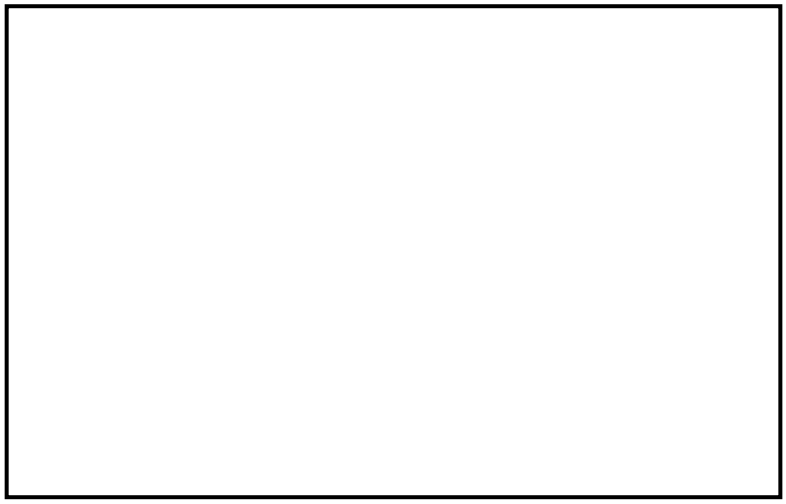


図７　格納容器フィルタベント系統圧力勾配概要図

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。

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】

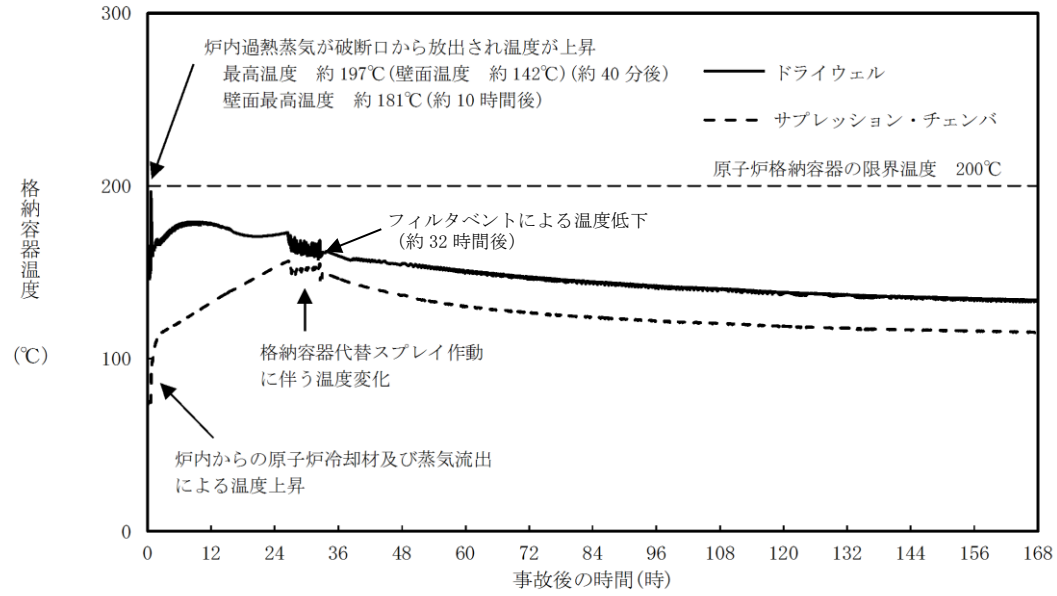


図８　原子炉格納容器温度推移（冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）
＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）

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]（１Pd）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。

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

ここで，

W_{Vent}：設計流量（kg/s）

Q_R　：定格熱出力（2436×10^3kW）

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

h_w　：60℃の飽和水の比エンタルピ（251.15kJ/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ＬＯＣＡ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。

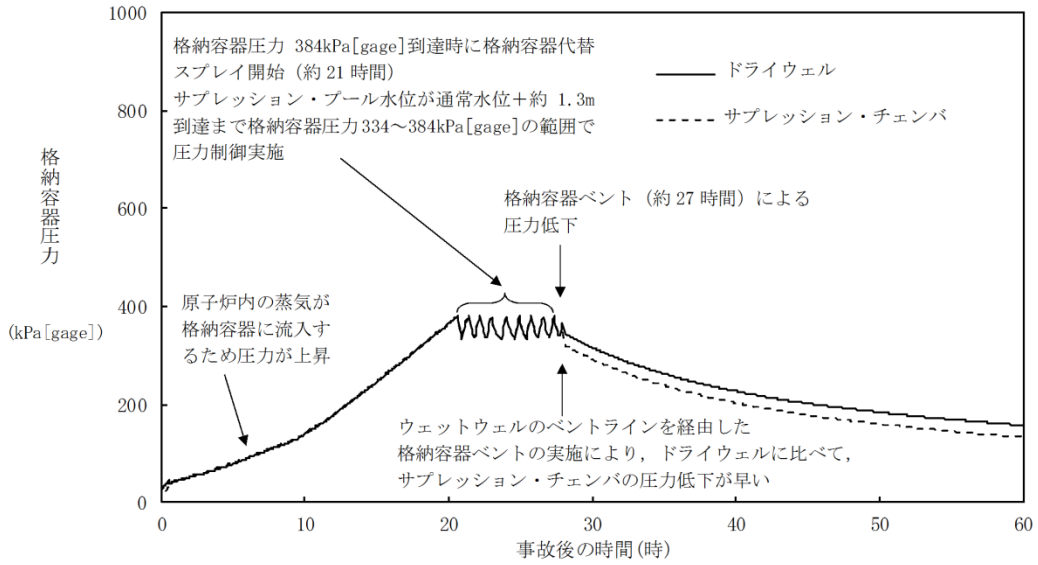


図９　原子炉格納容器圧力推移（ＬＯＣＡ時注水機能喪失）

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%	[redacted]
金属フィルタ 設計負荷量率	g/m^2	[redacted]

【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[redacted]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[redacted]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[redacted] 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[redacted] [mol]，７日後（168 時間後）では約[redacted] [mol]，60 日後（1440 時間後）では約[redacted] [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。

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】

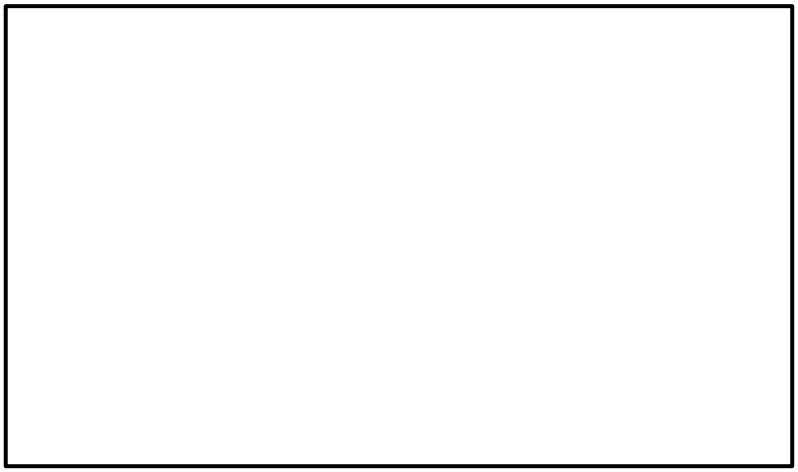


図 10　放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化

（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ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ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，溶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 MCCI 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。

約［　　］[mol]＋約［　　］[mol]＋約［　　］[mol]＝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。

［　　］

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】

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。

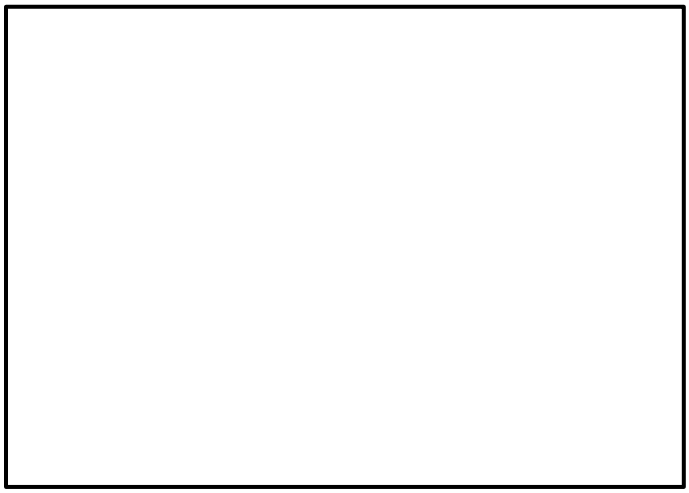


図 11　事故後スクラビング水のｐＨ挙動評価

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/m^2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。

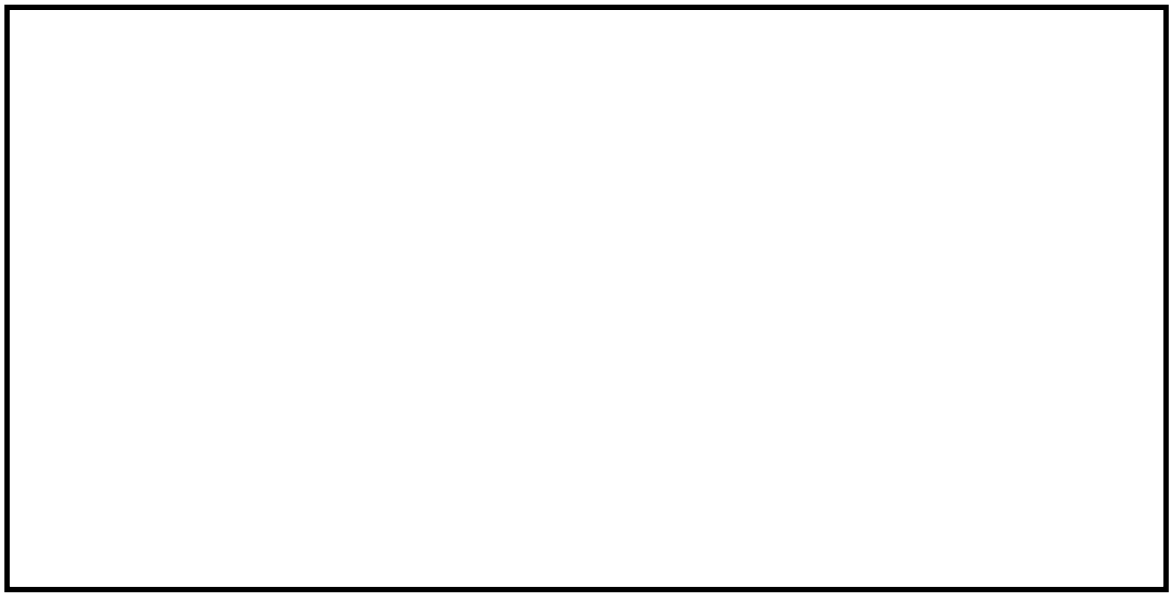


図 12　JAVA PLUS 試験結果（実機条件補正）

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。

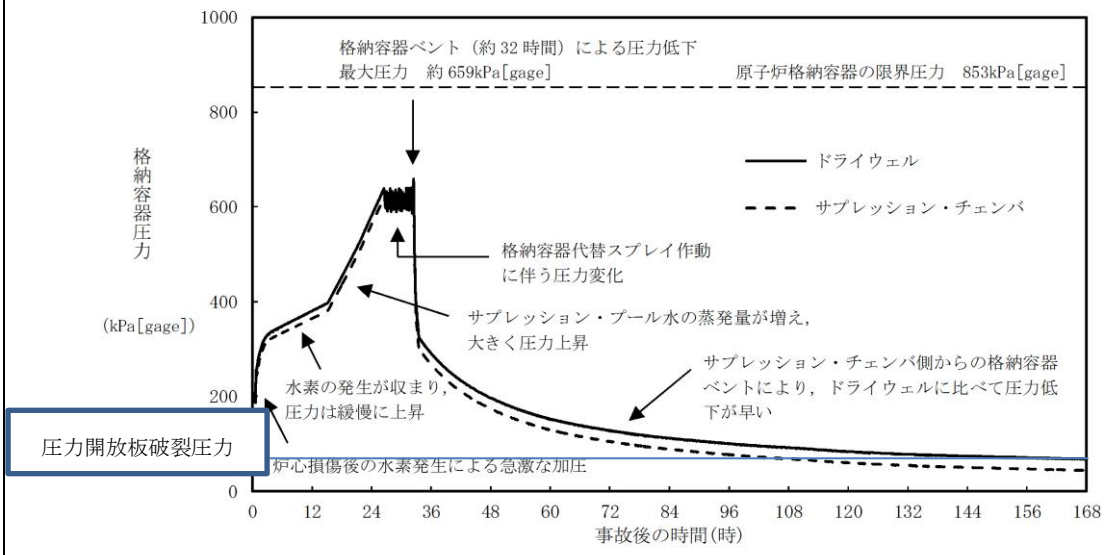


図 13　原子炉格納容器圧力推移（冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）＋ＥＣＣＳ注水機能喪失＋全交流動力電源喪失）

50-8 接続図

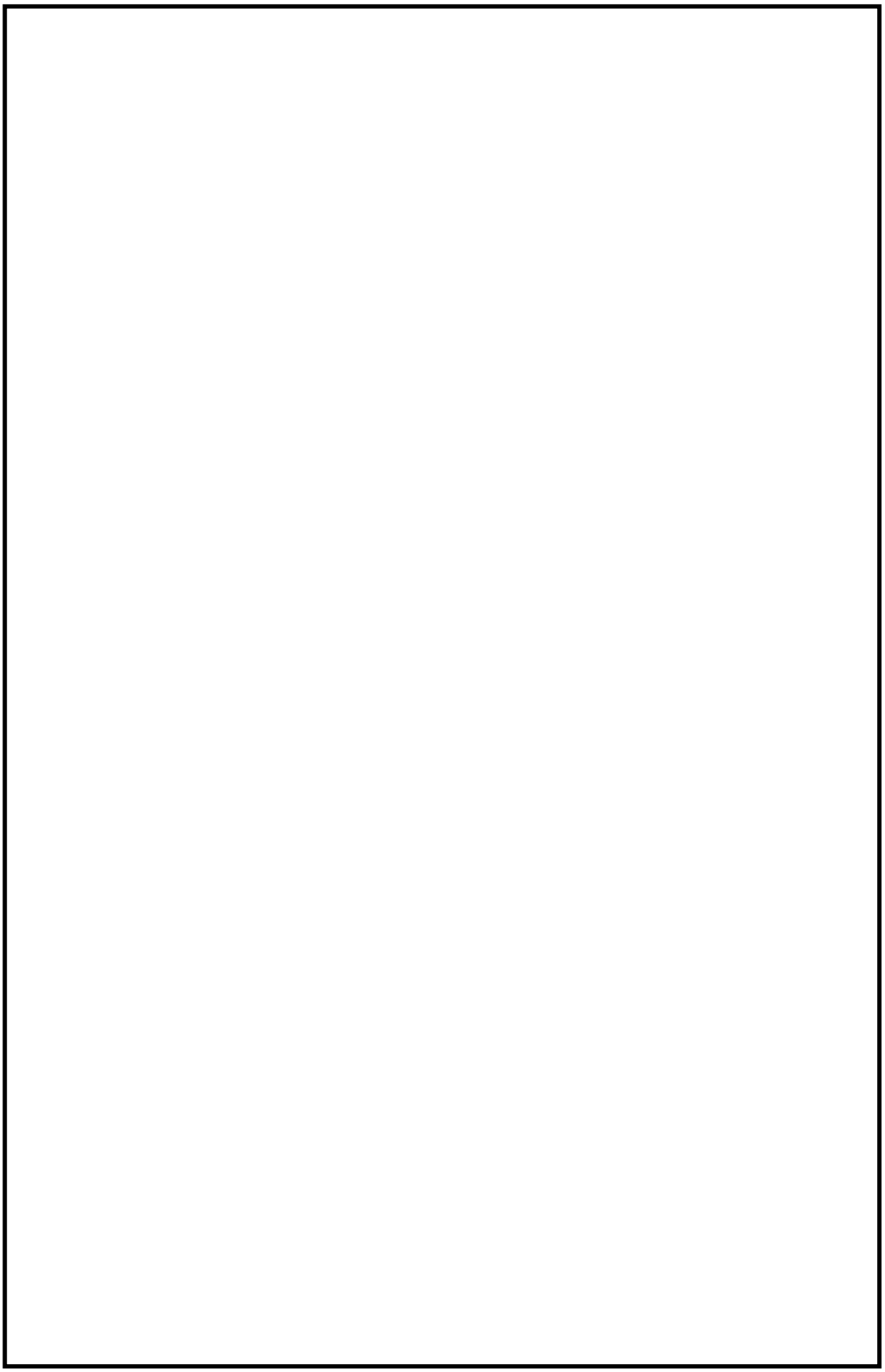


図１　原子炉補機代替冷却系（可搬設備）接続図

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。

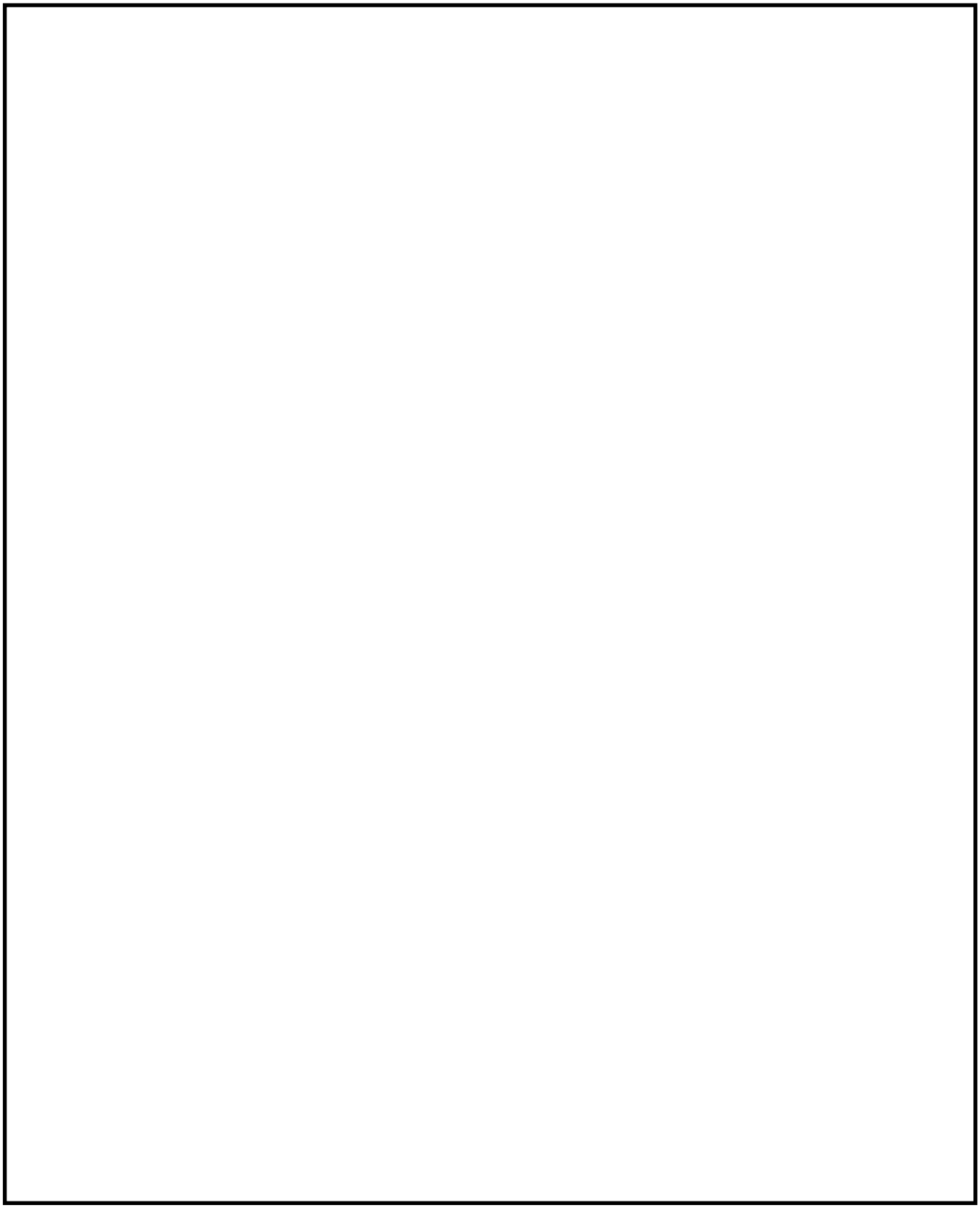


図２　格納容器フィルタベント系の可搬設備配置

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

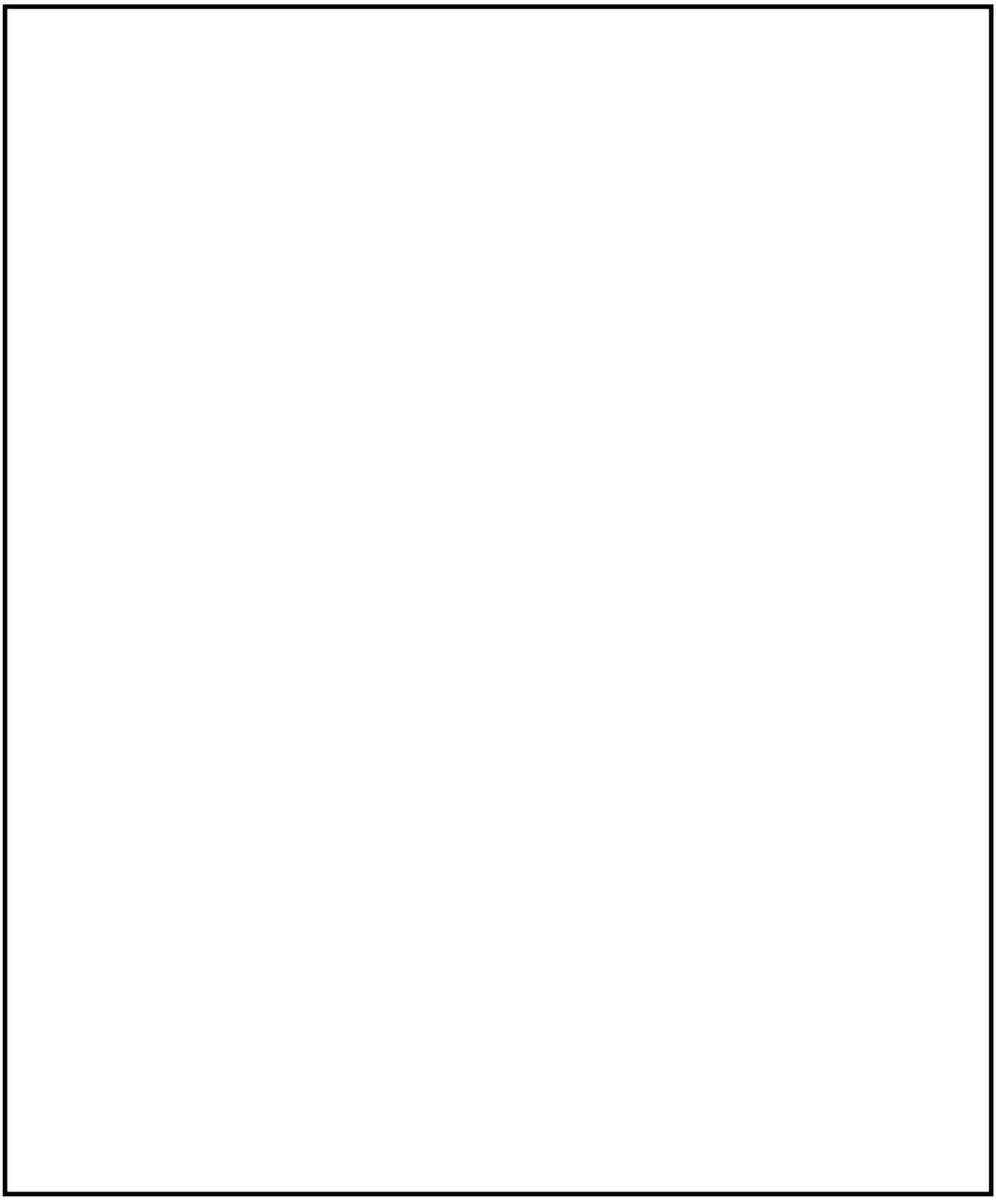


図１　屋外保管場所配置図（残留熱代替除去系）

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。

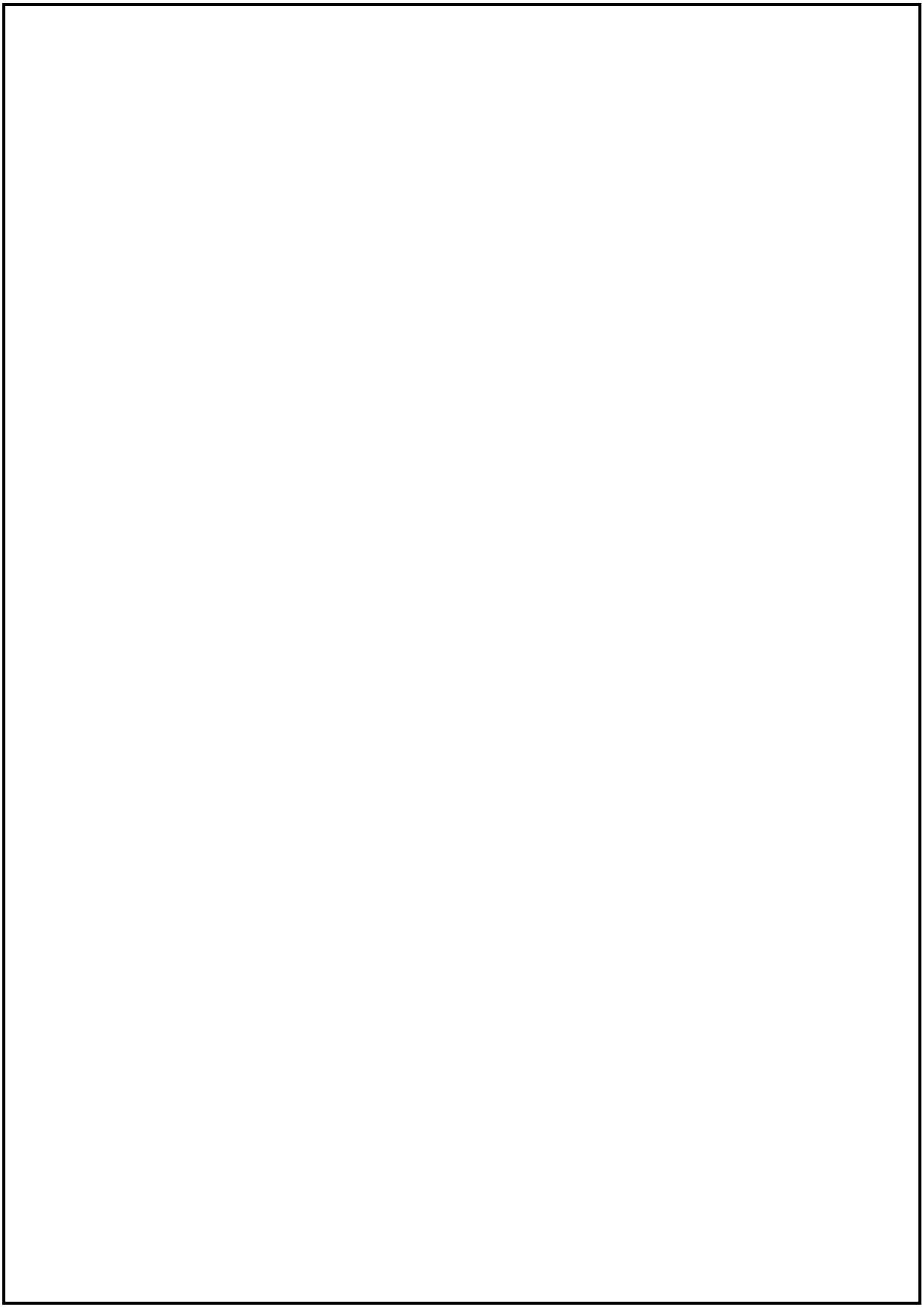


図２　屋外保管場所配置図（格納容器フィルタベント系）

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

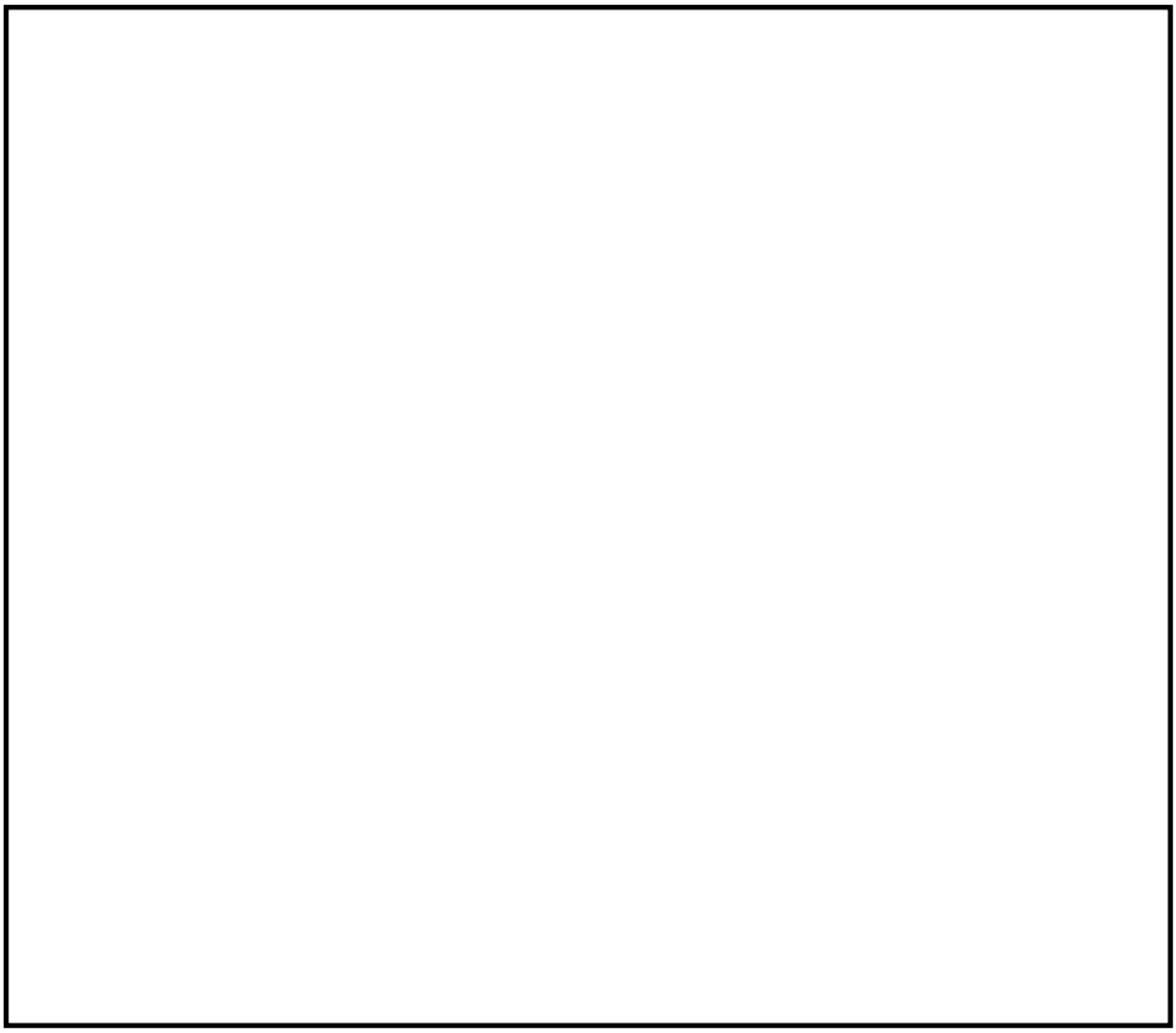


図１　保管場所及びアクセスルート図

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。

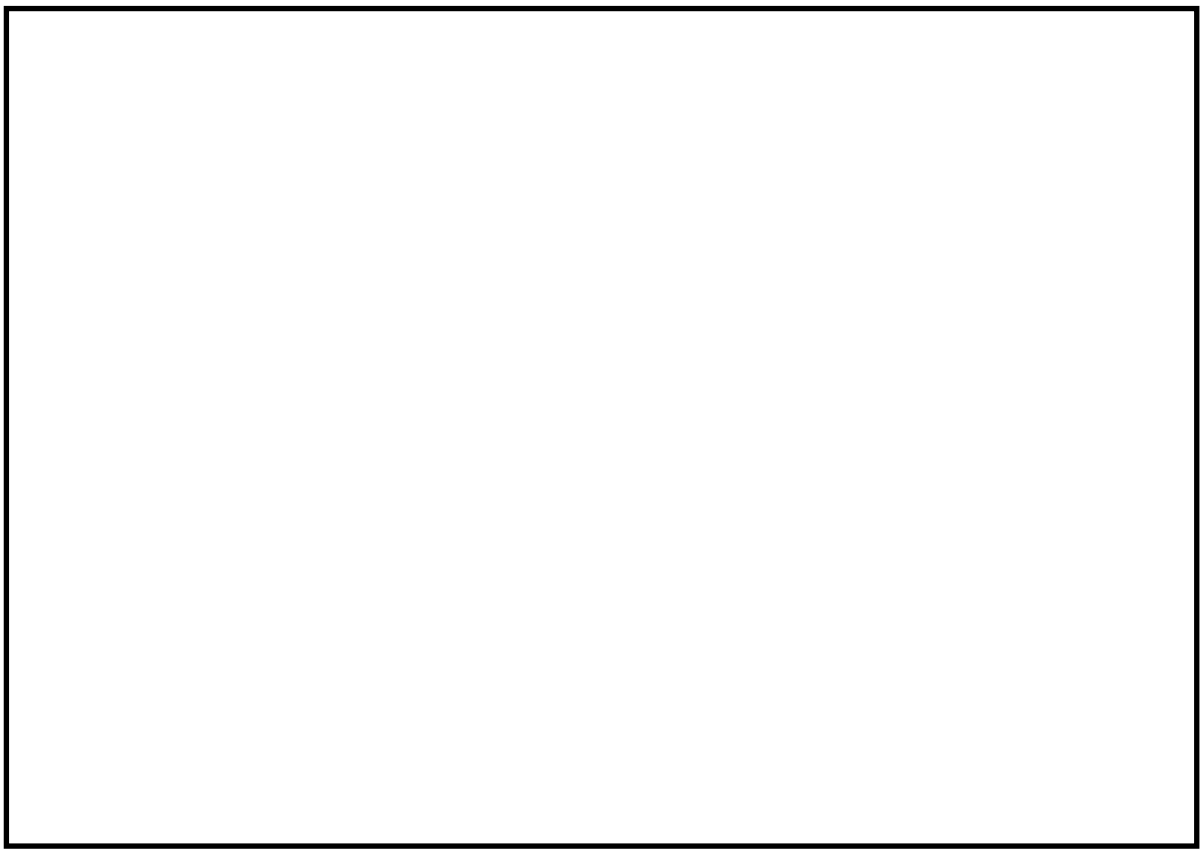


図２　フィルタベント操作（現場）（１／３）

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。

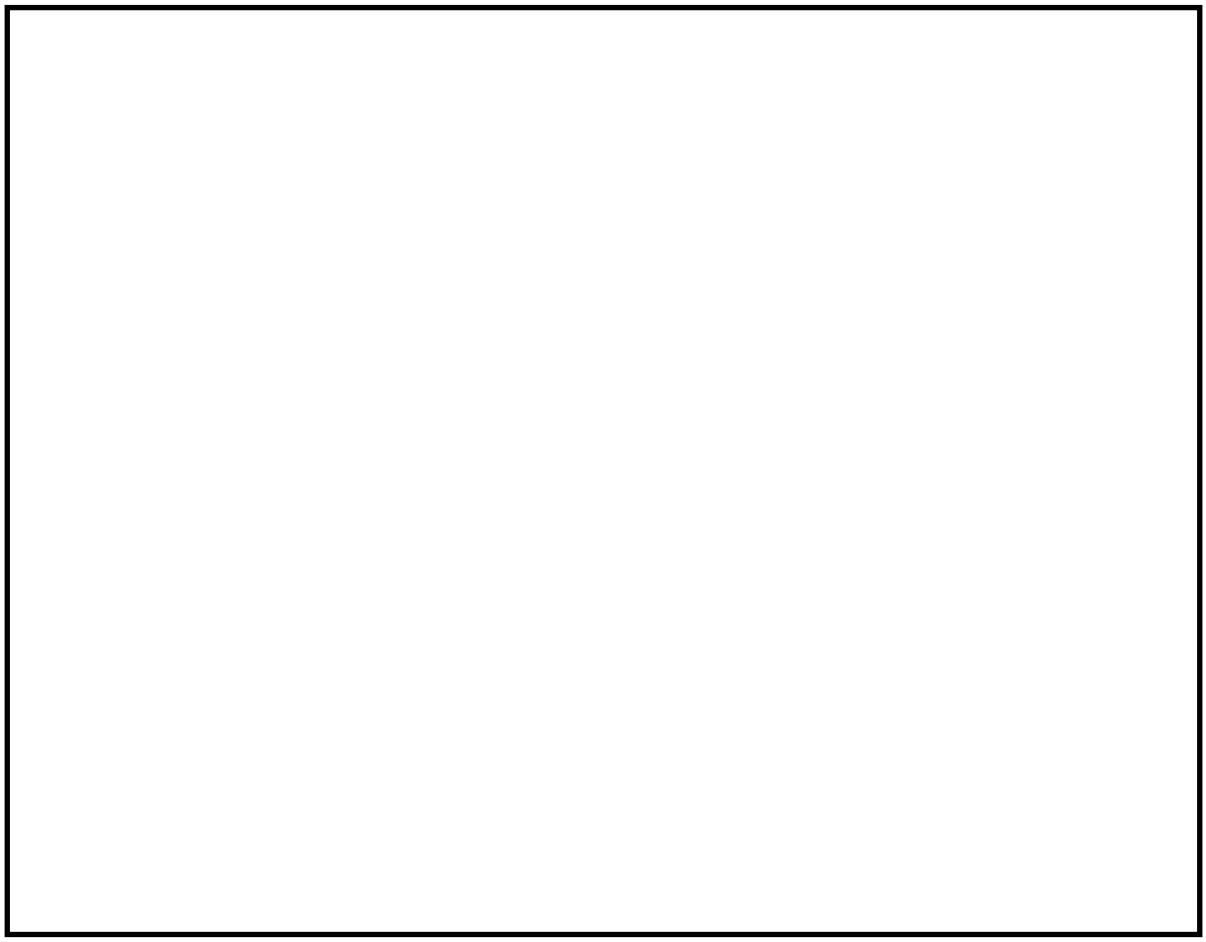


図２　フィルタベント操作（現場）（２／３）

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。

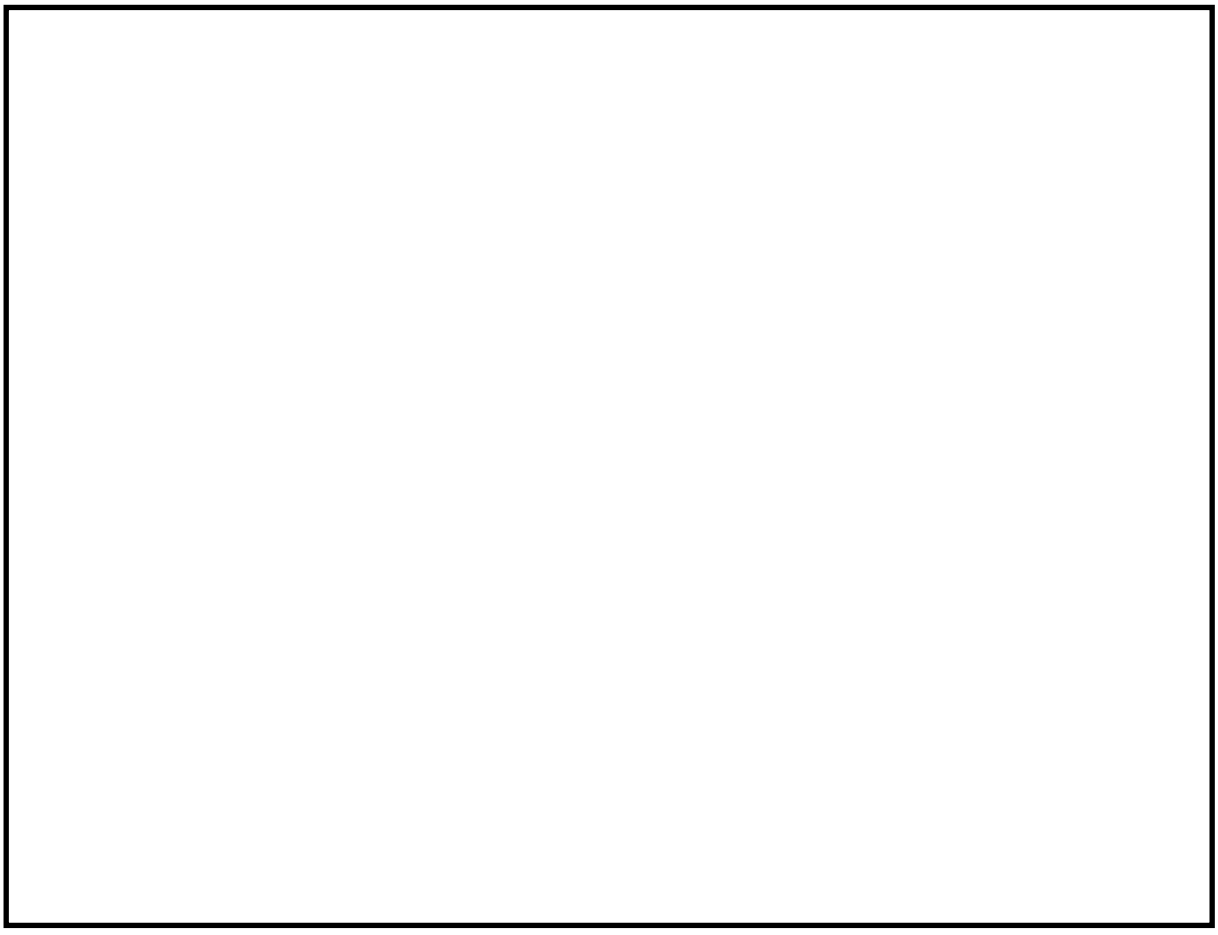


図２　フィルタベント操作（現場）（３／３）

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，圧送用窒素ボ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）□[m^3]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。

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。

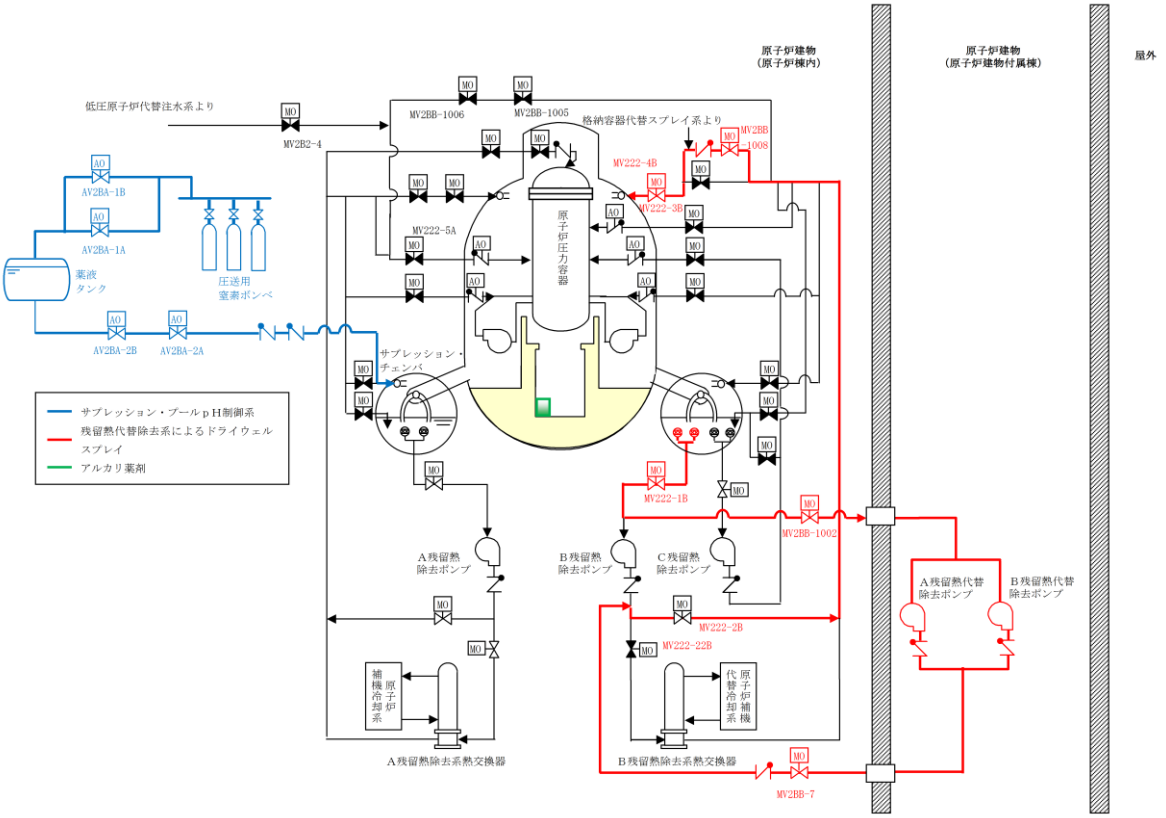


図１　サプレッション・プール水ｐＨ制御系等による格納容器ｐＨ制御概略系統図

（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

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

またサプレッション・プールへ所定量の薬液を注入した後には，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，モジュール部がサプレッション・チェンバ外にあること及びサプレッション・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，本系統使用後の濃度である［　　］wt%では，水温が 0℃以上であれば相変化は起こらず，析出することはない。

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。

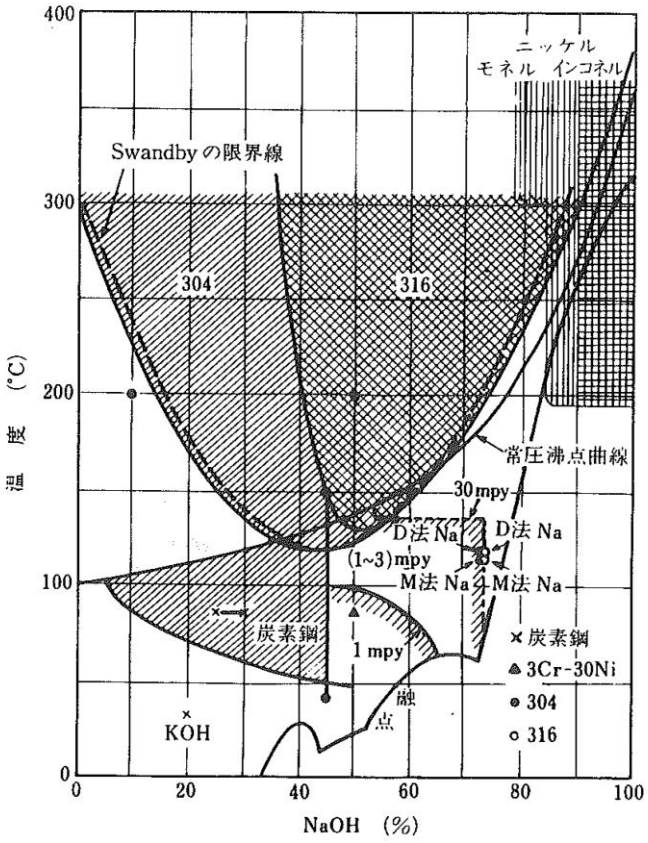


図２　アルカリ腐食割れに及ぼす温度，濃度の影響[1]

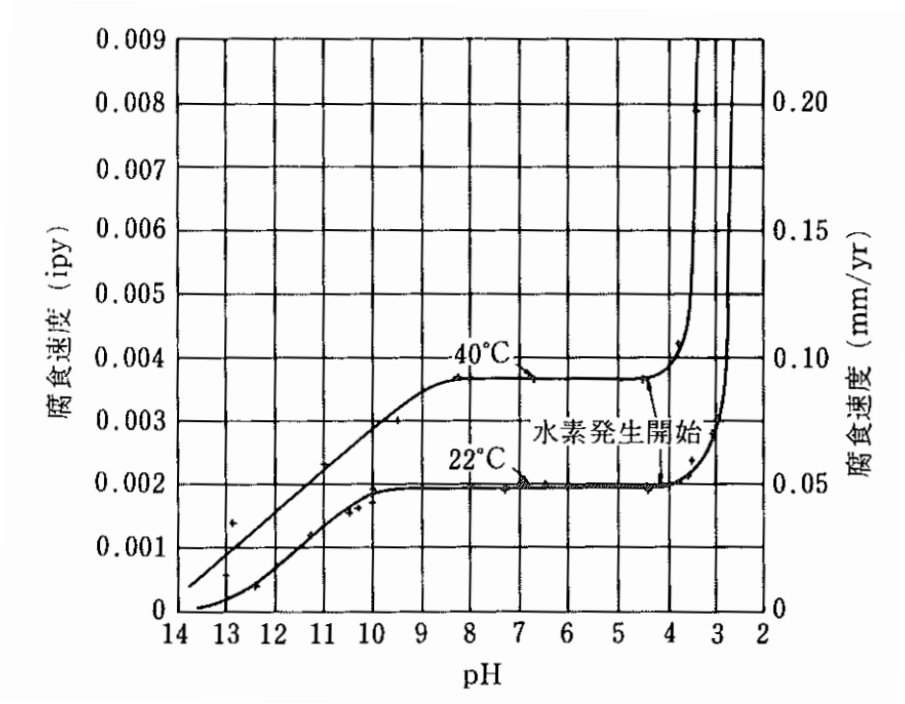


図３　炭素鋼の腐食に及ぼすｐＨの影響[1]

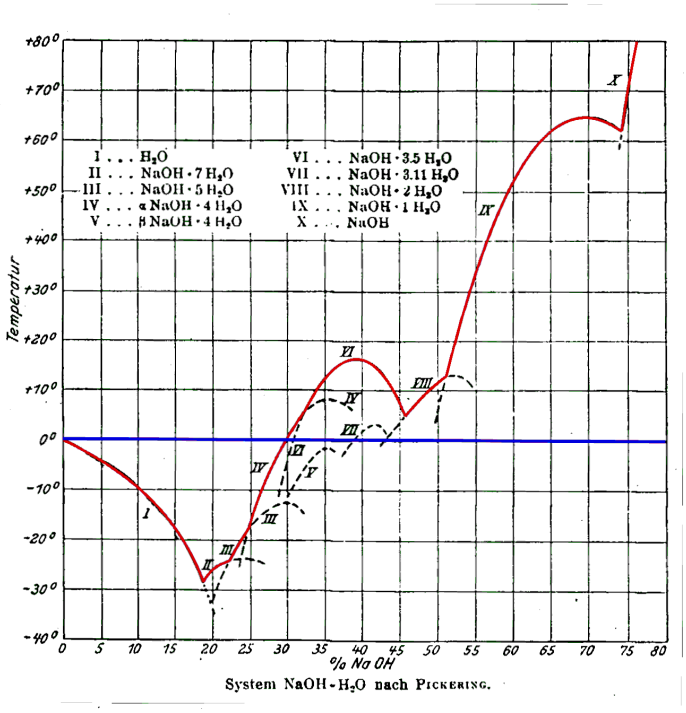


図４　水酸化ナトリウムの水系相平衡図[2]

（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。

$$Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2\uparrow \quad （式①）$$

$$Zn + NaOH + H_2O \rightarrow NaHZnO_2 + H_2\uparrow \quad （式②）$$

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】

・ドライウェル グレーチング表面積：約 3,135m^2

・サプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m^2

・亜鉛メッキ膜厚：80μm

（JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76μm より）

・亜鉛密度：7.2g/cm^3

・亜鉛原子量：65.38

【計算結果】

上記条件より，亜鉛量はドライウェルで約 1,806 kg，サプレッション・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ェルクーラー（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 0.5843m^3

・アルミニウム密度:2.7g/m^3

・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

ジルコニウムー水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，影響はないものと考える。

《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

島根原子力発電所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砕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デスタル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，圧力容器ペデスタル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1～2 ㎜)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。

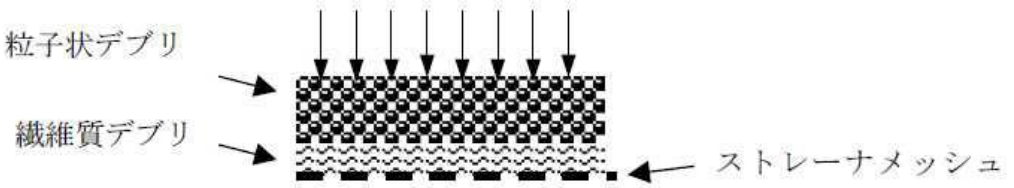


図５　薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

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 ㎜)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(2.79㎜)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・チェンバ内の撹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る。また，粒子径が 100μm 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(150m^3/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デスタル内であり，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デスタル内へ落下し，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デスタル内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって圧力容器ペデスタル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。

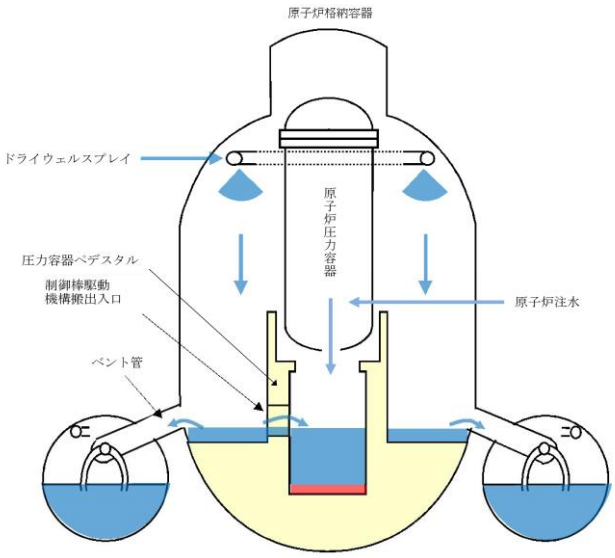


図６　RPV 破損後の残留熱除去による冷却の流れ

※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。

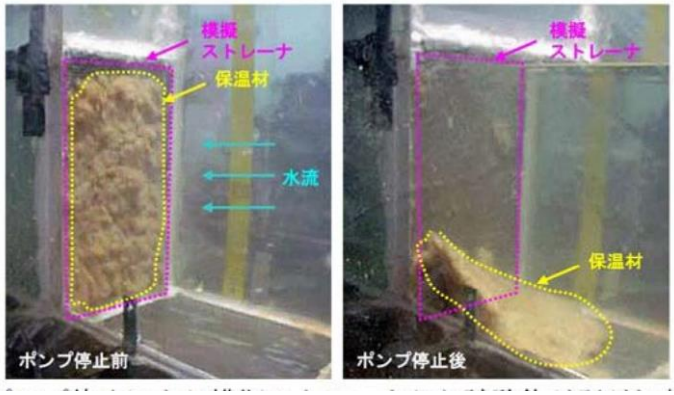


図７　ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(Apri12004,LANL,GSI-191:Experimental Studies of
Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debr is Accumulation and Head Loss with
Emphasis on th eEffects of Calcium Silicate Insulation)

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。

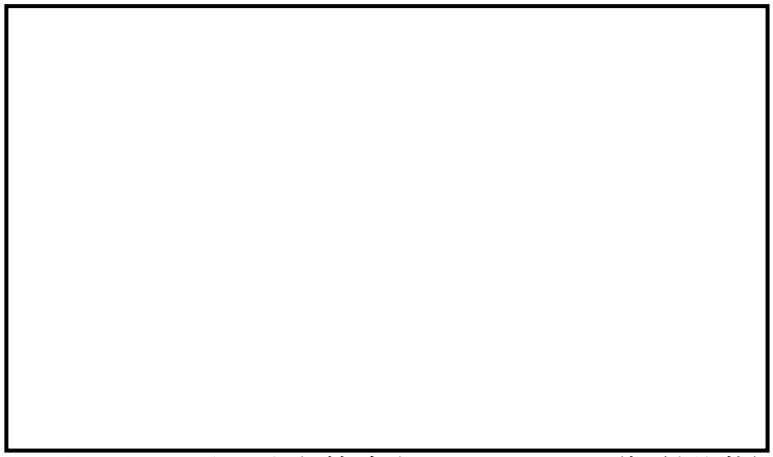


図９　２号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

（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。

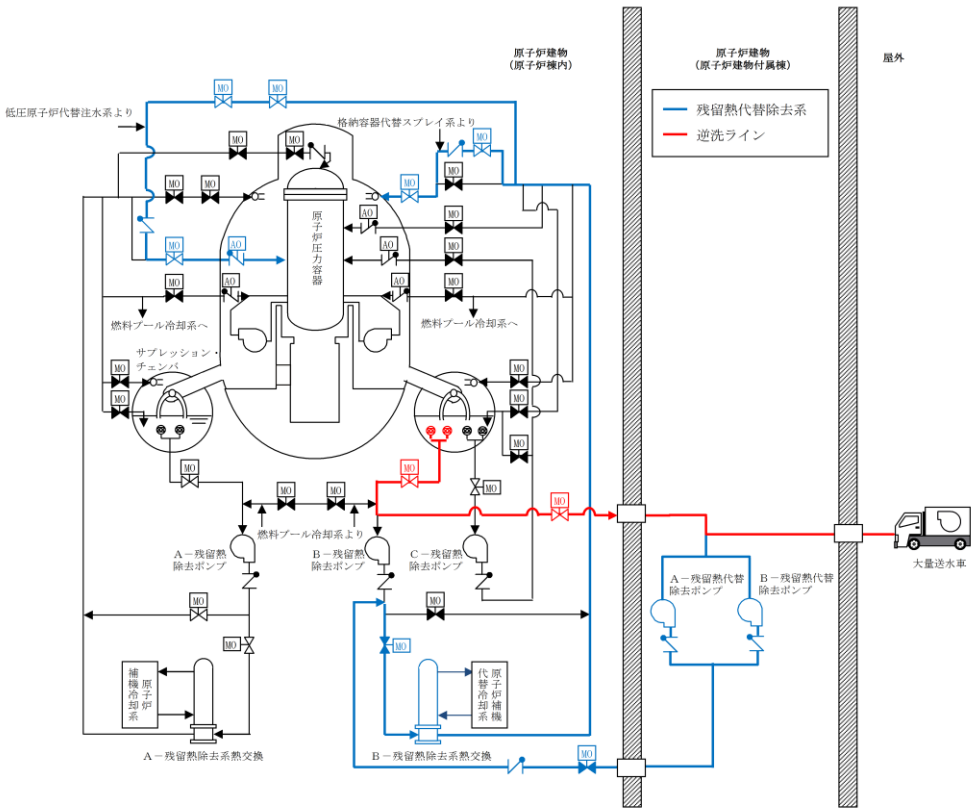


図10　残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

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，ドレン移送ポンプ，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（薬品注入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。

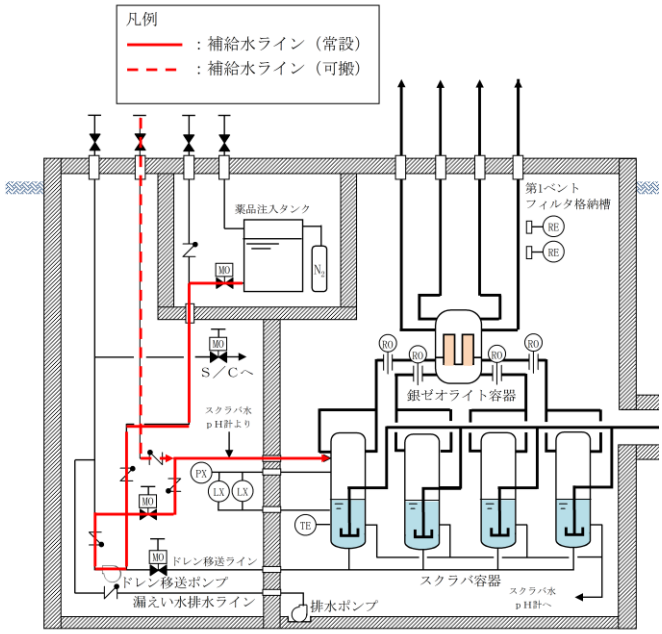


図 11　補給設備　系統概略図

（ii）排水設備

排水設備は，ドレン移送ポンプ，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ドレン移送ポンプにより，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。

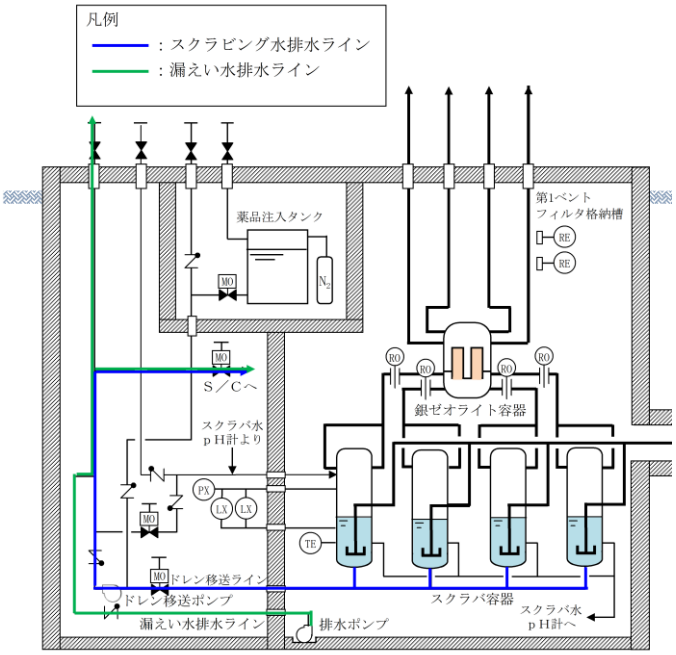


図 12　排水設備　系統概略図（補給時）

51 条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

目次

51-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表
51-2　単線結線図
51-3　配置図
51-4　系統図
51-5　試験及び検査
51-6　容量設定根拠
51-7　接続図
51-8　保管場所図
51-9　アクセスルート図
51-10 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　ＳＡ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溶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，Ｂｄ，Ｂｆ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｂ
				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	Ａｂ，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	Ａａ
				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	Ｃａ
				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溶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	Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				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）	Ａａ
			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	Ａ
			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	Ａａ
			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）	Ｂａ
			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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				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－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｃ
				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）

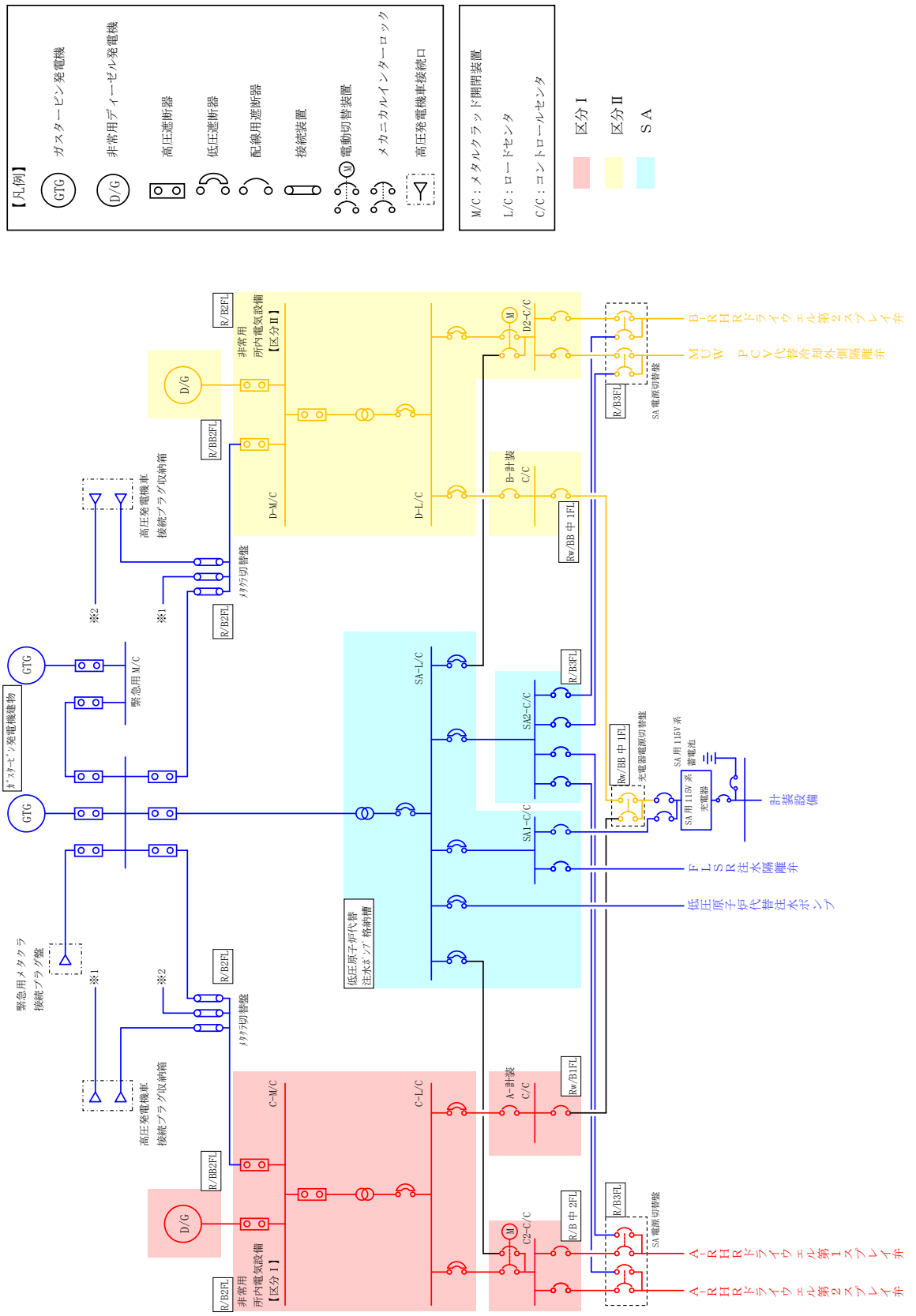
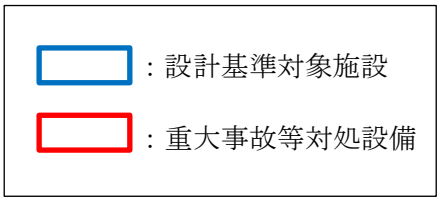

【凡例】
ガスタービン発電機
非常用ディーゼル発電機
高圧遮断器
低圧遮断器
配線用遮断器
接続装置
電動切替装置
メカニカルインターロック
高圧発電機車接続口
M/C：メタルクラッド開閉装置
L/C：ロードセンタ
C/C：コントロールセンタ
区分Ⅰ
区分Ⅱ
SA
GTG
D/G
緊急用メタクラ接続プラグ盤
緊急用 M/C
高圧発電機車接続プラグ収納箱
メタクラ切替盤
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
C-M/C
C-L/C
D-M/C
D-L/C
A-計装C/C
B-計装C/C
C2-C/C
D2-C/C
SA-L/C
SA1-C/C
SA2-C/C
低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
R/B2FL
R/BB2FL
R/B3FL
R/B1FL
R/B 中 2FL
Rw/BB 中 1FL
Rw/B1FL
Rw/BB 中 1FL
SA 電源切替盤
充電器電源切替盤
SA 用 115V 系蓄電池
SA 用 115V 系充電器
計装設備
FLSR注水隔離弁
低圧原子炉代替注水ポンプ
MUWP CV代替冷却外側隔離弁
B-RHR ドライウェル第2スプレイ弁
A-RHR ドライウェル第1スプレイ弁
A-RHR ドライウェル第2スプレイ弁

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）



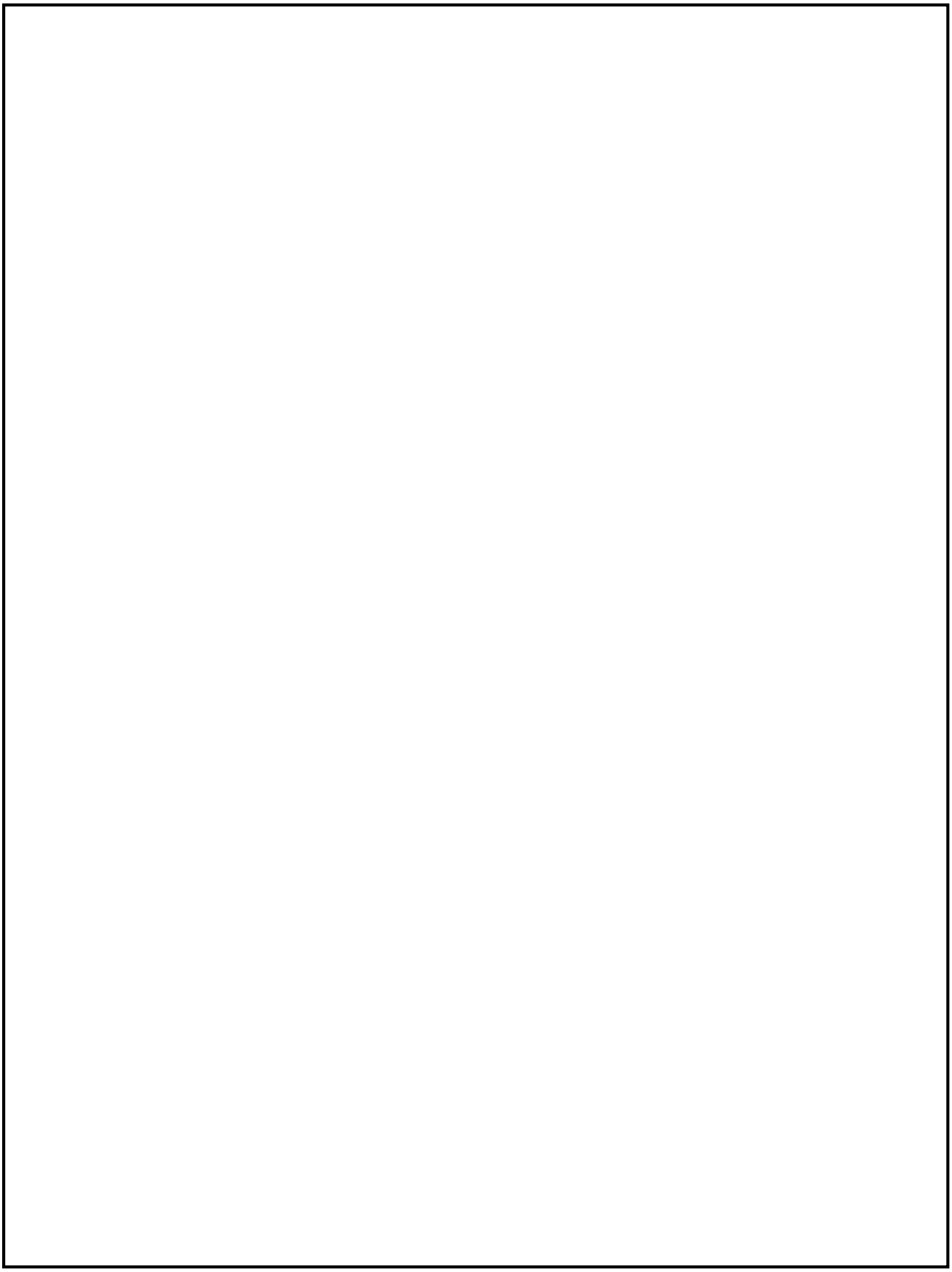


図１　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

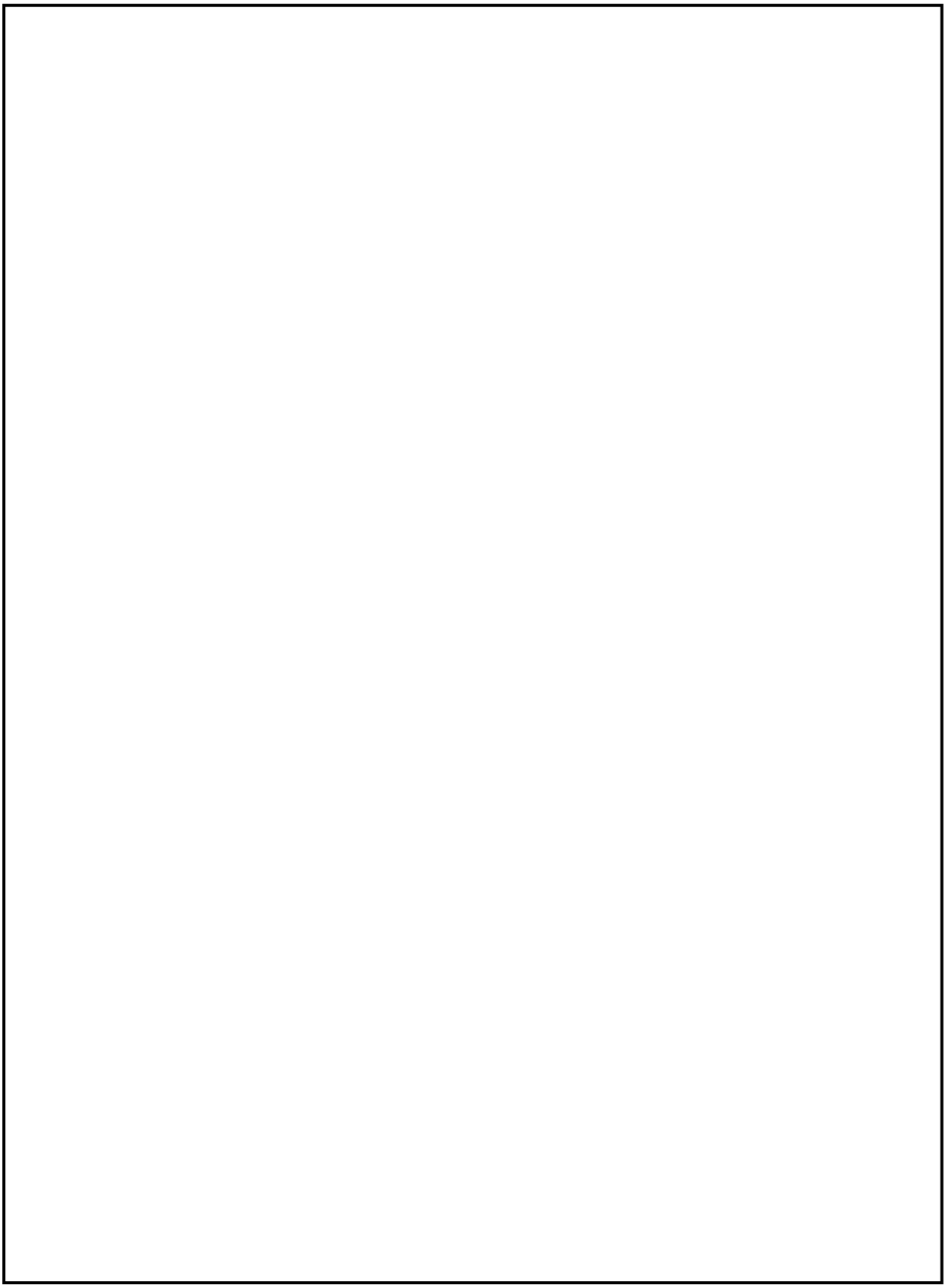


図２　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（低圧原子炉代替注水ポンプ）の配置図

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。

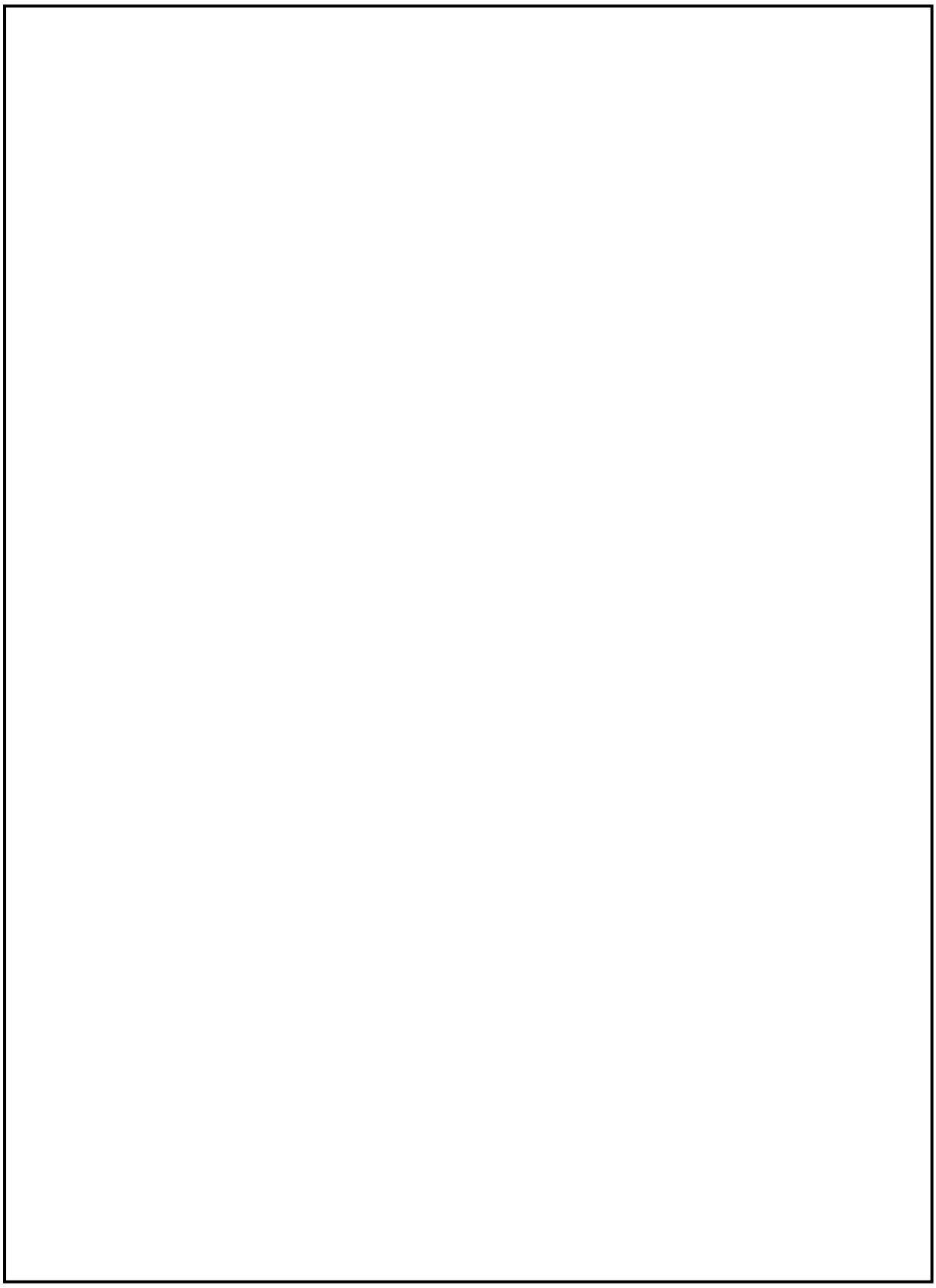


図３　ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る機器（弁）の配置図（原子炉建物１階）

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。

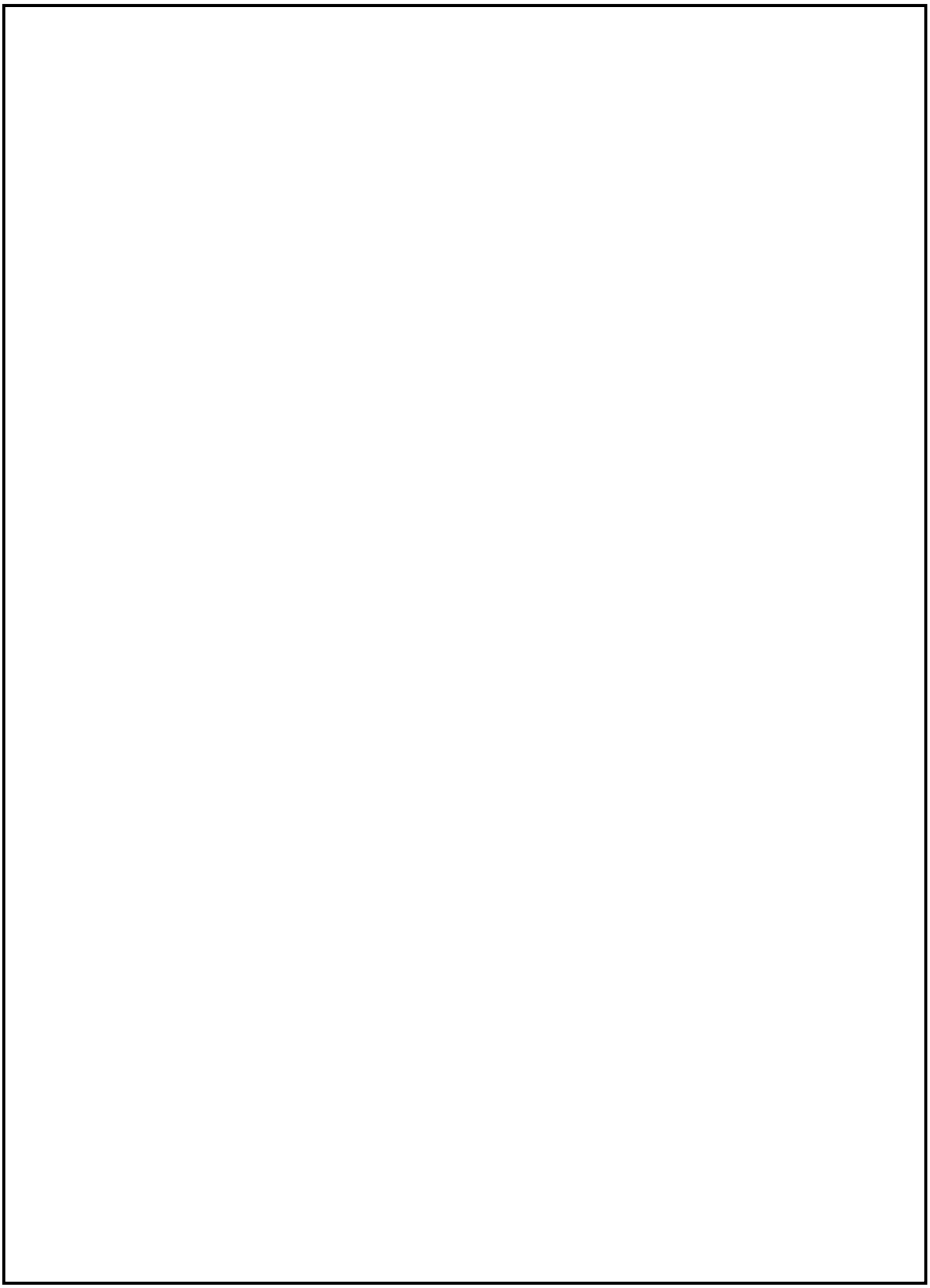


図４　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図（原子炉建物２階）

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。

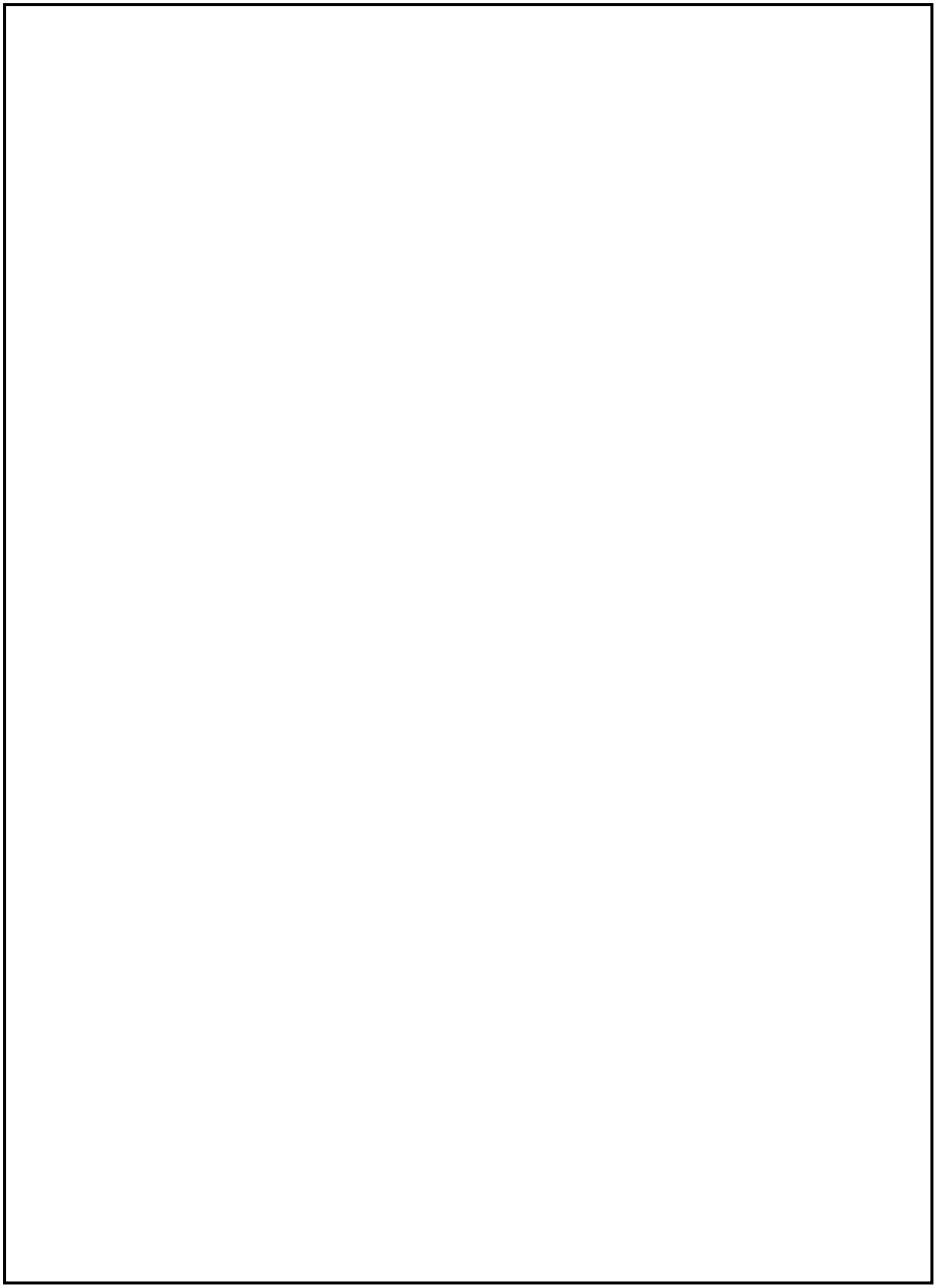


図５　ペデスタル代替注水系（可搬型）を使用したペデスタル注水に係る
機器（弁）の配置図

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。

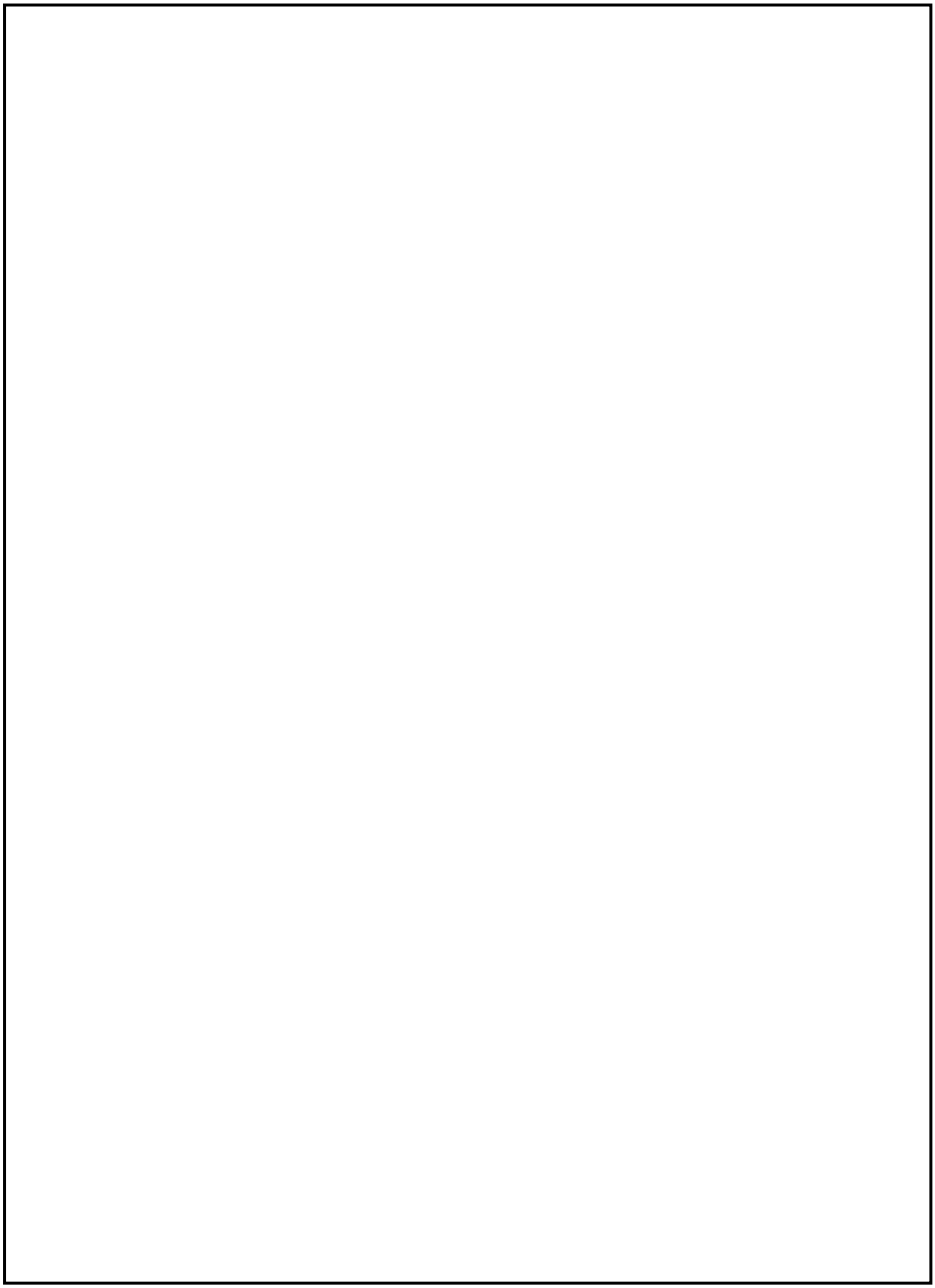


図６　ペデスタル代替注水系（常設，可搬型）を使用したペデスタル注水に係る
中央制御室操作盤の配置図（制御室建物４階）

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。

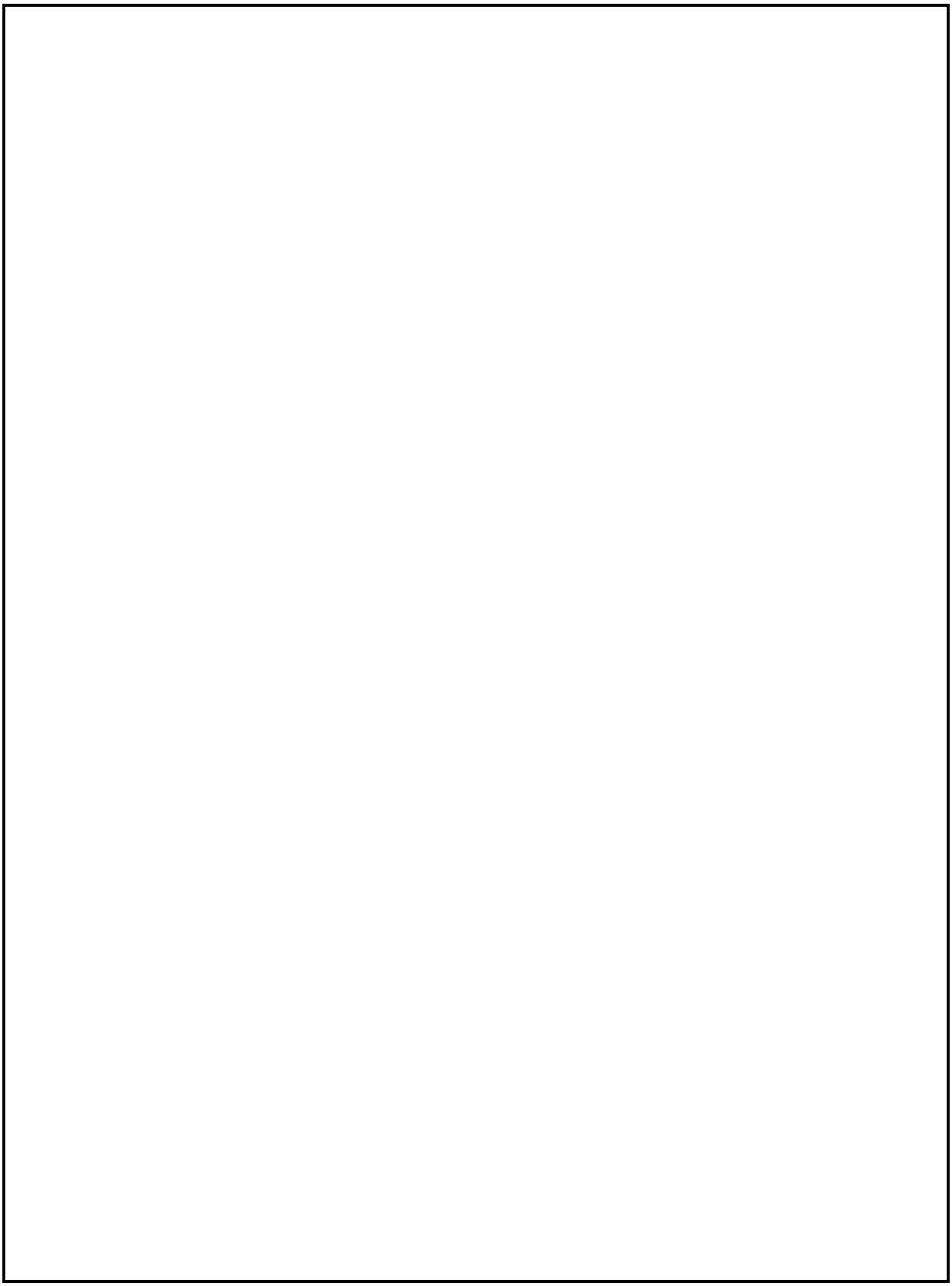


図７　ペデスタル代替注水系を使用したペデスタル注水に係る
SA 電源切替盤の配置図（原子炉建物３階）

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。

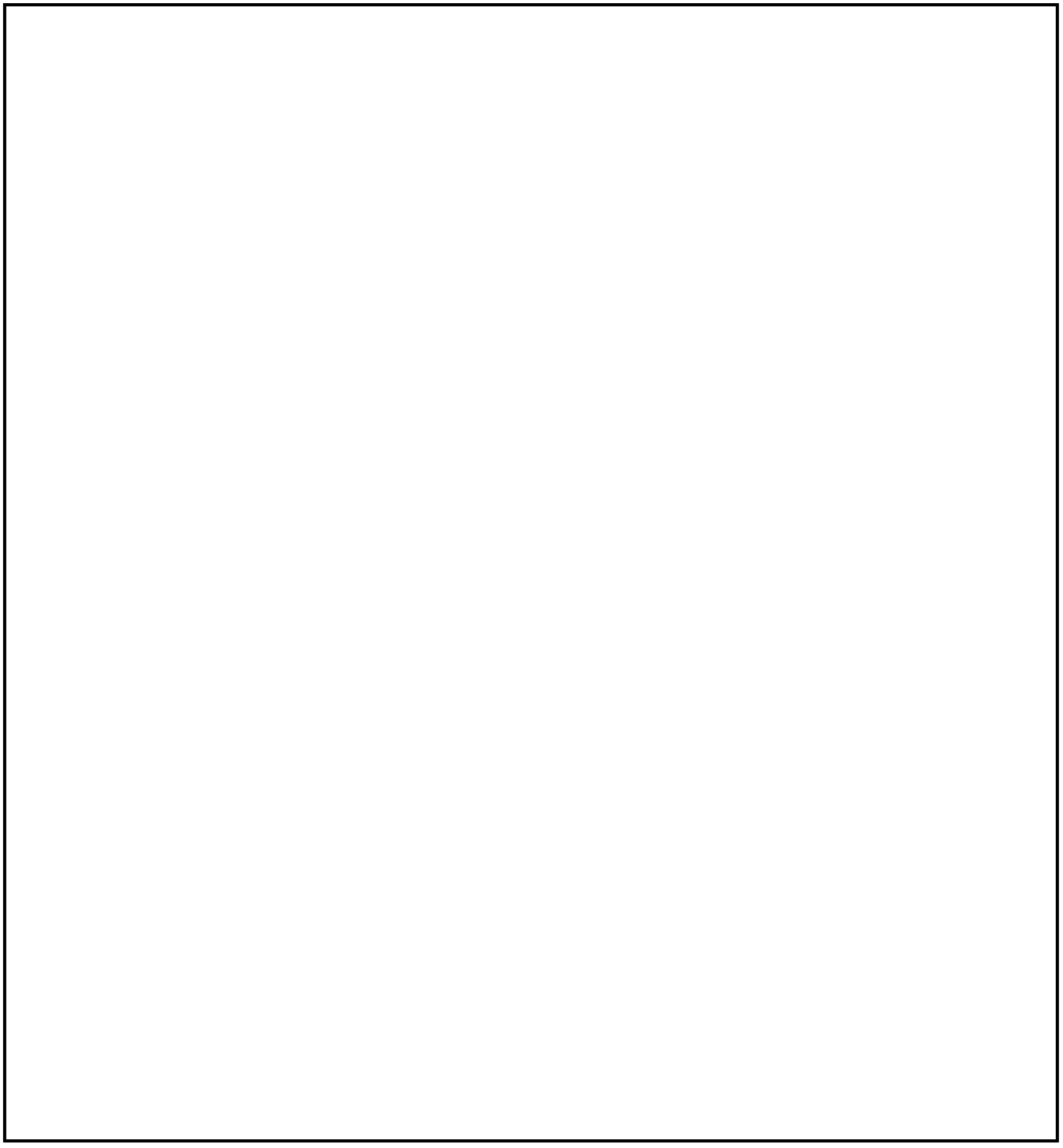


図８　コリウムシールドの配置図（原子炉格納容器）

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ドライウェル第１スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
4	Ａ－ＲＨＲドライウェル第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

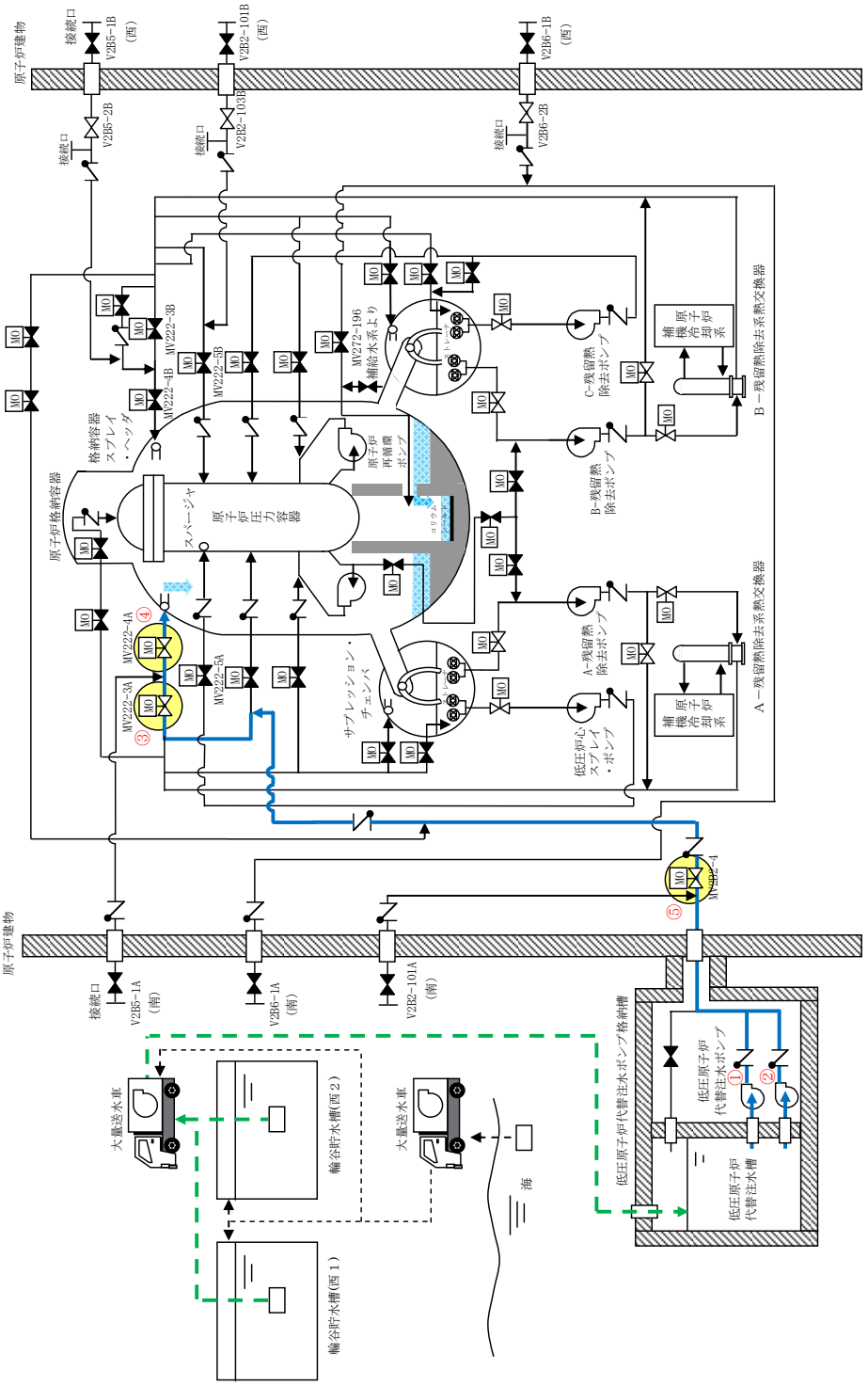


図１　ペデスタル代替注水系（常設）を使用したペデスタル内への注水の系統概要図

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　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

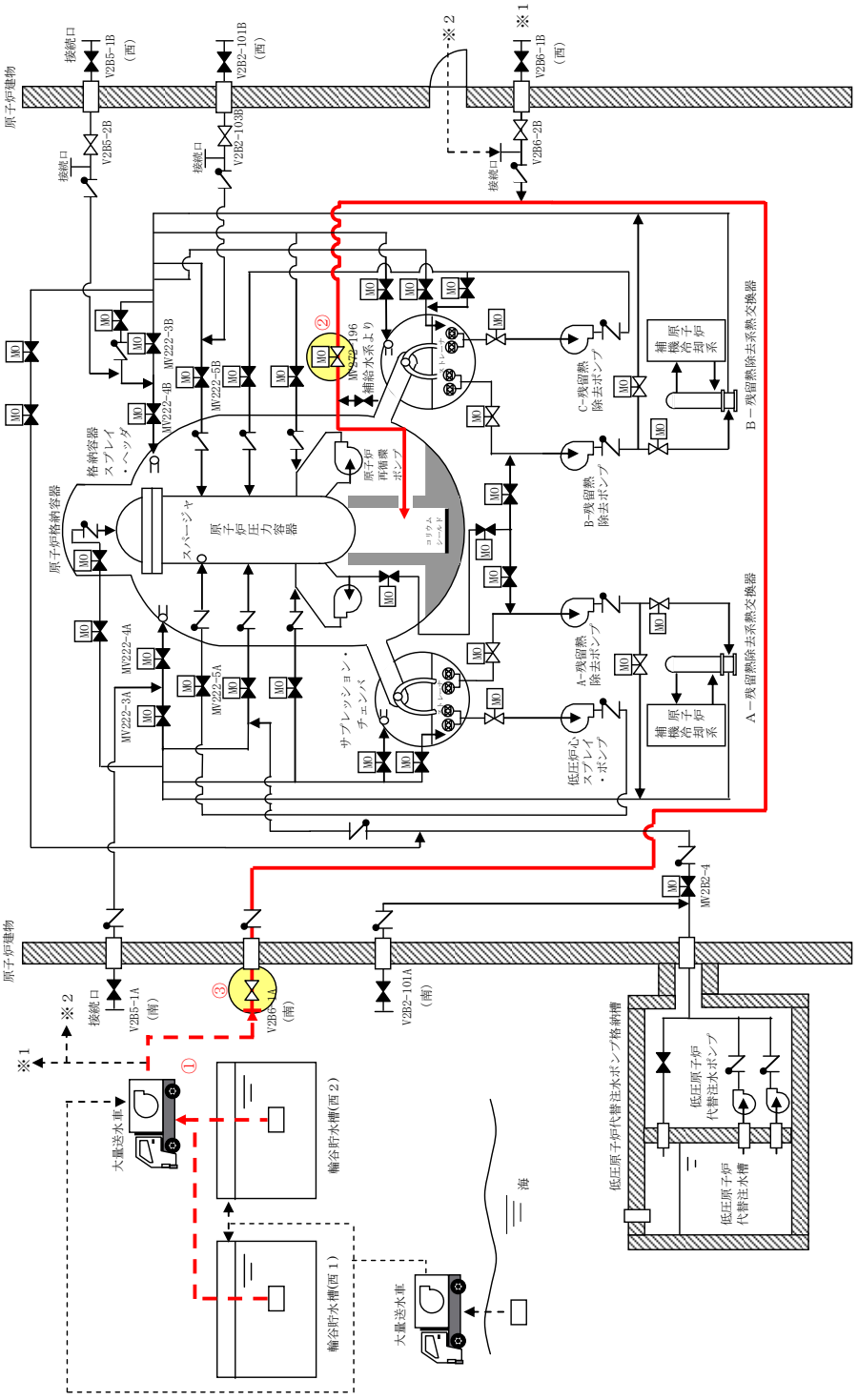


図２　ペデスタル代替注水系（可搬型）Ａ系を使用したペデスタル内への注水の系統概要図

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－注水ライン流量調整弁	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

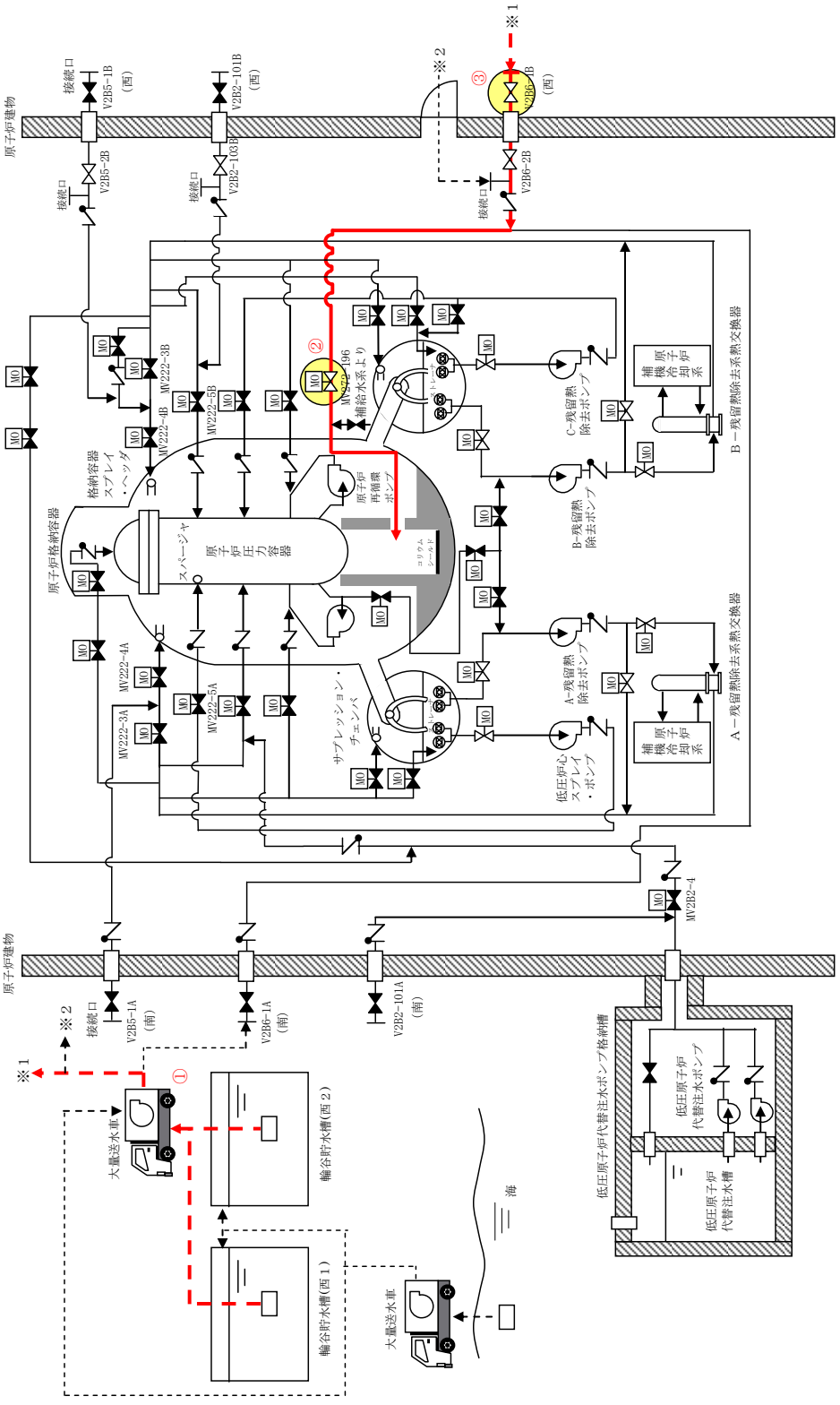


図３　ペデスタル代替注水系（可搬型）Ｂ系を使用したペデスタル内への注水の系統概要図

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

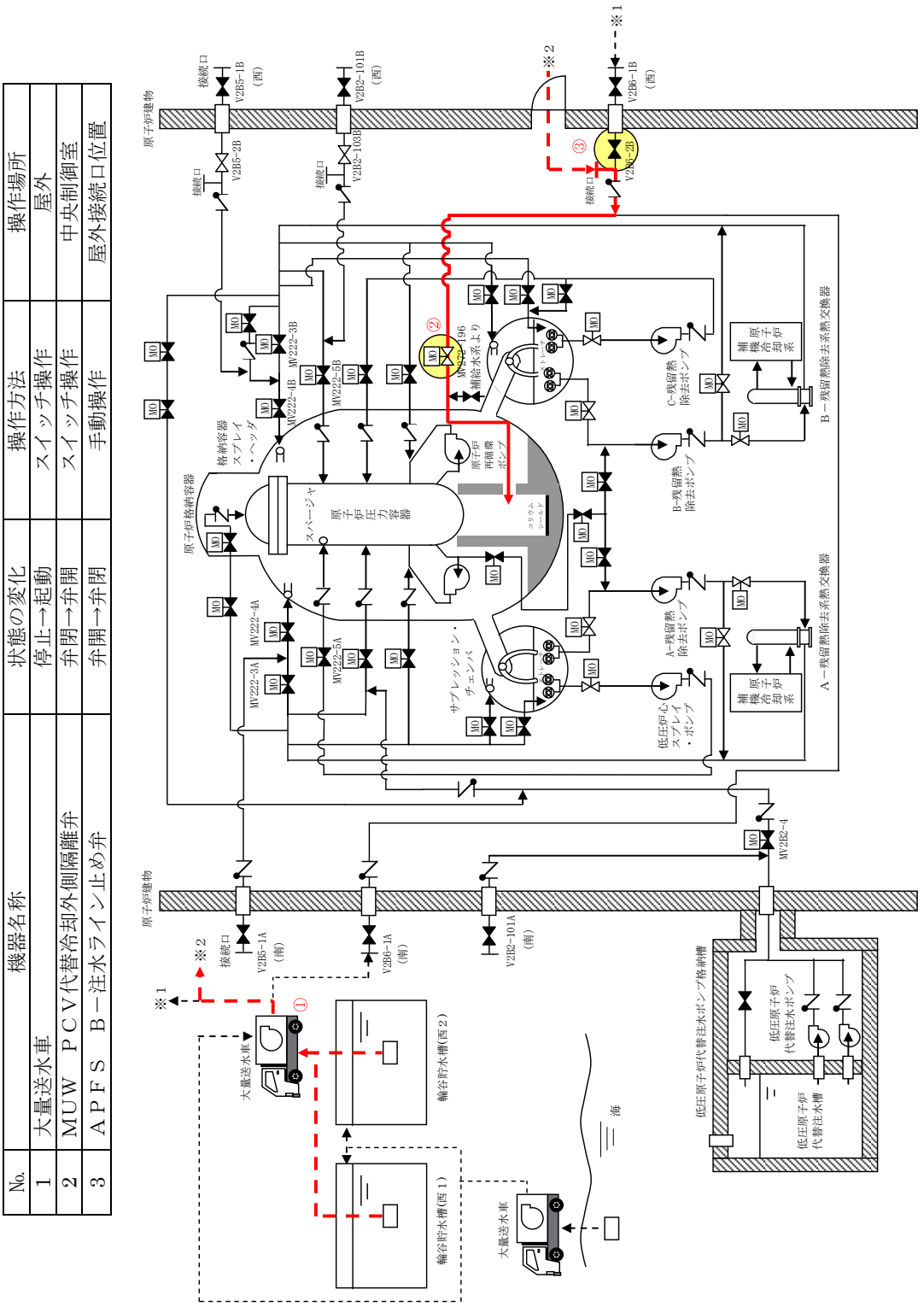


図４　ペデスタル代替注水系（可搬型）Ｂ系を使用したペデスタル内への注水の系統概要図
（屋内接続口使用時）

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）

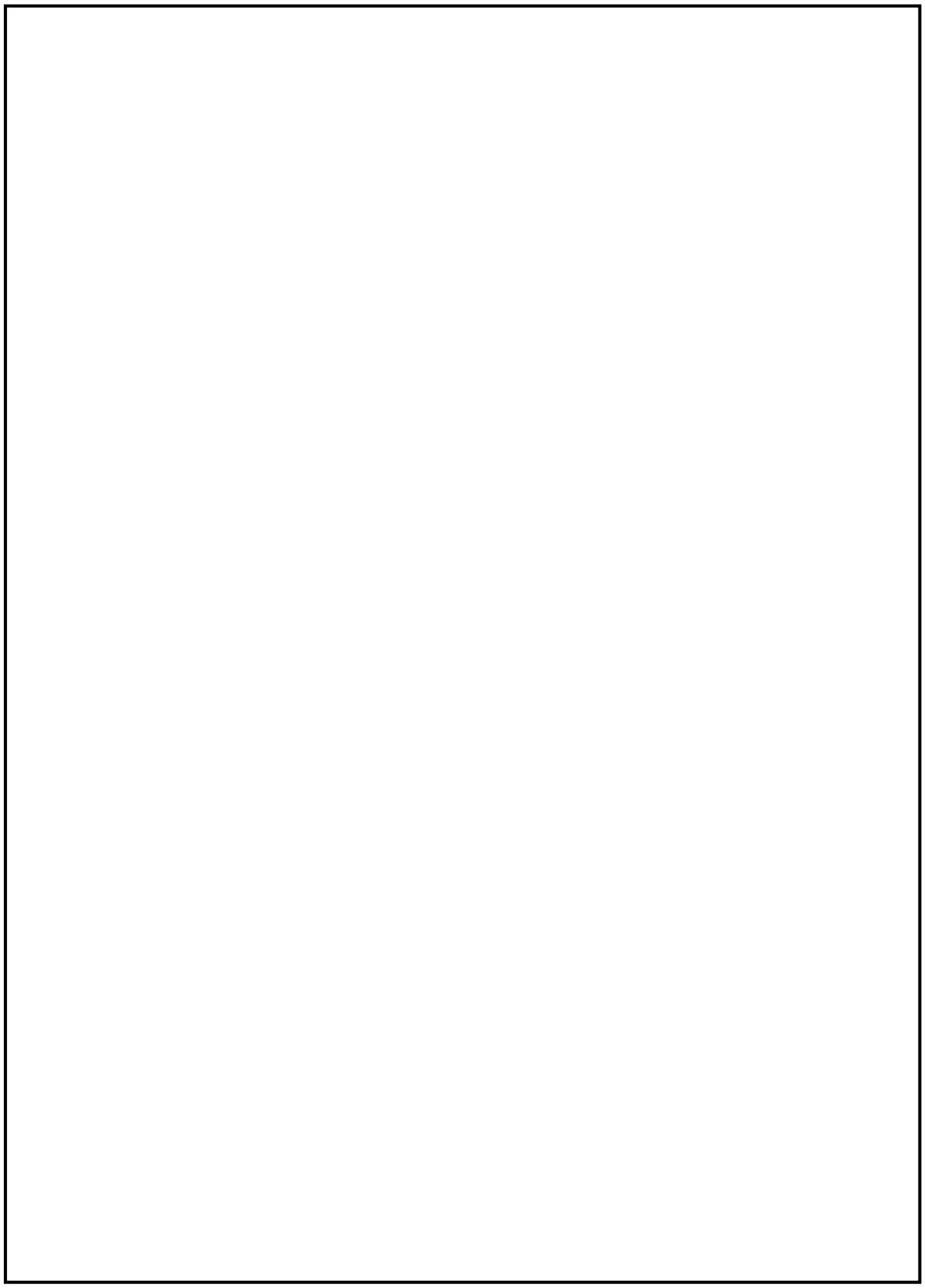


図１　運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））

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。

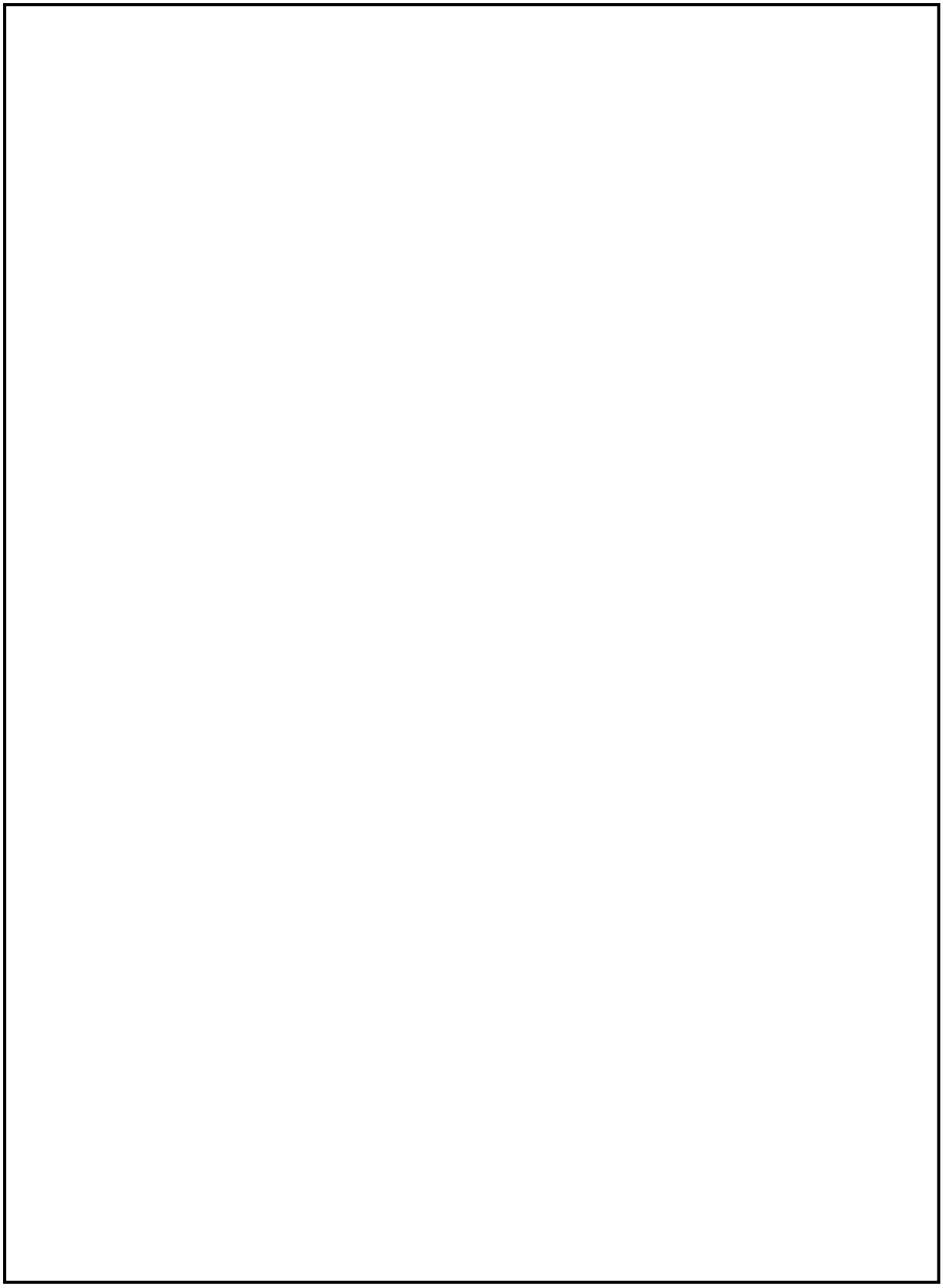


図２　運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（常設））

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。

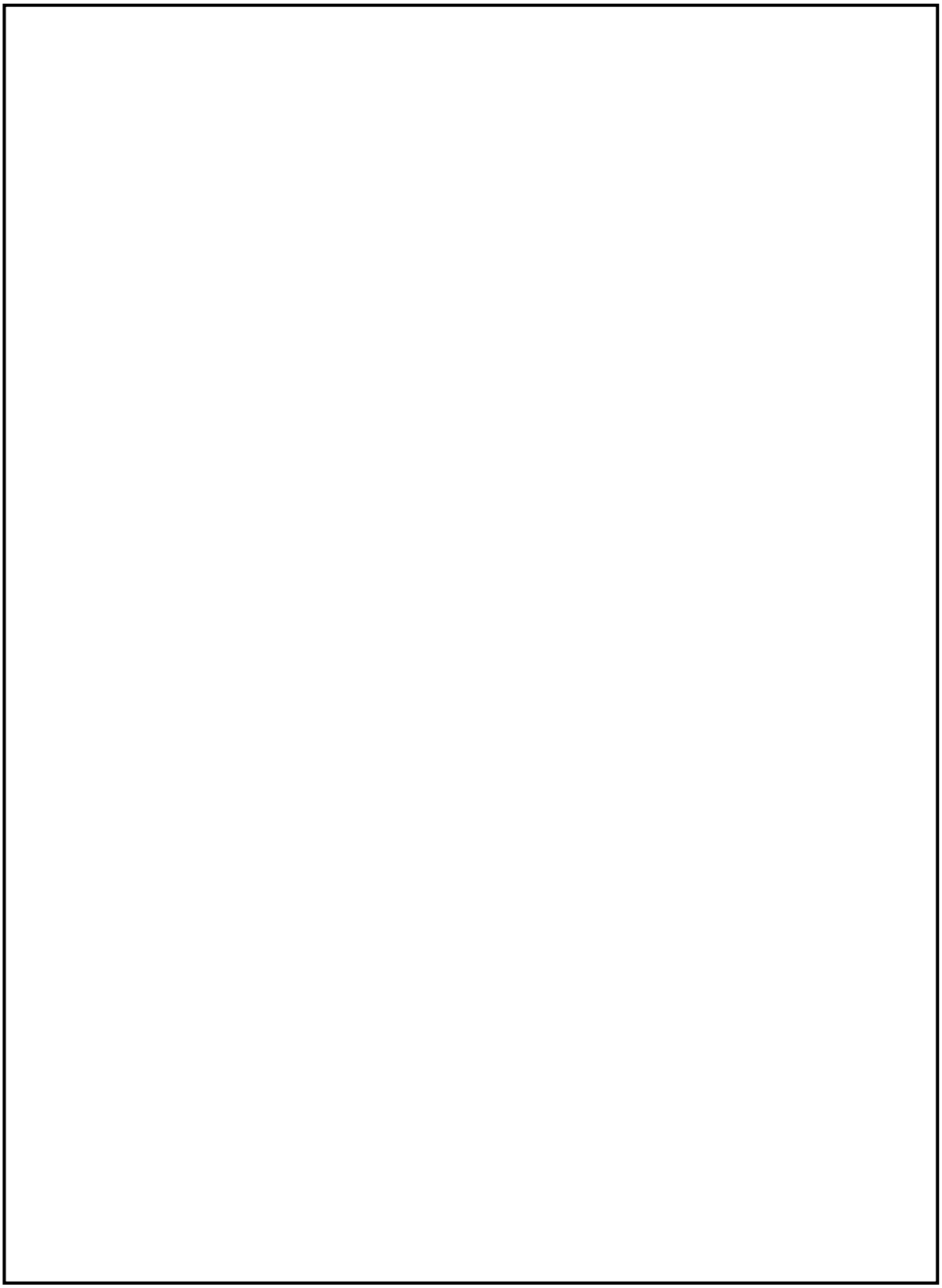


図３構造図（低圧原子炉代替注水ポンプ）

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。

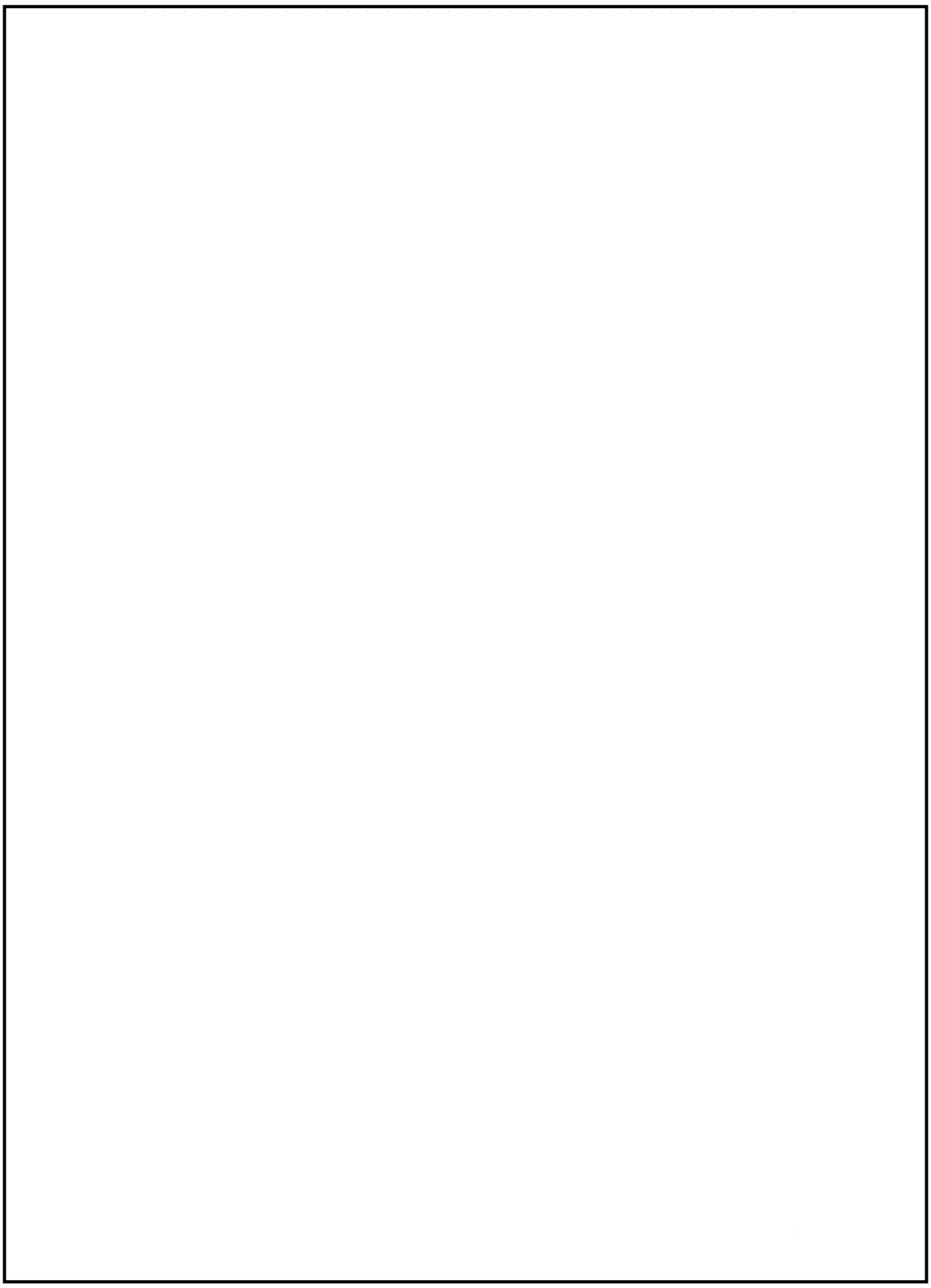


図４　運転性能検査系統図（大量送水車）

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。

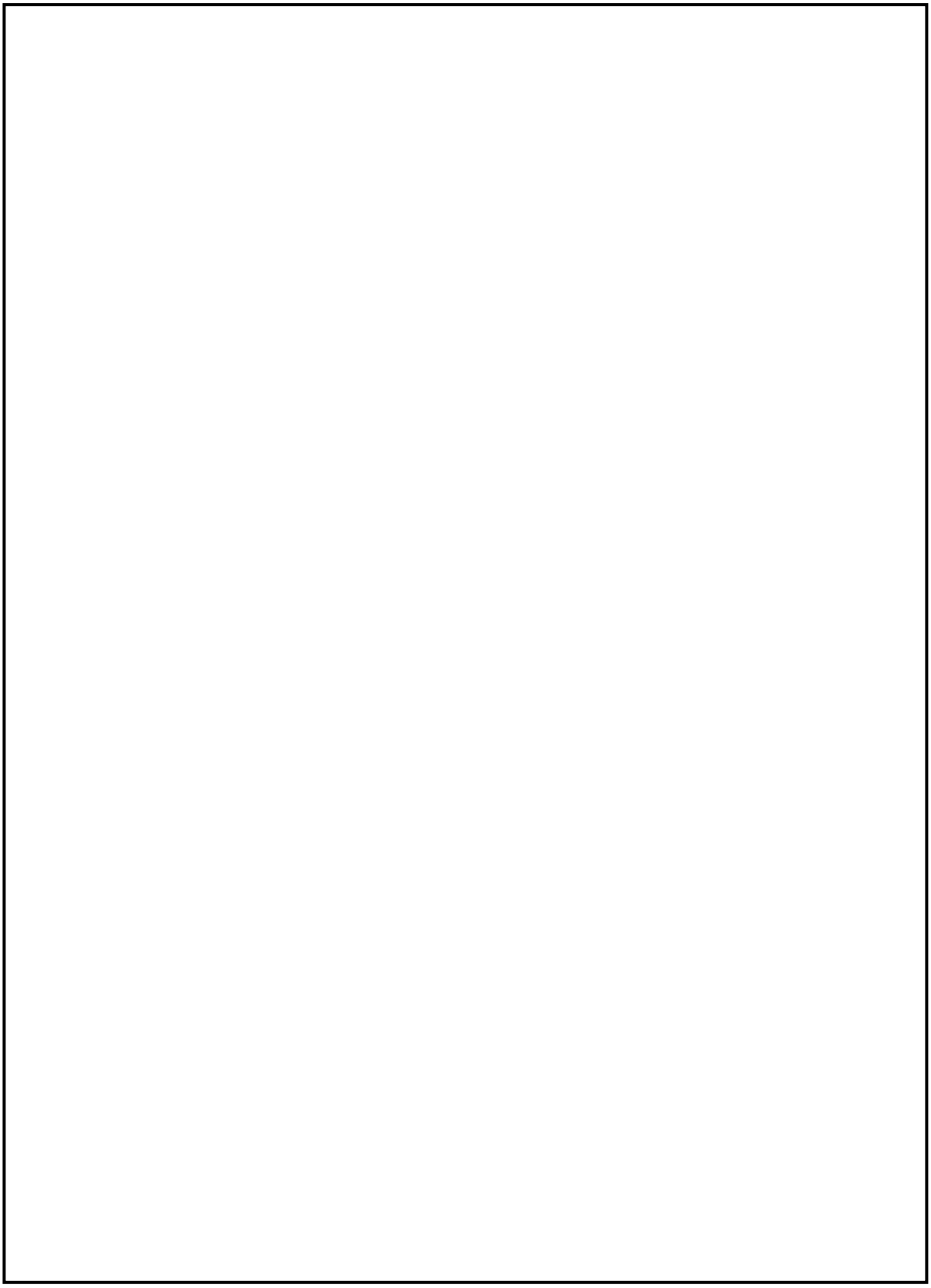


図５　運転性能検査系統図（ペデスタル代替注水系（可搬型））

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。

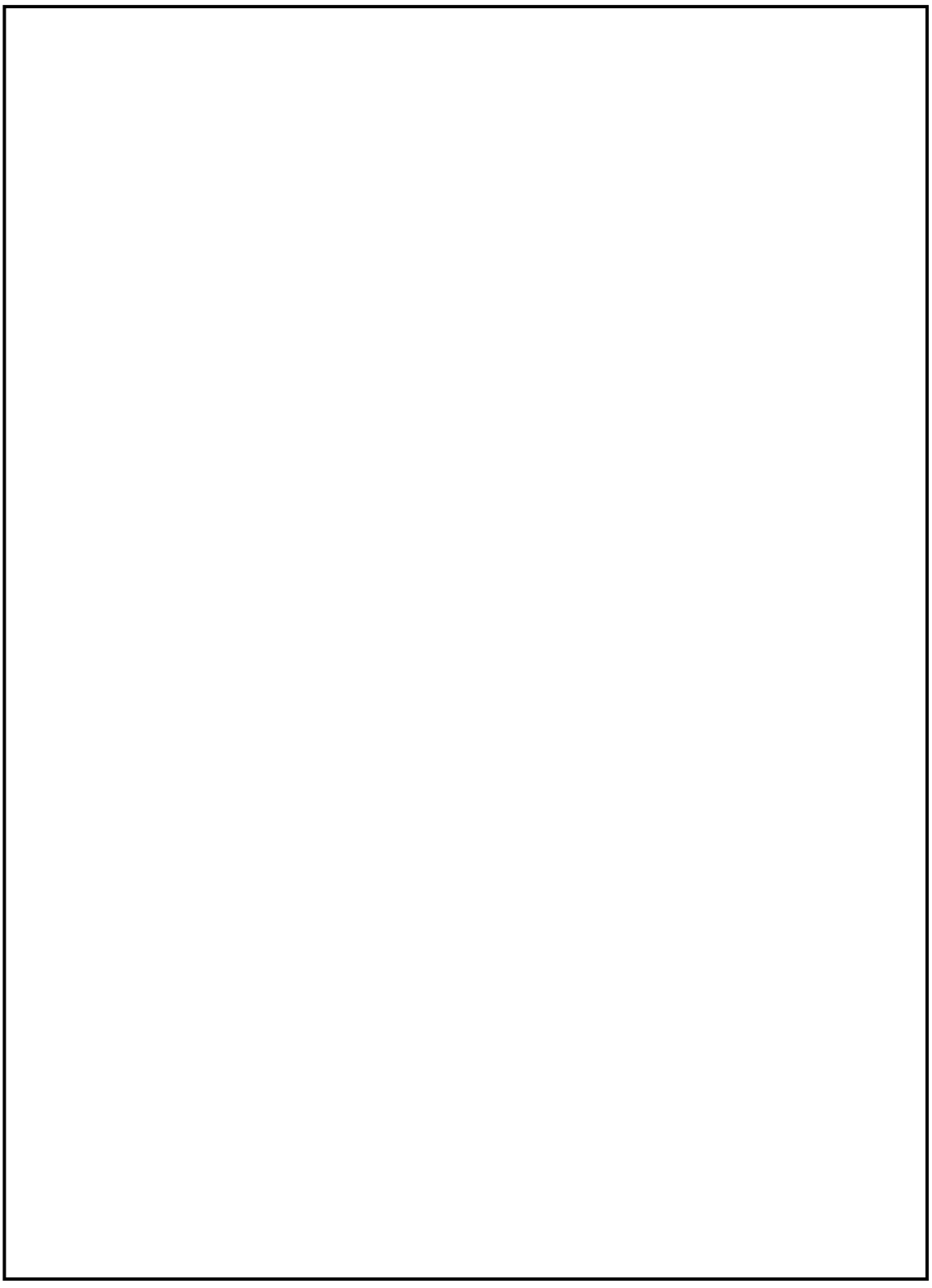


図６　構造図（大量送水車）

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 （ペデスタル代替注水系（常設））
容　　量	m^3/h/台	230 以上（注１）（230（注２））
全　揚　程	m	□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

【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。

ペデスタル代替注水系（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，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

なお，ペデスタル代替注水系（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重要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に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）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 120m³/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，ペデスタル代替注水系（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	:	[　　] m
静水頭	:	m
配管・機器圧力損失	:	m
	:	m

以上より，ペデスタル代替注水系（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。

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）

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　ＪＩＳ　Ｂ0131（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/m^3）	＝1000
g	：重力加速度（m/s^2）	＝9.80665
Q	：容量（m^3/s）	＝230／3600
H	：揚程（m）	＝190
η	：ポンプ効率（%）（設計計画値）	＝［　　］

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

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。

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。

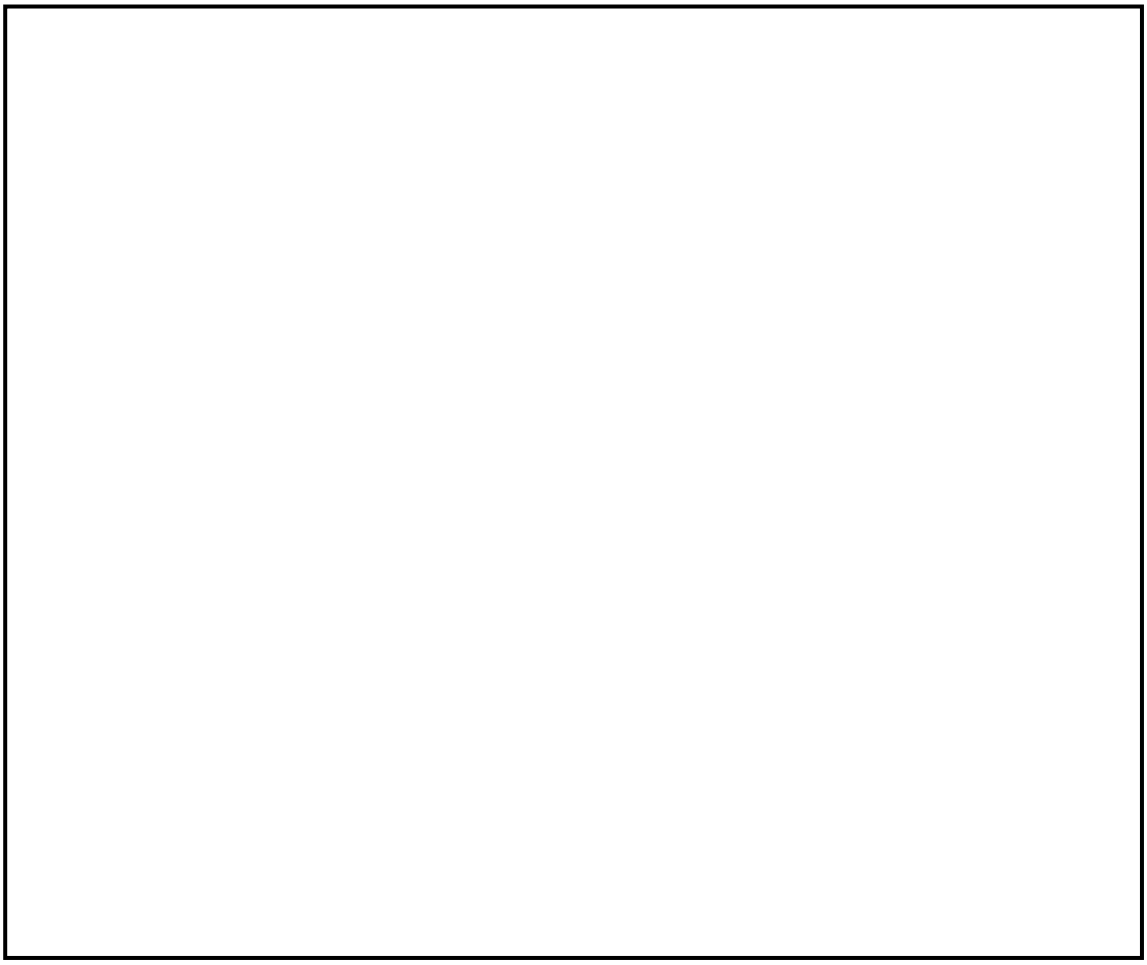


図１　低圧原子炉代替注水ポンプ性能曲線

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。

ペデスタル代替注水系（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，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

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溶融炉心を冷却することで溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

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。

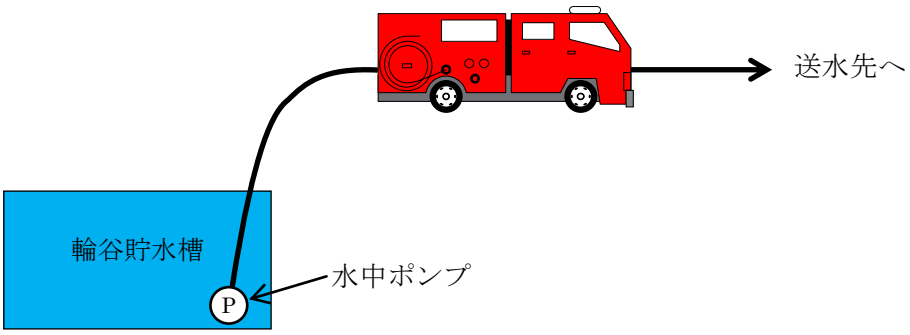


図１　ペデスタル代替注水系（可搬型）によるスプレイ　系統概要図

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，格納容器破損防止の重要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に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）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）

ペデスタル代替注水系（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。

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。

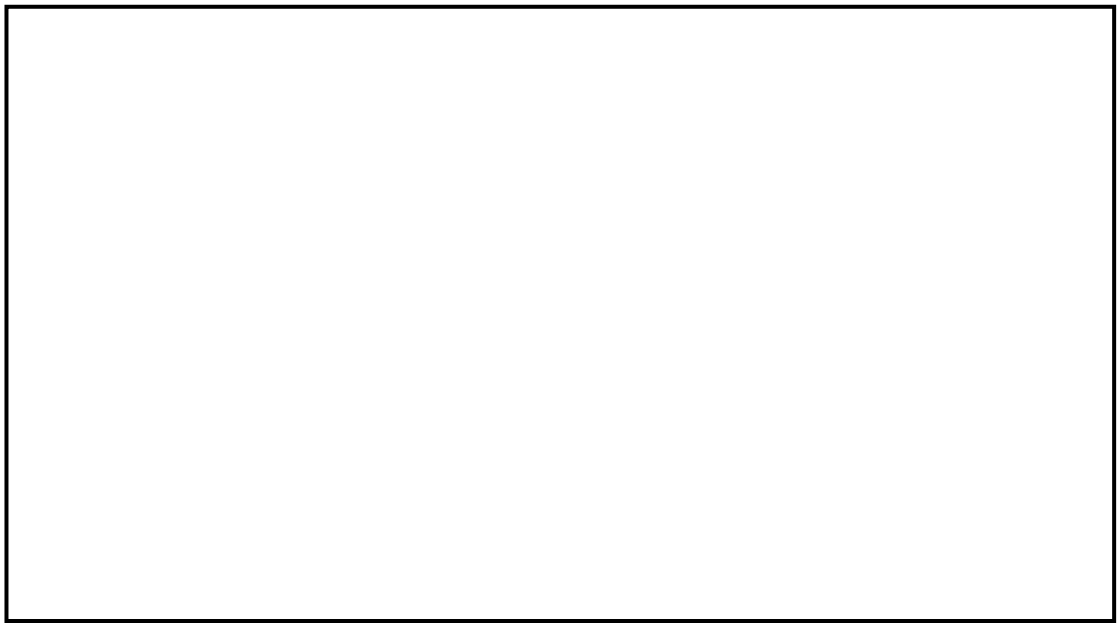


図２　大量送水車性能曲線

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 120m^3/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	[redacted]	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	-0.8	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。

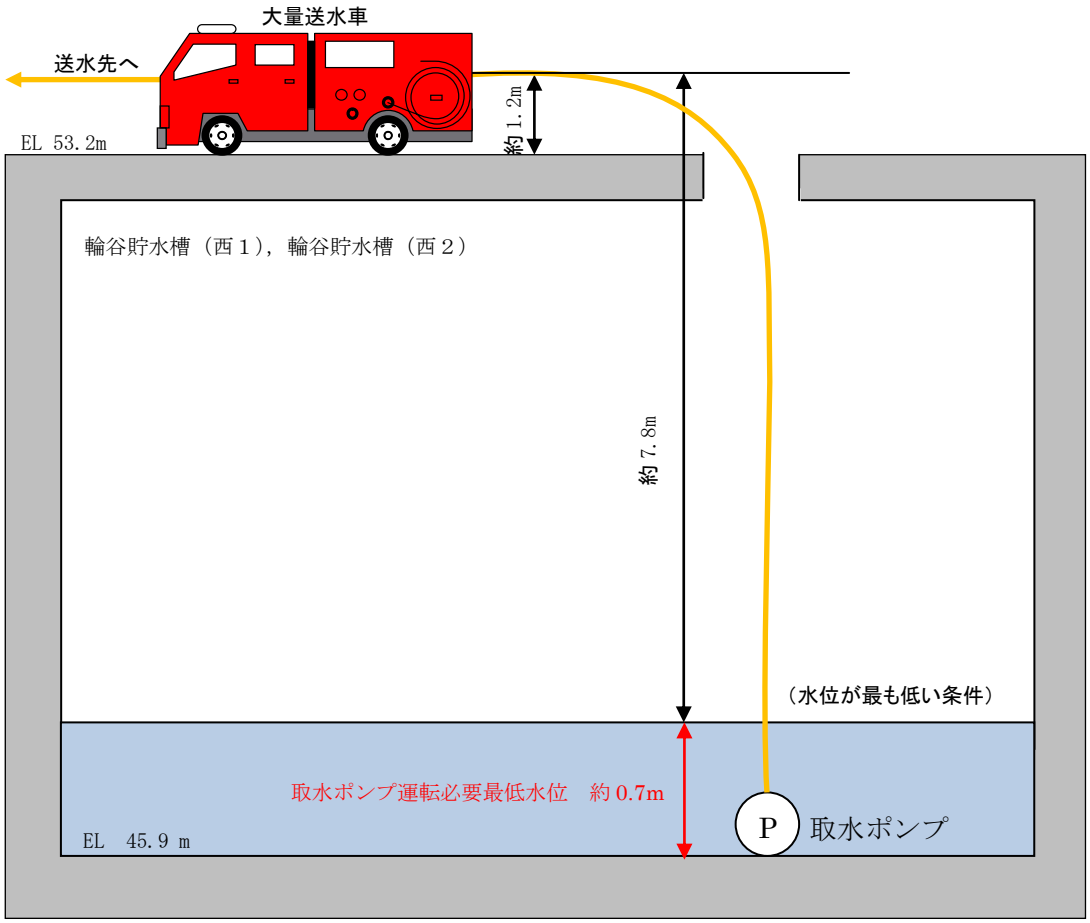


図３　大量送水車設置概要図

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。

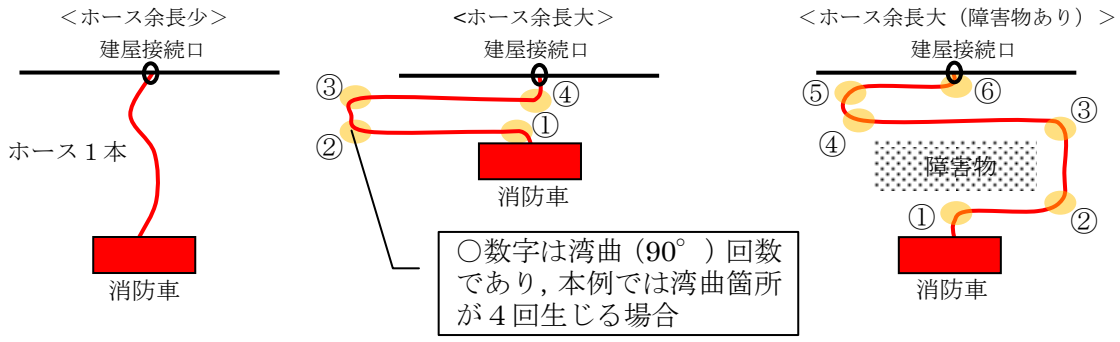


図４　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失：h_b＞

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

○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１ｍ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 / 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	0.065	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。）

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

$R/d = 6.5$，$\left(Re\sqrt{\lambda}\right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$　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　＝　0.14[MPa]･･･（ｉ）　とする。

○v：流速

v＝Q/A

Q：流量について

ペデスタル代替注水系（可搬型）で使用する場合は

Q＝120[m³/h]＝2.0[m³/min]となる。

A：管路の断面積について

A＝πr² であることから，150A のホースの場合，r＝管内径/2 となり，管内径 0.1535m より r＝0.07675[m]となる。

よって，A＝0.0185057[m²]

v＝Q/A より

＝108.074[m/min]=1.8012[m/s]　･･･（ⅱ）

○上記（ｉ）（ⅱ）より，１湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

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

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

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）

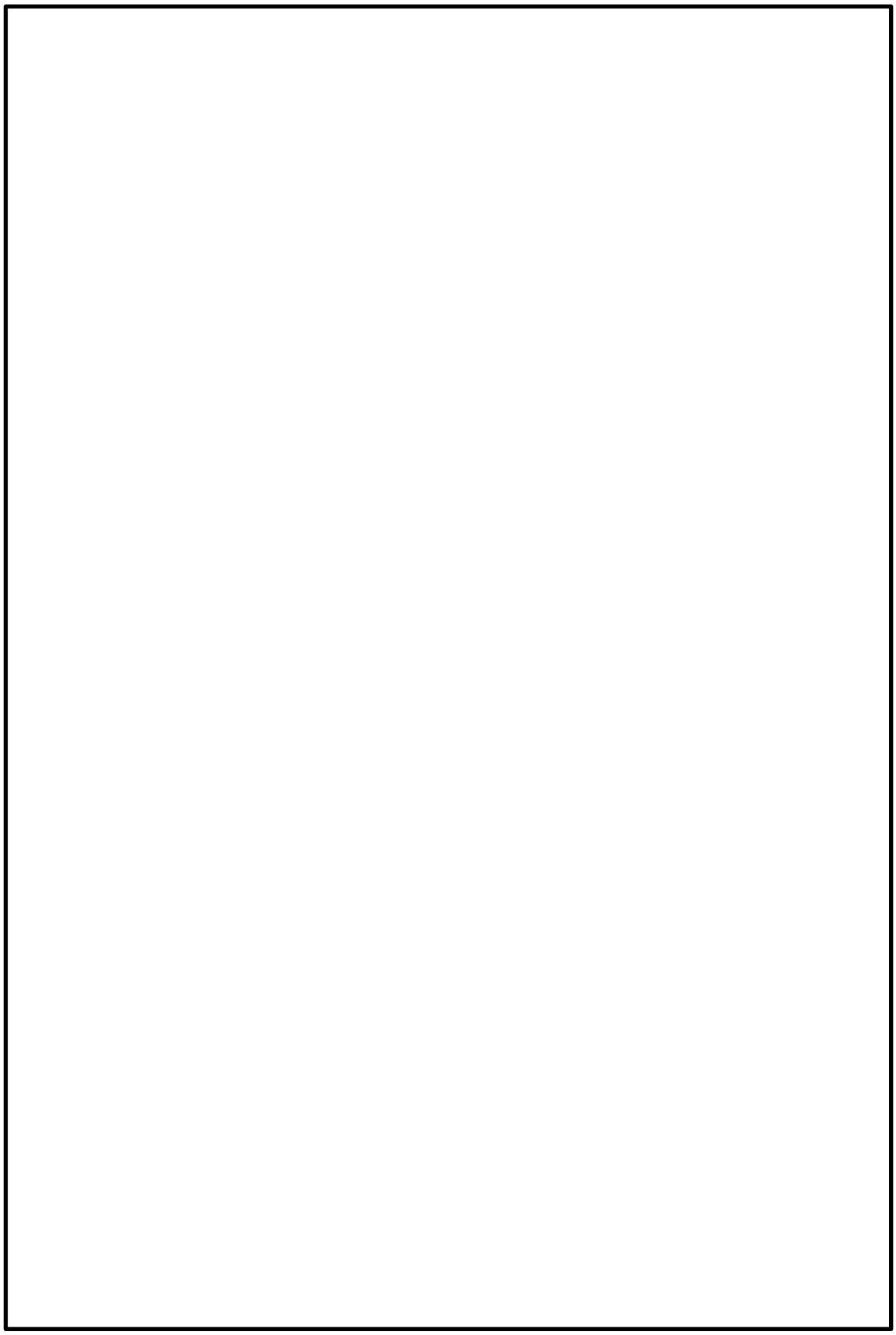


図１　接続図

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。

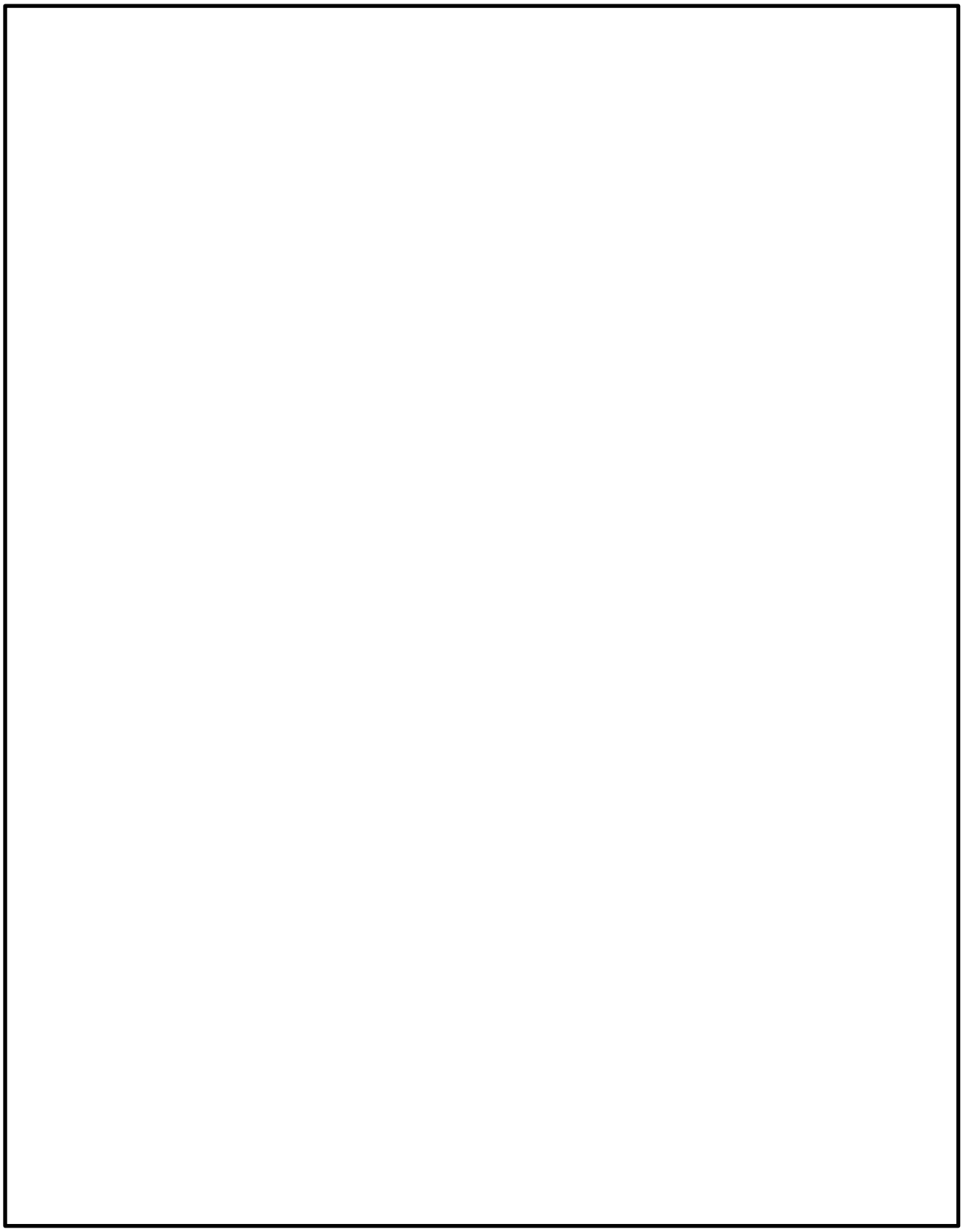


図２　接続図（建屋内接続　原子炉建物１階）

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）

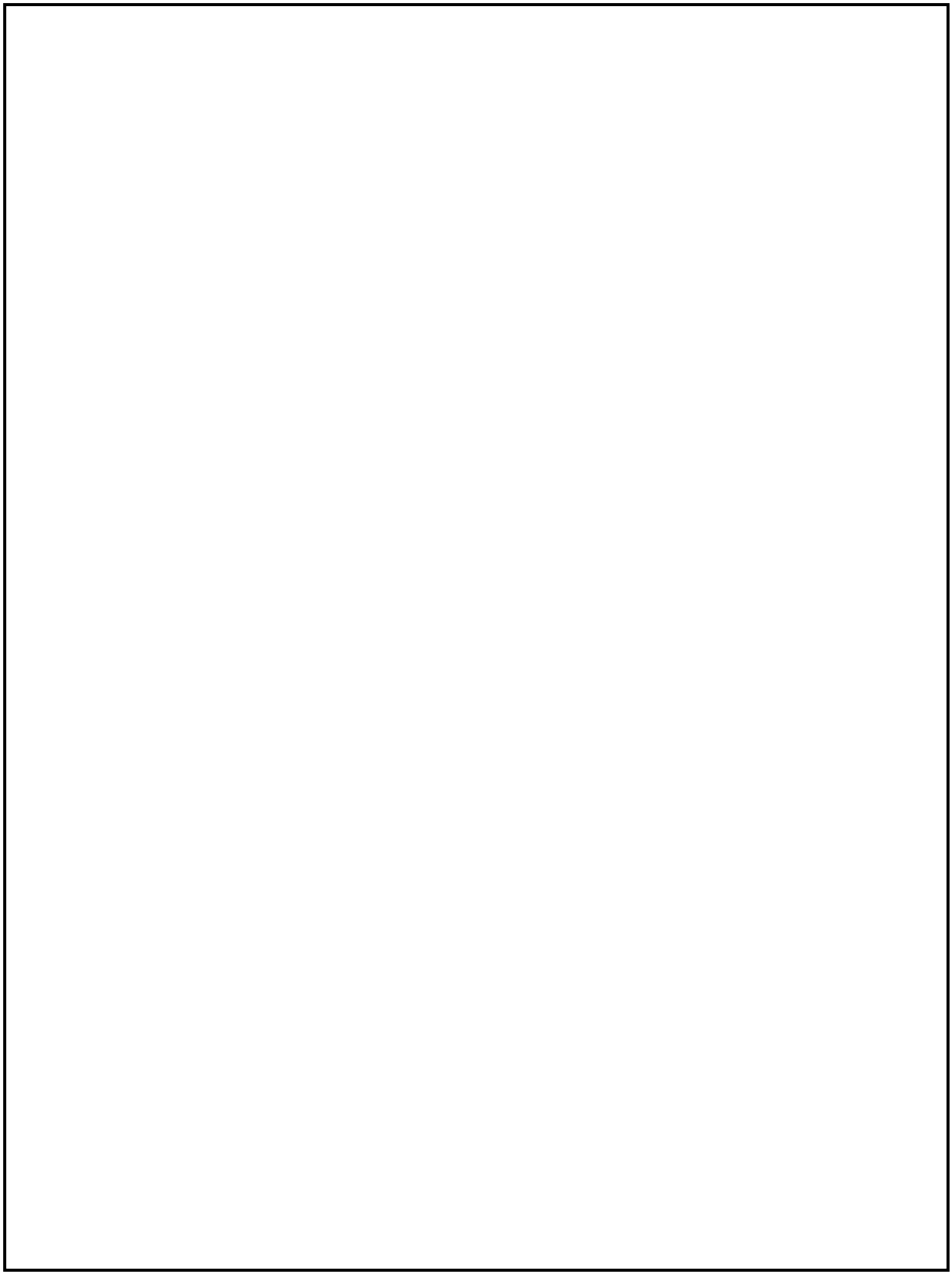


図１　保管場所図（位置的分散）

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。

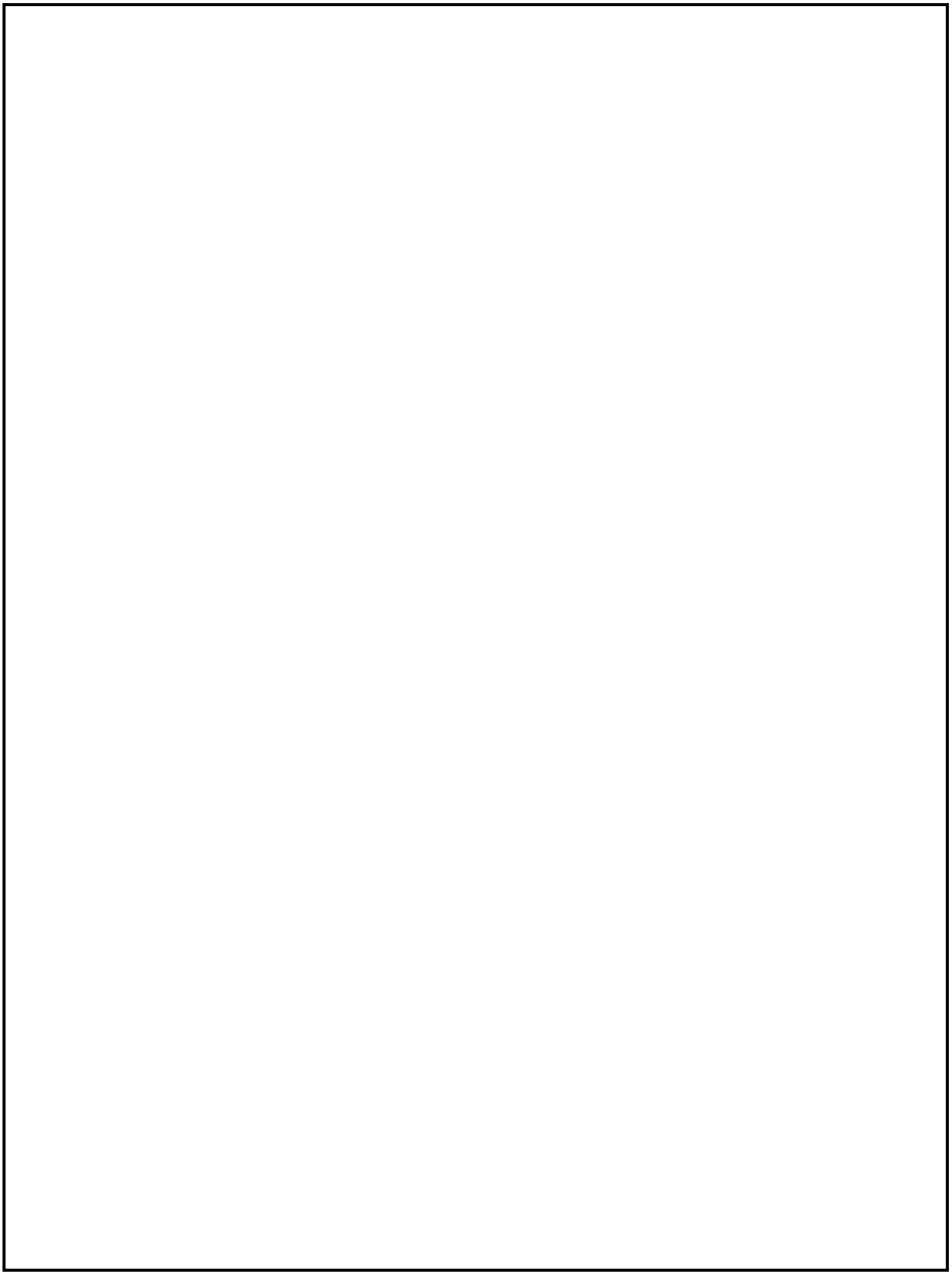


図２　保管場所図（機器配置）

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

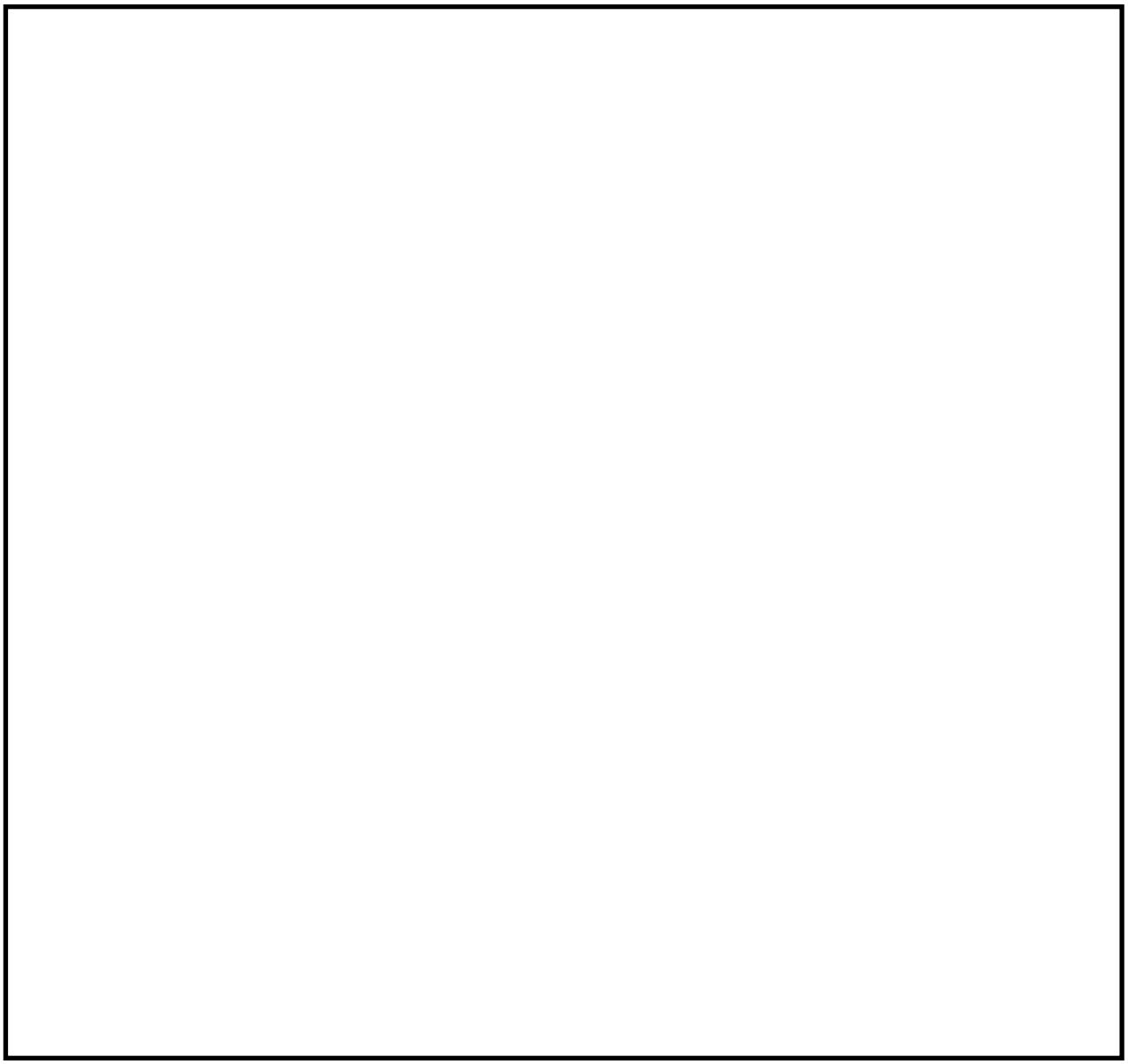


図１　保管場所及びアクセスルート

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デスタル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。

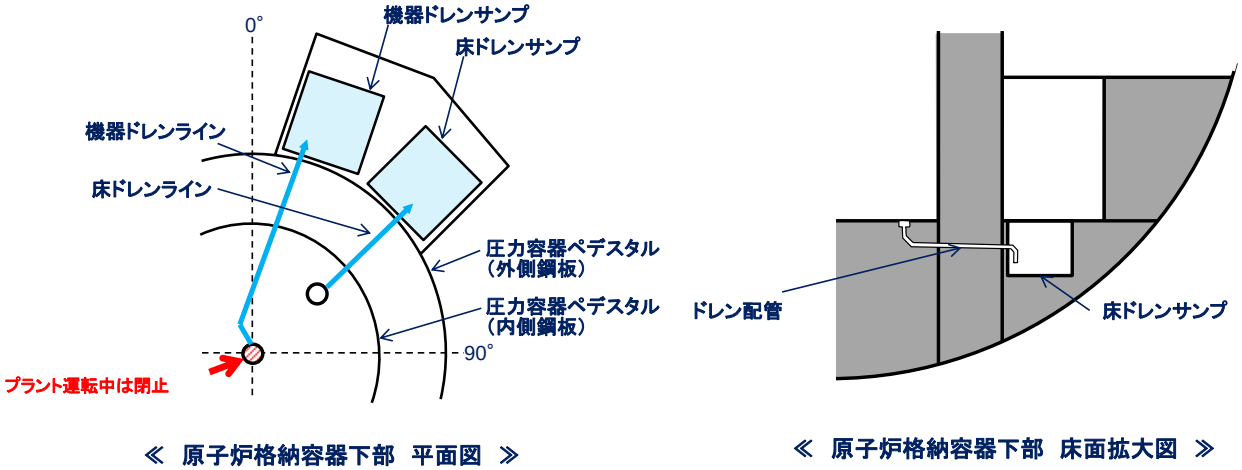


図１　ドレンサンプ概要図

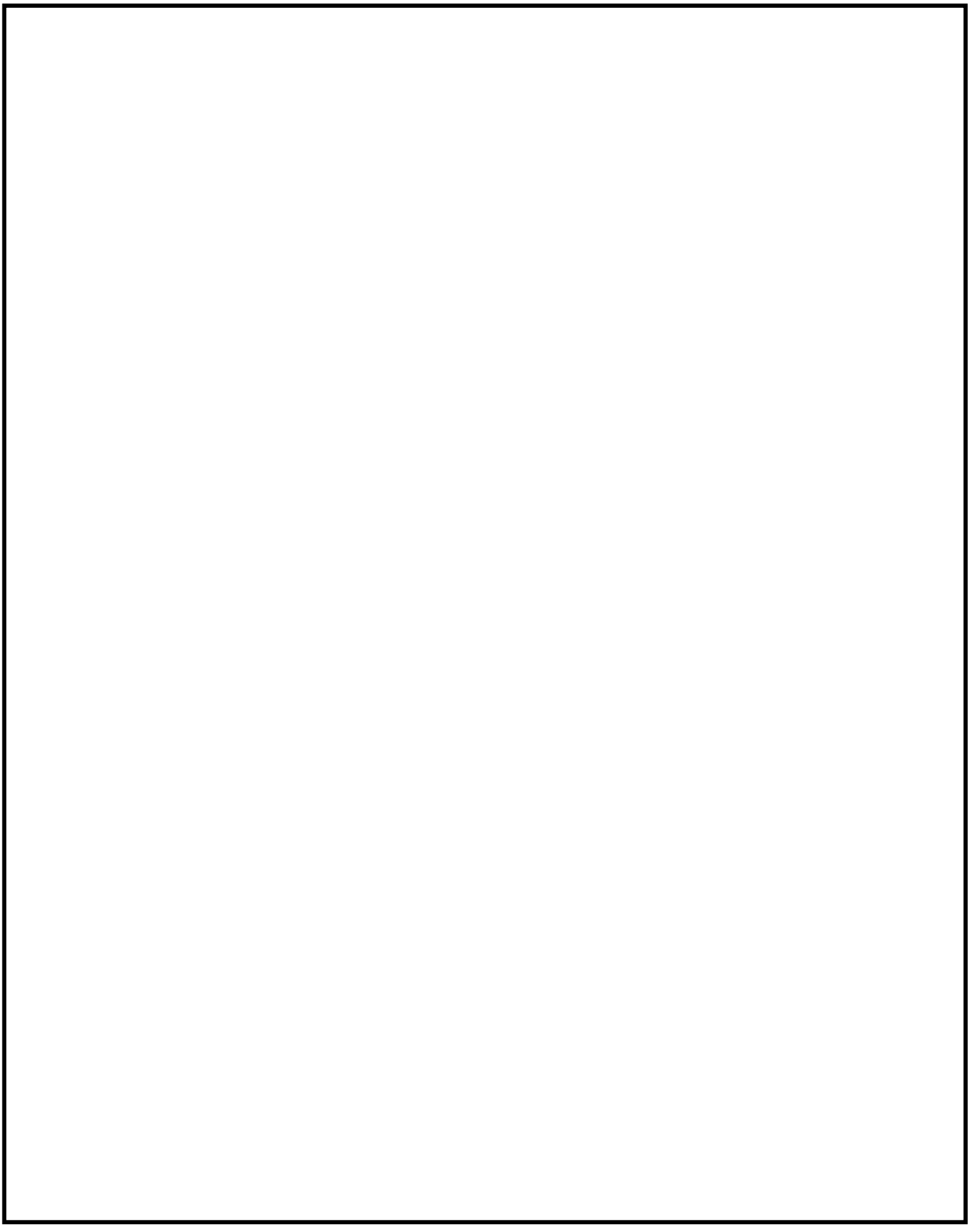


図２　コリウムシールド概要図

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：[redacted]）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がないよう，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[redacted]モデル及び[redacted]モデル，また合金の凝固評価を行う[redacted]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。[redacted]

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 ペデスタル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デスタル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，ペデスタル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，ペデスタル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　ペデスタル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
ペデスタル代替注水系機能	悪影響なし	コリウムシールドとペデスタル代替注水系放水口の設置位置は垂直方向で約 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，ペデスタル代替注水系機能への悪影響なし。

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。

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ェル床に流下する。ドライウェル床に流下したスプレイ水は，ドライウェル床面を流れ，ドライウェルサンプに流れ込む。その後ドライウェルサンプ水位が上昇し，満水になるとドライウェル床面に水が溜まる。

②の経路について

ドライウェ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。

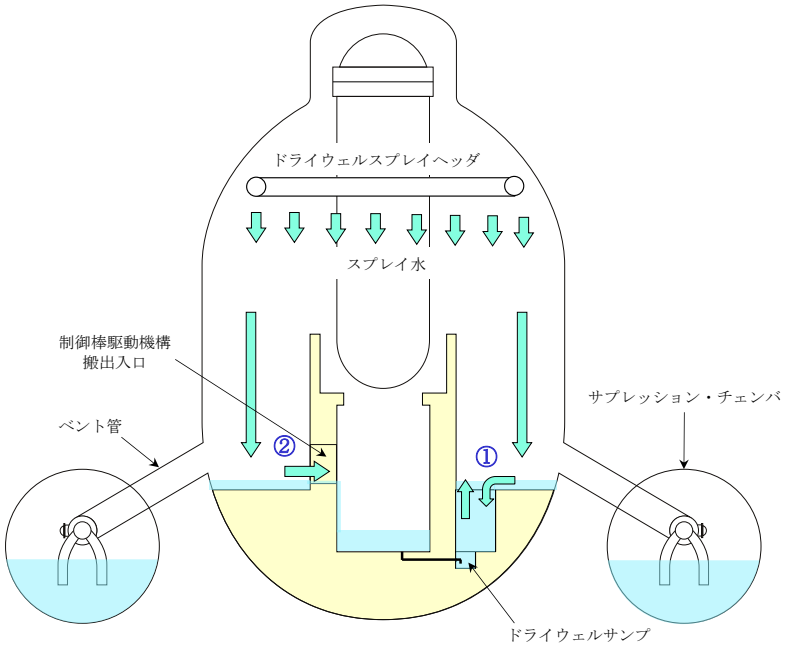


図１　格納容器スプレイの原子炉格納容器下部への流入経路の概要図

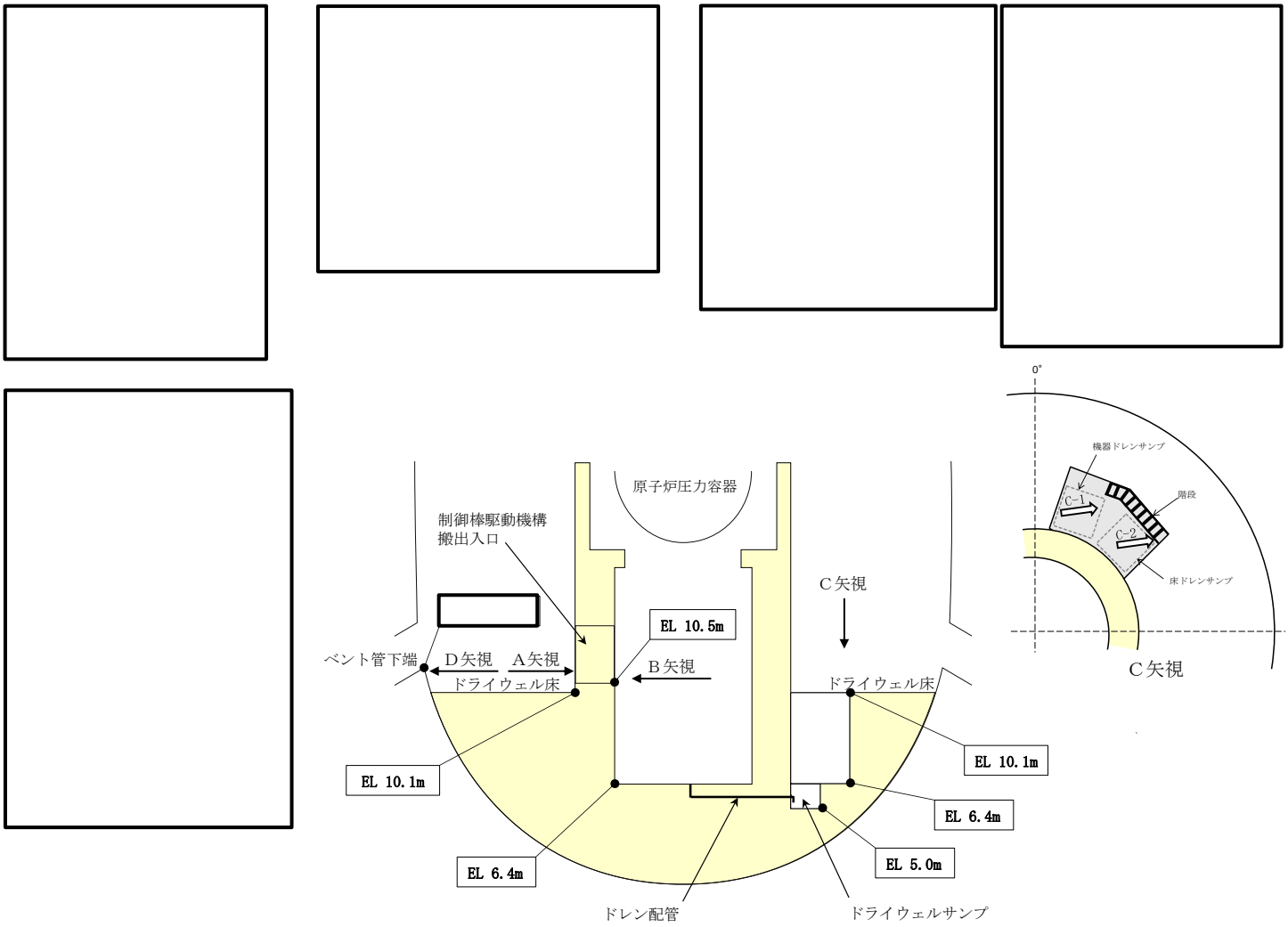


図２　原子炉格納容器　断面図

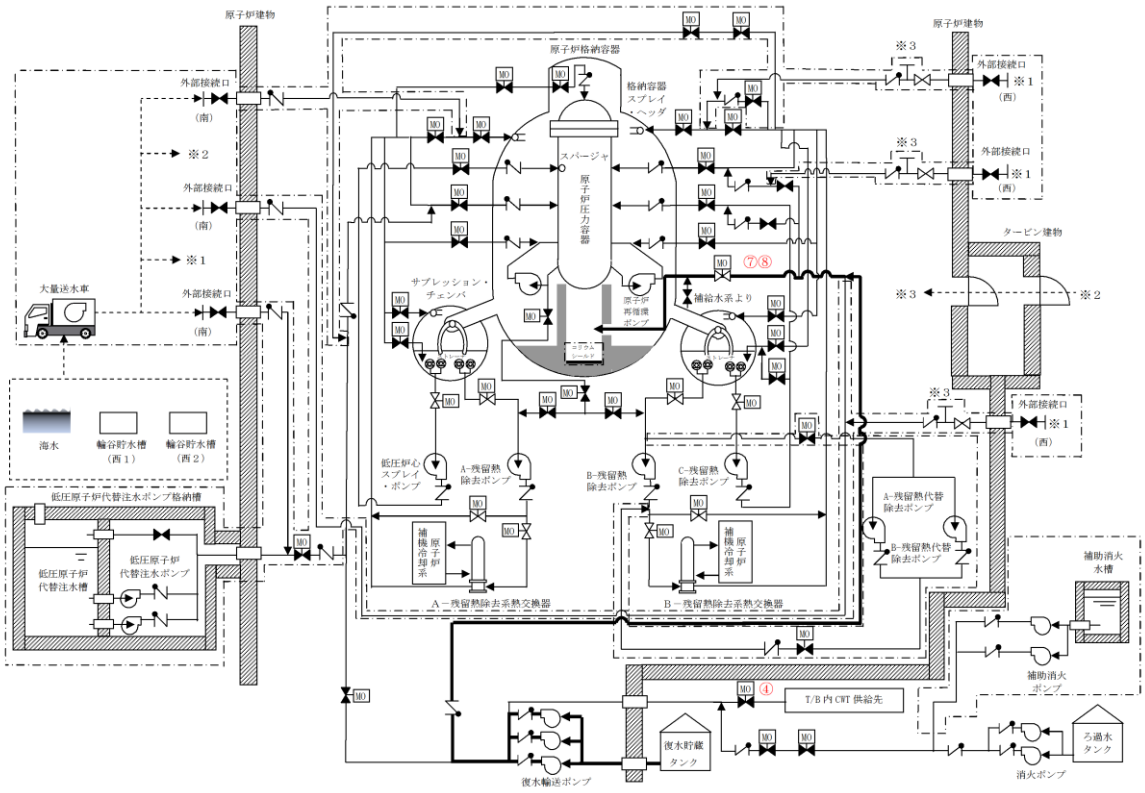
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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

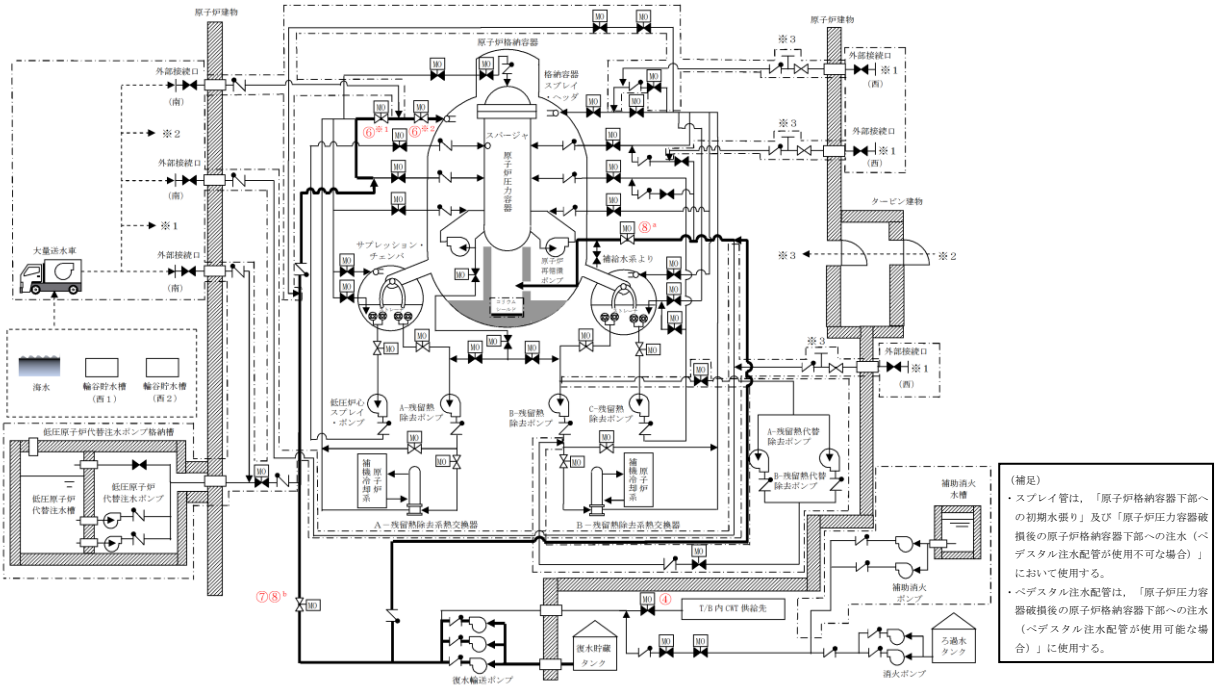
復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，復水輸送ポンプを用い，中央制御室から遠隔で弁操作し，復水貯蔵タンクを水源として，復水輸送系配管，補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。



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



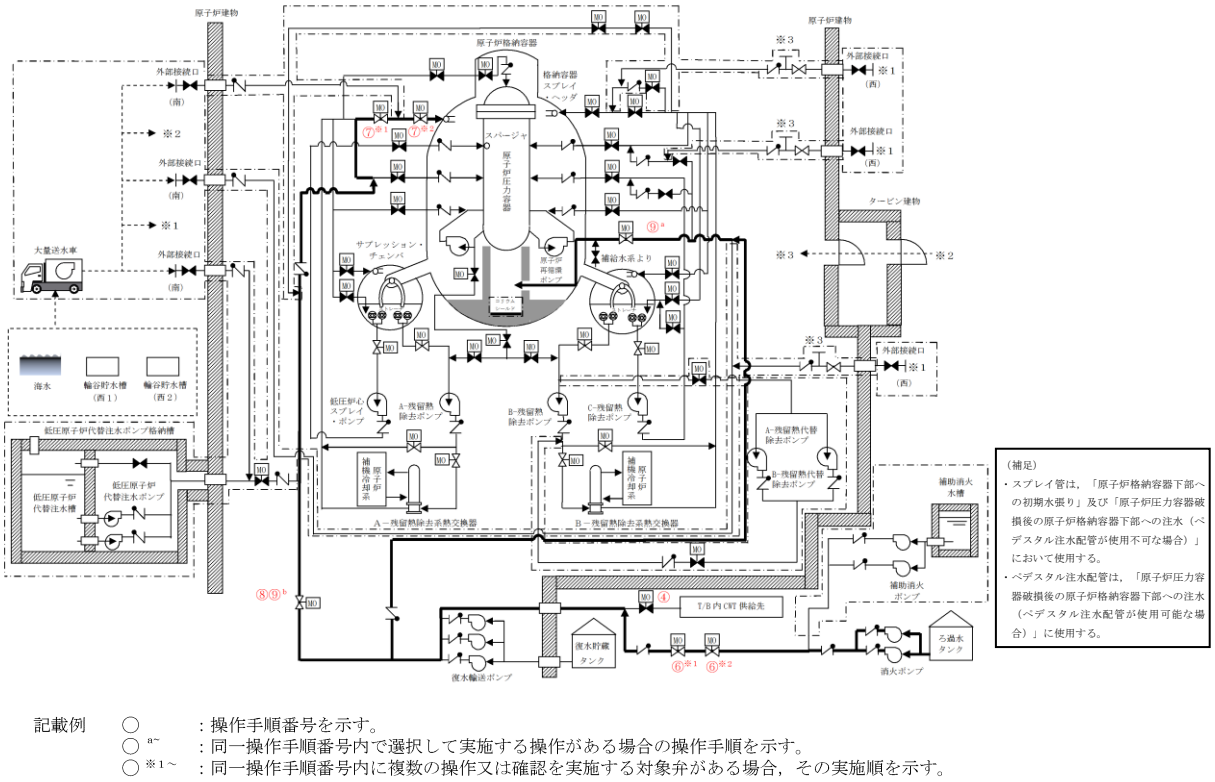
記載例　○　：操作手順番号を示す。
○ a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○ ※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

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スプレイ弁	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スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦⑧b	Ａ－ＲＨＲ　ＲＰＶ代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧a	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

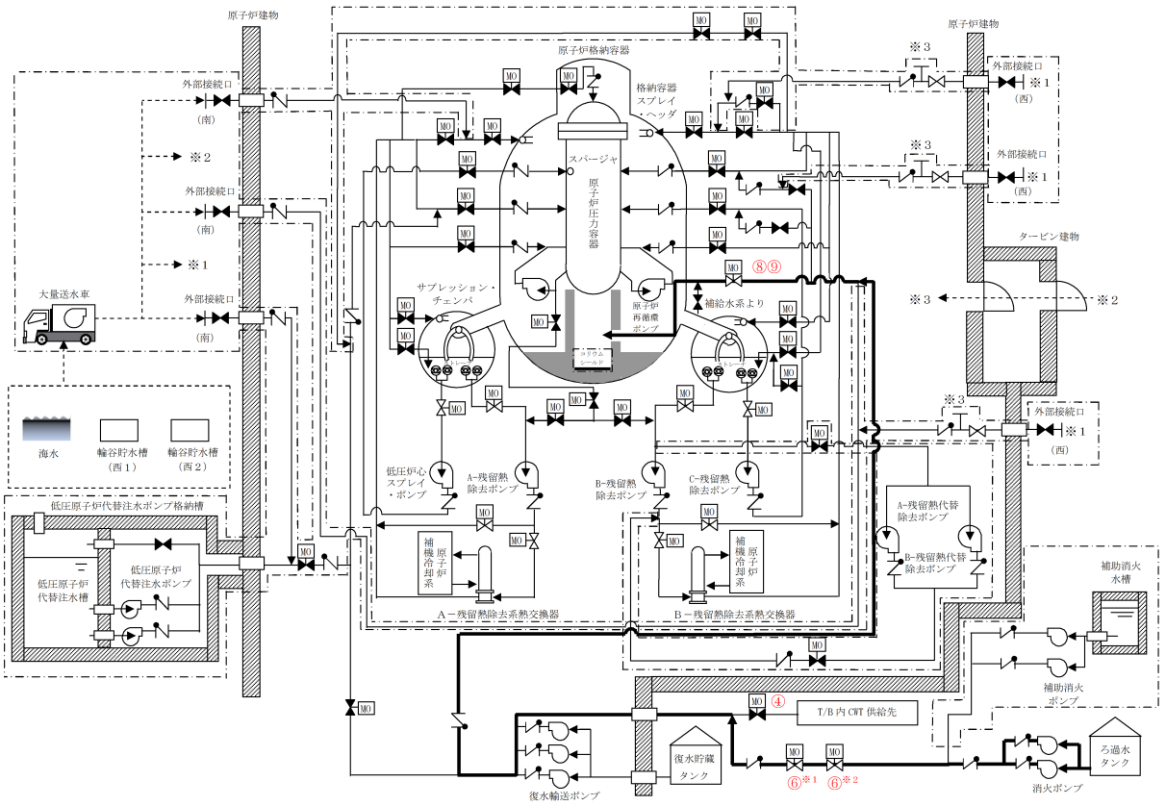
消火系による原子炉格納容器下部への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンク又は補助消火水槽を水源として，消火系配管，復水輸送系配管，補給水系配管及び残留熱除去系配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。



記載例　○　：操作手順番号を示す。
○ 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スプレイ弁	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スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨b	Ａ－ＲＨＲ　ＲＰＶ代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨a	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

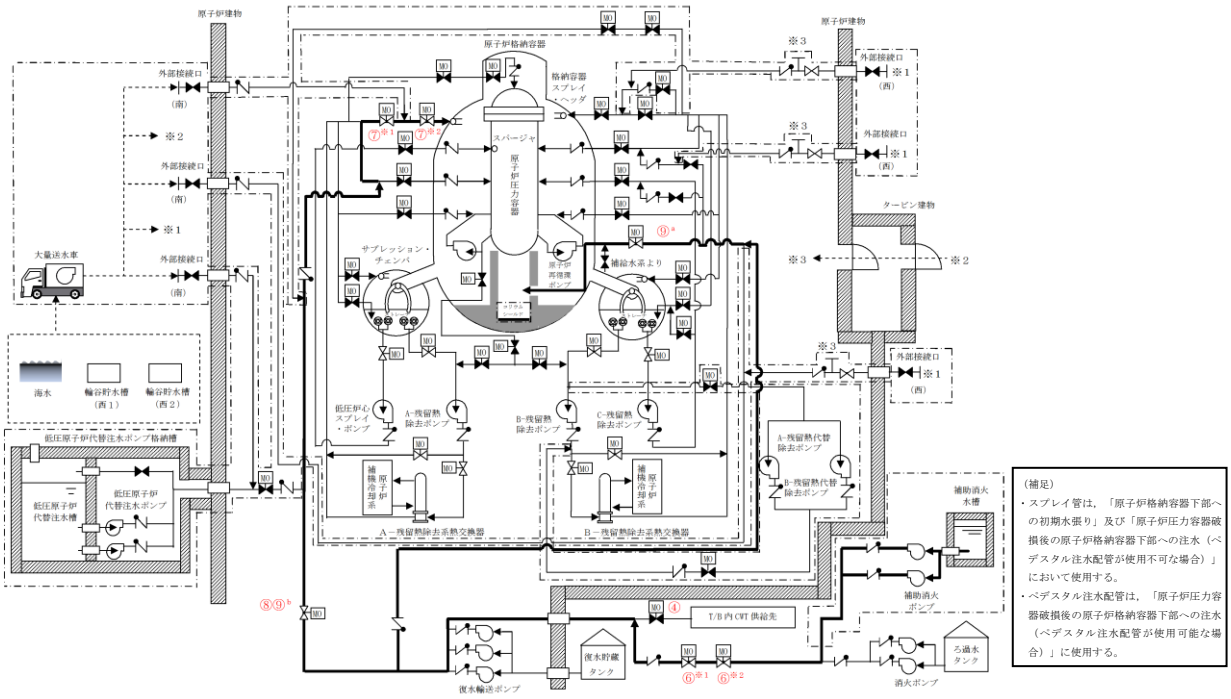
図３　消火系による原子炉格納容器下部への注水　概略系統図
（消火ポンプを使用した場合）



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

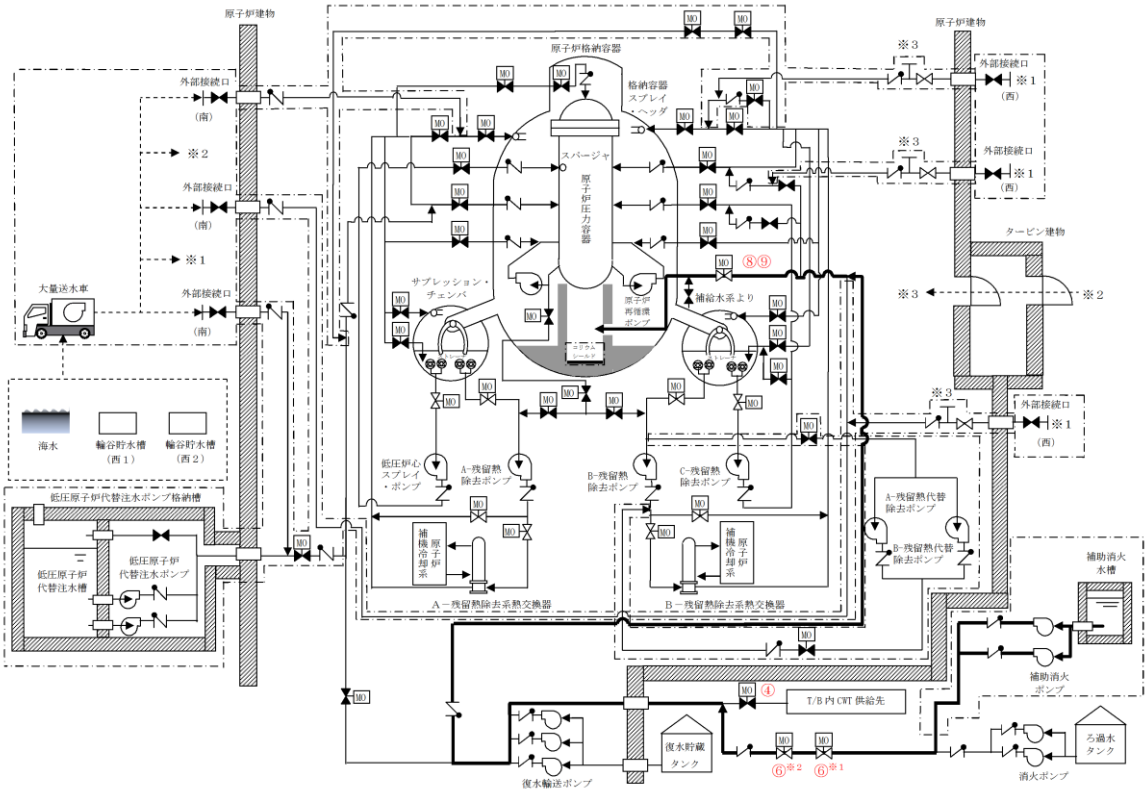
図４　消火系（ペデスタル注水配管使用の場合）による原子炉格納容器下部への注水　概略系統図
（消火ポンプを使用した場合）



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スプレイ弁	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スプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧⑨b	Ａ－ＲＨＲ　ＲＰＶ代替注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑨a	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
（補助消火ポンプを使用した場合）

51-13　送水ヘッダについて

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ペデスタル代替注水系（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」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。

送水ヘッダはクロス媒介金具を組合わせて構成され，注水においては送水ヘッダを使用せずとも，資機材のホース分岐管のみで同時注水も可能であるが，送水ヘッダを用いることで，作業の効率化および被ばく量の低減が図れるため，資機材として位置付けている。

なお，送水ヘッダの最高使用圧力は，接続するホースと同様 1.6MPa であり，クロス媒介金具はホースの保有数に合わせ，２セット分に相当する８個以上を保管する設計とする。

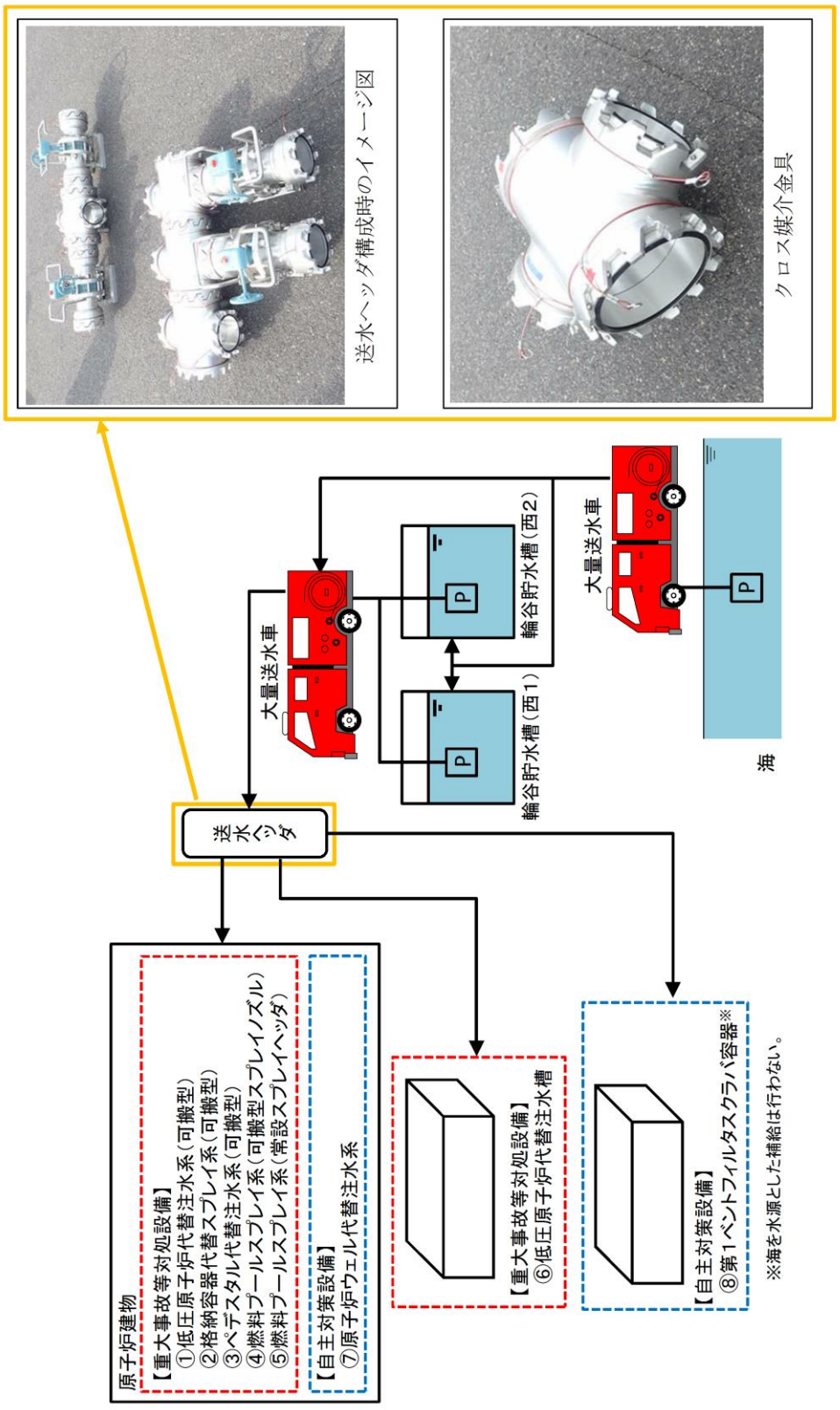

送水ヘッダ構成時のイメージ図
クロス媒介金具
大量送水車
輪谷貯水槽（西２）
輪谷貯水槽（西１）
大量送水車
海
送水ヘッダ
原子炉建物
【重大事故等対処設備】
①低圧原子炉代替注水系（可搬型）
②格納容器代替スプレイ系（可搬型）
③ペデスタル代替注水系（可搬型）
④燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
⑤燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）
【自主対策設備】
⑦原子炉ウェル代替注水系
【重大事故等対処設備】
⑥低圧原子炉代替注水槽
【自主対策設備】
⑧第１ベントフィルタスクラバ容器※
※海を水源とした補給は行わない。

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ペデスタル代替注水系（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ＴＢ）	8h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	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	－	－	－	－	－	－	－	－
ＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	－	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 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	－	3.1h	5.4h	－	－	－	－	－
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ペデスタル代替注水系（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対一の関係とし，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。

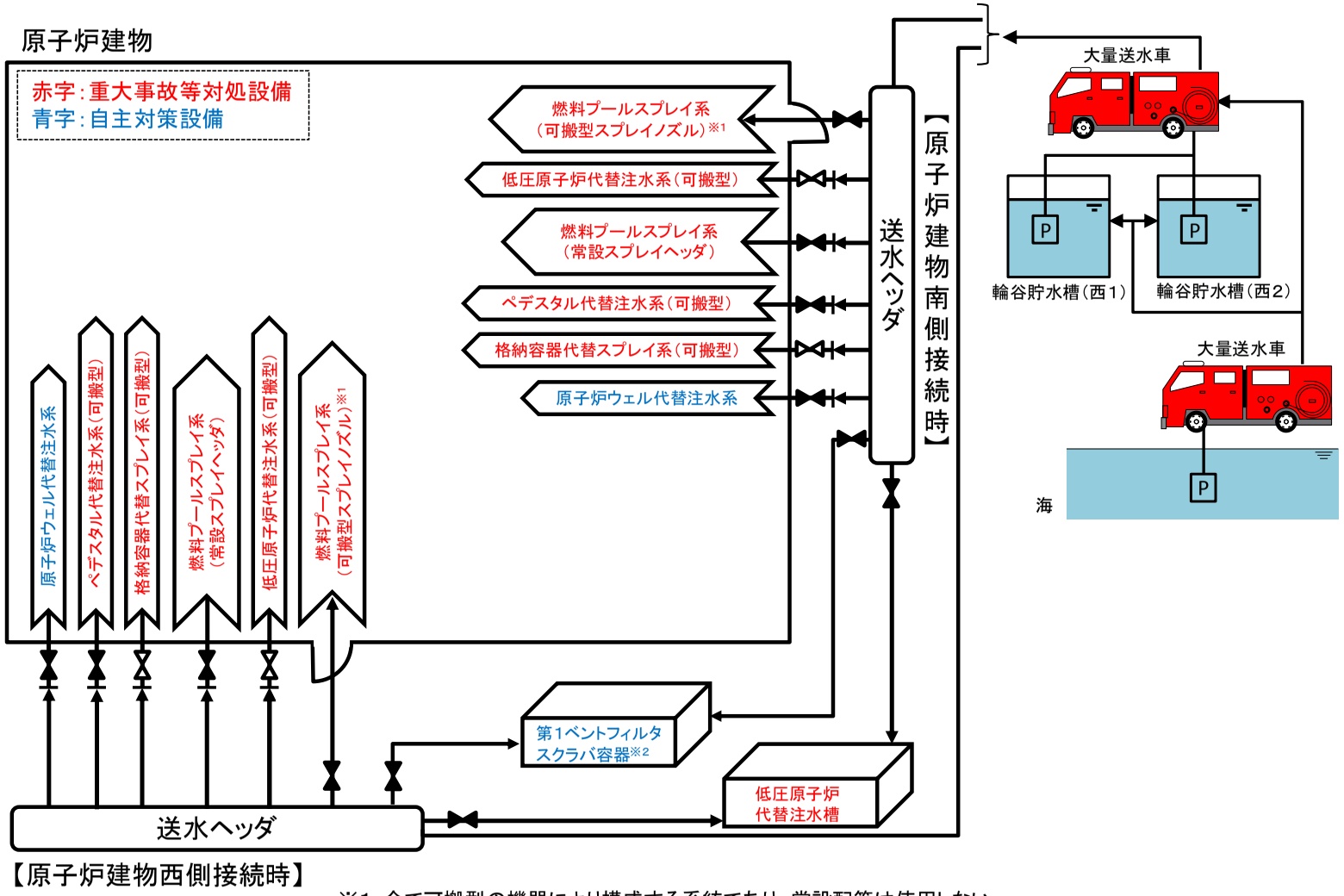
表２　送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	ＦＬＳＲ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	ＡＣＳＳ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	ＡＰＦＳ注水ライン 流量調整弁	接続口	ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口
④	ＳＦＰＳ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	ＡＲＷＦ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	ＦＣＶＳ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ペデスタル代替注水系（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　送水ヘッダの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

送水ヘッダを使用する各系統における送水ヘッダの流路構成は,送水ヘッダ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。

送水ヘッダ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，送水ヘッダ付属の隔離弁は系統構成時にそれぞれ送水先を識別するタグを設置するとともに,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

送水ヘッダ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。

送水ヘッダから各系統及び機器への流路は，それぞれ送水ヘッダ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　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

目次

52-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表
52-2　単線結線図
52-3　配置図
52-4　系統図
52-5　試験及び検査
52-6　容量設定根拠
52-7　計装設備の測定原理
52-8　水素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　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（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	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	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	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			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－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				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）	Ａａ
			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		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）	Ｂａ
			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－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　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	—	
		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	Aa
				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	Ｃａ
				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－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		52-4　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	—	
		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	Ｃａ
				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－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				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－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	Ｃａ
				関連資料	52-2 単線結線図，52-3 配置図	

52-2　単線結線図

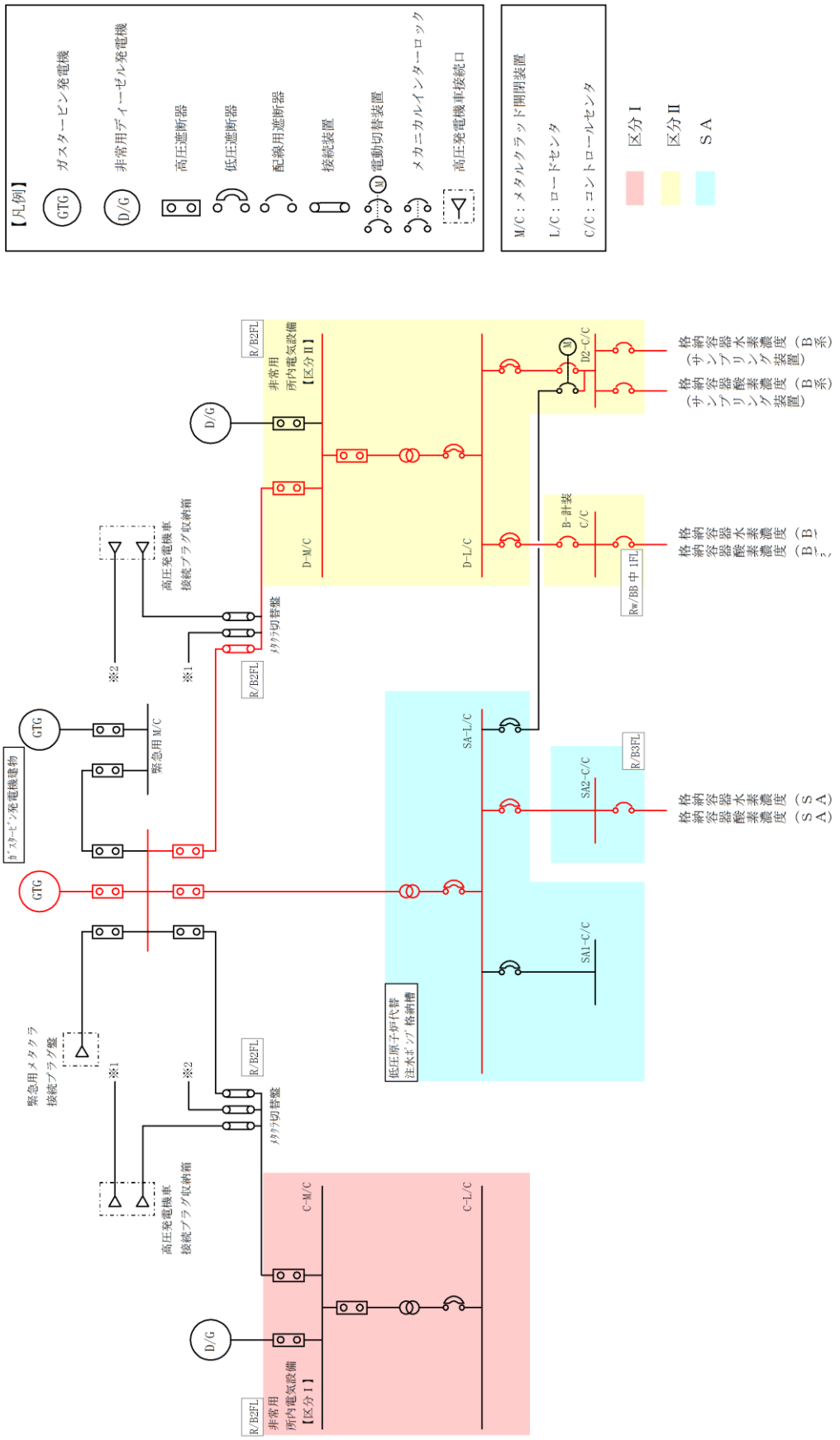

【凡例】
GTG ガスタービン発電機
D/G 非常用ディーゼル発電機
高圧遮断器
低圧遮断器
配線用遮断器
接続装置
電動切替装置
メカニカルインターロック
高圧発電機車接続口
M/C：メタルクラッド開閉装置
L/C：ロードセンタ
C/C：コントロールセンタ
区分Ⅰ
区分Ⅱ
SA
非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
D-M/C
D-L/C
C-M/C
C-L/C
D2-C/C
B-計装C/C
SA-L/C
SA1-C/C
SA2-C/C
R/B2FL
R/B3FL
Rw/BB 中 1FL
ガスタービン発電機建物
緊急用M/C
緊急用メタクラ接続プラグ盤
高圧発電機車接続プラグ収納箱
メタクラ切替盤
低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
格納容器水素濃度（Ｂ系）（サンプリング装置）
格納容器酸素濃度（Ｂ系）（サンプリング装置）
格納容器水素濃度（ＳＡ）
格納容器酸素濃度（ＳＡ）

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。

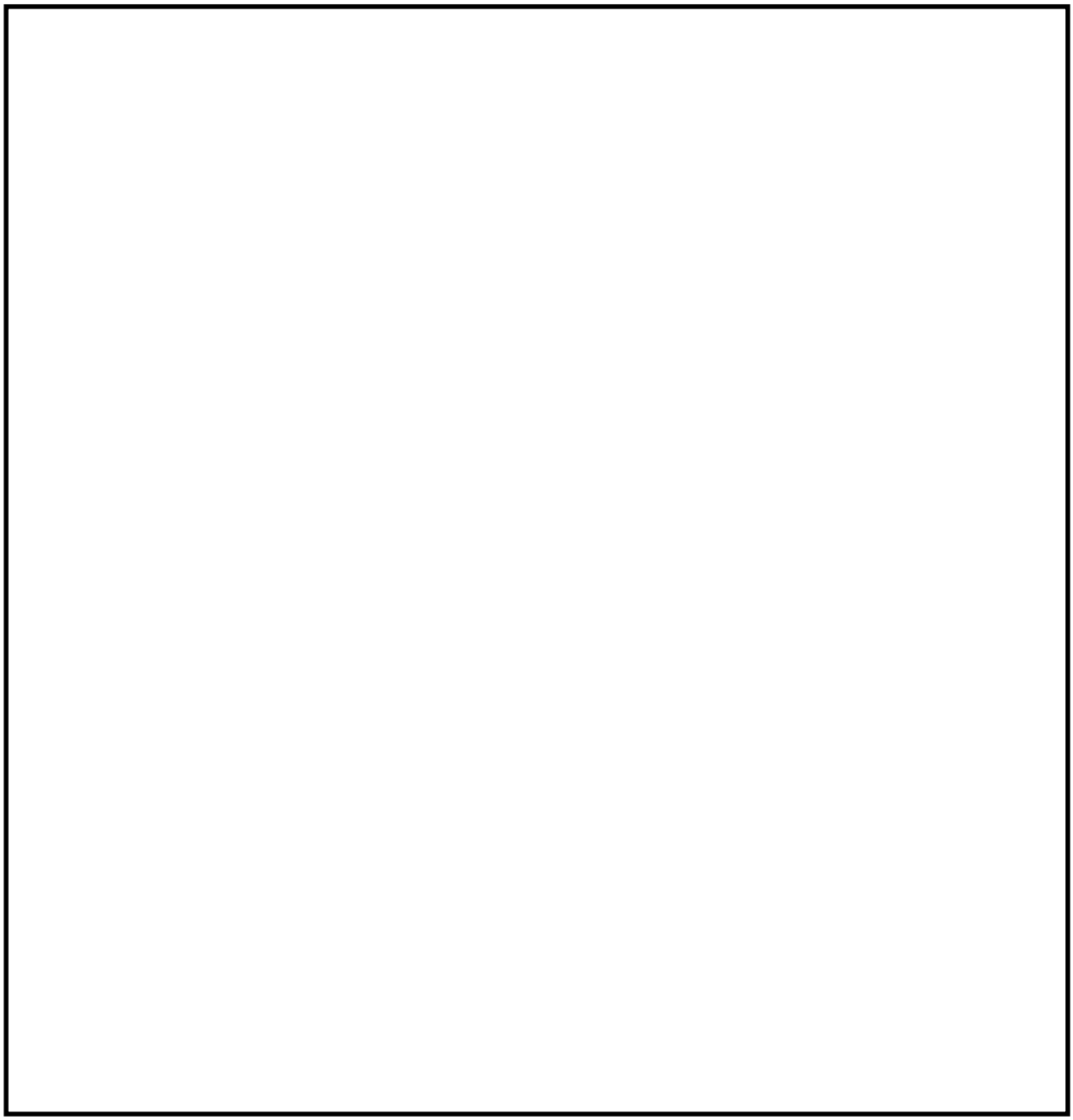


図１　機器配置図（原子炉建物１階）

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。

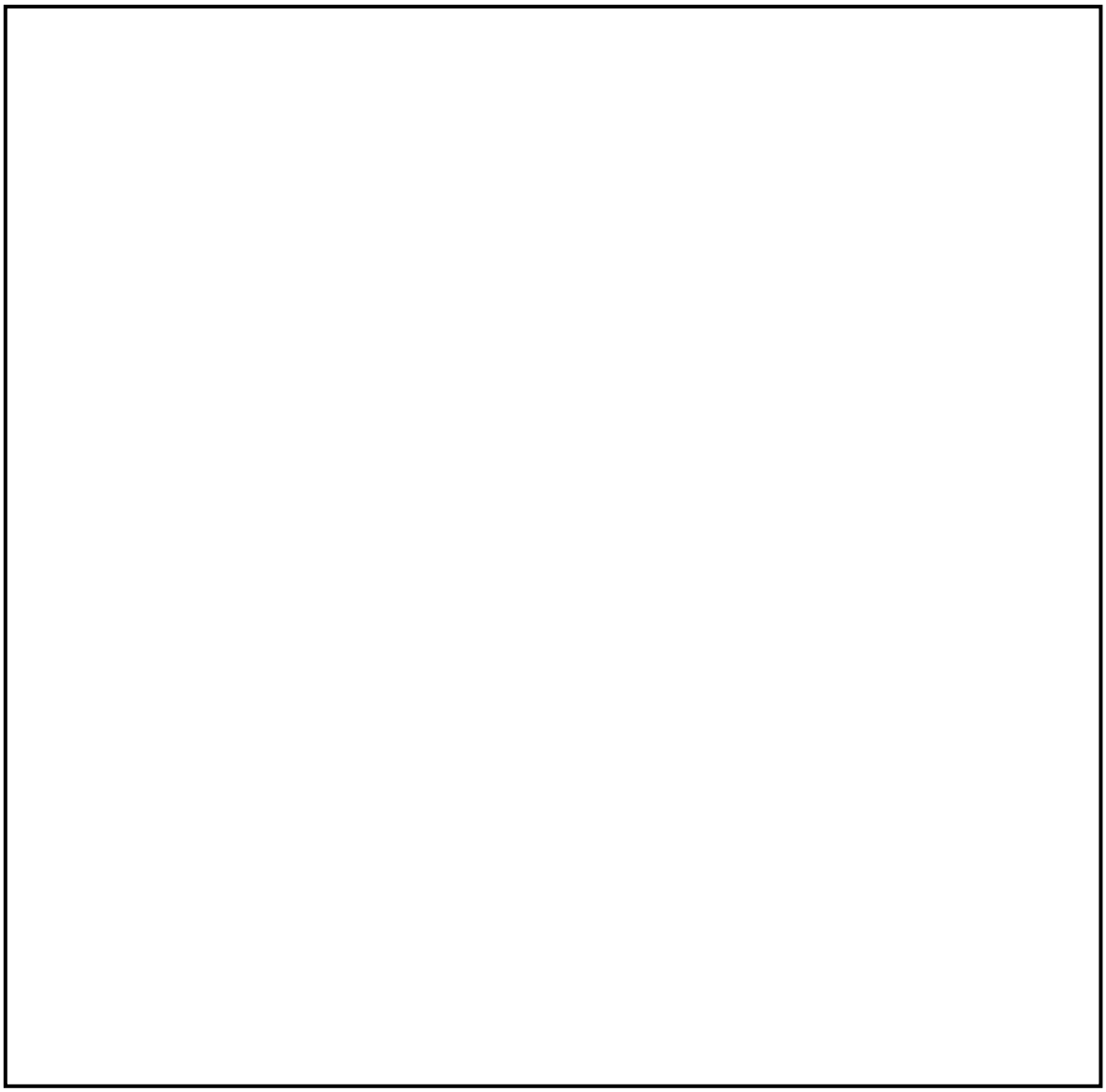


図２　機器配置図（原子炉建物中２階）

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。

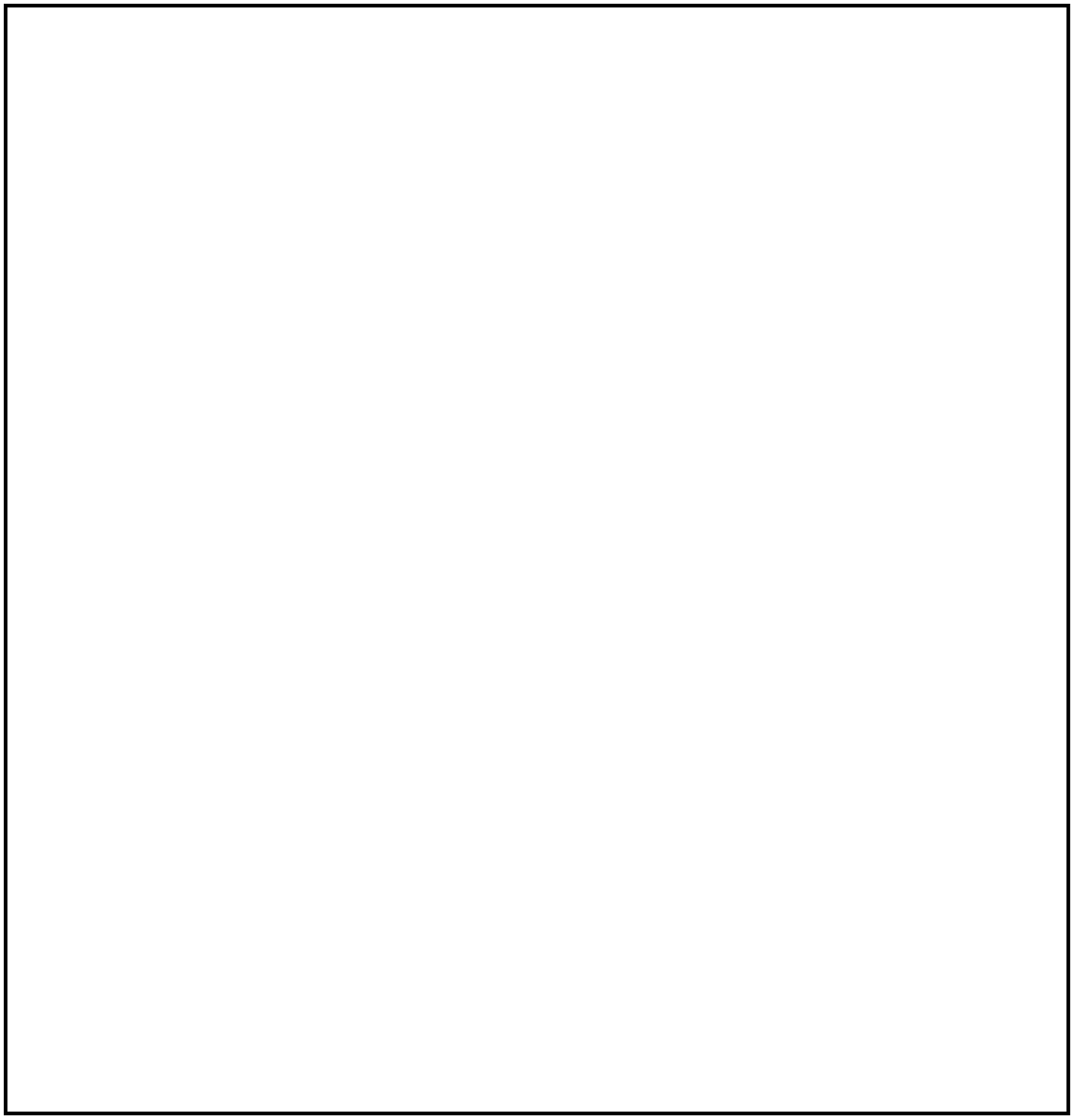


図３　機器配置図（原子炉建物３階）

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。

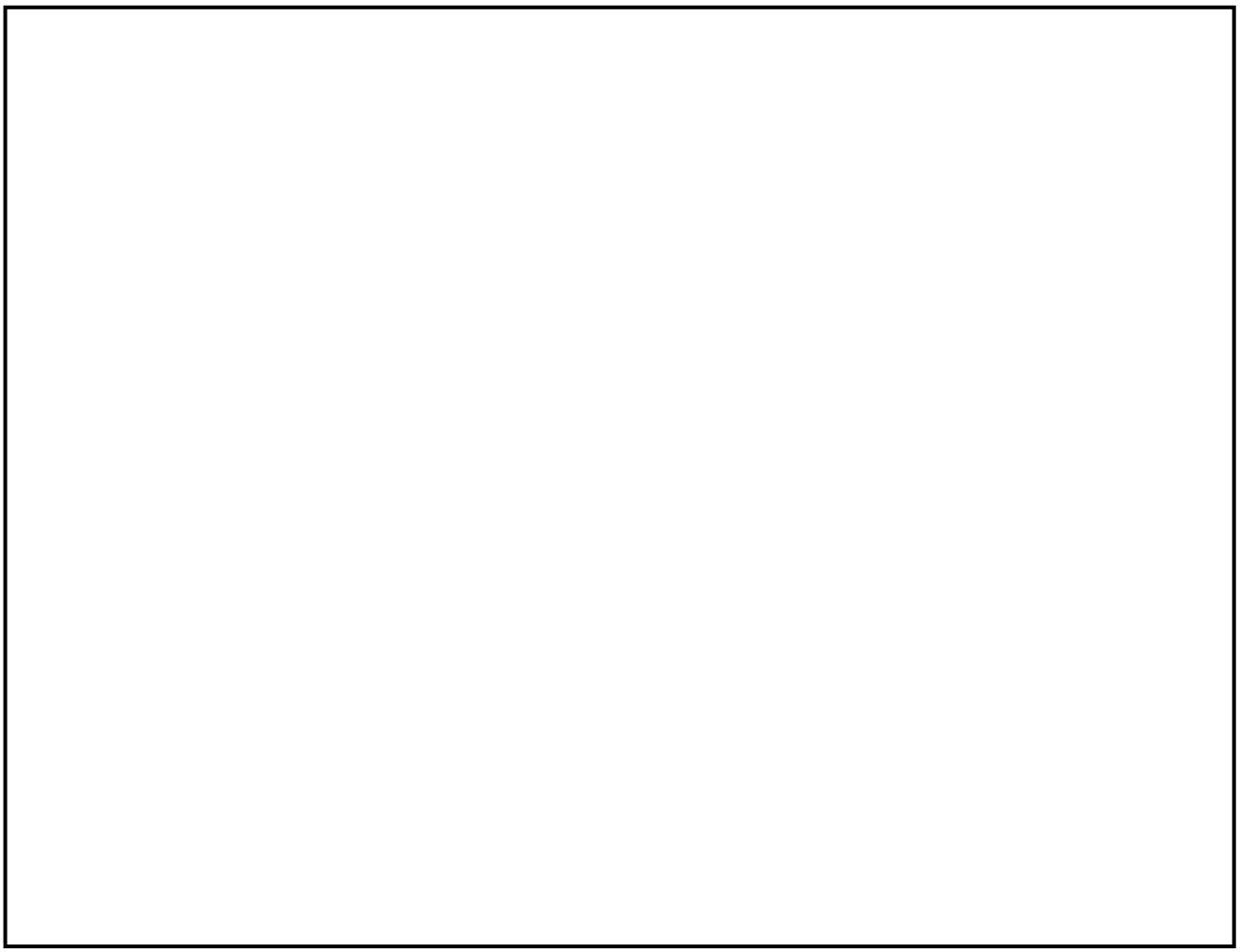


図４　機器配置図（中央制御室）

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

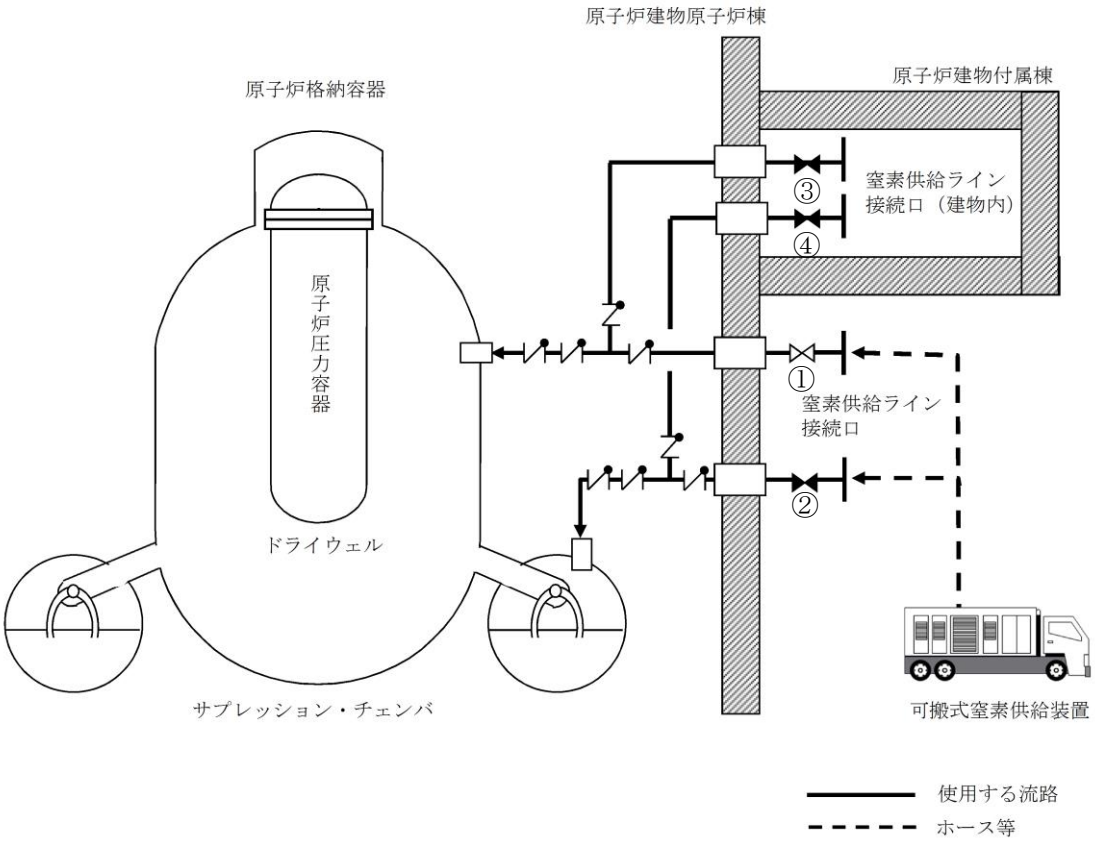


図１　窒素ガス代替注入系　系統概要図

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（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）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（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）は，格納容器貫通部の空き状況や配管ルートを踏まえて施工性の観点からドライウェルとしている。

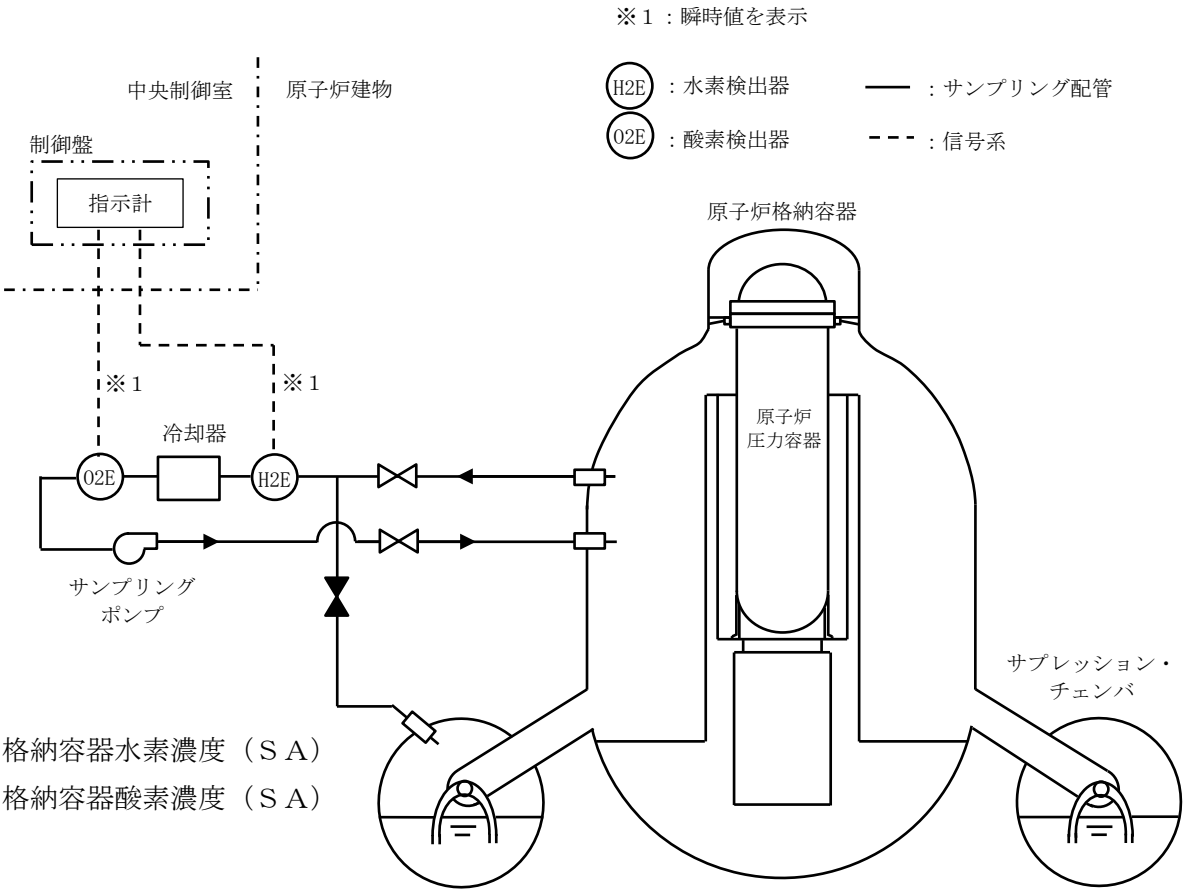
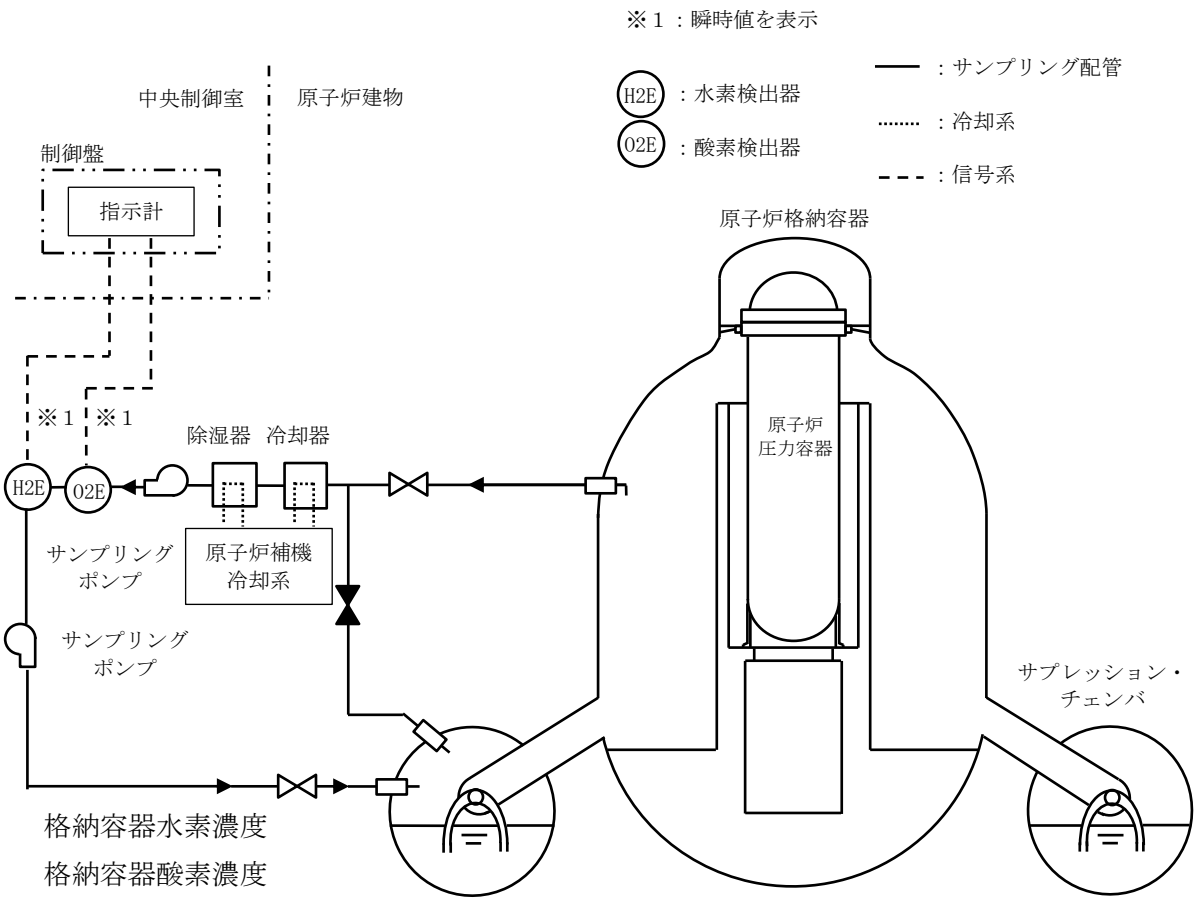


図２　格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）
に関する系統概要図



※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

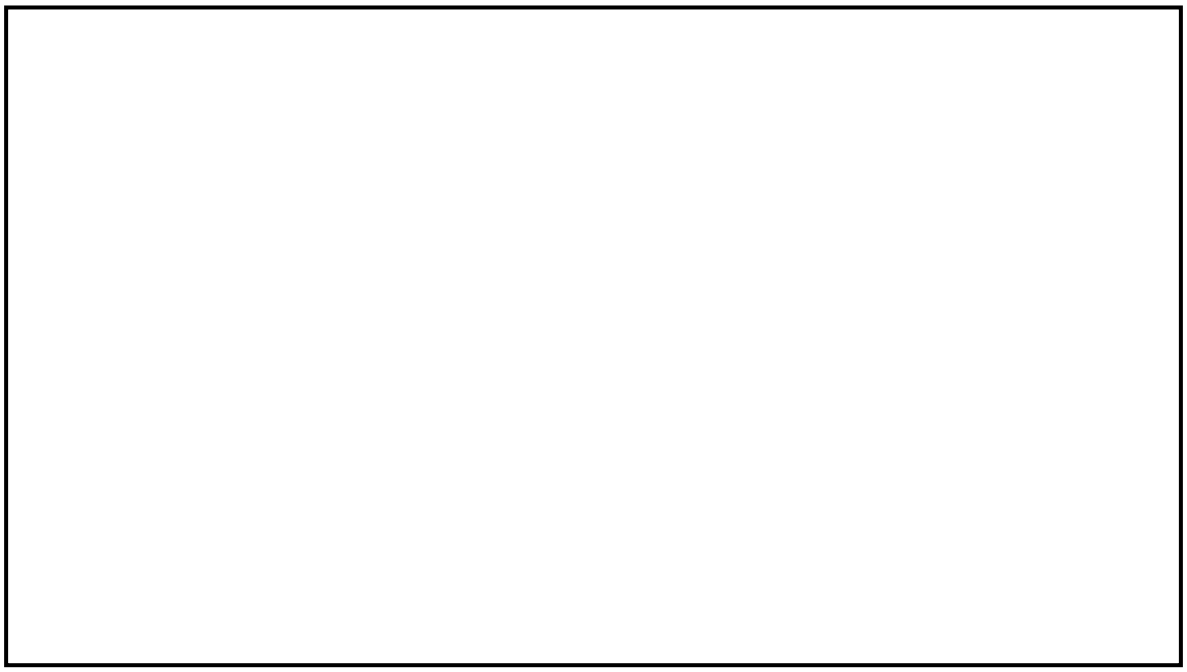
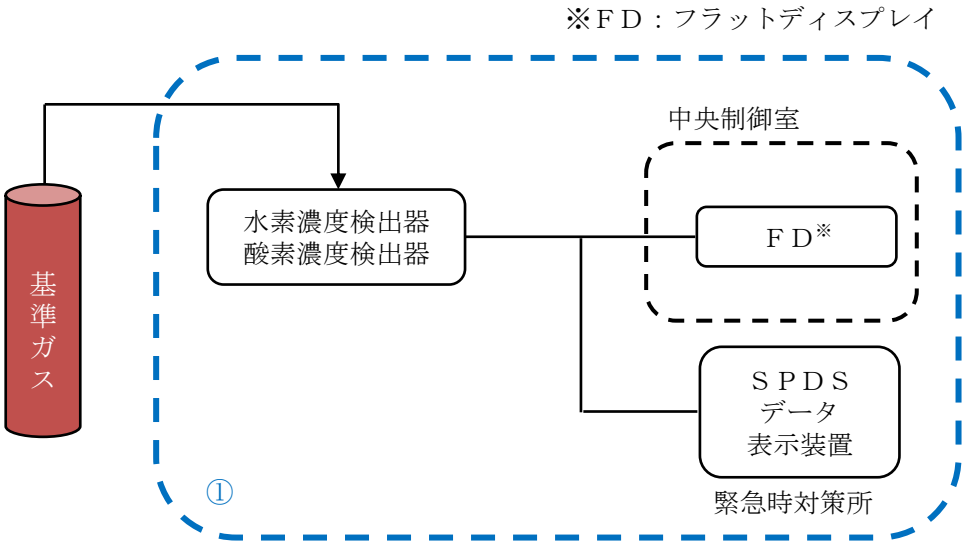


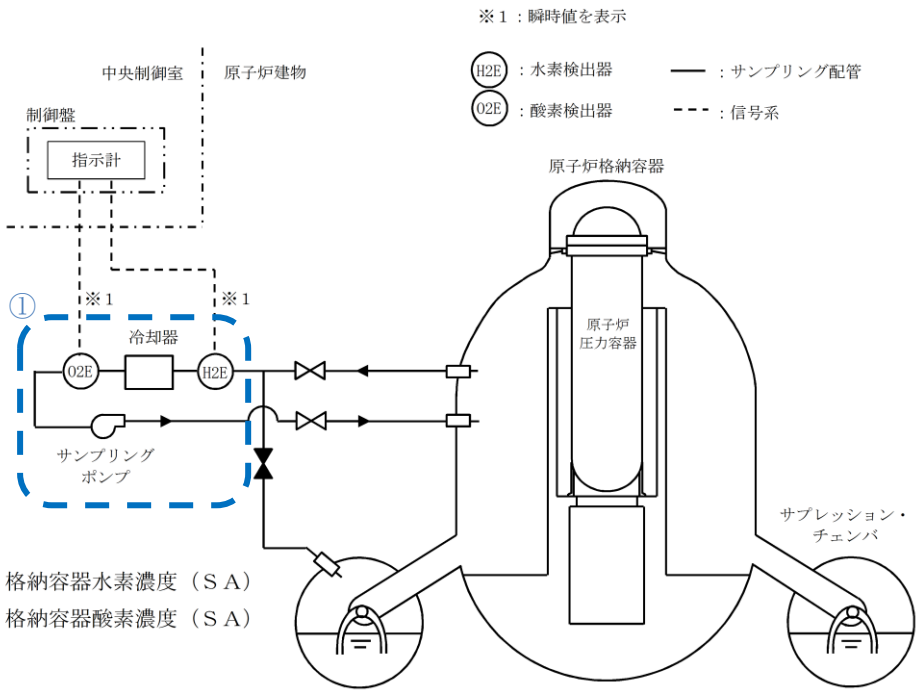
図１　可搬式窒素供給装置構造図

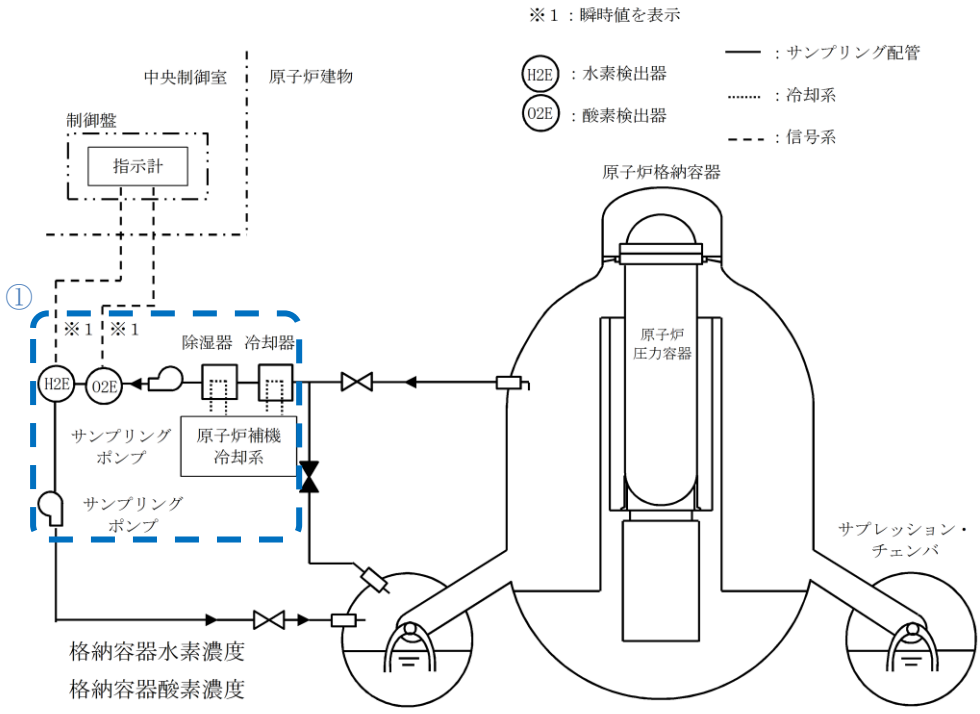
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



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

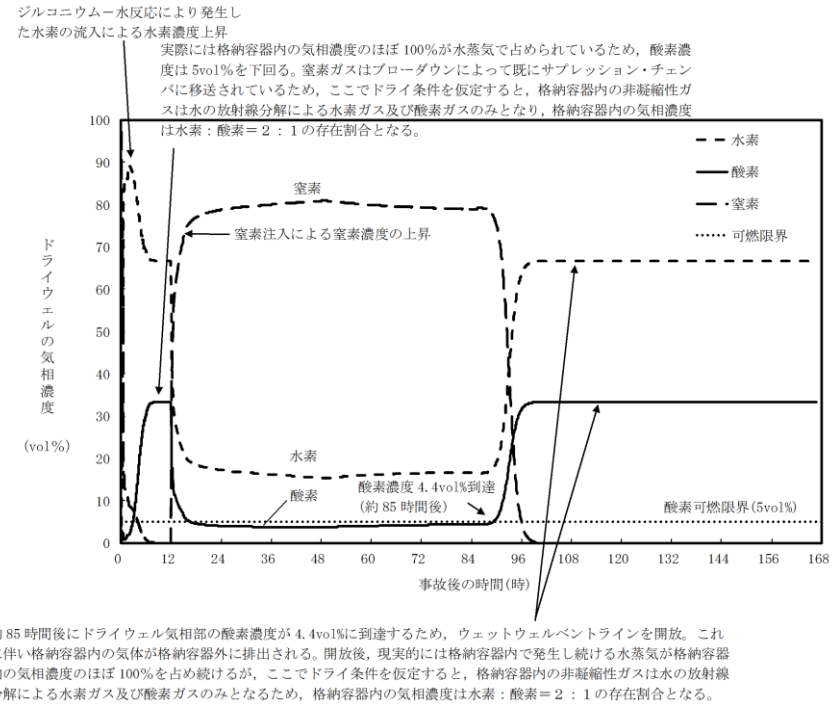
名　　称		可搬式窒素供給装置
容　　量	m^3/h[normal]	約 100
窒　素　純　度	Vol%	約 99.9
供　給　圧　力	MPa	0.6 以上

【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ェ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時間後にドライウェルへの窒素供給を開始し，100 m^3/h[normal]にて窒素供給を実施する。事象発生約 85 時間後にドライウェ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時間後にドライウェル気相部の酸素濃度が4.4vol%に到達するため，ウェットウェ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ェルの気相濃度の推移（ドライ条件）

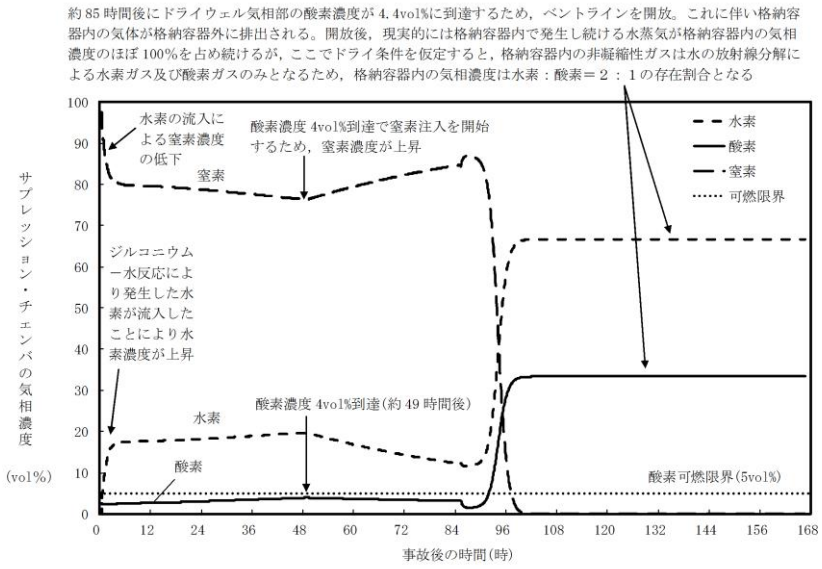


図２　「水素燃焼」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているＧ値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(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（ＳＡ）

(1) 設置目的

格納容器水素濃度（ＳＡ）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（ＳＡ）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（ＳＡ）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（ＳＡ）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（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

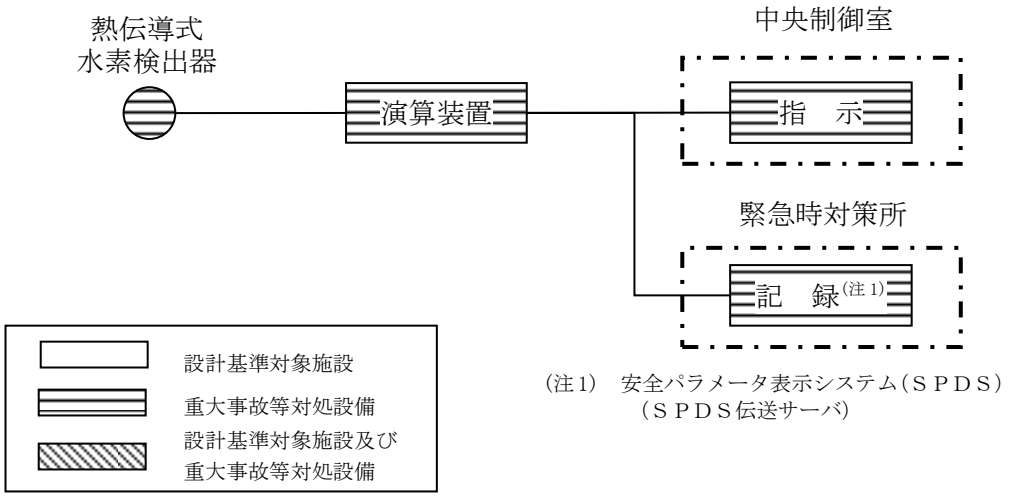


図１　格納容器水素濃度（ＳＡ）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器水素濃度（ＳＡ）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（ＳＡ）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（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

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）	０～100vol％	０vol％	０～2.0vol％	０vol％	０～90.4vol％	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（０～90.4vol％※2）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：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。

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。）

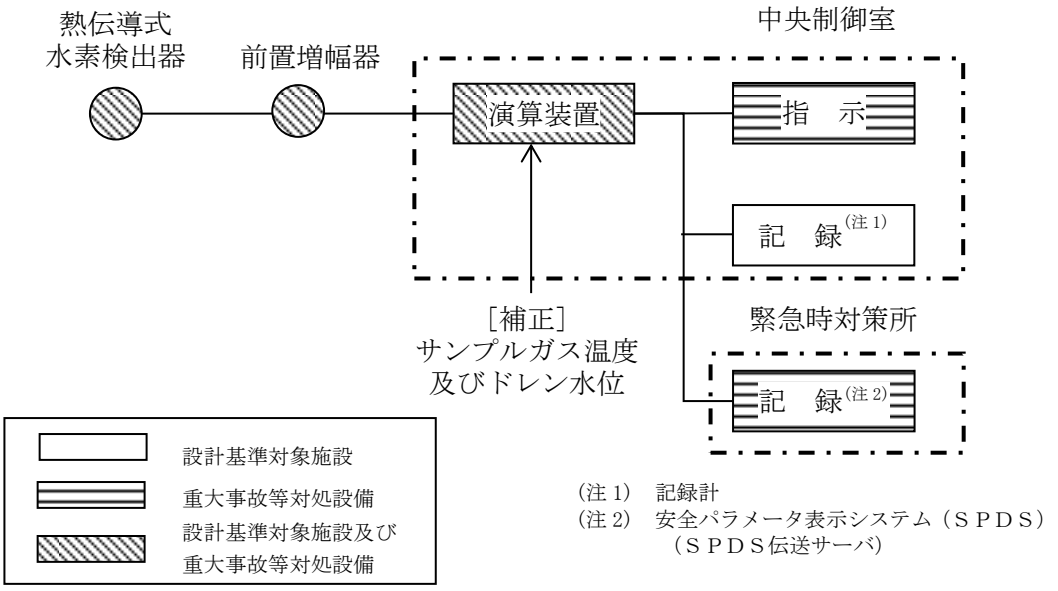


図２　格納容器水素濃度（Ｂ系）の概略構成図

(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 水素検出器	０～５vol％／ ０～100vol％	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）	０～５vol%／０～100vol%	０vol%	０～2.0vol%	０vol%	０～90.4vol%	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（０～90.4vol%※2）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：有効性評価「水素燃焼」シナリオにおける解析値を記載。

3.　格納容器酸素濃度（ＳＡ）

(1)　設置目的

格納容器酸素濃度（ＳＡ）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（ＳＡ）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（ＳＡ）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（ＳＡ）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（ＳＡ）の概略構成図」参照。）

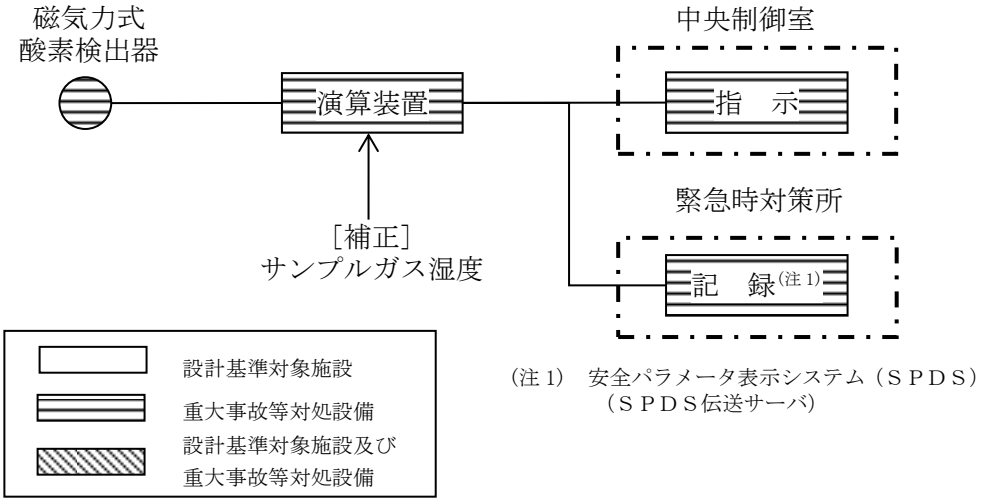


図３　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図

(3)　計測範囲

格納容器酸素濃度（ＳＡ）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（ＳＡ）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（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

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）	０～25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%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（０～4.4vol%※2）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：格納容器ベント実施の判断基準を記載。

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。）

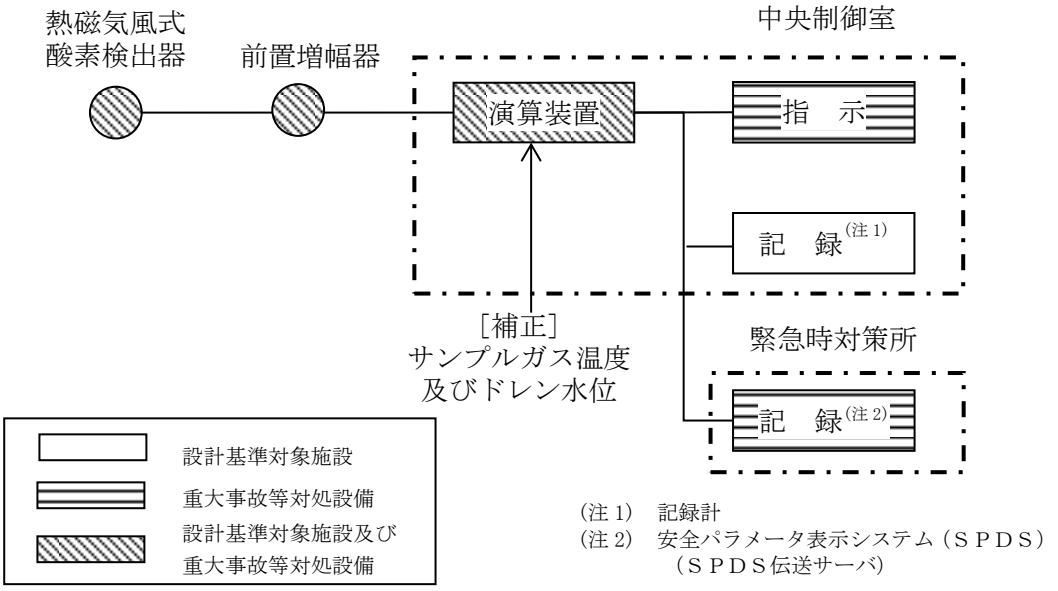


図４　格納容器酸素濃度（Ｂ系）の概略構成図

(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 酸素検出器	０～５vol%／ ０～25vol%	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）	０～５vol%／０～25vol%	2.5vol%以下	4.3vol%以下	2.5vol%以下	4.4vol%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（０～4.4vol%※2）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：格納容器ベント実施の判断基準を記載。

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（ＳＡ）

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（ＳＡ）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ＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。

なお，格納容器水素濃度（ＳＡ）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。

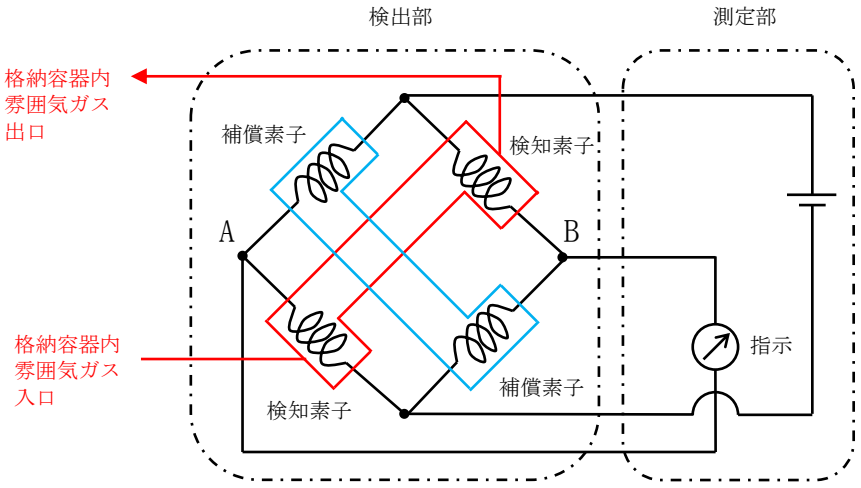


図１　格納容器水素濃度（ＳＡ）検出回路の概要図

(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℃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ＡＢ間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。

なお，格納容器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。

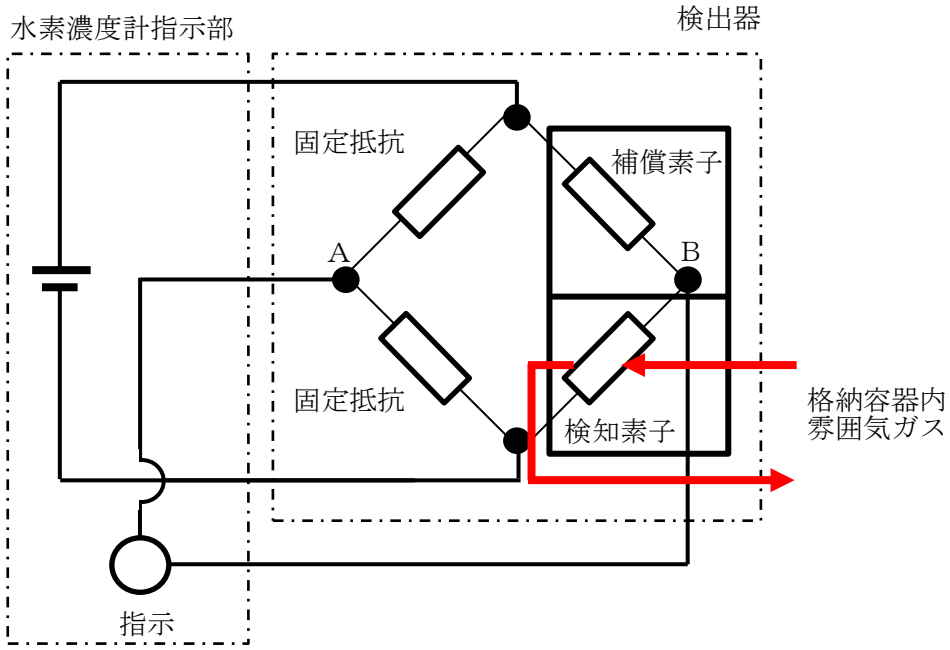


図２　格納容器水素濃度検出回路の概要図

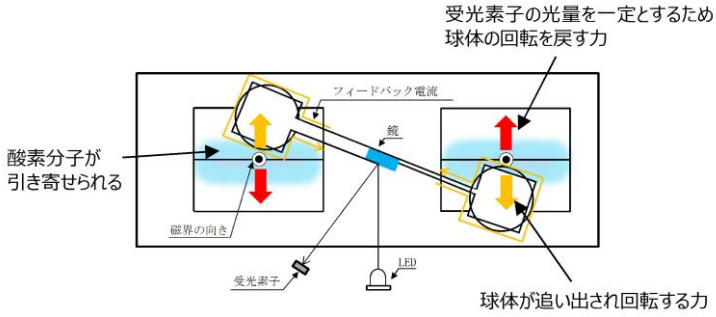
(3)　格納容器酸素濃度（ＳＡ）

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（ＳＡ）は，磁気力式のものを用いる。

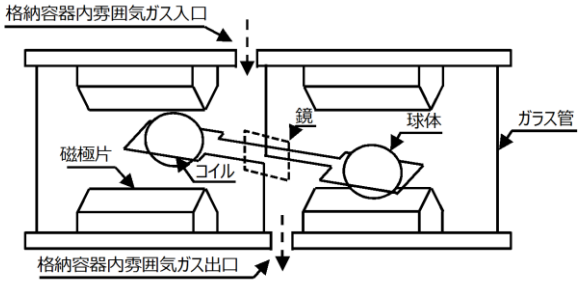
磁気力式の酸素検出器は，図３「格納容器酸素濃度（ＳＡ）の原理図」に示すとおり，２つの球体，くさび型状の磁極片，ＬＥＤからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また，格納容器酸素濃度（ＳＡ）の検出回路を図４「格納容器酸素濃度（ＳＡ）検出回路図」に示す。

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（ＳＡ）の動作原理イメージ」参照)。

なお，格納容器酸素濃度（ＳＡ）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。



（平面図）



（正面図）

図３　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の原理図

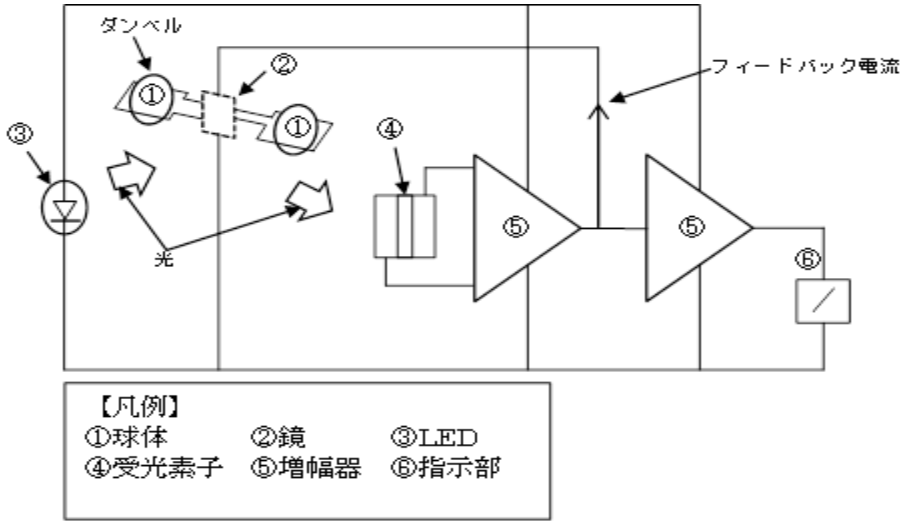
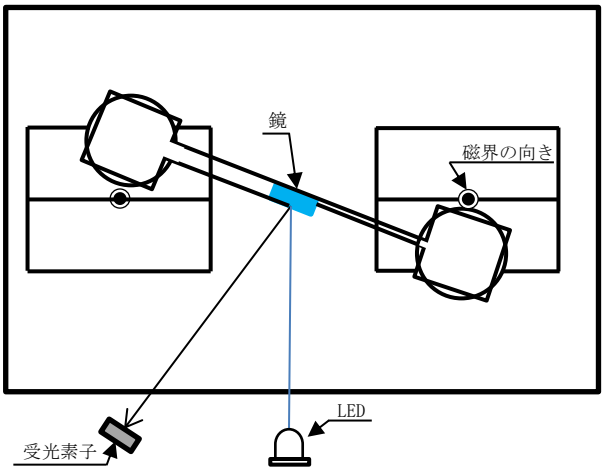
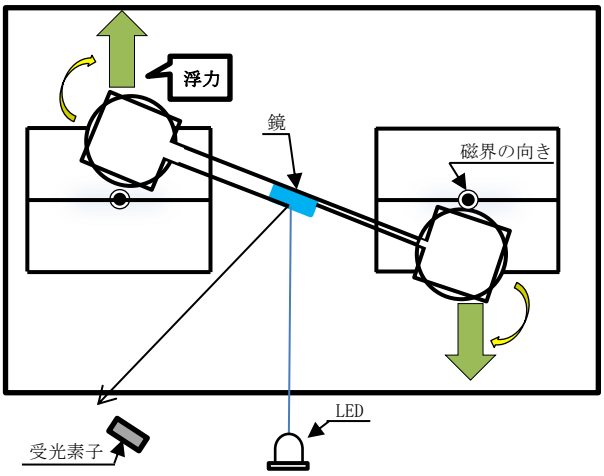


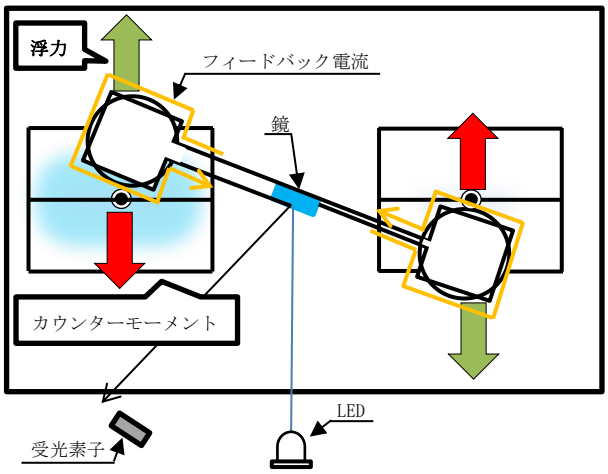
図４　格納容器酸素濃度（ＳＡ）の検出回路図



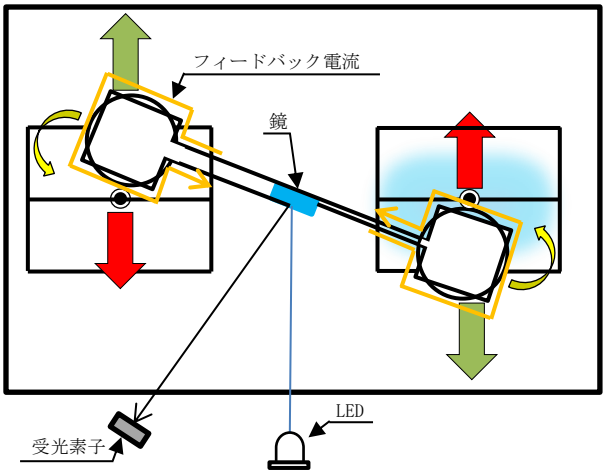
①球体は右回りに回転した位置で静止している



②球体が浮力を受け回転することで鏡の向きが変わり，受光素子への光量が変化する



③増幅器が受光素子への光量の変化を検知し，フィードバック電流を増加させる。フィードバック電流により球体にカウンターモーメントが働く



④球体は初期位置に戻り，静止する

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。

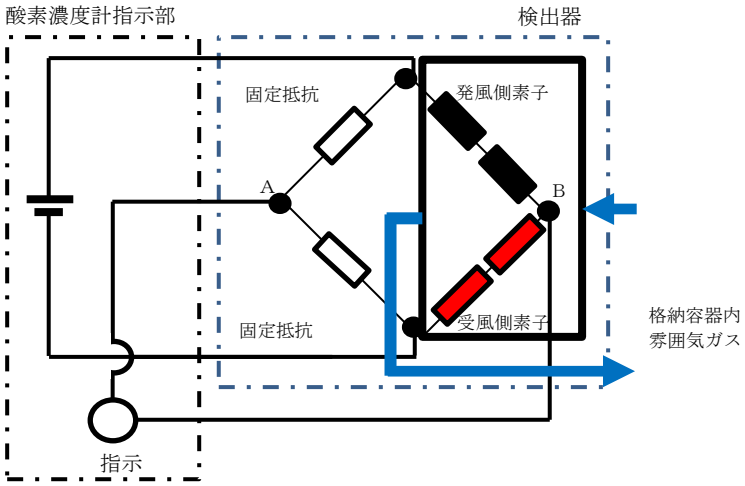
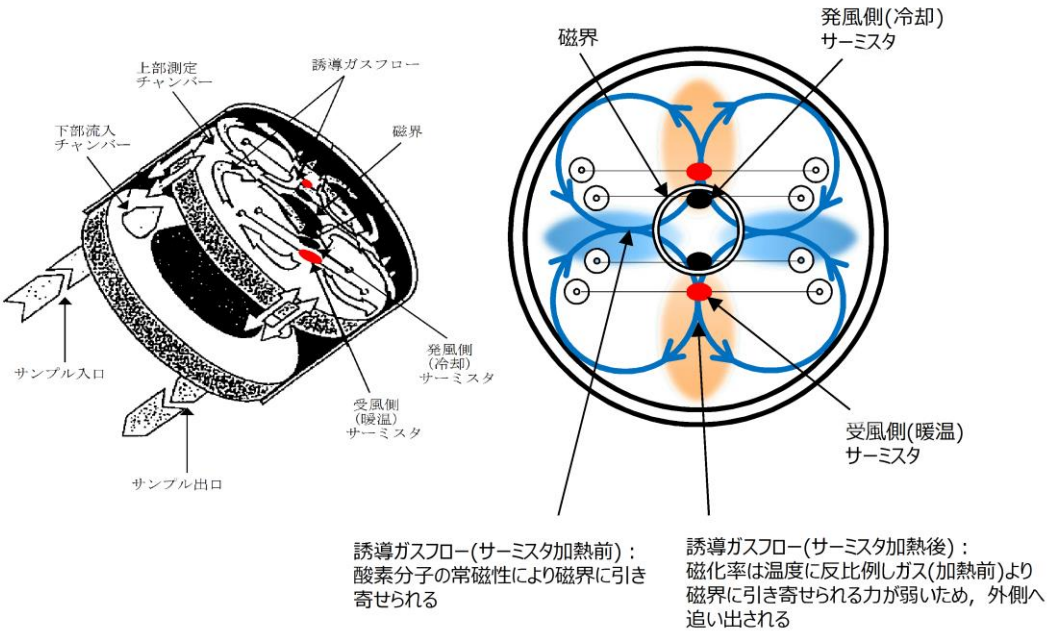


図６　酸素濃度検出回路の概要図

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。	・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	・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	・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。	・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	・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	・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。島根原子力発電所２号炉は格納容器酸素濃度（Ｂ系）と格納容器酸素濃度（ＳＡ）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おいては，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（ＳＡ）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（ＳＡ）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。

(7) 格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度の重大事故等対処設備の選定について

格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度は，電源を優先して給電する非常用所内電源系（区分Ⅱ）の負荷であるＢ系を重大事故等対処設備として選定する。

１．　サンプリング装置について

(1) 測定ガス条件の格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）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リングガスが流れることで，基準気体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，検出前にサンプリ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リングガスの流量は，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

サンプリングガスは，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，検出前にサンプリ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．　サンプリ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（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）のサンプリング装置では，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（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）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，常時サンプリングしていることから，サンプリ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。

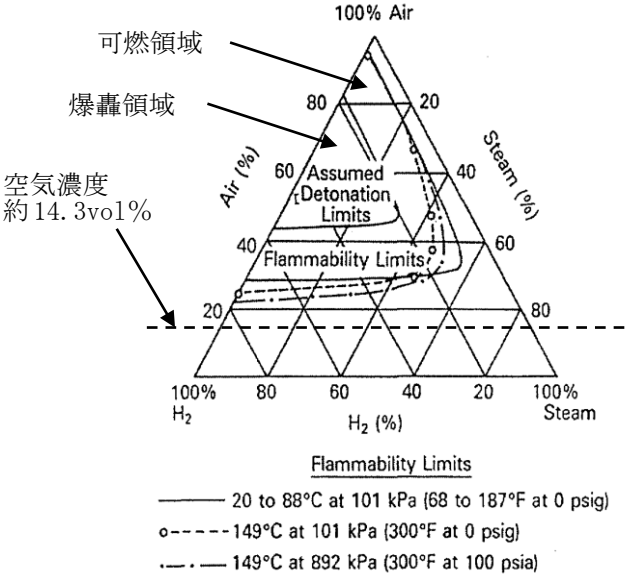


図１　水素，空気，水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

※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り，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：0.2531m^3/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（3.2m^3/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 0.22m^2 を上回る冷却器伝熱面積 0.53m^2 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 0.22m^2 を上回る 0.53m^2 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（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）

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性はない。

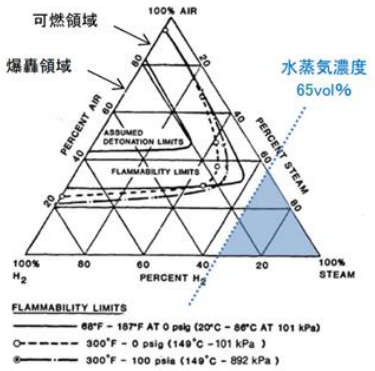


図２　水素，空気及び水蒸気混合条件下における可燃限界と爆轟限界

４．　サンプリ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（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）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（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）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に示すとおりの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１　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，弁はベ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	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。
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，サンプリ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。サンプリング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプリ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に示すとおりの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，弁はベ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．　サンプリング装置の計測時間遅れについて

(1) 格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）のサンプリング装置

サンプリングガスは，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リング装置内に入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し，その後サンプリングガスは原子炉格納容器に排出される。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，排出までの工程を約３分で実行される。

表３　格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）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）のサンプリング装置

サンプリング装置のガスのサンプリング点は，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。

・サンプリング配管長（サンプリング点～検出器）：約 86m※
・サンプリング配管の断面積：127mm^2(1.27×10^{-4}m^2)
・サンプルポンプの定格流量：約１L/min（約１×10^{-3}m^3/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．サンプリ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，水素濃度及び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リ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。

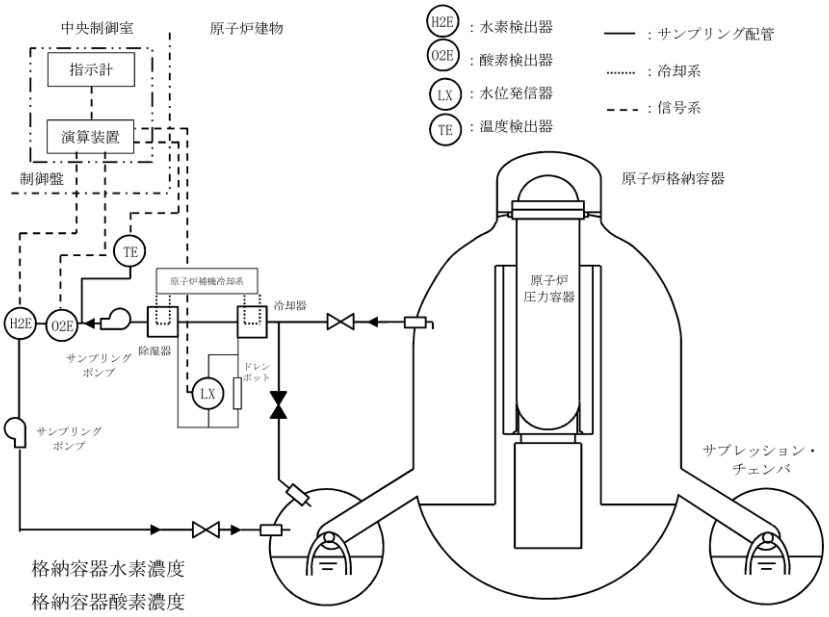
湿分補正は，サンプリングガスを冷却，除湿した時に発生するドレンをドレンポットで受け，その液位変化量より湿分補正演算をする。具体的には［　］ごとにドレンポットの液位変化量を算出し，算出された液位変化量を至近［　　］当たりの平均値及びサンプルガス温度から湿分補正演算をする。

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。

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（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ）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。

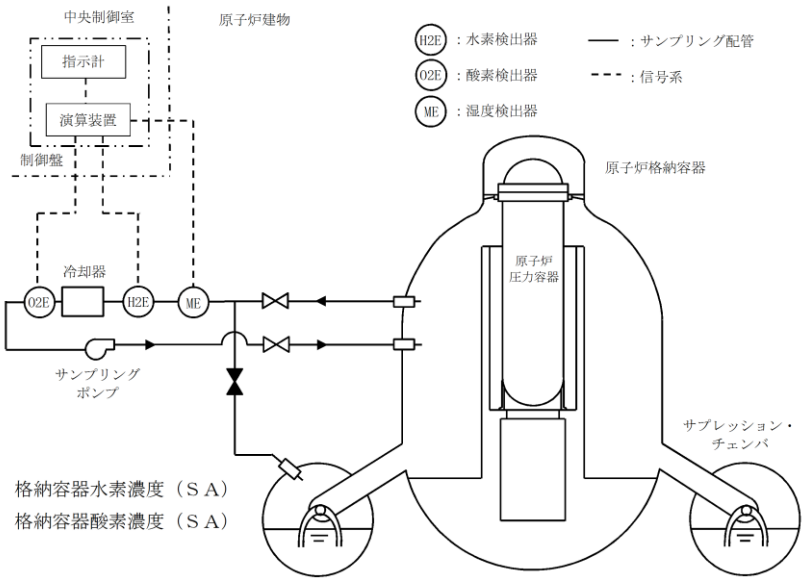


図４　格納容器水素濃度（ＳＡ）及び格納容器酸素濃度（ＳＡ）　系統概要図

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５vol％以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合，水素濃度４vol％で燃焼，13vol％で爆轟が発生すると言われている。この観点から，少なくとも水素濃度は４vol％，酸素濃度は５vol％までの測定が可能であることが必要である。

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５vol％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(02)=0.2，非沸騰状態：G(H2)=0.25，G(02)=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４vol％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（ＳＡ）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。

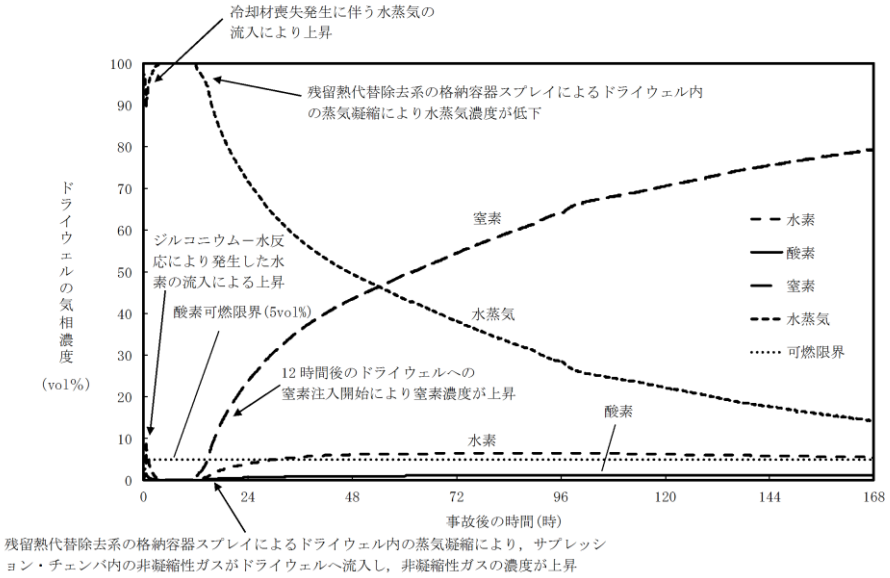


図１　ドライウェル気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

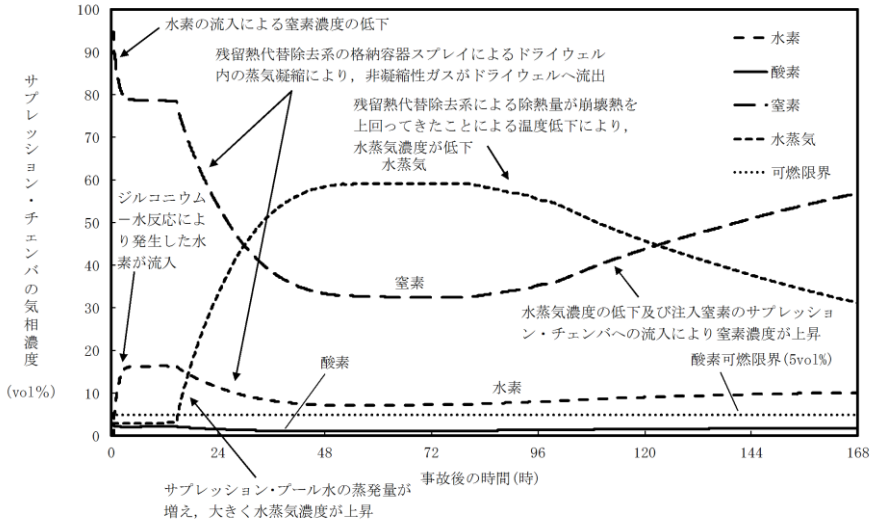


図２　サプレッション・チェンバ気相濃度の推移（ウェット条件）
（格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合））

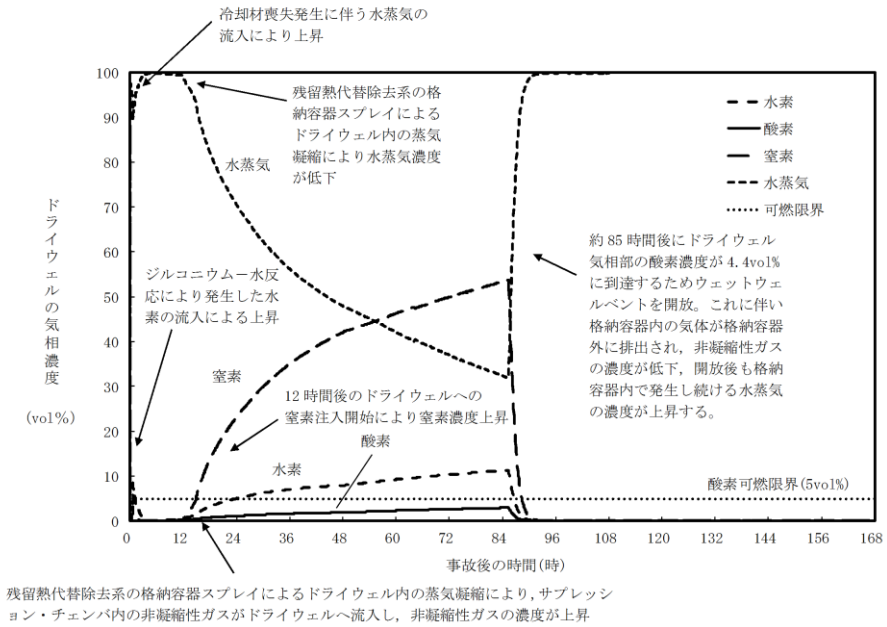


図３　Ｇ値を設計基準事故ベースとした場合の
ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）

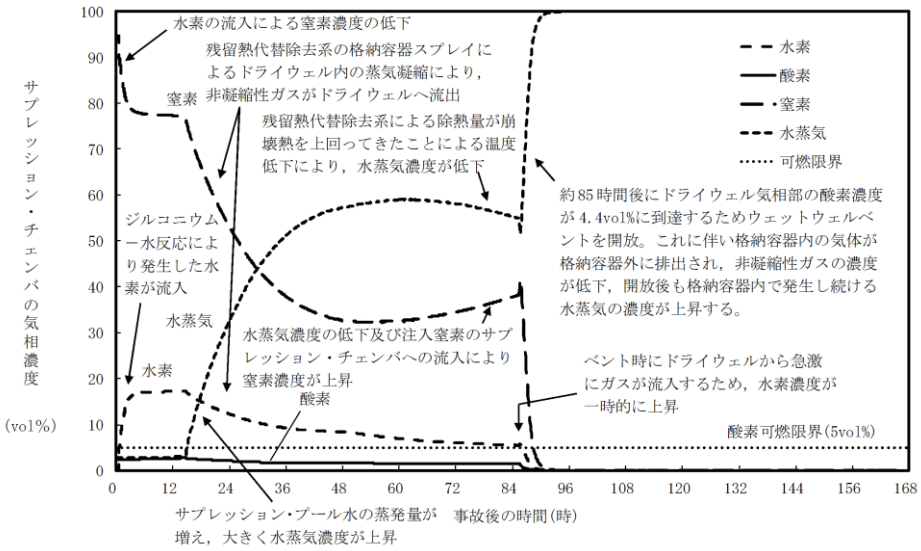


図４　Ｇ値を設計基準事故ベースとした場合の
サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）

(2)　水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は４vol%，酸素濃度は５vol%までの測定が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	０～５vol%／０～100vol%	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	０～５vol%／０～25vol%	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５vol%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にあっても，仮に酸素濃度が５vol%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

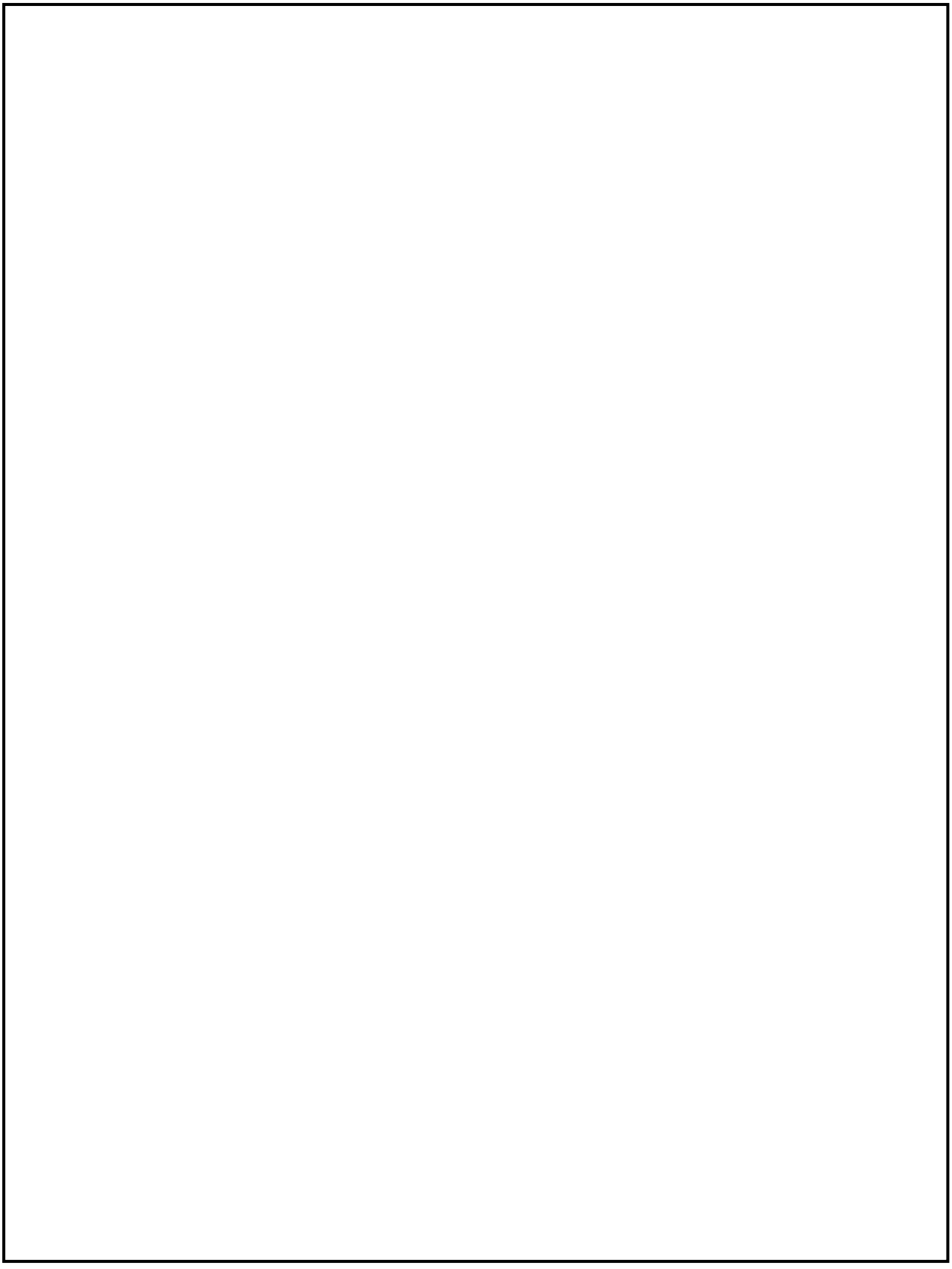


図１　接続図

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

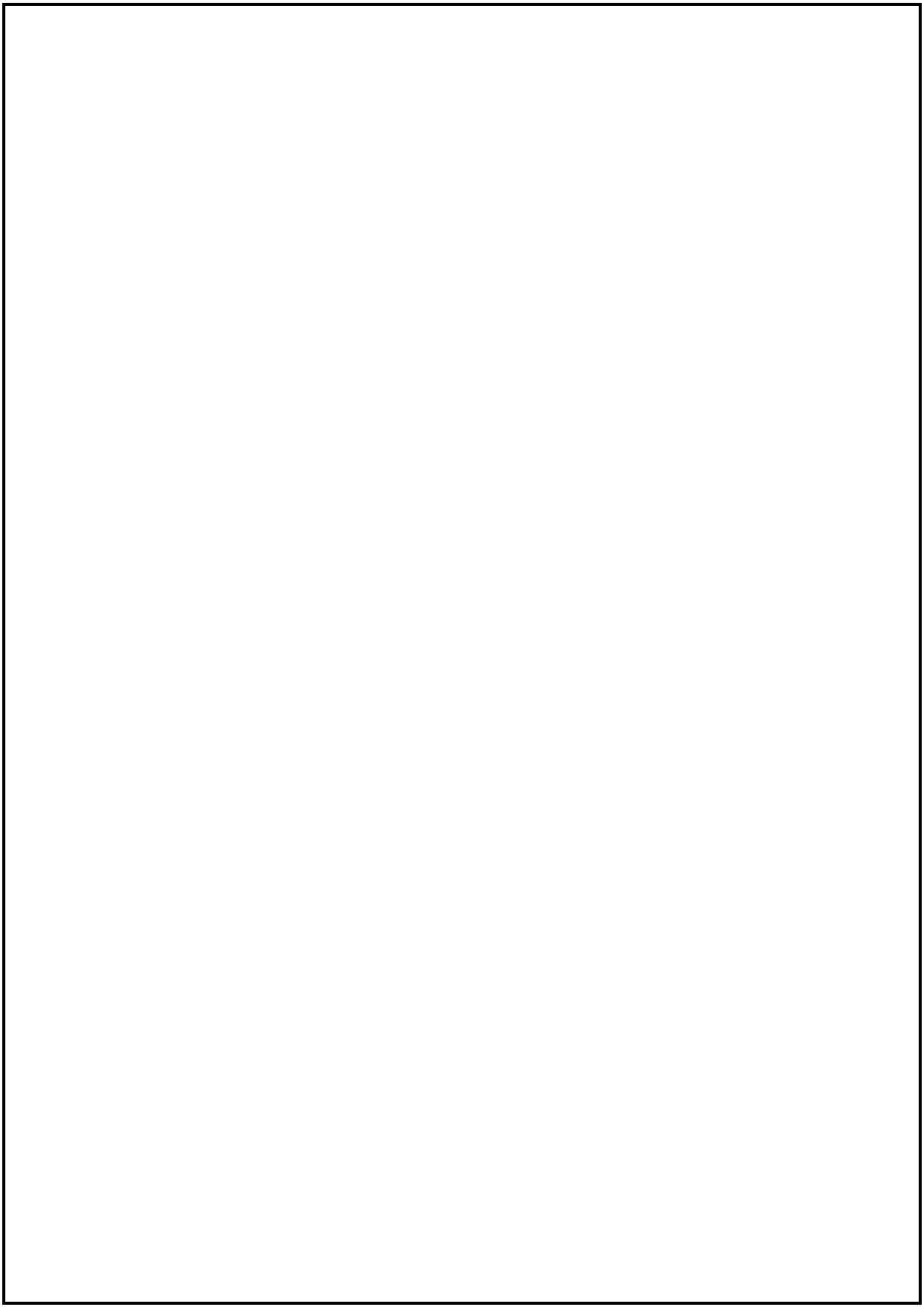


図１　屋外保管場所配置図

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。

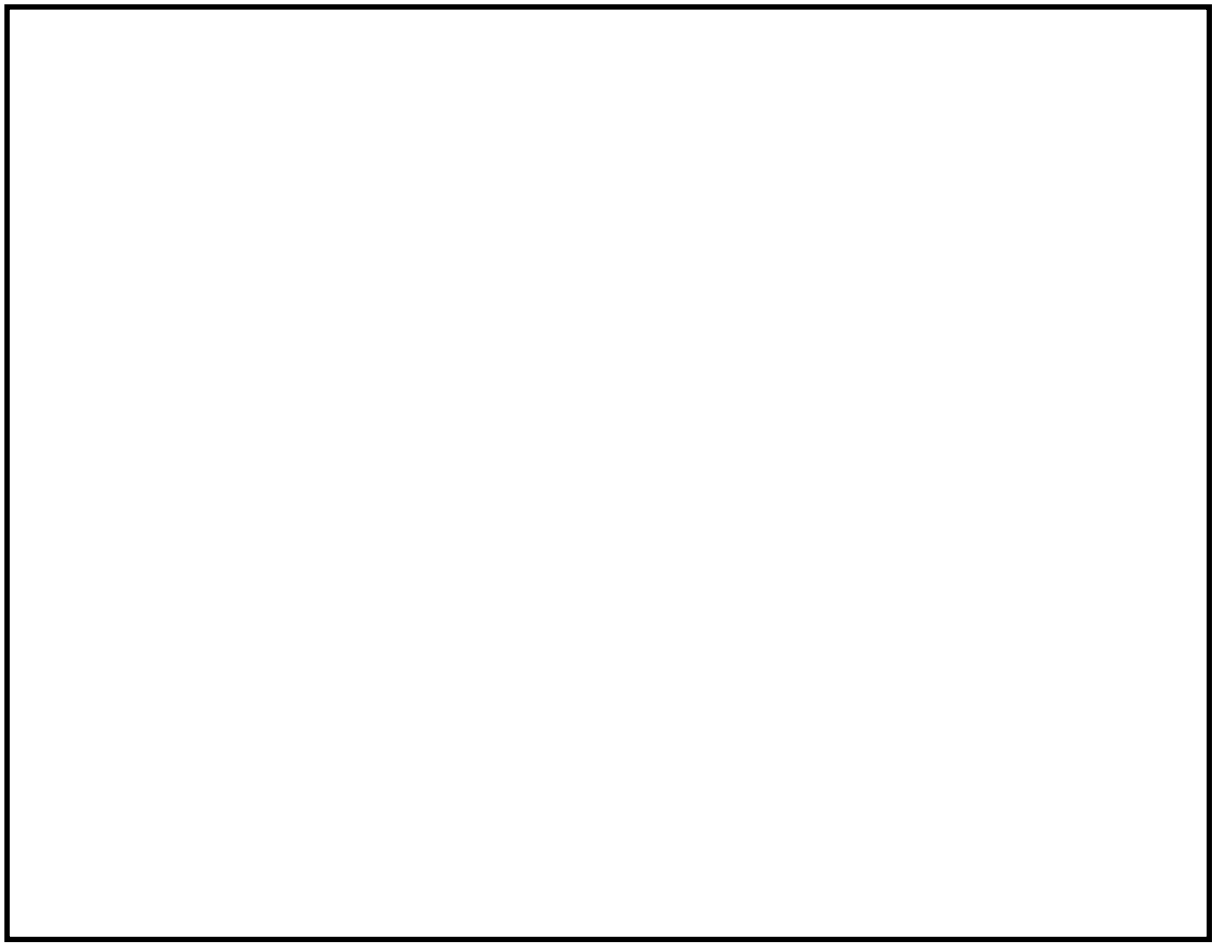


図２　可搬式窒素供給装置 屋内敷設用ホースの保管場所

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

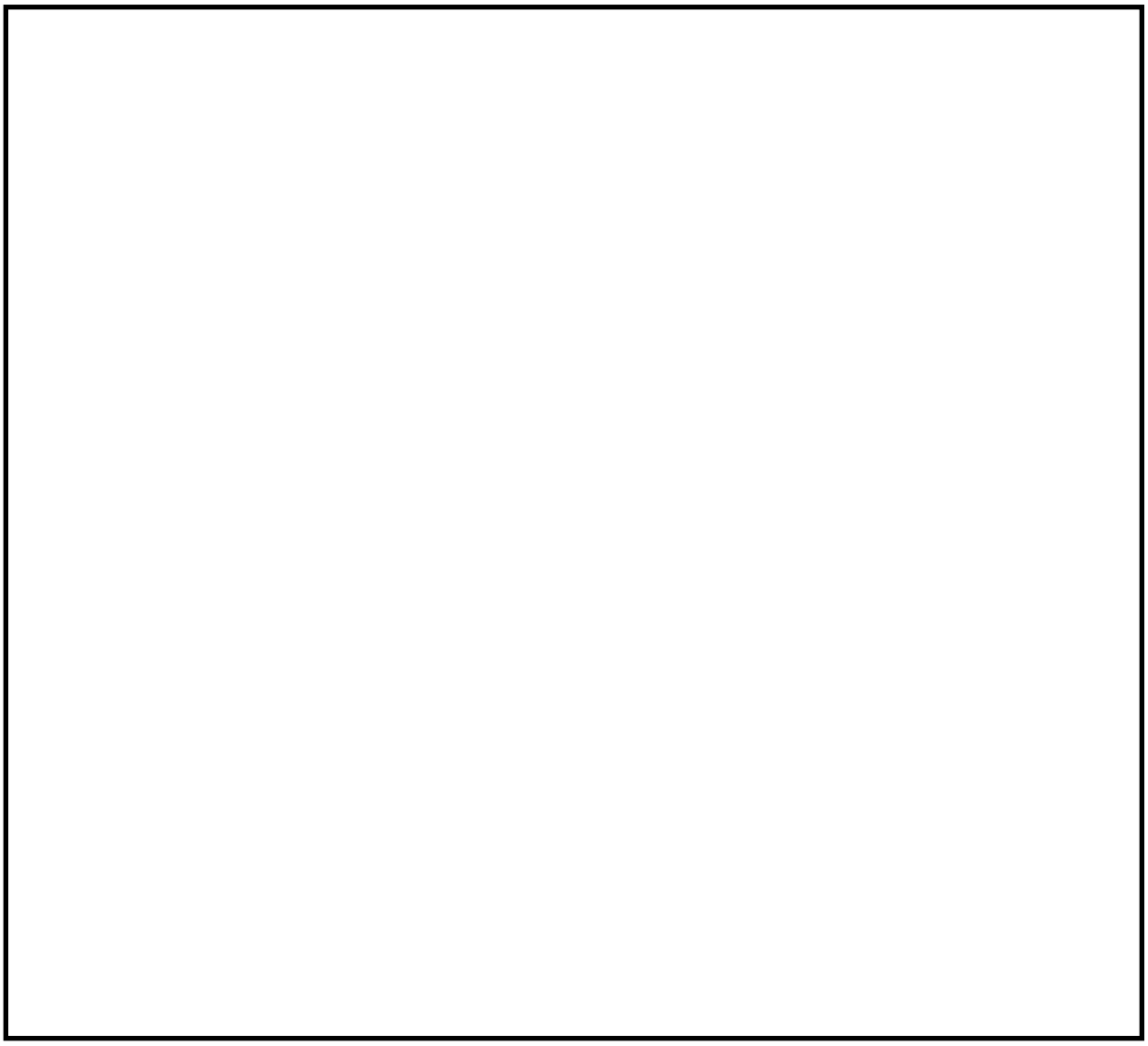


図１　保管場所及びアクセスルート図

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。

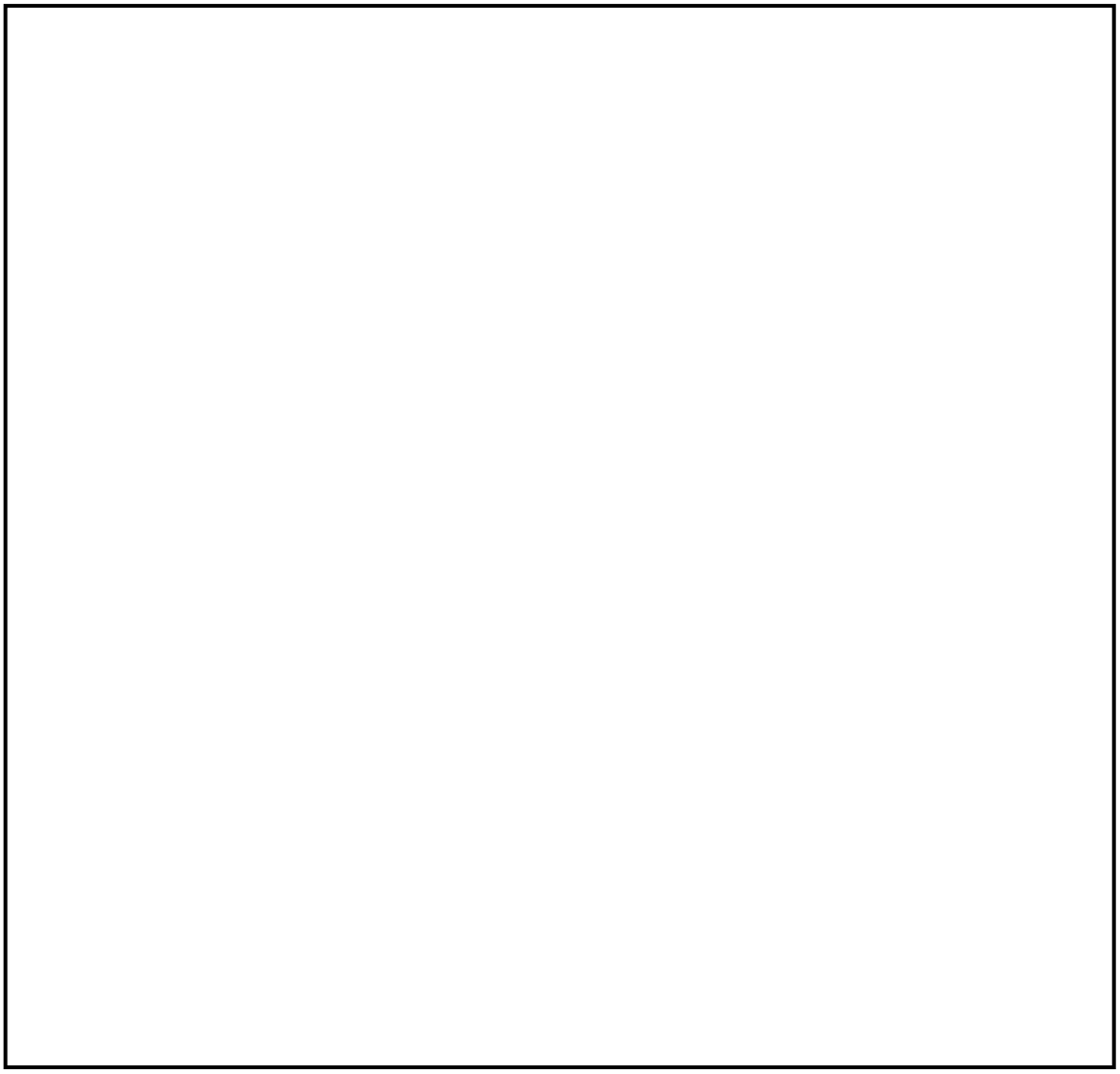


図１　機器配置図（原子炉建物３階）

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。

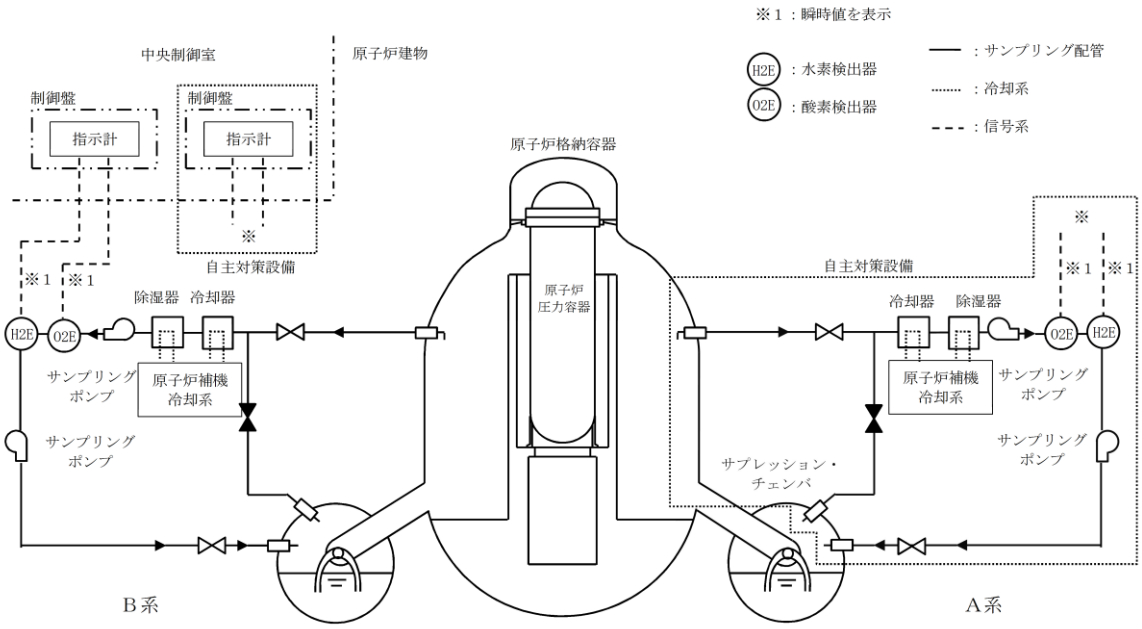


図２　格納容器水素濃度及び格納容器酸素濃度に関する概略系統図

（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。

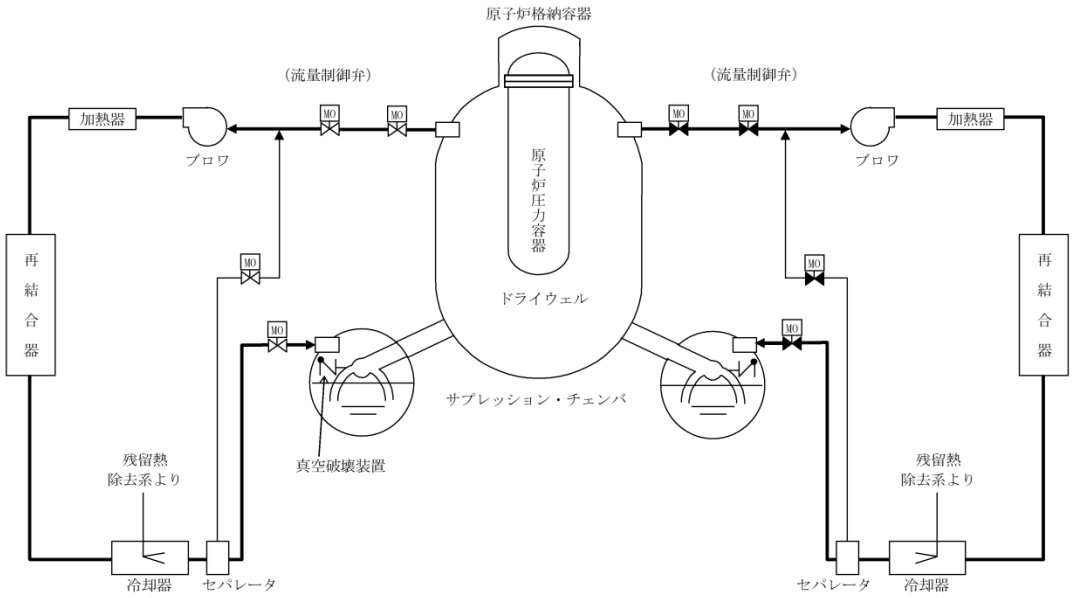


図３　可燃性ガス濃度制御系　概略系統図

53条　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

目次

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

53-1　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）

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－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－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－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

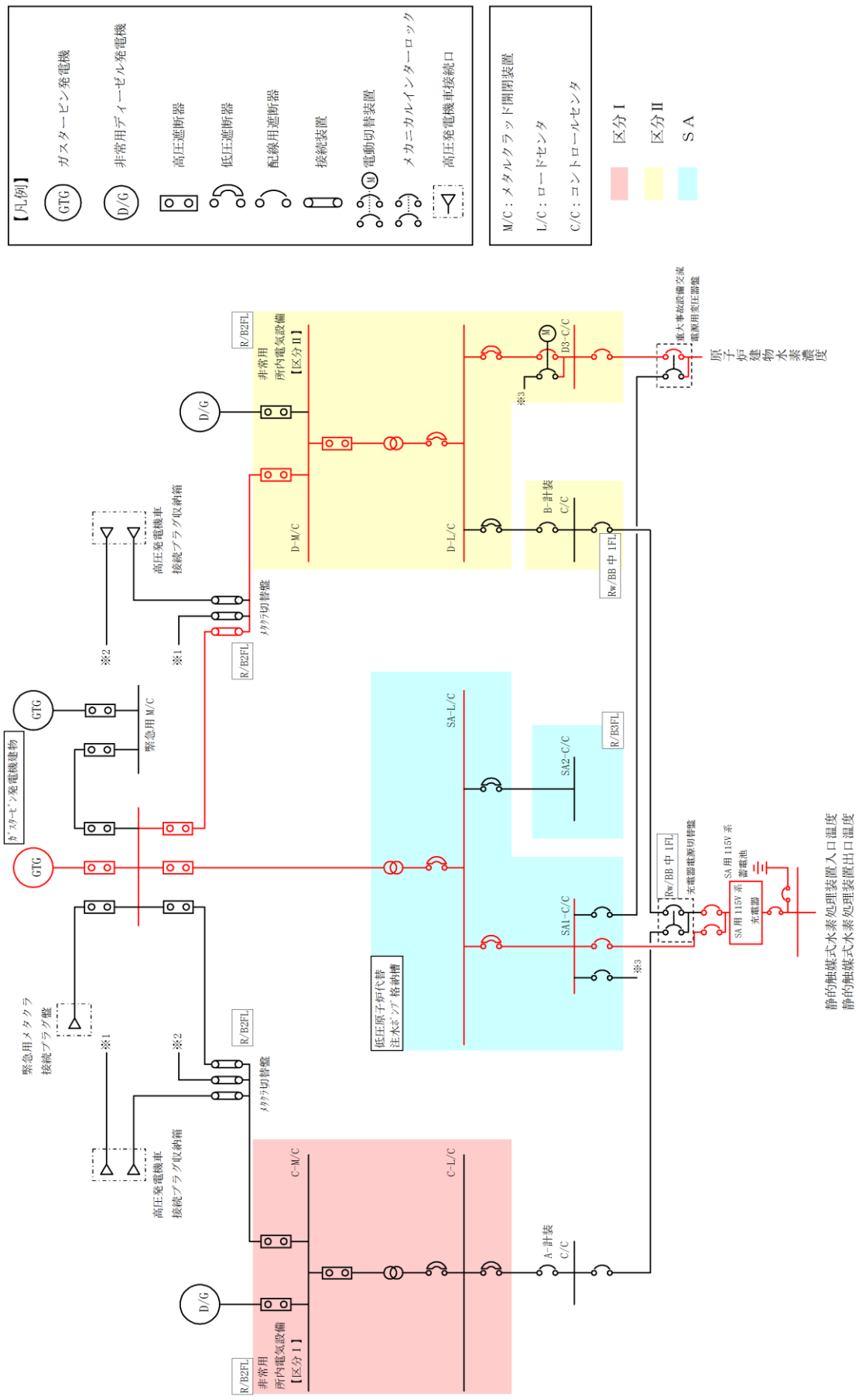

【凡例】
ガスタービン発電機
非常用ディーゼル発電機
高圧遮断器
低圧遮断器
配線用遮断器
接続装置
電動切替装置
メカニカルインターロック
高圧発電機車接続口
M/C：メタルクラッド開閉装置
L/C：ロードセンタ
C/C：コントロールセンタ
区分Ⅰ
区分Ⅱ
SA
GTG
D/G
ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機建物
緊急用 M/C
緊急用メタクラ
接続プラグ盤
高圧発電機車
接続プラグ収納箱
※1
※2
※3
R/B2FL
メタクラ切替盤
非常用
所内電気設備
【区分Ⅰ】
【区分Ⅱ】
C-M/C
C-L/C
D-M/C
D-L/C
A-計装
C/C
B-計装
C/C
D3-C/C
SA-L/C
SA1-C/C
SA2-C/C
R/B3FL
Rw/BB 中 1FL
充電器盤切替盤
SA 用 115V 系
蓄電池
充電器
低圧原子炉代替
注水ﾎﾟﾝﾌﾟ格納槽
重大事故設備交流
電源用変圧器盤
原子炉建物水素濃度
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

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。

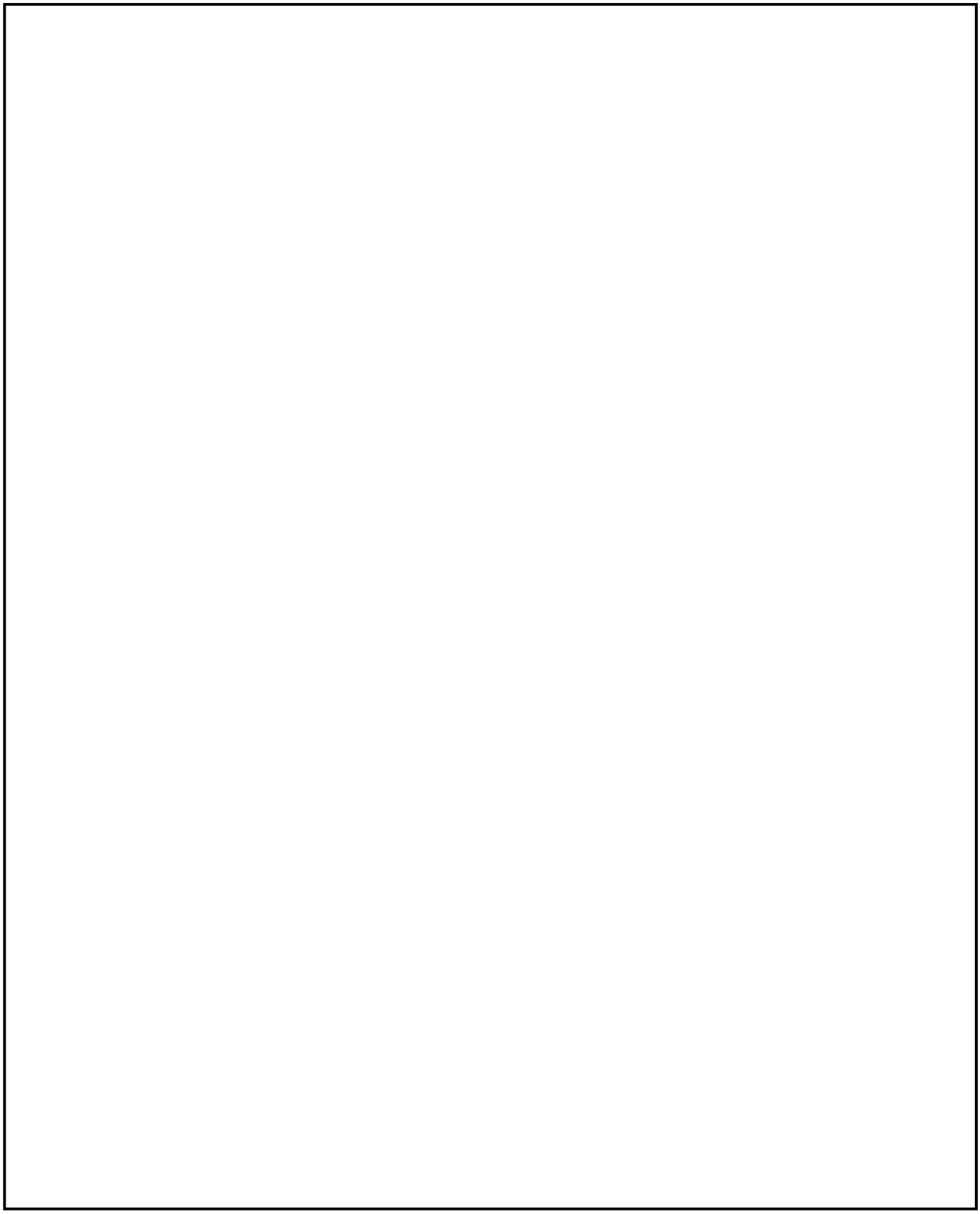


図１　機器配置図（原子炉建物４階）

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。

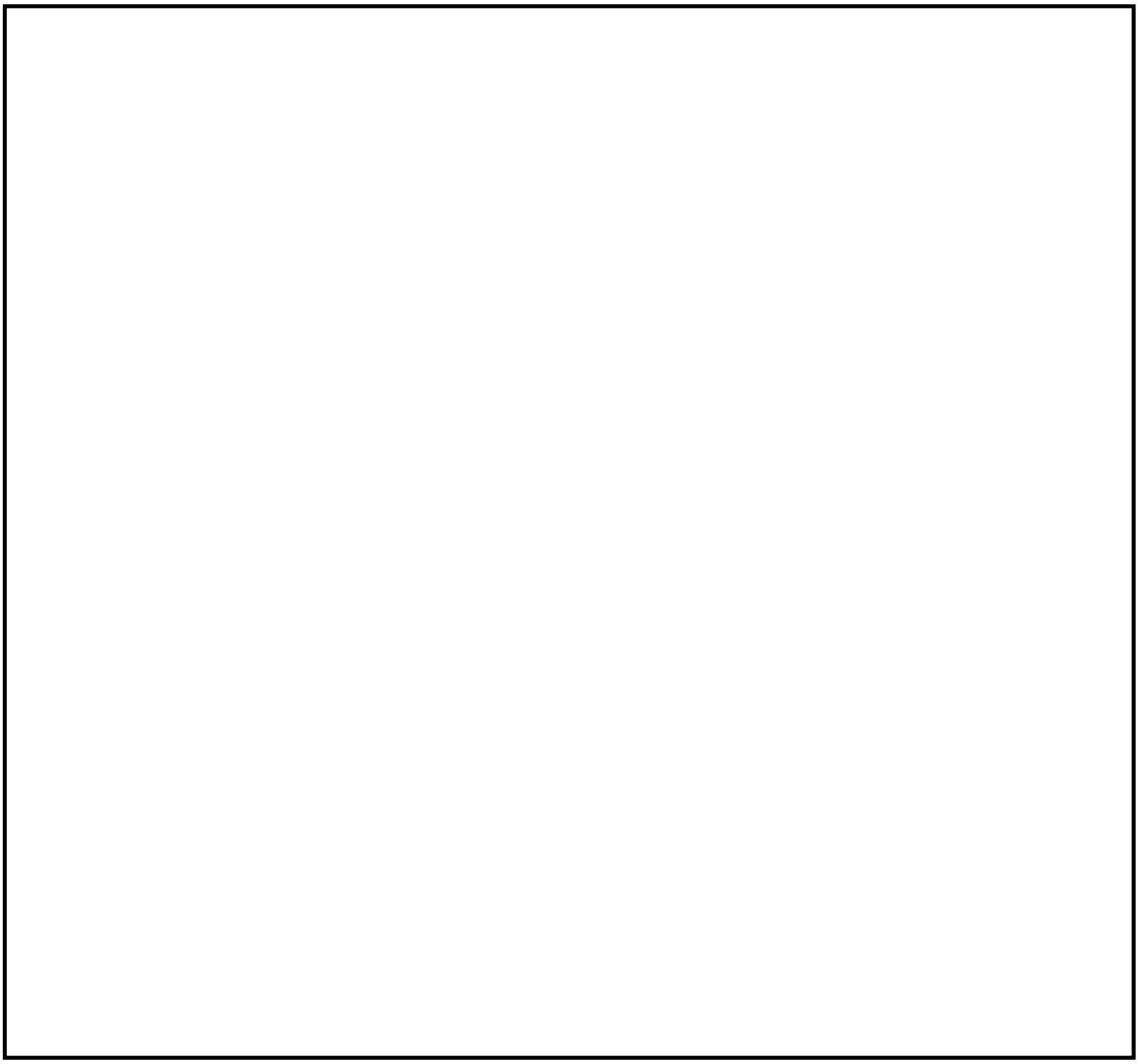


図２　機器配置図（原子炉建物２階）

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。

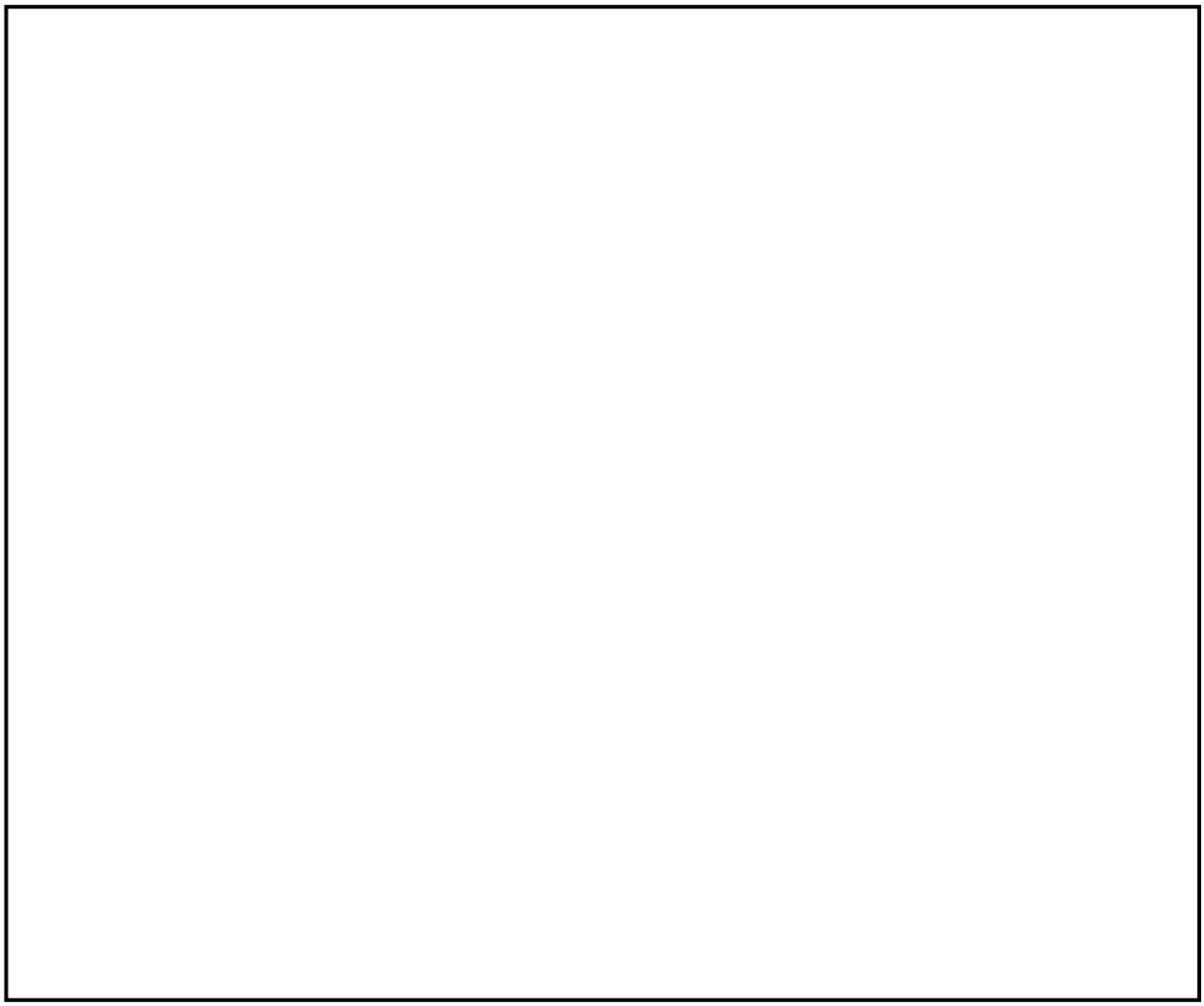


図３　機器配置図（原子炉建物１階）

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。

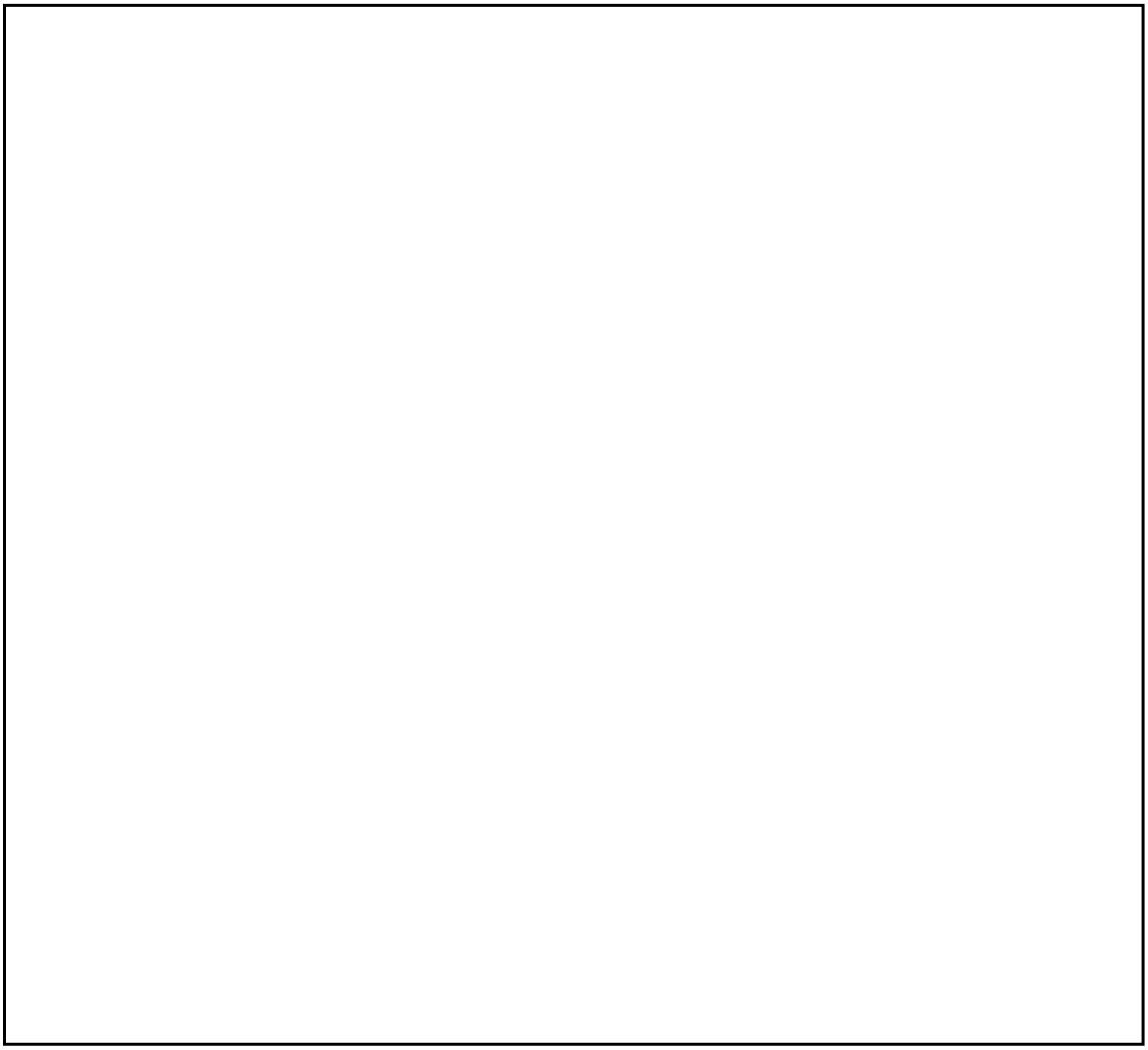


図４　機器配置図（原子炉建物地下１階）

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。

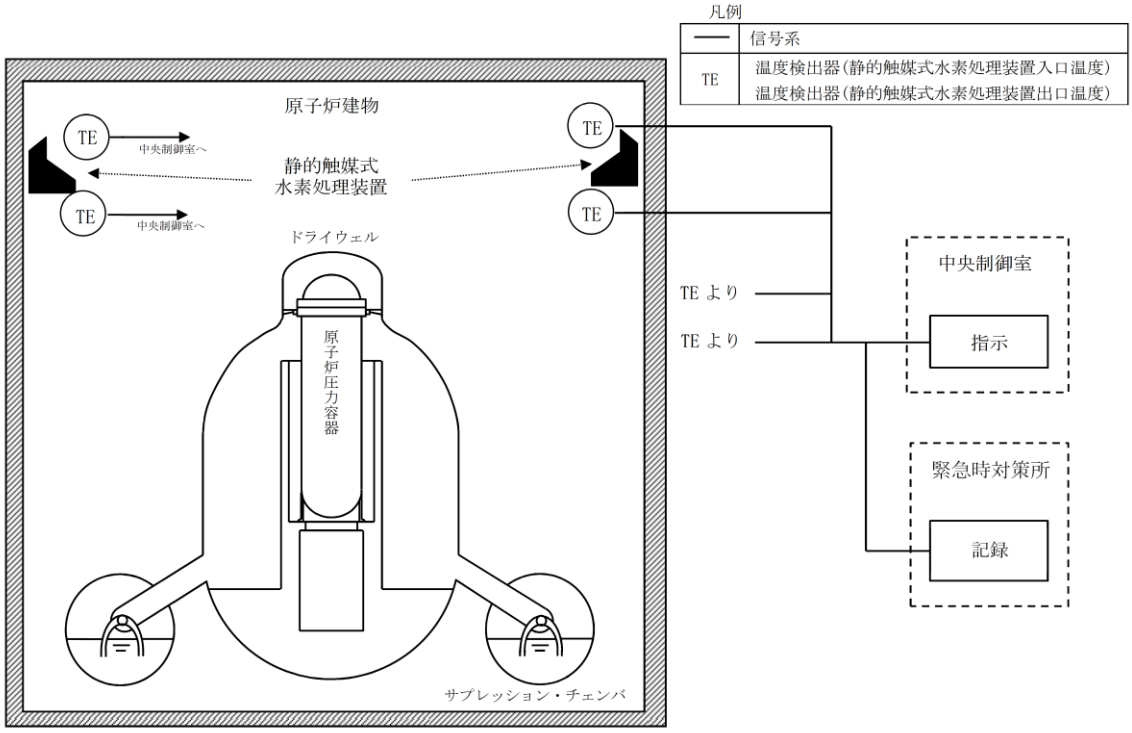


図１　静的触媒式水素処理装置入口温度及び静的触媒式水素処理装置出口温度の系統概要図

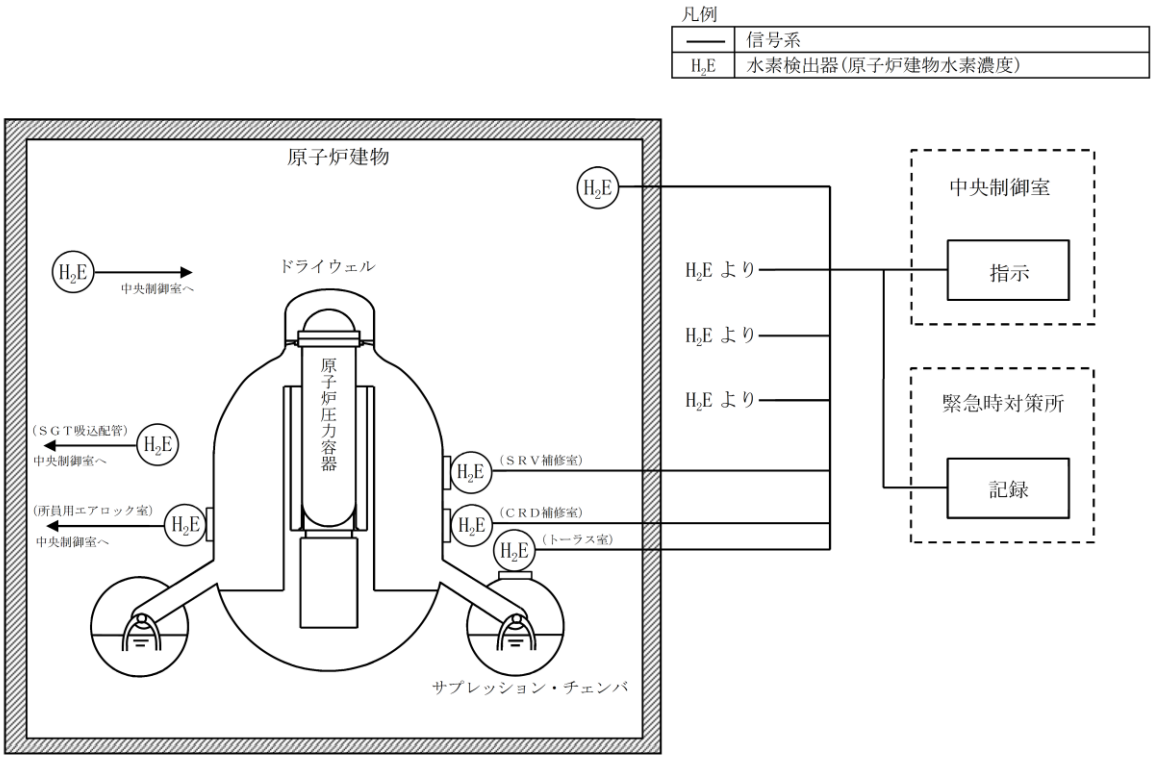


図２　原子炉建物水素濃度の系統概要図

53-5　試験及び検査

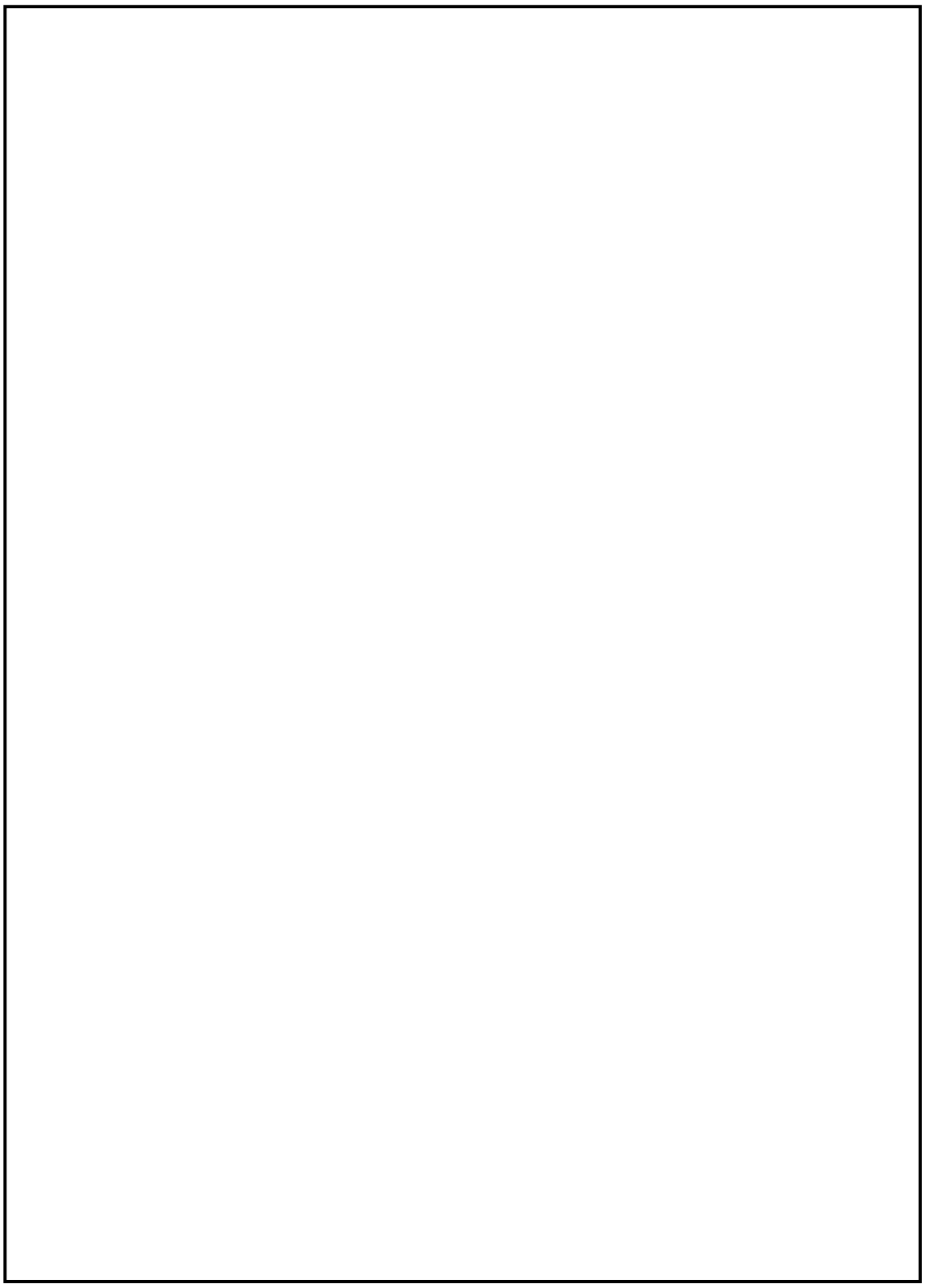


図１　構造図（静的触媒式水素処理装置）

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。

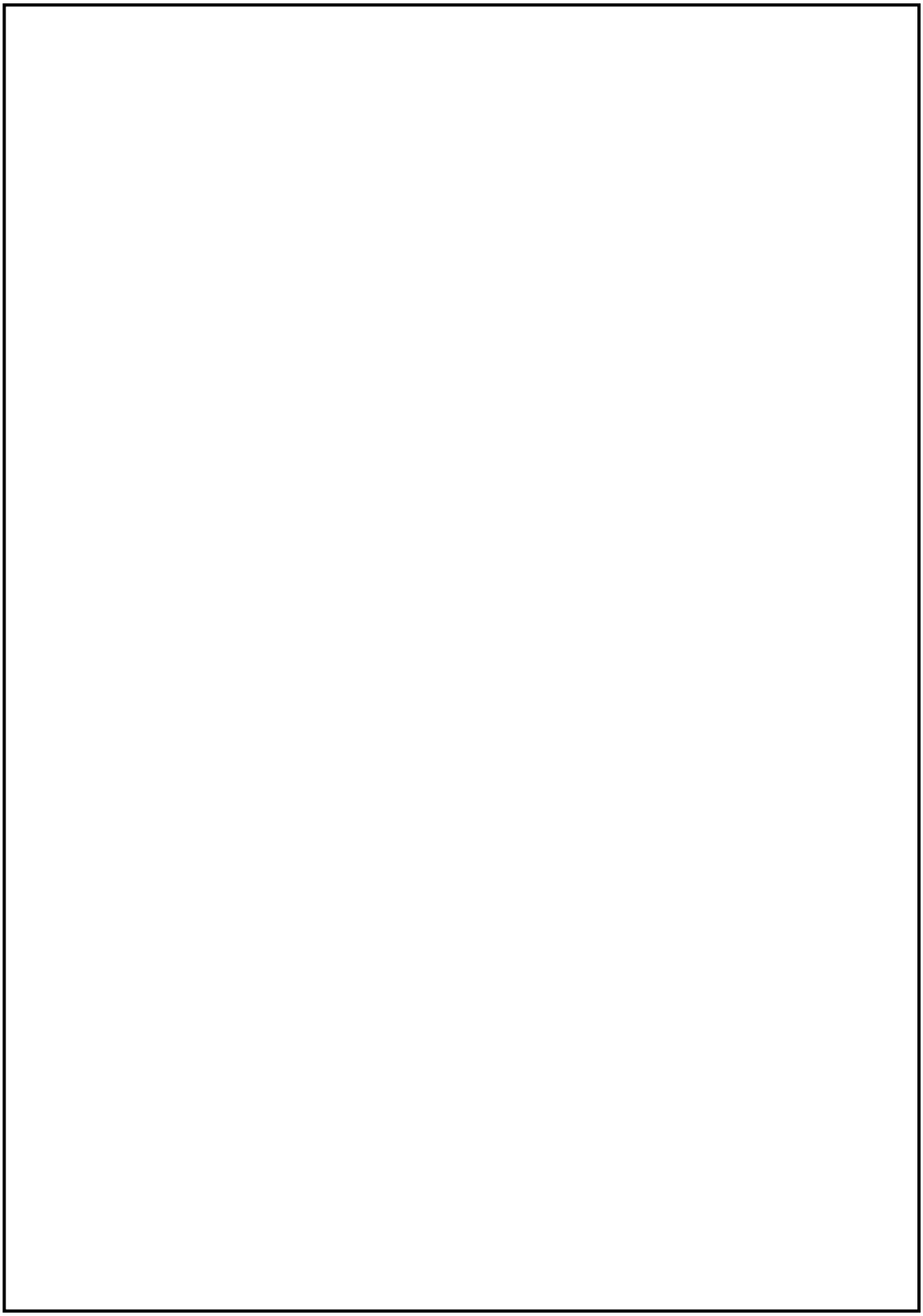
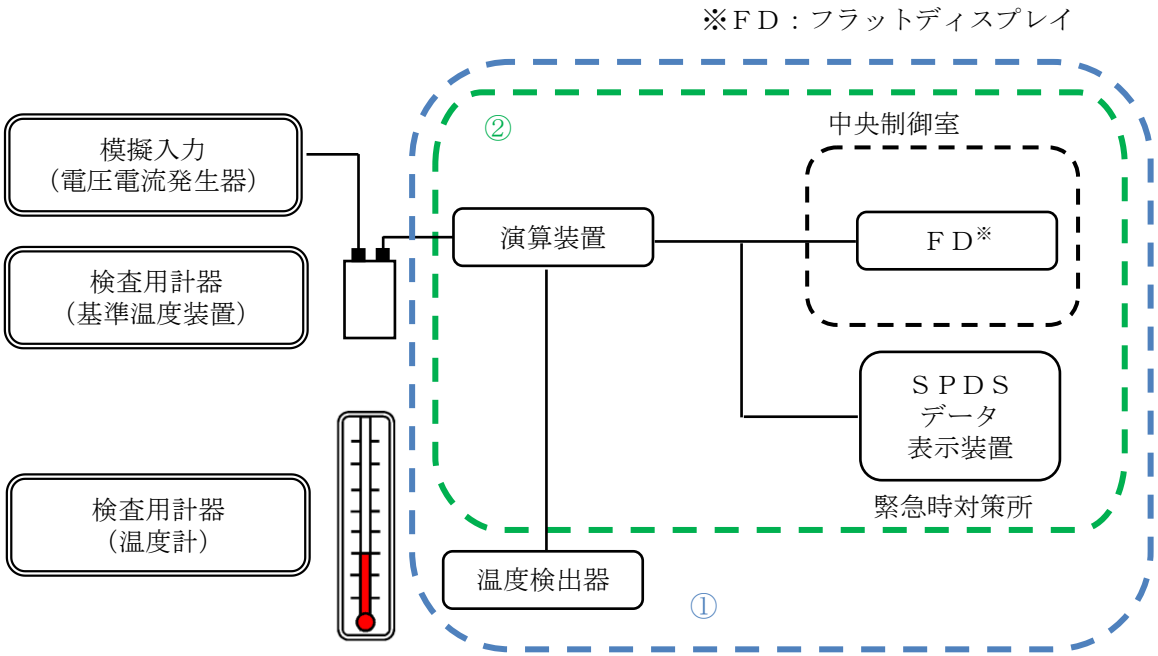


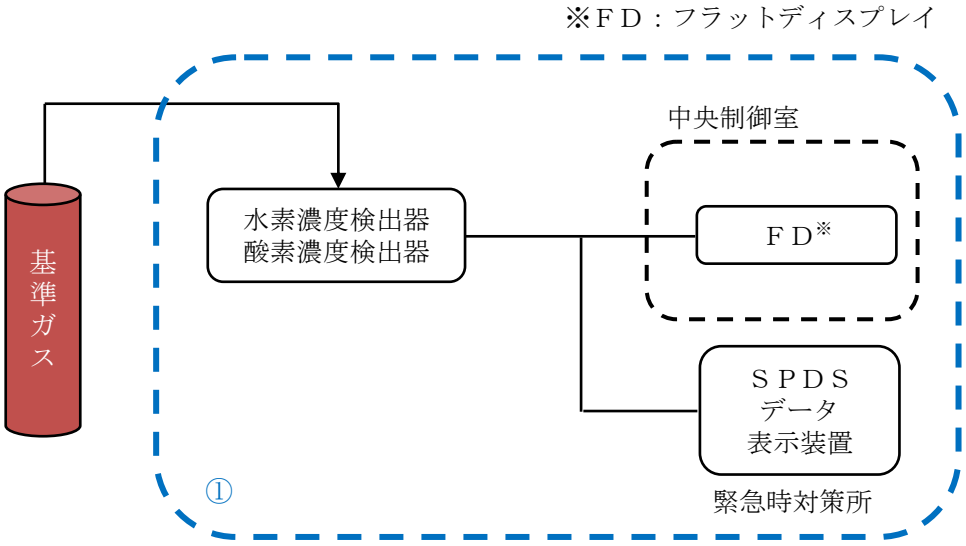
図２　静的触媒式水素処理装置の試験及び検査

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。



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



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℃，大気圧において）
最高使用温度	℃	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）

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式１）}$$

DR　：再結合効率（kg/h/個）

A　：定数 [redacted]

C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度(vol%)

P　：圧力(10^5Pa)

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，ＰＡＲ１個あたりの水素処理容量を算出する。

・水素濃度 C_{H2}

水素ガスの可燃限界濃度４vol％未満に低減するため，４vol％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℃（373.15K）とする。

以上により，ＰＡＲ１個あたりの水素処理容量は，約 0.50kg/h/個（水素濃度４vol％，大気圧=101,325Pa，温度 100℃=373.15K）となる。

2. 最高使用温度

ＰＡＲ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。ＰＡＲ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４vol％時におけるＰＡＲの温度を最高使用温度とする。

水素濃度４vol％時におけるＰＡＲ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　ＰＡＲの最高使用温度について」で示す。

3. 個数

実機設計（ＰＡＲ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ＰＡＲ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）

$$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \cdot \frac{P}{T} \cdot 3{,}600 \cdot SF \cdot F_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（式２）}$$

DR　：水素処理容量（kg/h/個）
A　：定数 [　　]
C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度（vol％）
P　：圧力（10^5Pa）
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，ＰＡＲの必要個数は 17 個以上を設置個数とする。なお，実際のＰＡＲ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。）

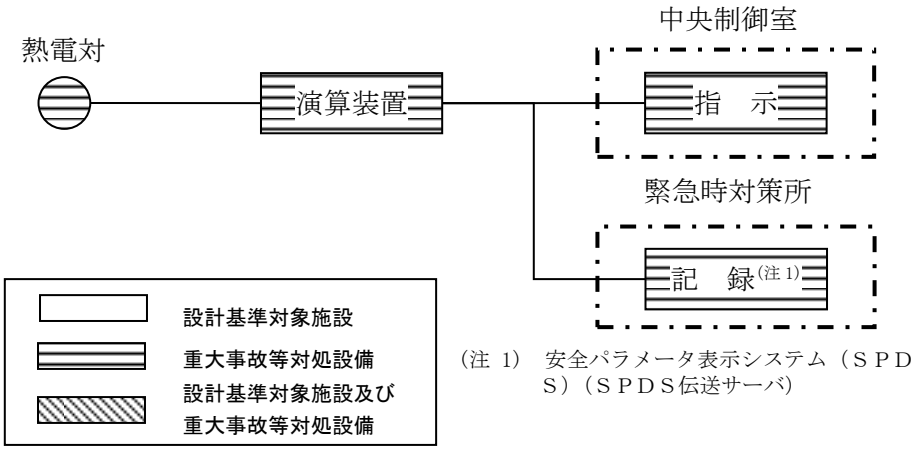


図１　静的触媒式水素処理装置入口温度及び出口温度の概略構成図

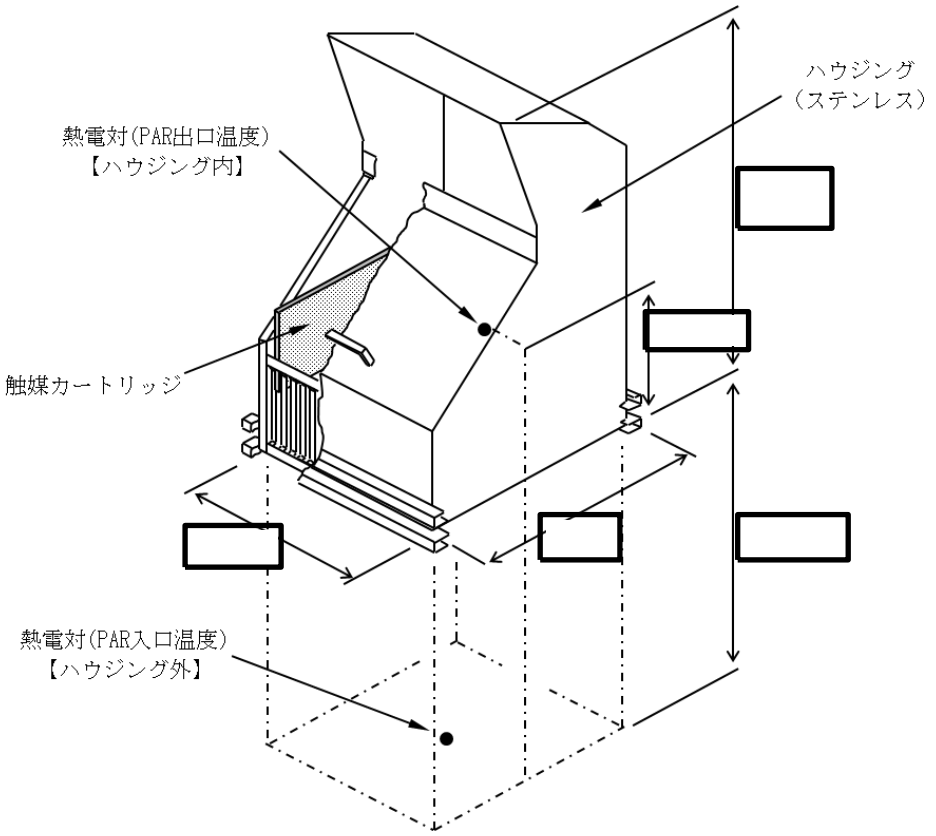


図２　静的触媒式水素処理装置への熱電対取付位置概要図

(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。）

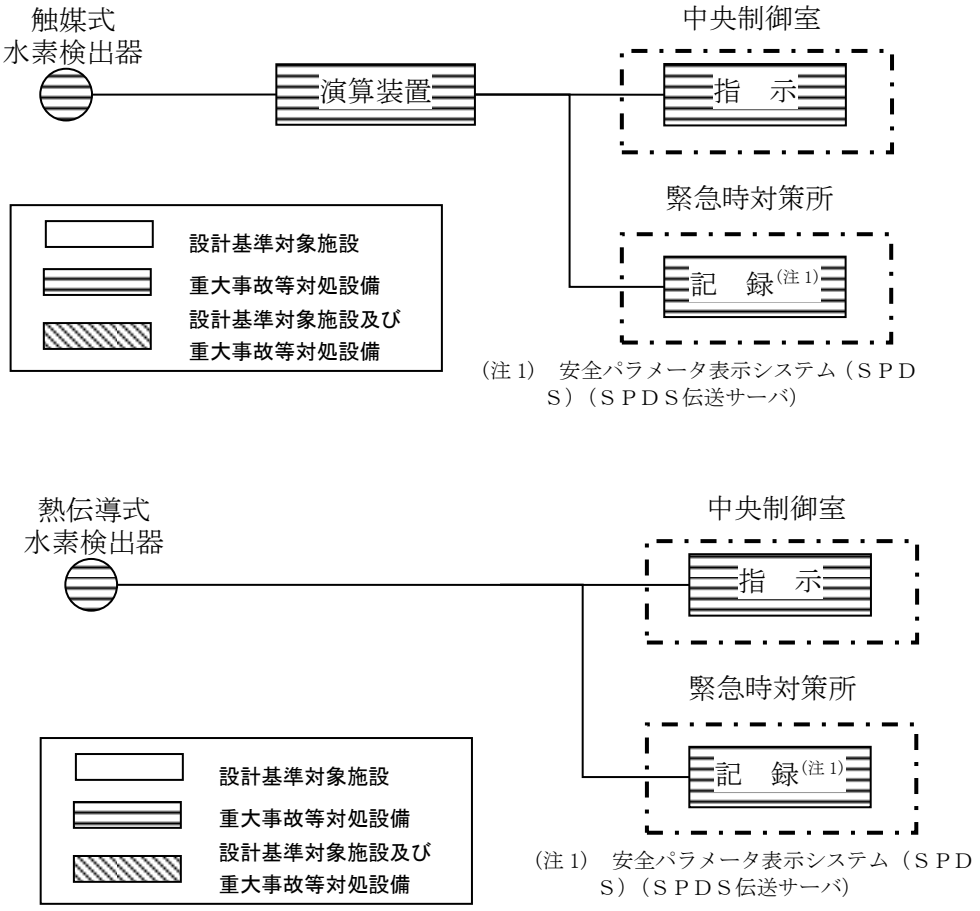


図３　原子炉建物水素濃度の概略構成図

(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

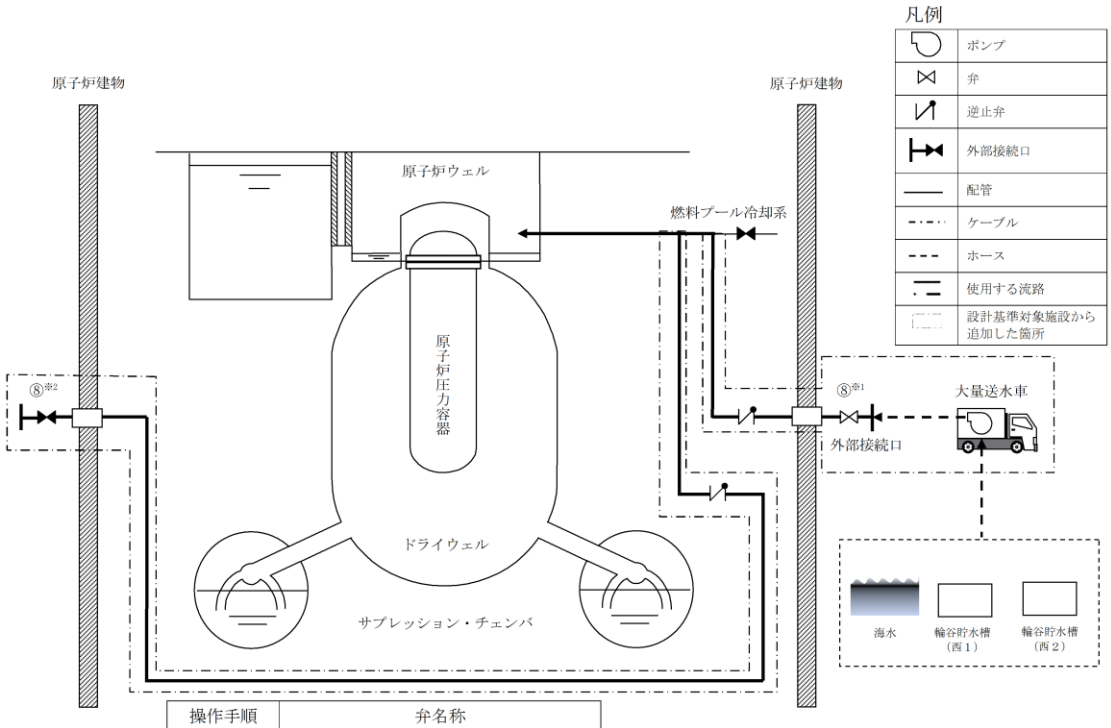
以下に，水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備の概要を示す。

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ＥＰＤＭ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ＥＰＤＭ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。



操作手順	弁名称
⑧※1	ＡＲＷＦ　Ａ－注水ライン流量調整弁
⑧※2	ＡＲＷＦ　Ｂ－注水ライン流量調整弁

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原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置（ワイヤー等）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。

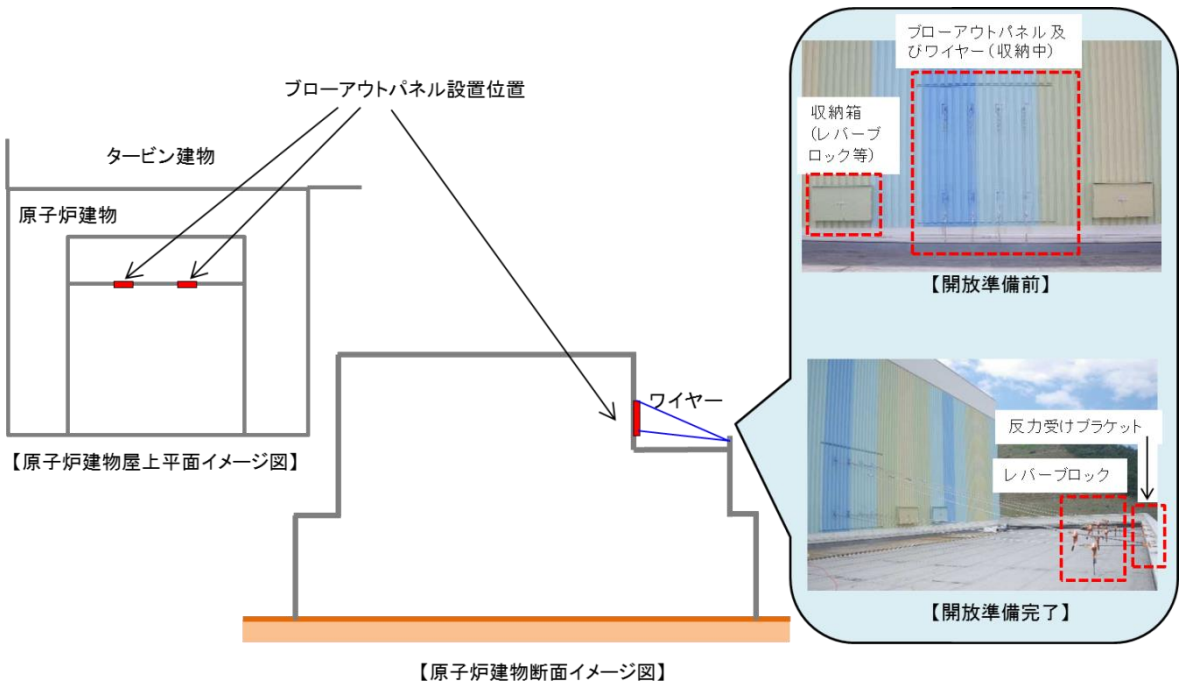


図２　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル　概略図

54 条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

目次

54-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表
54-2　単線結線図
54-3　配置図
54-4　系統図
54-5　試験及び検査
54-6　容量設定根拠
54-7　接続図
54-8　保管場所図
54-9　アクセスルート図
54-10 その他設備
54-11 燃料プール監視設備
54-12 燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について
54-13 燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
54-14 燃料プール冷却系の位置づけについて
54-15 送水ヘッダについて

54-1　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（可搬型）

54条：使用済燃料貯蔵槽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	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 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）	Ａ，Ｂ
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4 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	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		54-3 配置図，54-7 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設備	Ａ
			関連資料		54-6 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		54-3 配置図，54-7 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	Ａｂ
			関連資料		54-7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-3 配置図，54-7 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）	Ｂａ
			関連資料		54-3 配置図，54-8 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		54-9 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型スプレイノズル	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	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	使用時に海水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	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 保管場所図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置，接続作業	Ｂｃ，Ｂｇ
			関連資料		54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4 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	54-3 配置図，54-4 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3項	第1号	可搬型SAの容量		その他設備	C
			関連資料		54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬型SAの接続性		（常設設備と接続しない）	－
			関連資料		54-3 配置図	
		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		（その他の処置）	－
			関連資料		54-3 配置図，54-7 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）	Ａａ
			関連資料		54-3 配置図，54-8 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		54-9 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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設スプレイヘッダ	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	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	54-3 配置図，54-4 系統図，54-7 接続図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		54-3 配置図，54-4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		流路	F
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54-4 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	54-3 配置図，54-4 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		流路，その他設備	対象外
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		供用しない設備	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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却ポンプ	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	－
				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	54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		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（電動弁）	A，B
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ba
			関連資料		54-4 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	Aa
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		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		54-6 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	Aa
				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	Ca
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール冷却系熱交換器	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	54-3 配置図，54-8 保管場所図	
		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）		熱交換器	D
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		54-4 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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	54-3 配置図，54-4 系統図	
		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		54-6 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設備設備あり）－屋内	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-3 配置図，54-4 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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，Bb Bc，Bd，Bf，Bg
			関連資料		54-4 系統図，54-7 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），熱交換器	A，B，D
			関連資料		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ba
			関連資料		54-4 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	Ab
				その他（飛散物）	高速回転機器	Bb
				関連資料	54-4 系統図，54-5 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	Aa，B
			関連資料		54-7 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		54-6 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		54-7 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	Ab
			関連資料		54-7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7 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）	Ba
			関連資料		54-8 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		54-9 アクセスルート	
		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	Ab
				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	Ca
				関連資料	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					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	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		54-4 系統図，54-7 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		54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		54-4 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	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	54-4 系統図，54-5 試験及び検査	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		54-7 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		54-6 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		54-7 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	Ａｂ
			関連資料		54-7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54-7 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）	Ｂａ
			関連資料		54-8 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		54-9 アクセスルート	
		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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				関連資料	54-4 系統図，54-7 接続図，54-8 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）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール水位（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建物原子炉棟内設備	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	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 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	－	
		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		54－6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール水位・温度（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 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	Ａｄ
				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		54－6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（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	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 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（操作不要）	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		54－6 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	Aa
				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	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

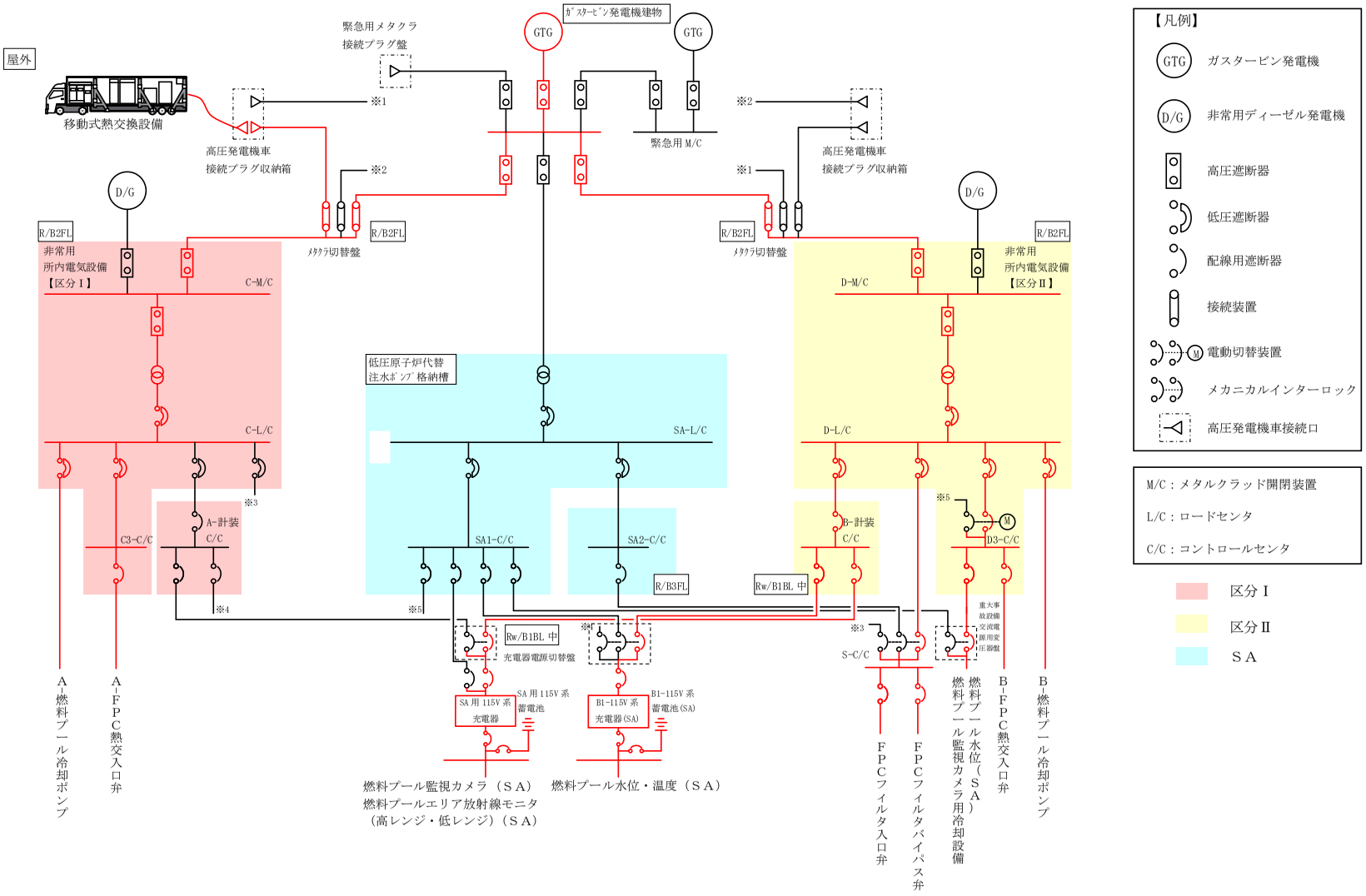
島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール監視カメラ（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	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 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	－	
		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		54－6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

54条：使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					燃料プール監視カメラ用冷却設備	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	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	54－3 配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作，弁操作	Ｂｄ Ｂｆ
			関連資料		54－3 配置図，54 - 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）		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		54－4 系統図，54 - 9 アクセスルート図	
		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	－	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		54－3 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		54－6 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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	54－2 単線結線図，54－3 配置図，54-11 燃料プール監視設備	

54-2　単線結線図



【凡例】

- GTG：ガスタービン発電機
- D/G：非常用ディーゼル発電機
- 高圧遮断器
- 低圧遮断器
- 配線用遮断器
- 接続装置
- M：電動切替装置
- メカニカルインターロック
- 高圧発電機車接続口

M/C：メタルクラッド開閉装置

L/C：ロードセンタ

C/C：コントロールセンタ

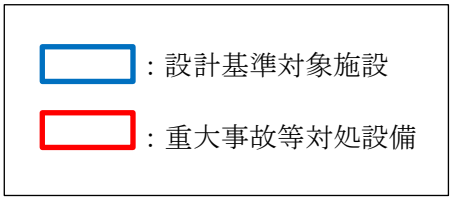
区分Ⅰ

区分Ⅱ

ＳＡ

図１　単線結線図

54-3　配置図



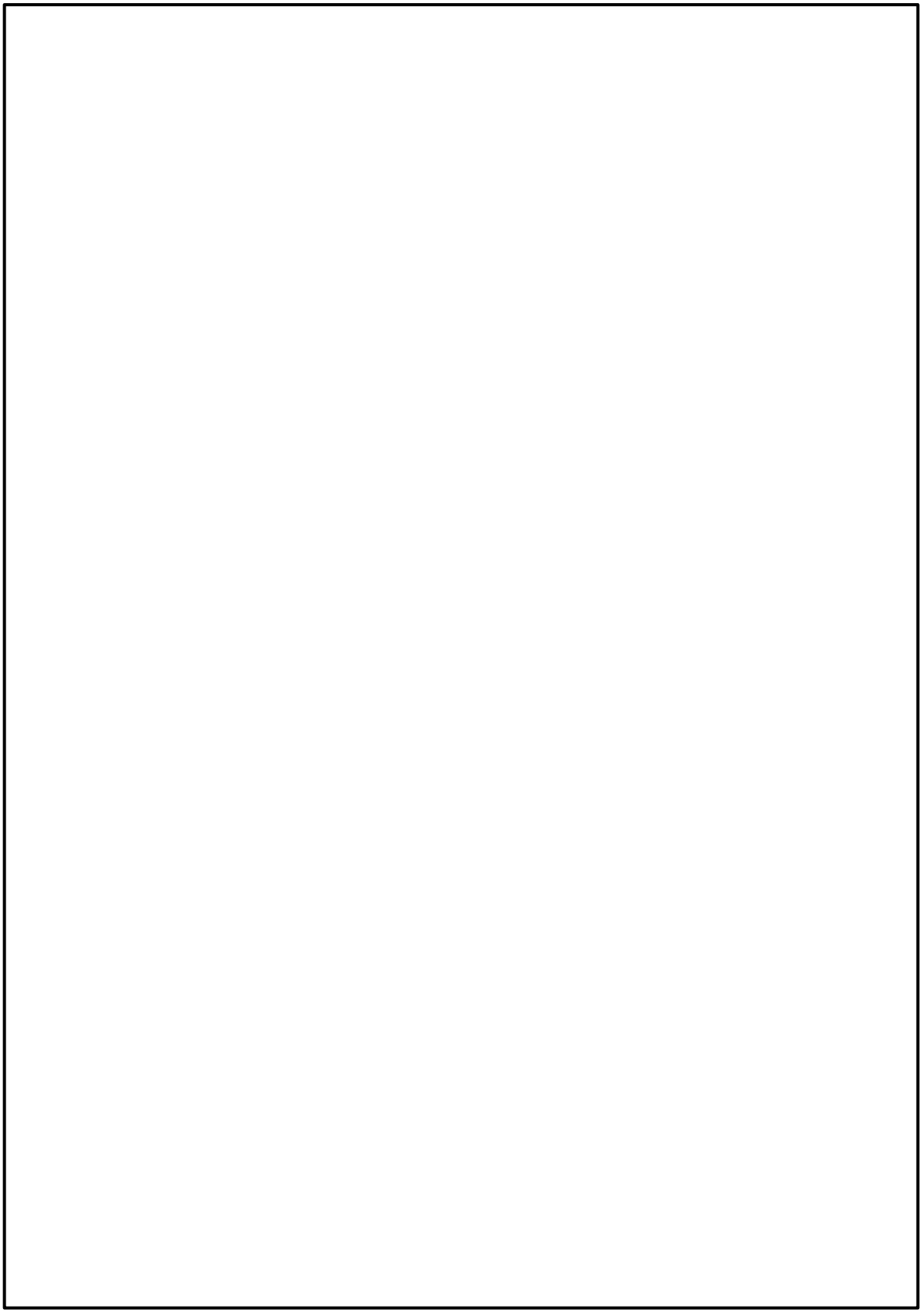


図１　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物１階）

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。

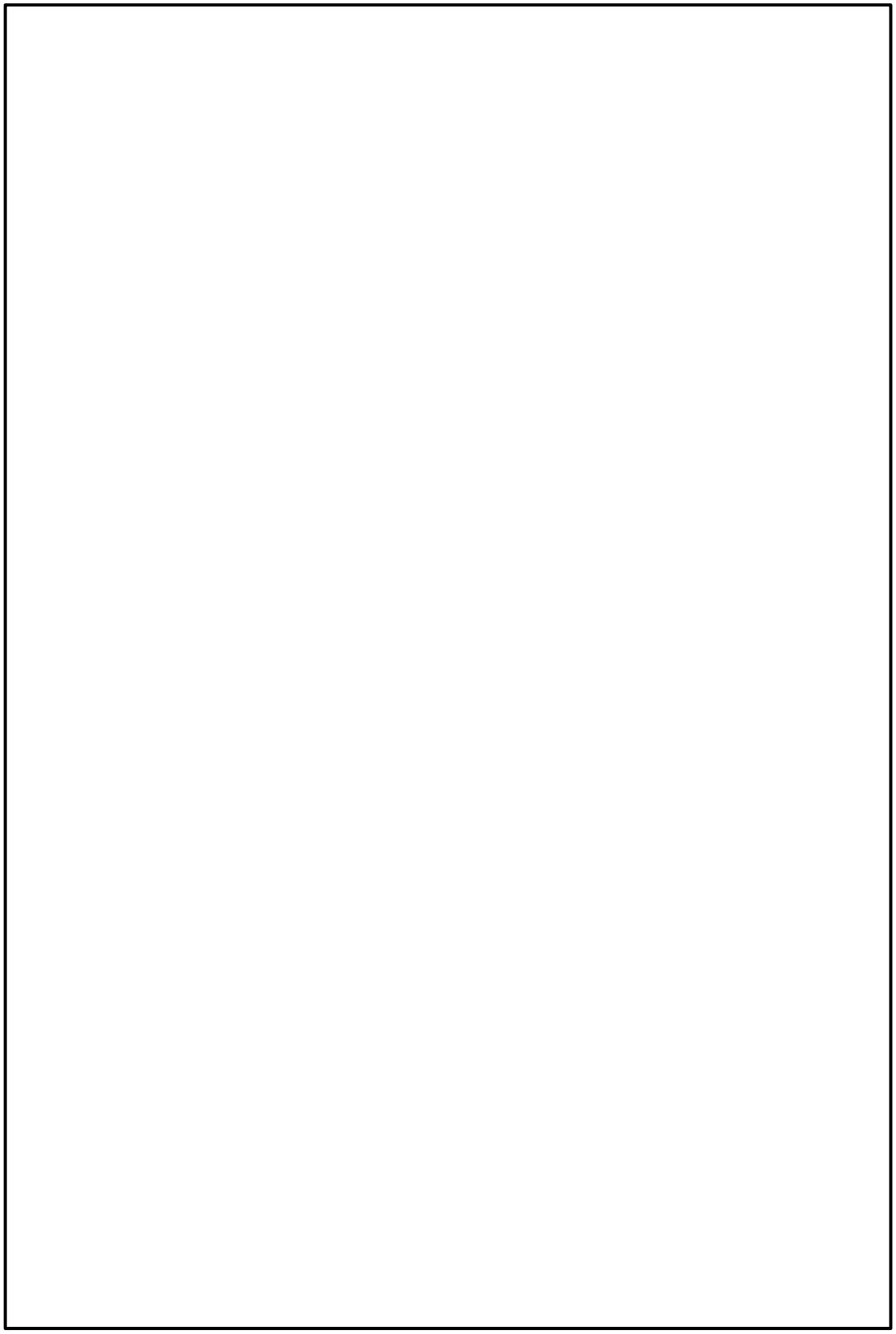


図２　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物２階）

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。

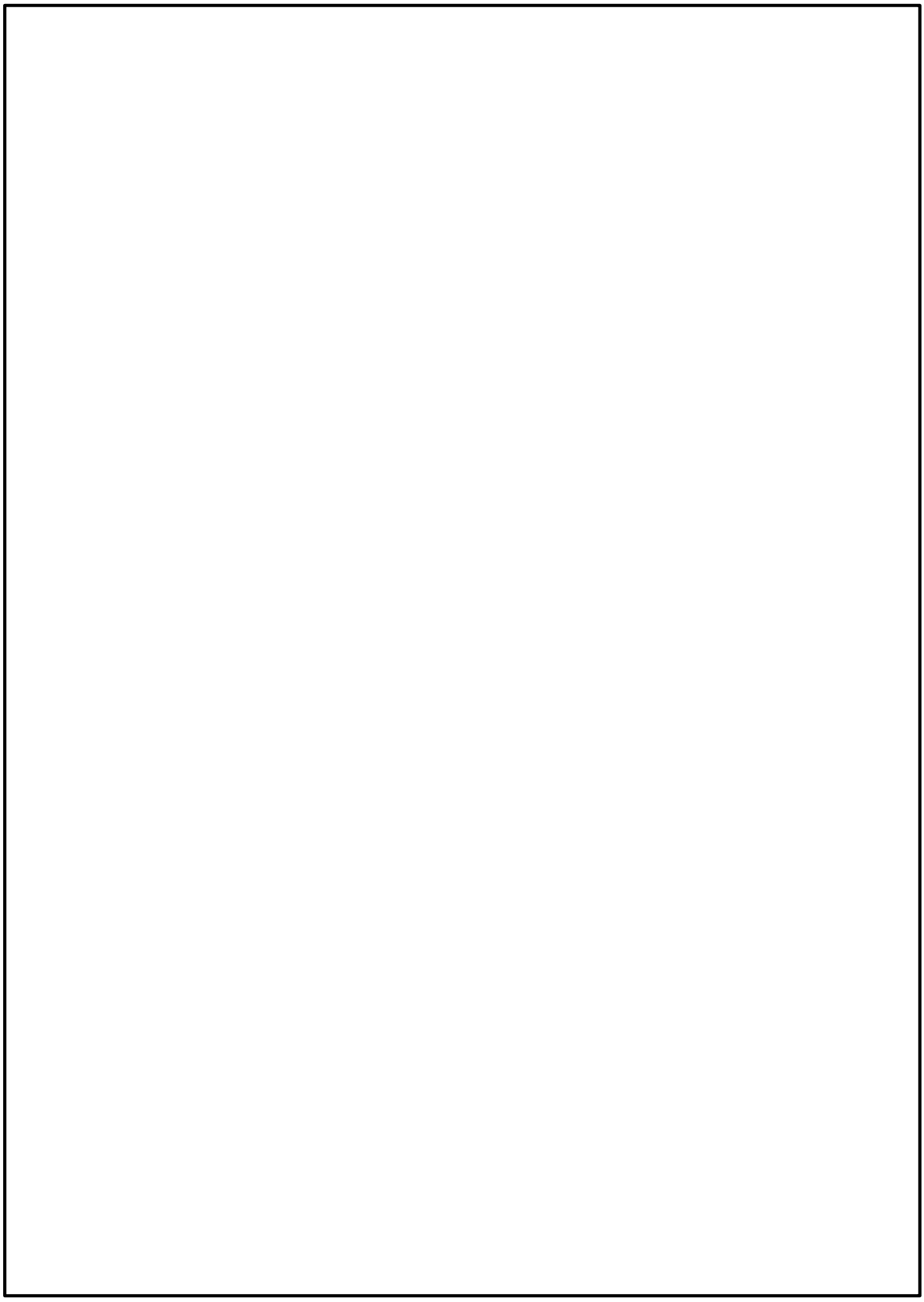


図３　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物３階）

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。

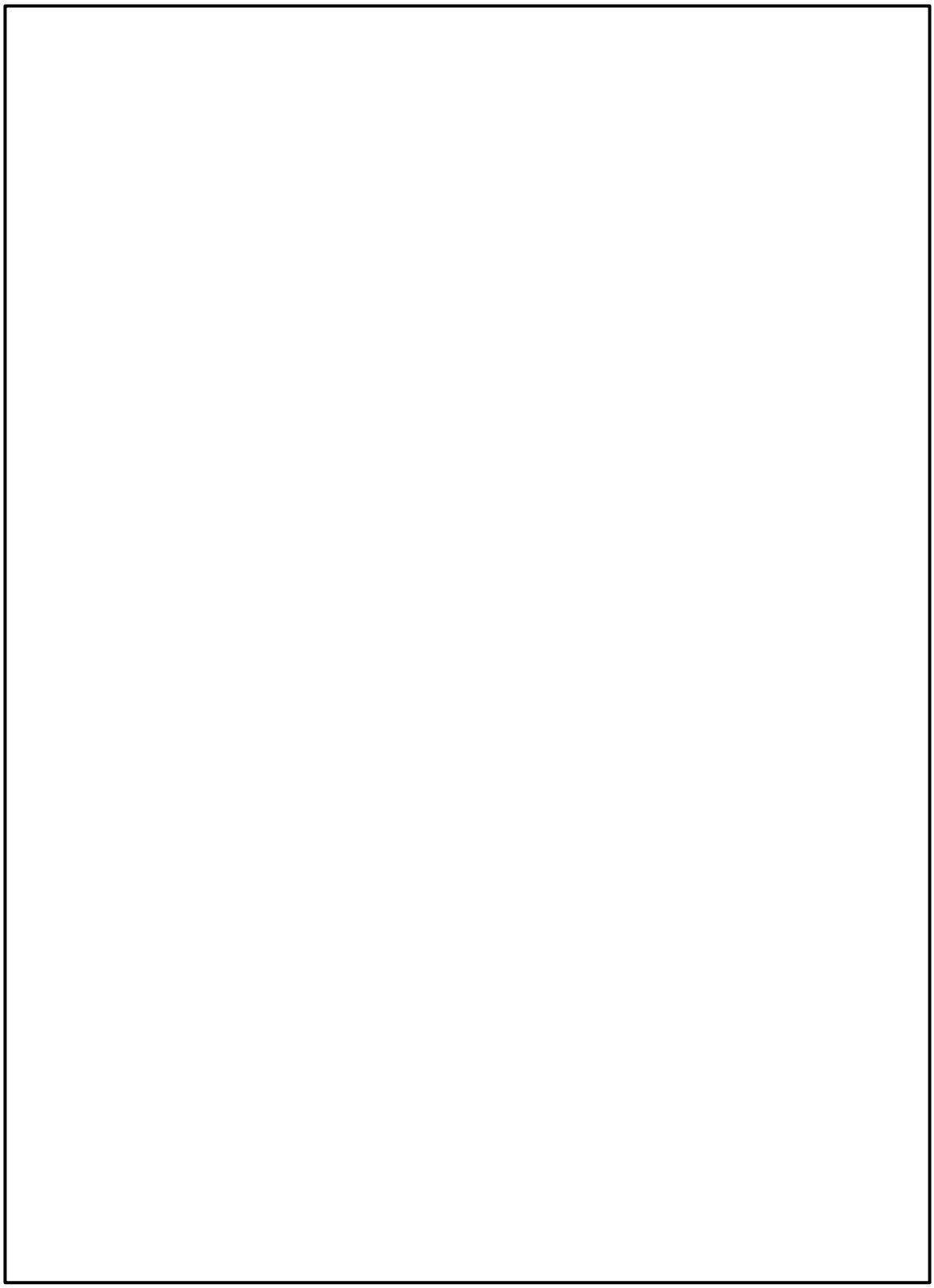


図４　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）屋内配置図（原子炉建物４階）

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。

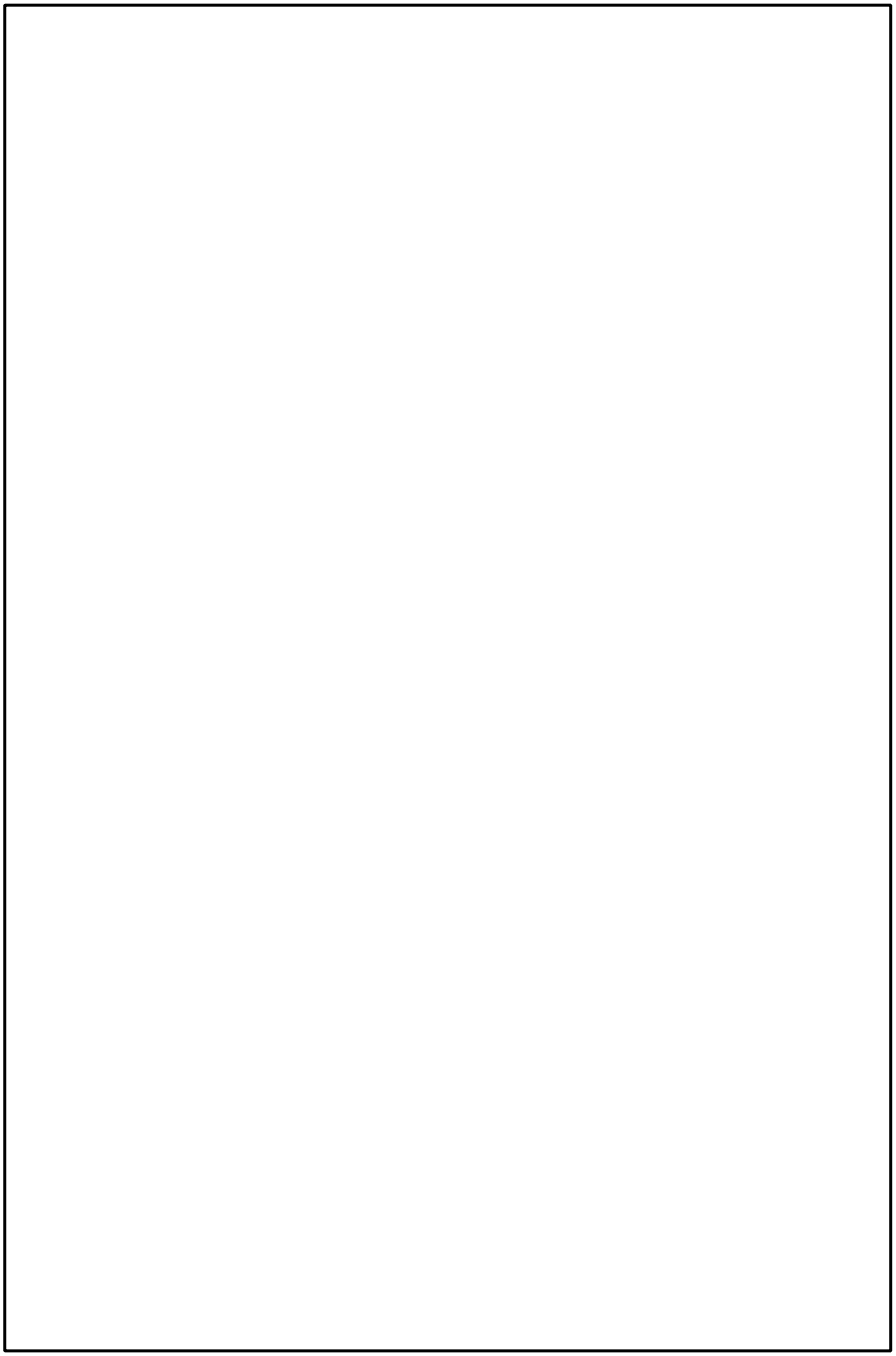


図５　燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物中２階）

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。

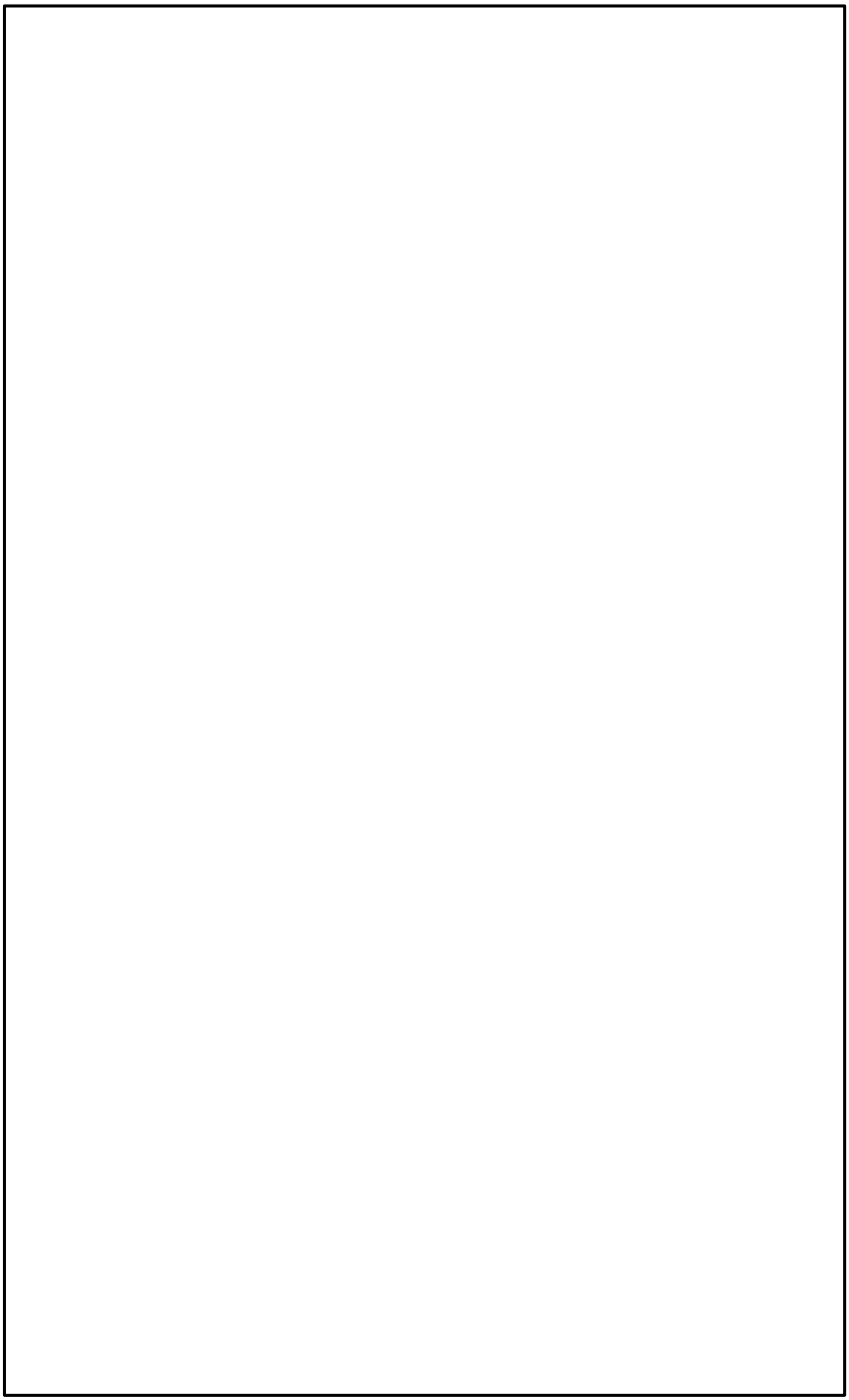


図６　燃料プール冷却系の機器配置図（原子炉建物３階）

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。

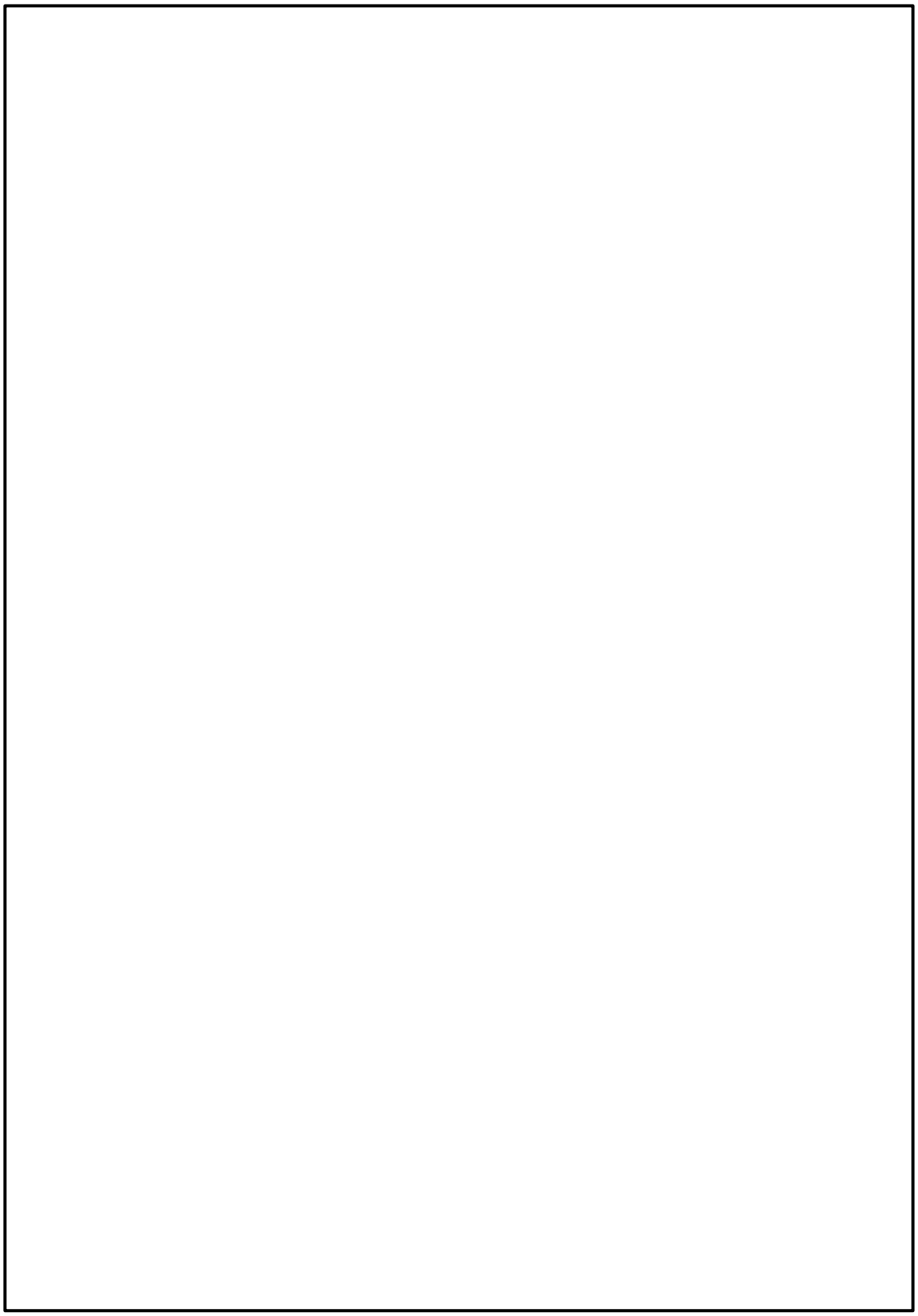


図７　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下２階）

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。

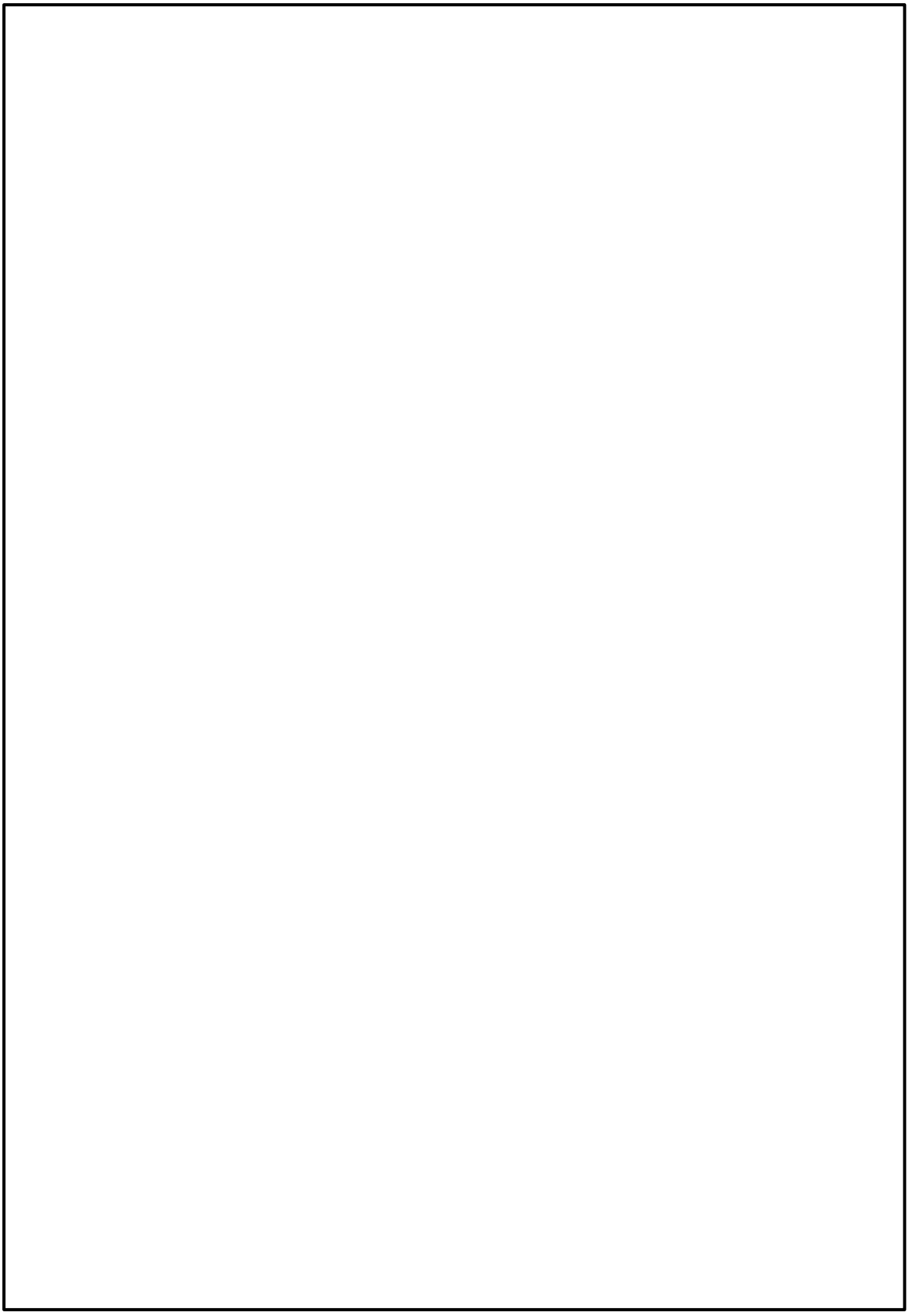


図８　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物地下１階）

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。

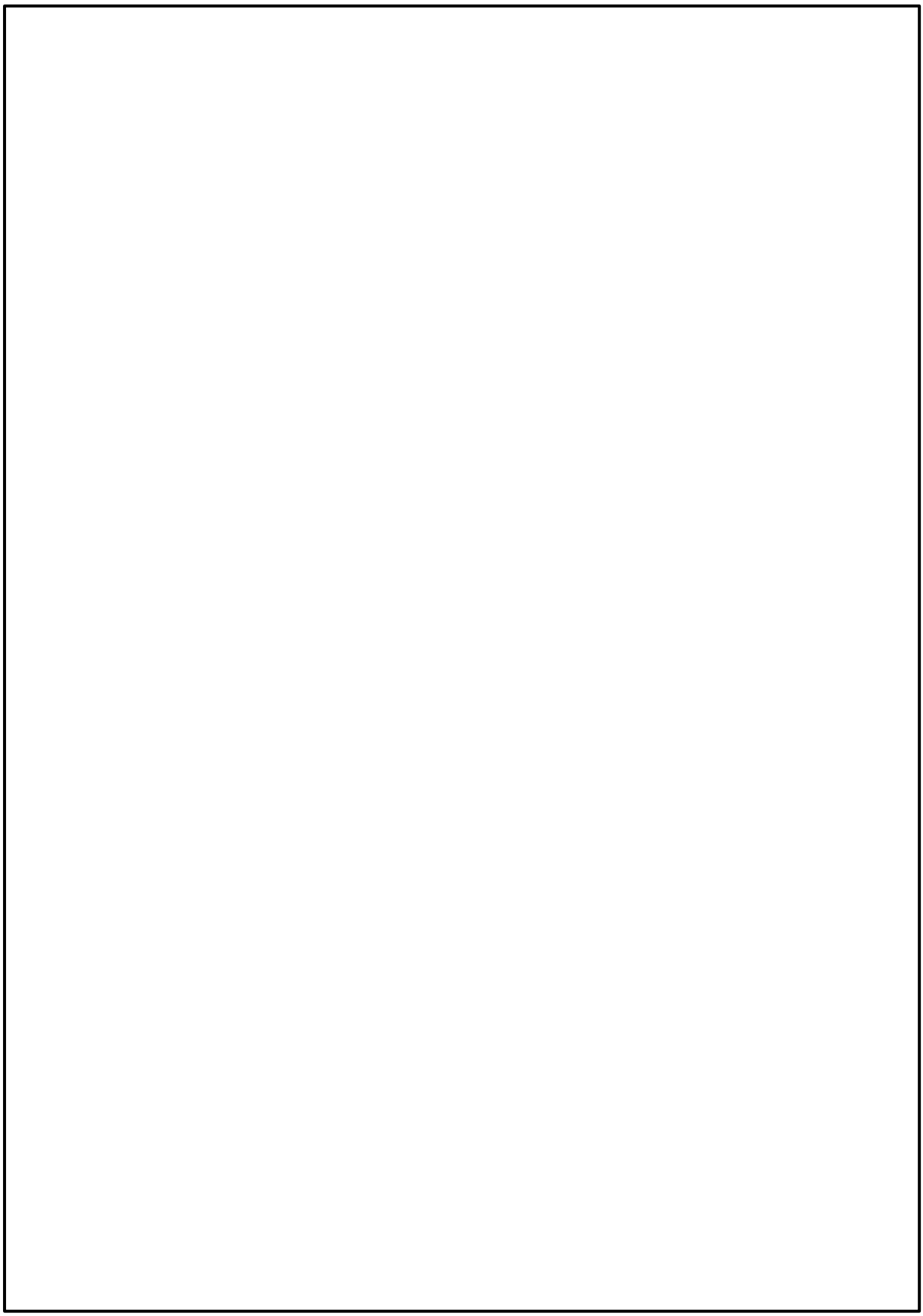


図９　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物１階）

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。

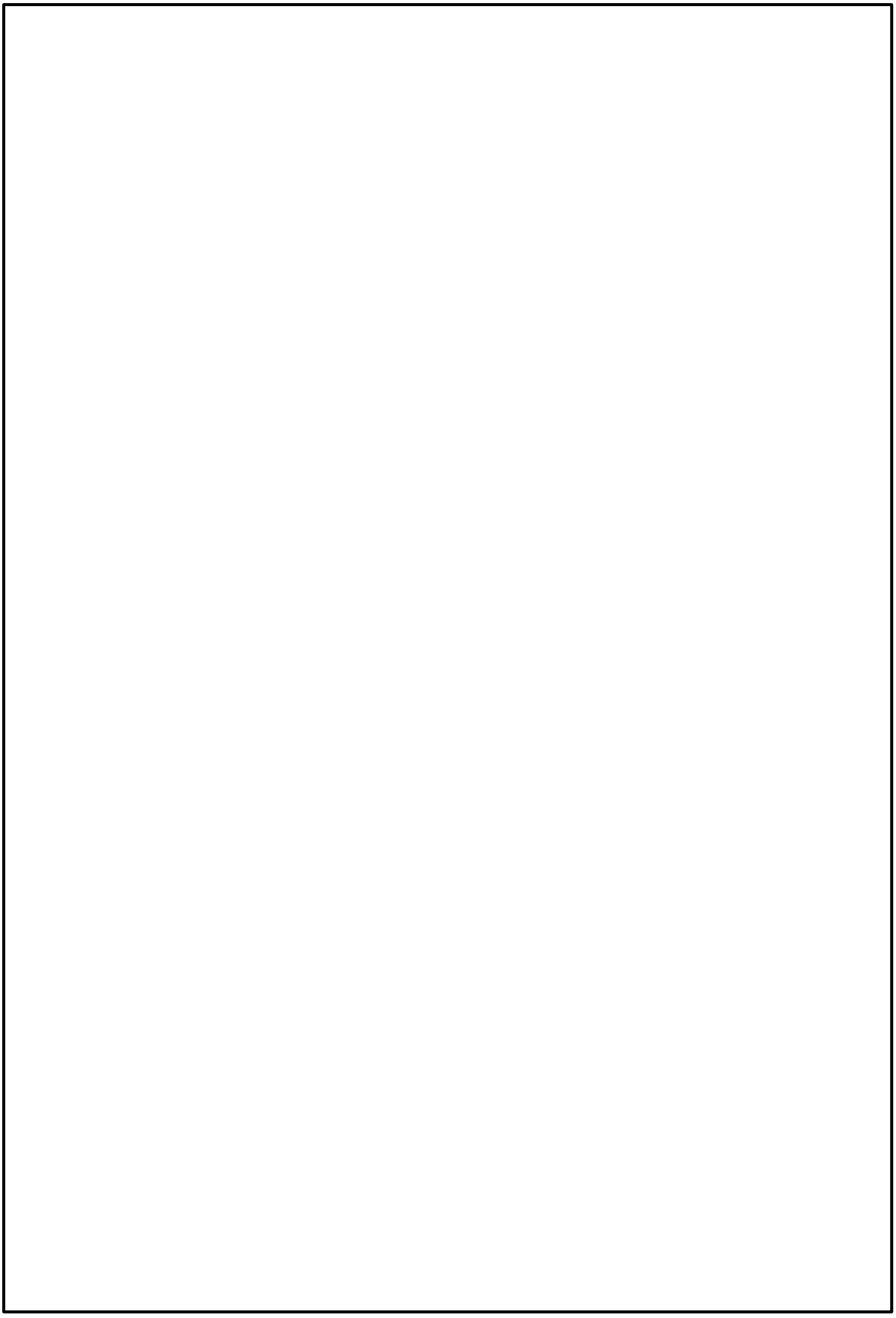


図 10　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物２階）

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 11　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（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。

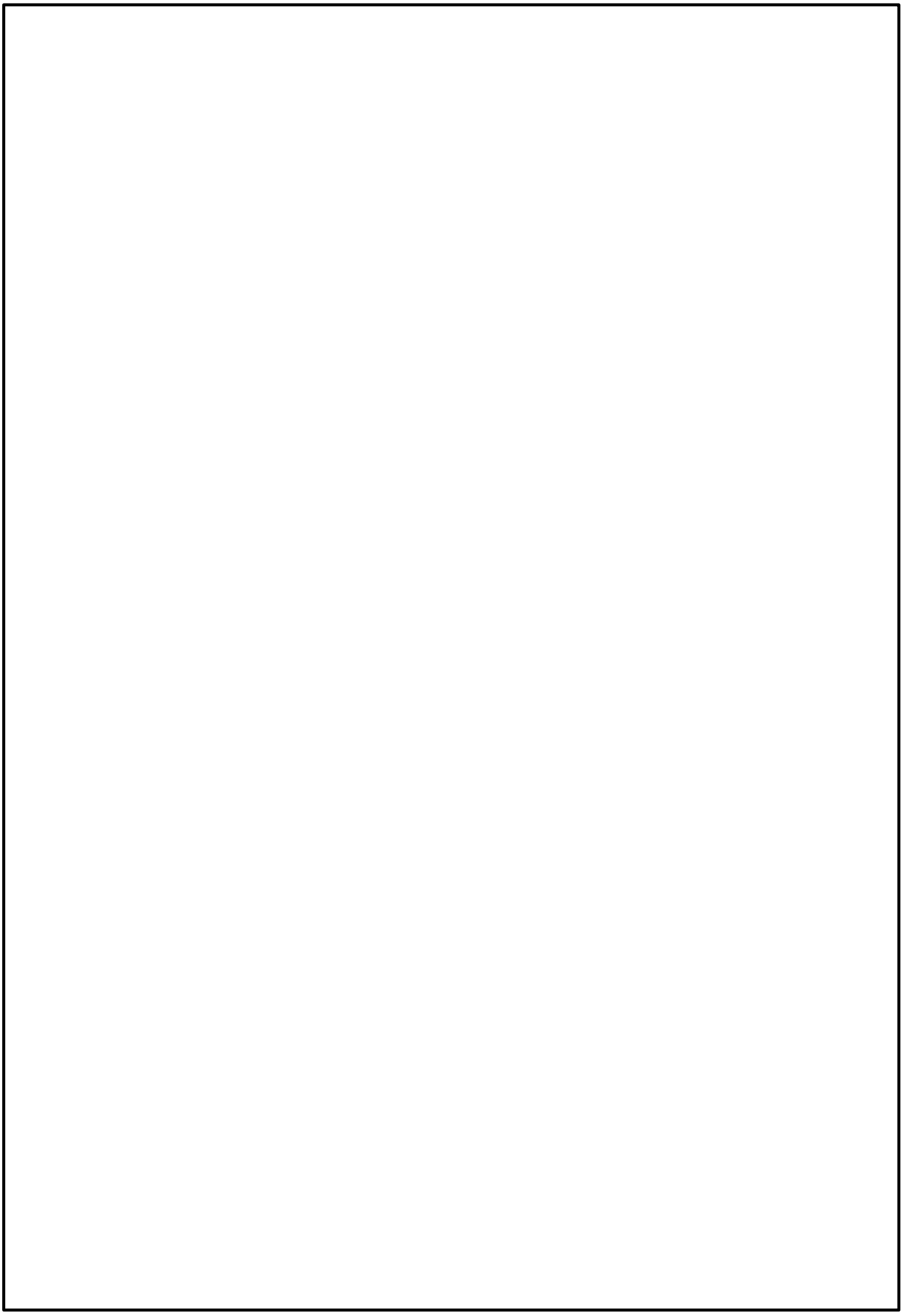


図 12　原子炉補機代替冷却系の機器配置図（原子炉建物４階）

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。

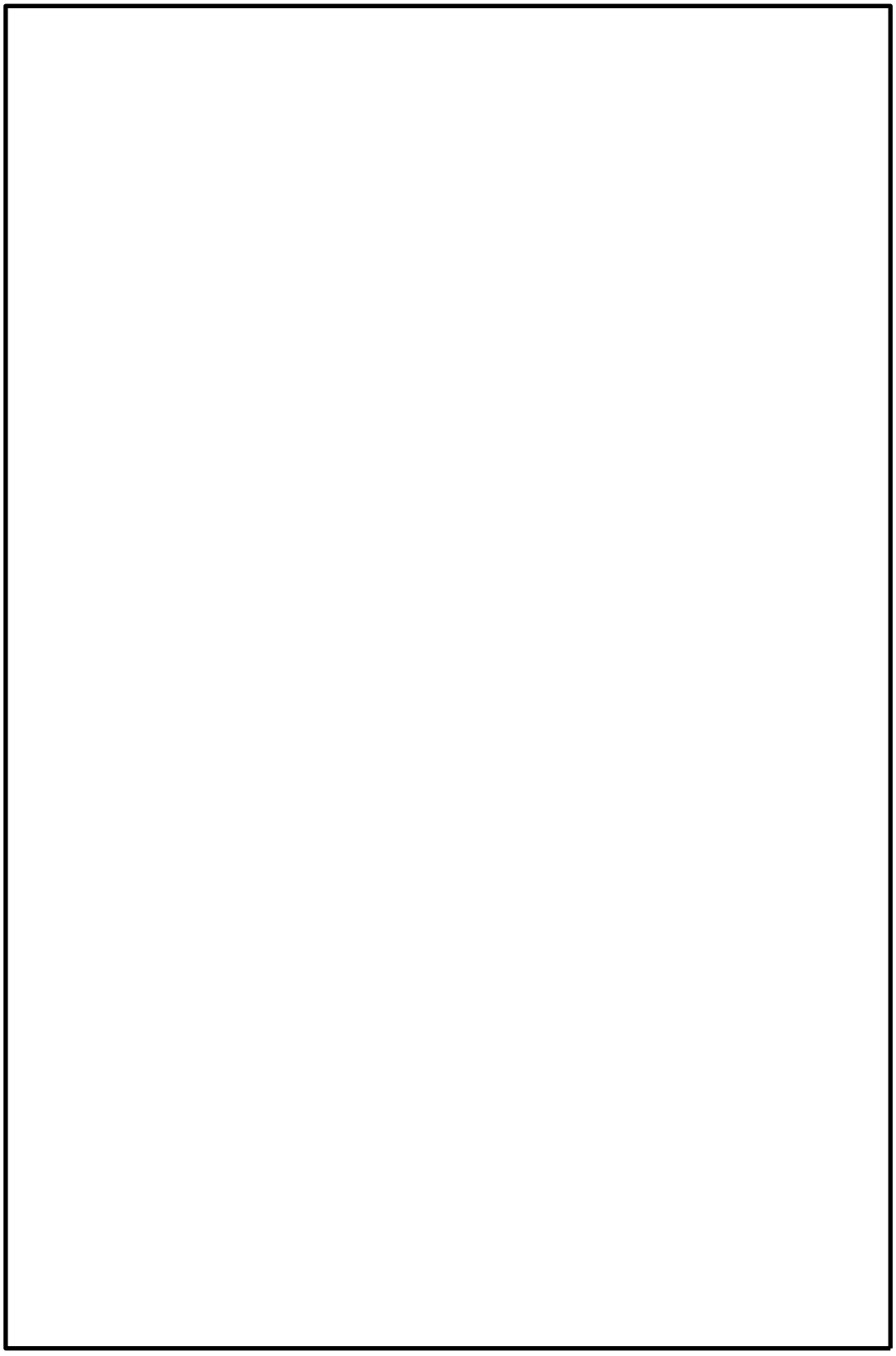


図 13　燃料プール監視設備の機器配置図（原子炉建物 4 階）

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。

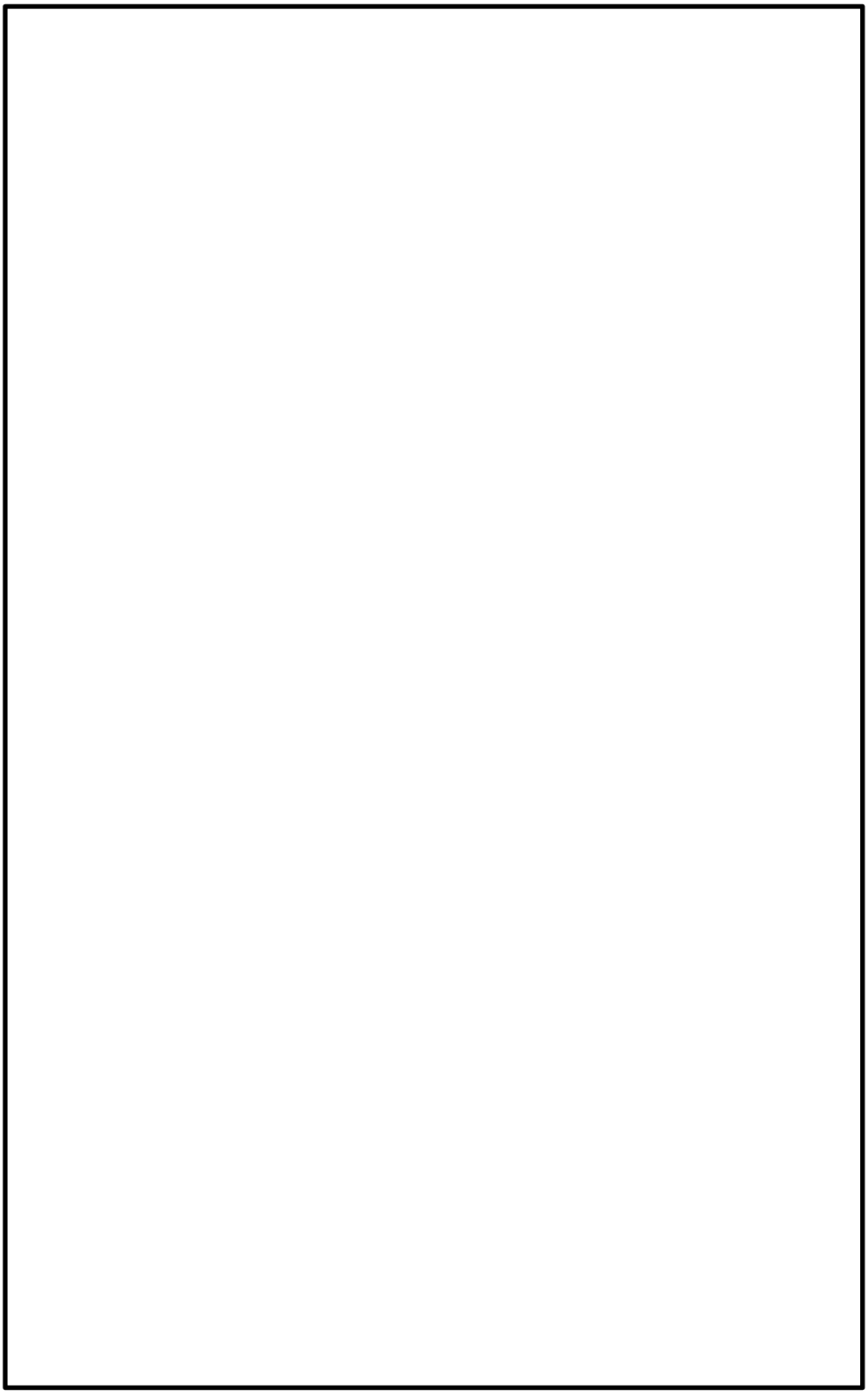


図 14　燃料プール監視設備の機器配置図（原子炉建物 3 階）

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。

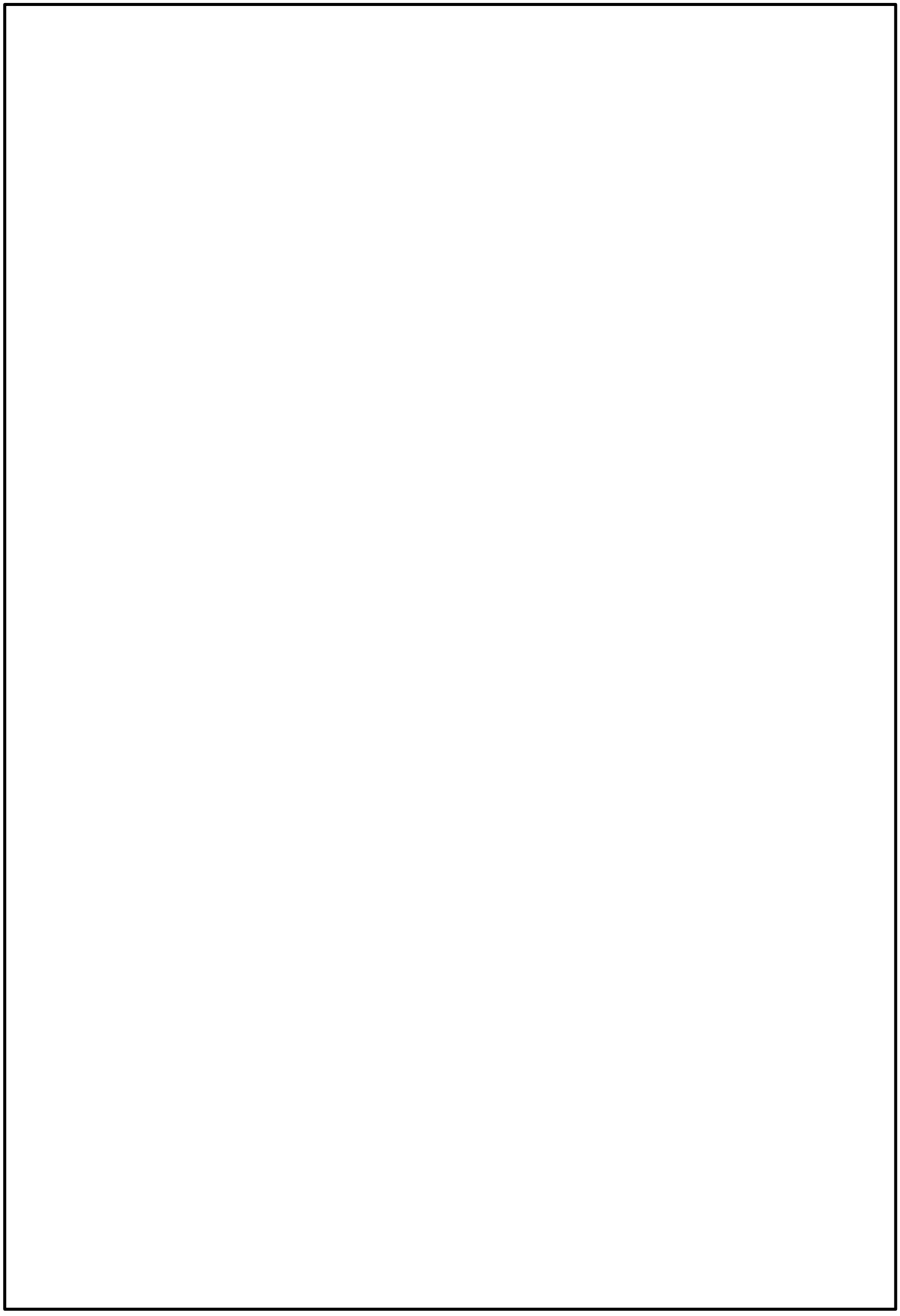


図 15　原子炉補機代替冷却系　接続口配置図

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。

54-4　系統図

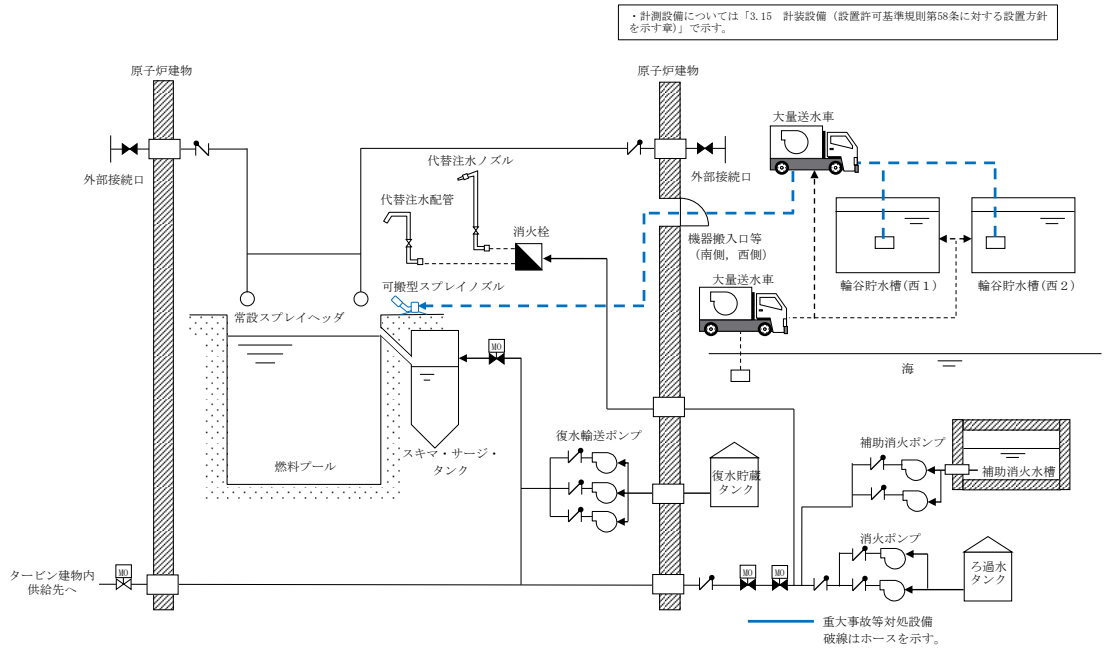


図１　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）　燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図

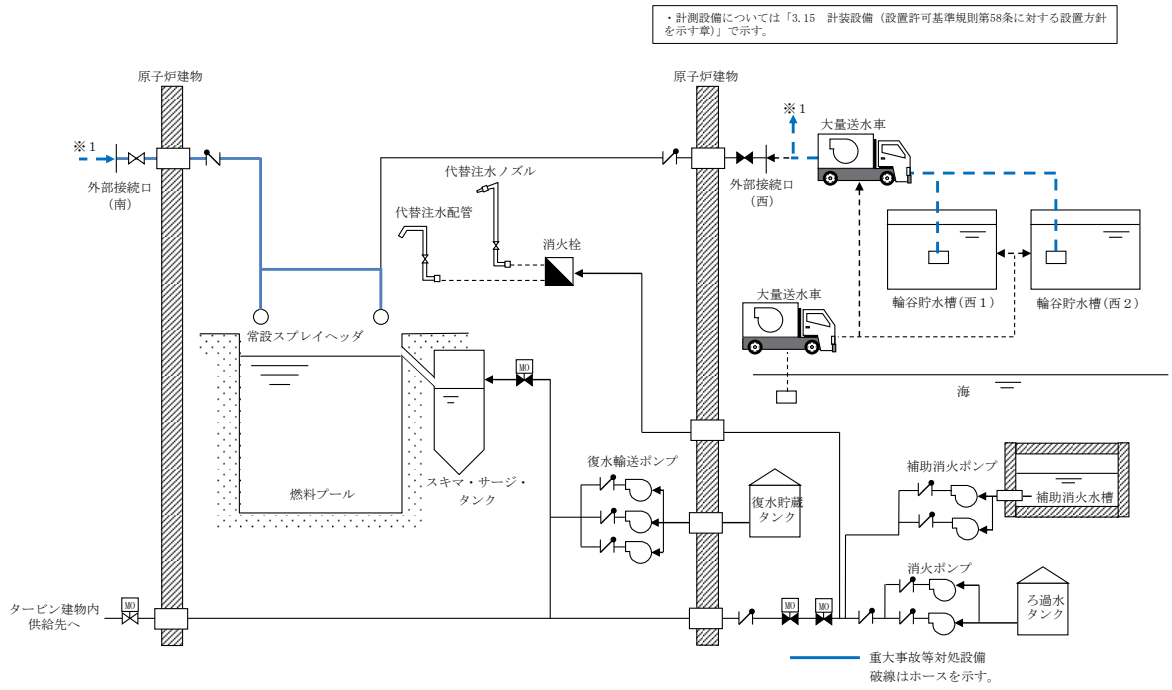


図２　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）　燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（Ａ系）

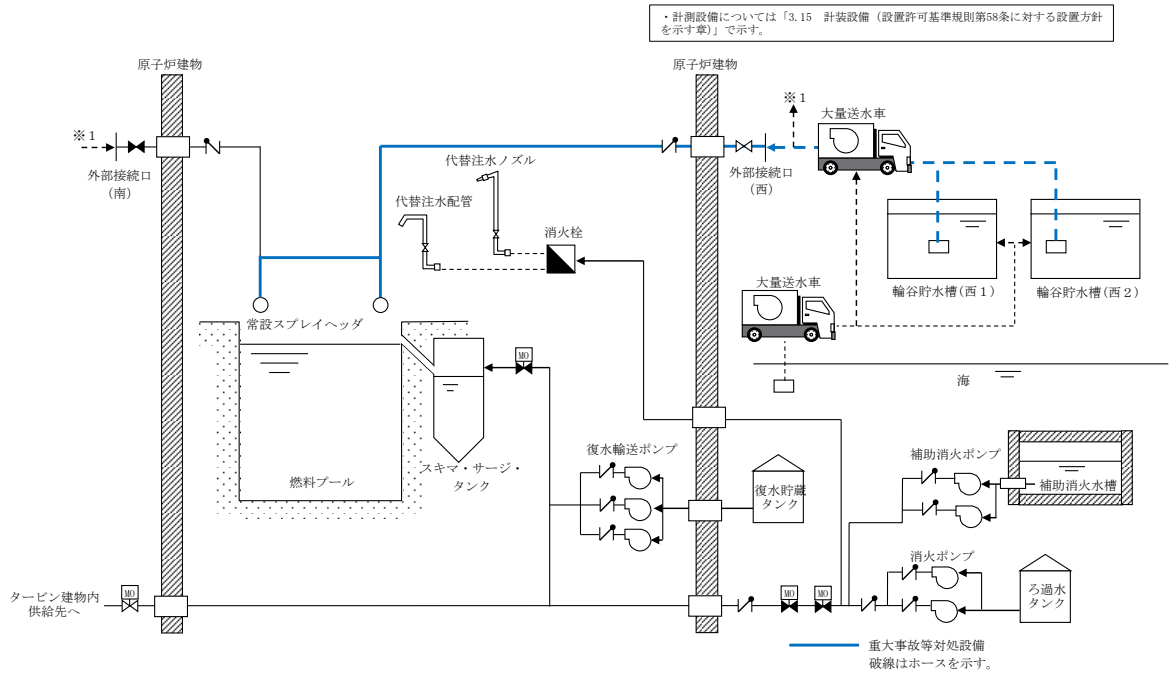


図３　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）　燃料プールへ注水及びスプレイする場合の系統概要図（Ｂ系）

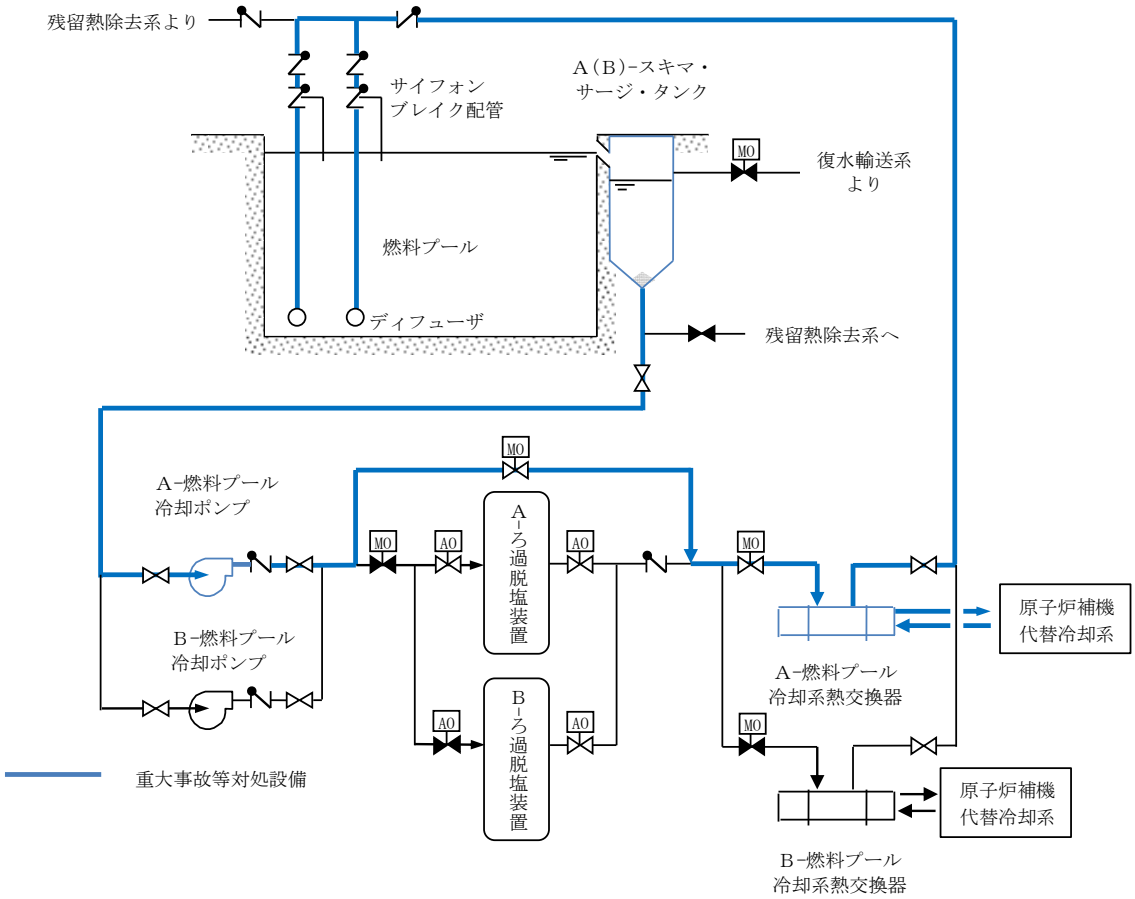


図４　燃料プール冷却系　系統概要図（Ａ系を使用した場合）

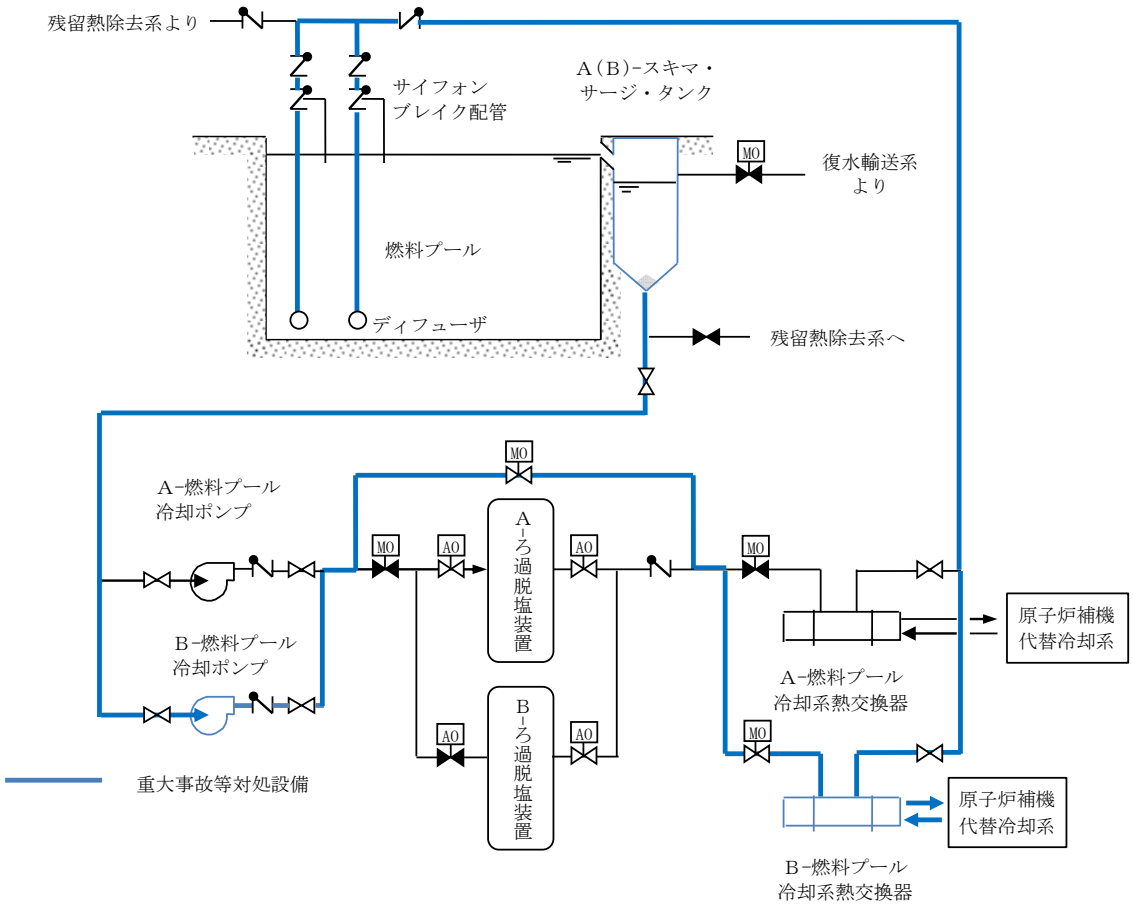


図５　燃料プール冷却系　系統概要図（Ｂ系を使用した場合）

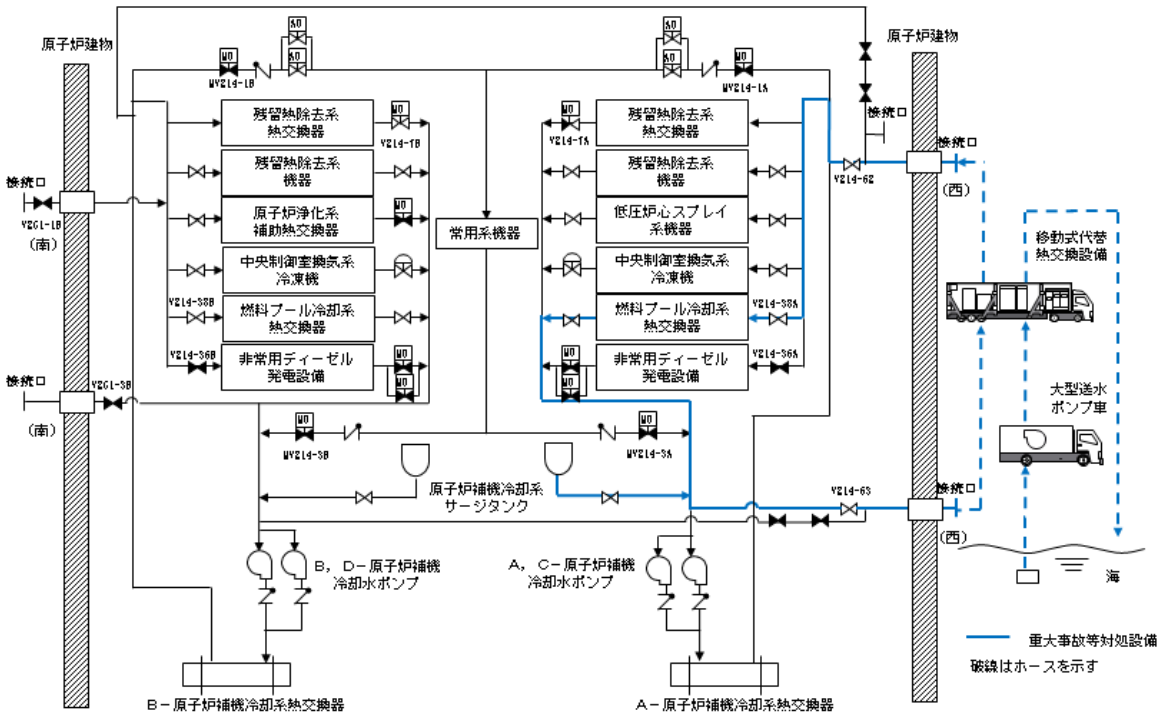


図６　原子炉補機代替冷却系　系統概要図（Ａ系を使用した場合）

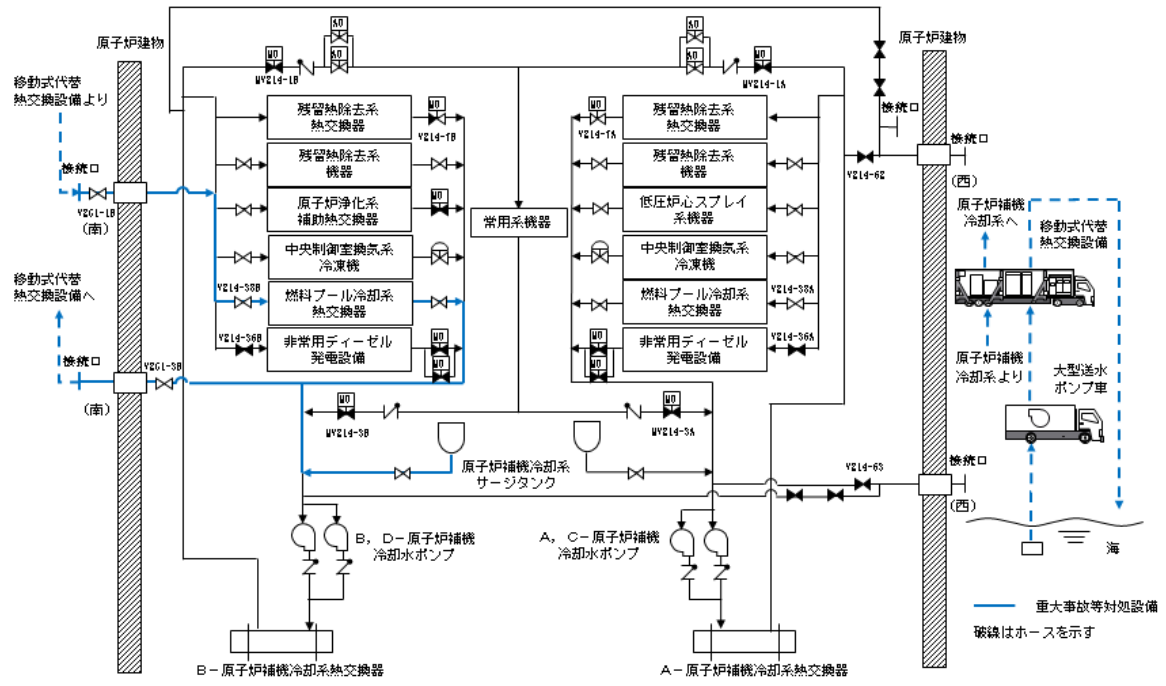


図７　原子炉補機代替冷却系　系統概要図（Ｂ系を使用した場合）

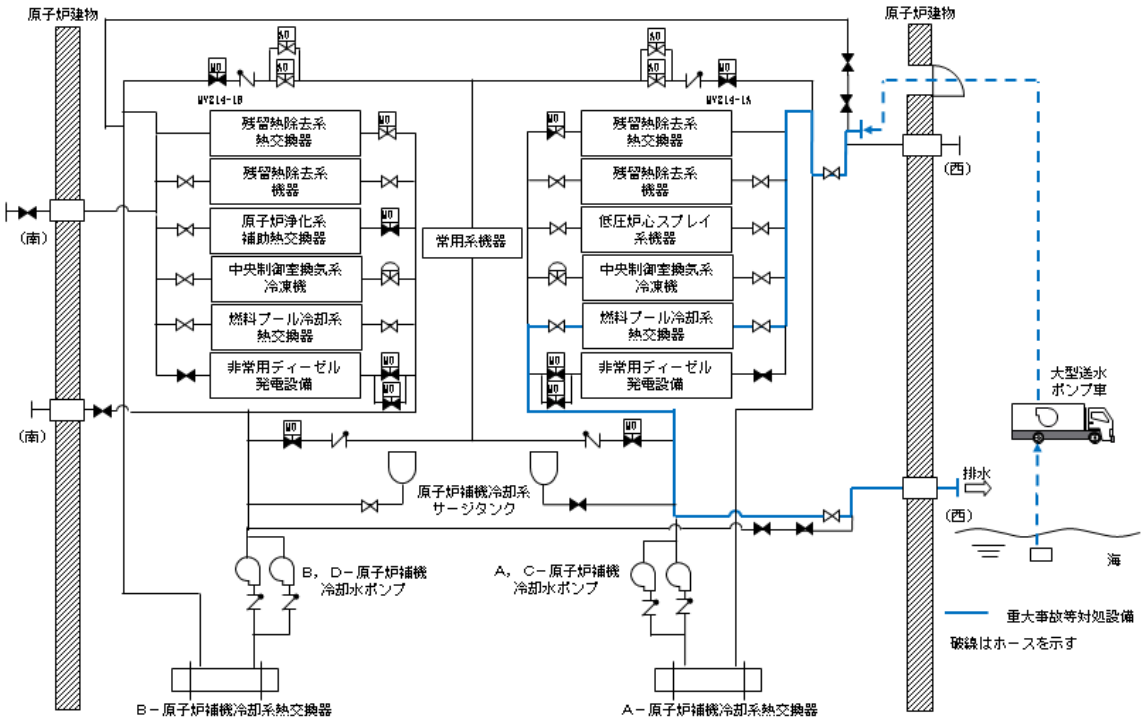


図８　原子炉補機代替冷却系　系統概要図（屋内の接続口を使用した場合）

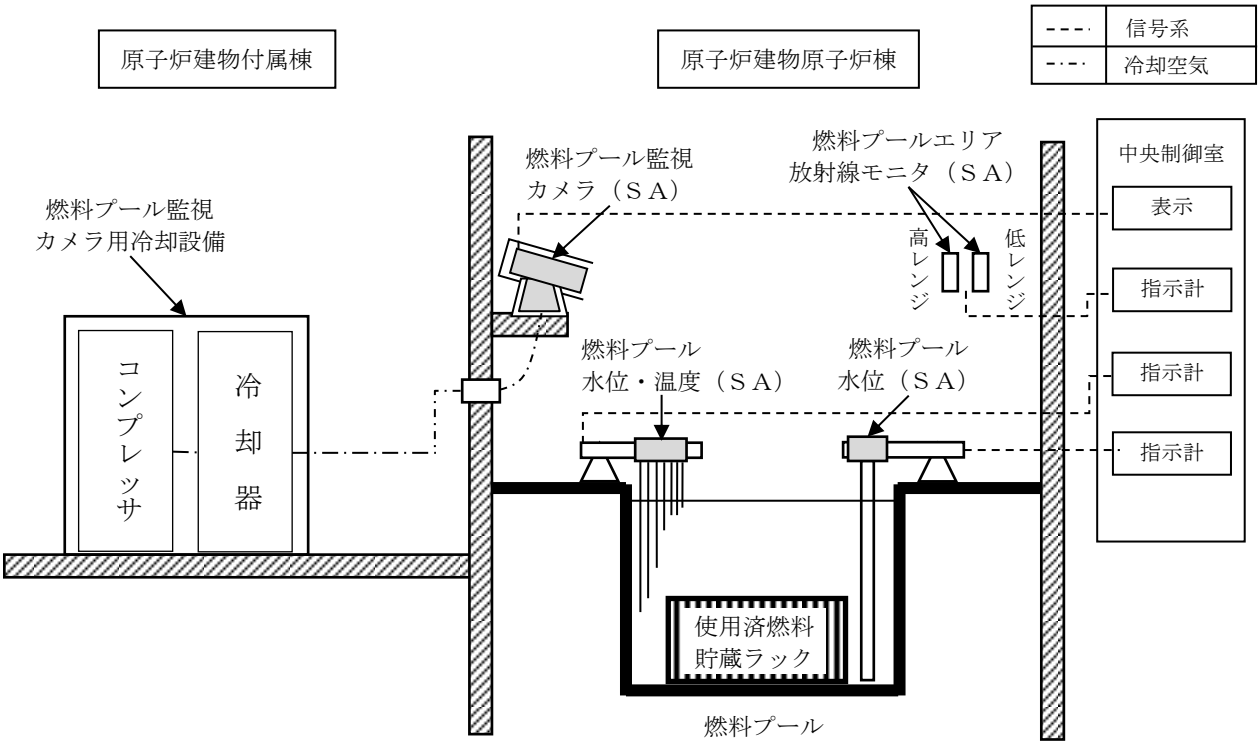


図９　燃料プール監視設備の全体系統図

54-5　試験及び検査

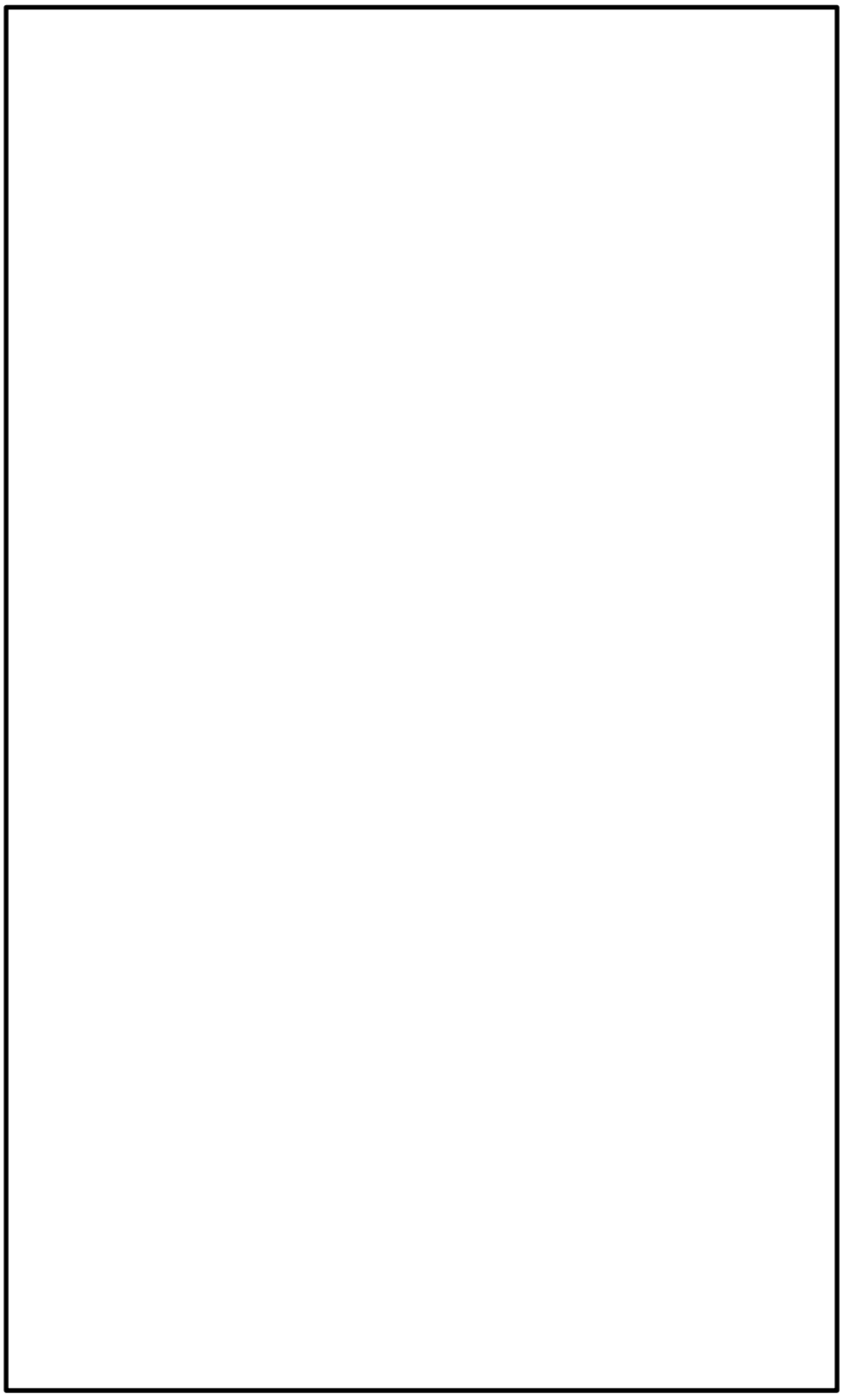


図１　大量送水車の試験及び検査概要図

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。

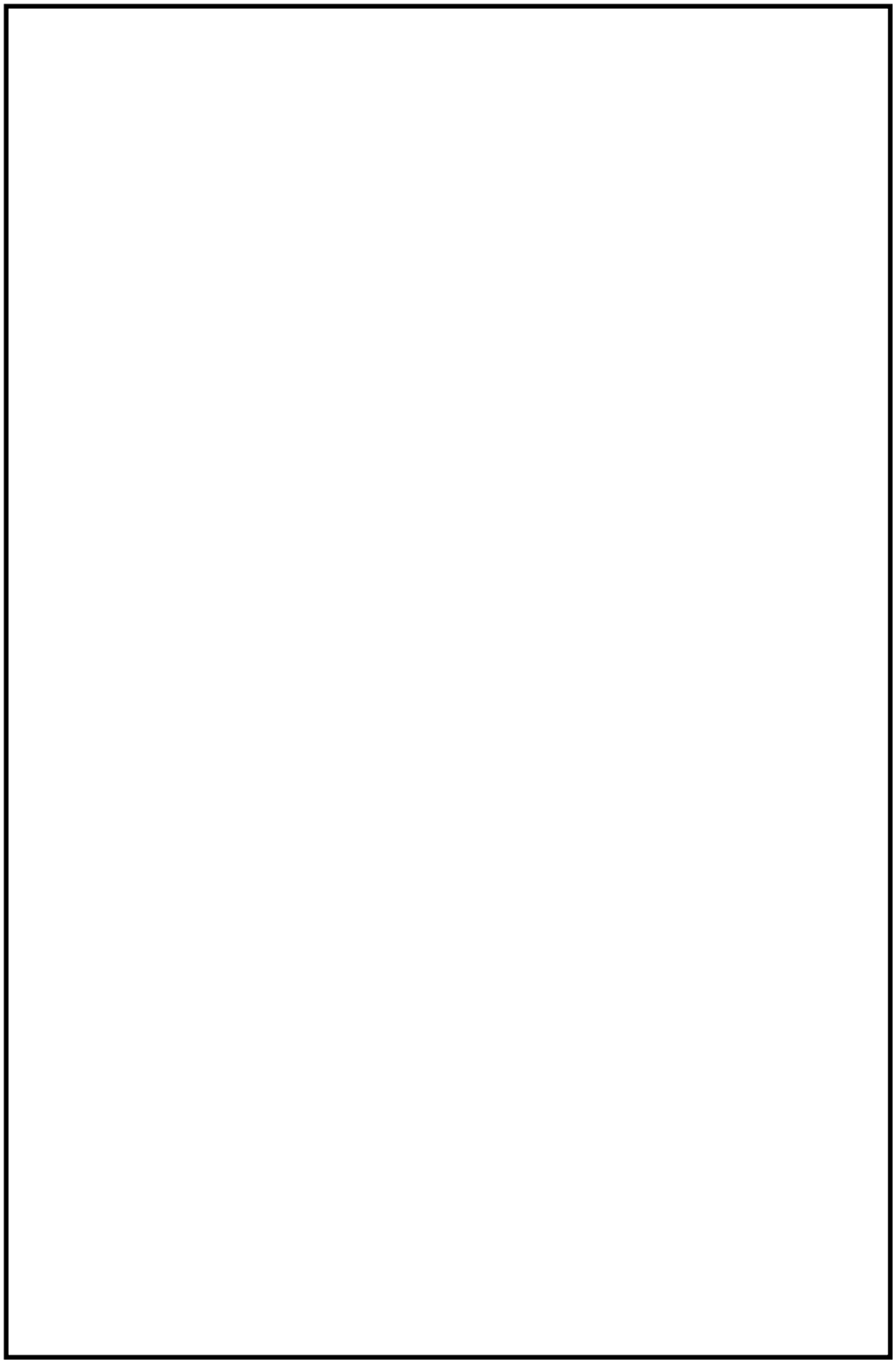


図２　大量送水車構造図

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。

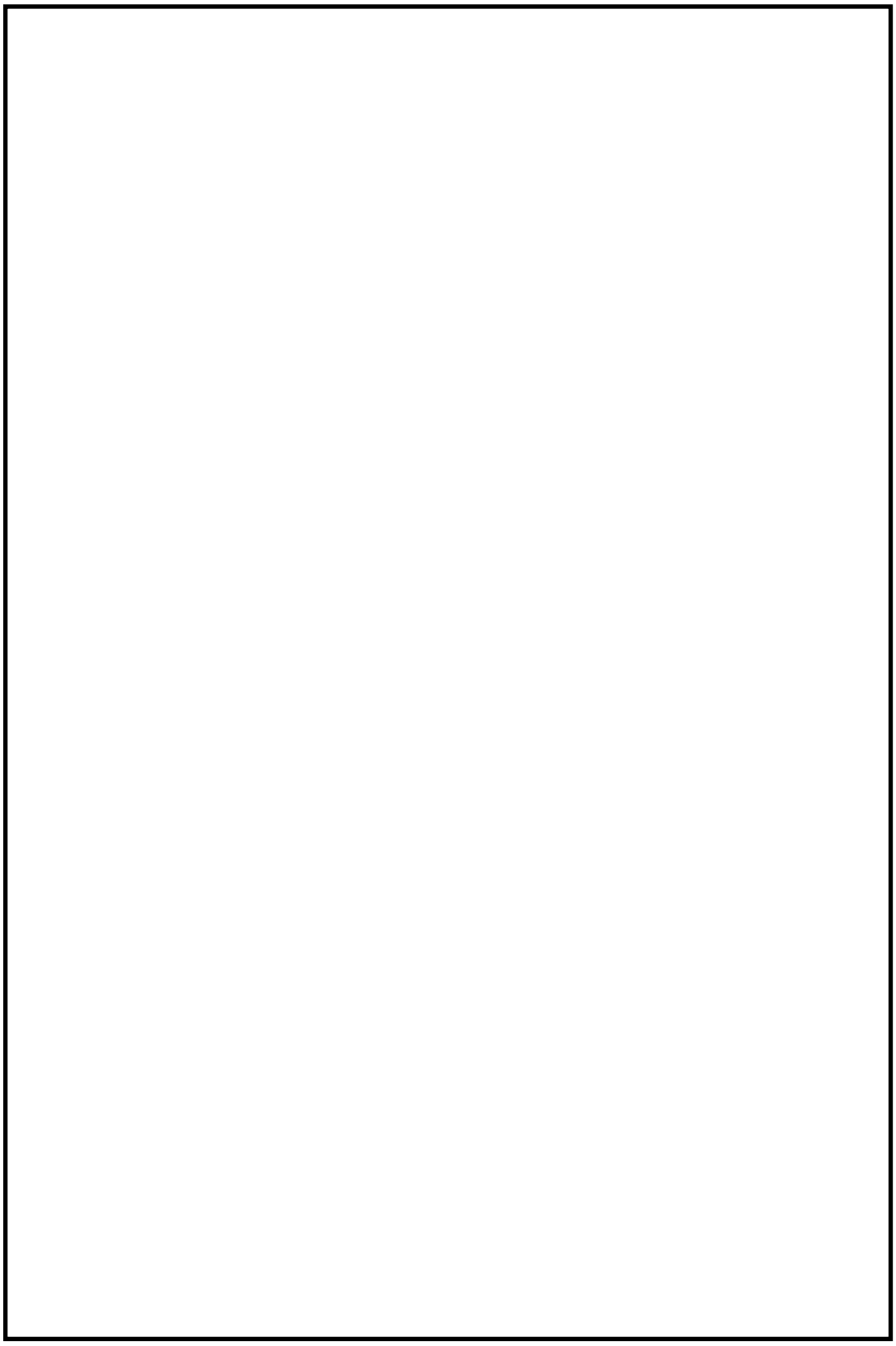


図３　燃料プール冷却ポンプ図

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。

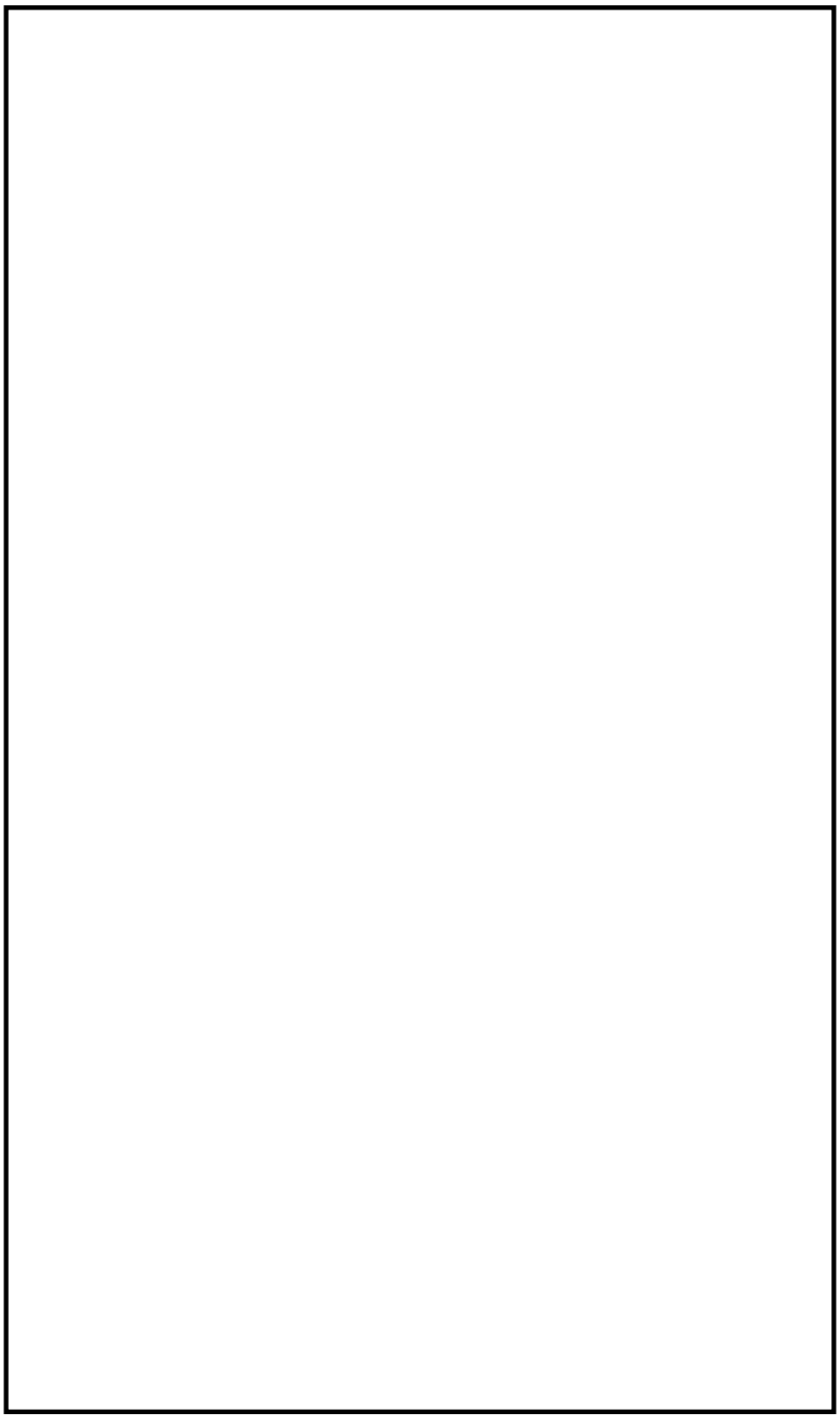


図４　燃料プール冷却系熱交換器図

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。

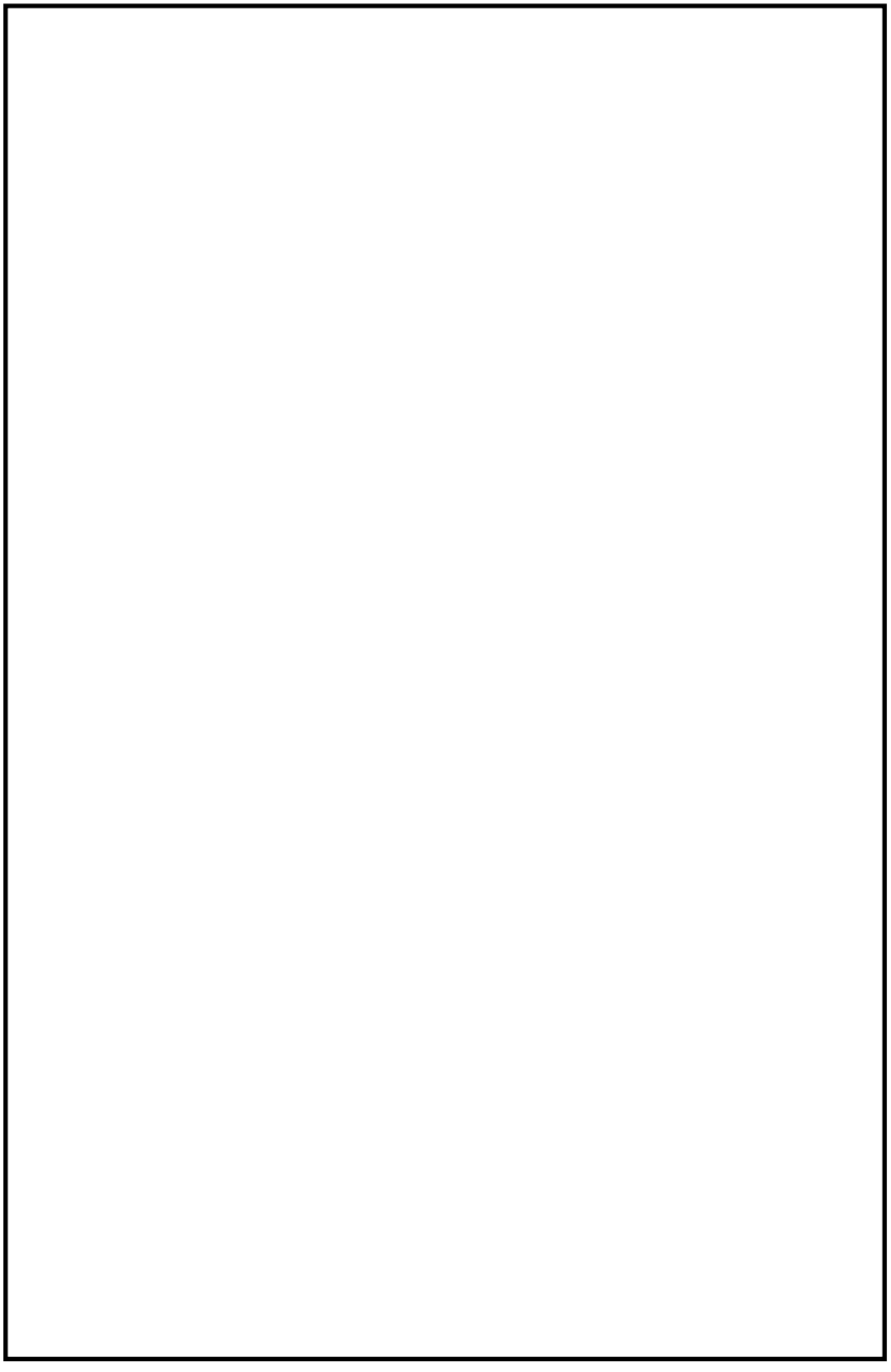


図５　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備熱交換器図

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。

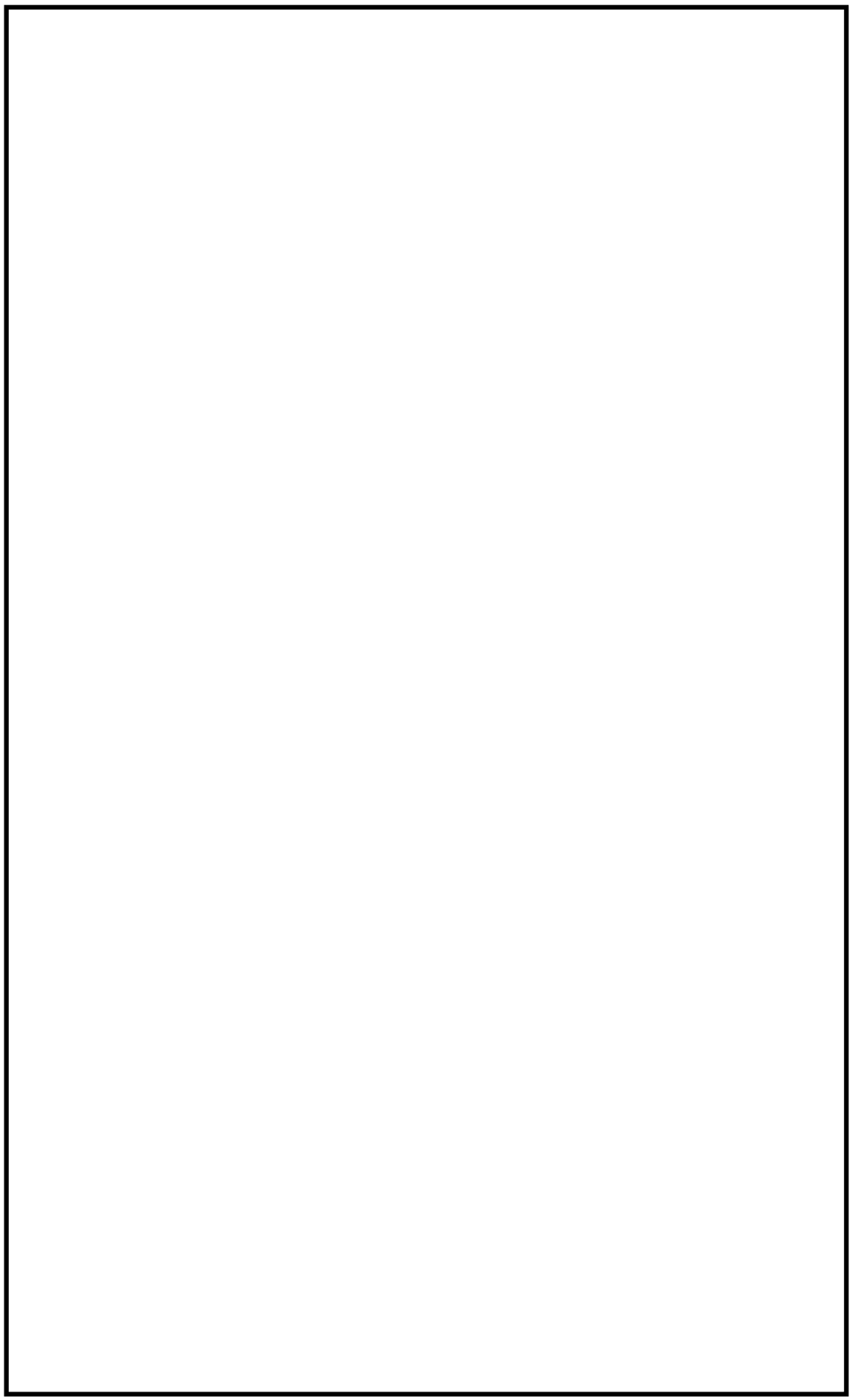


図６　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備淡水ポンプ図

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。

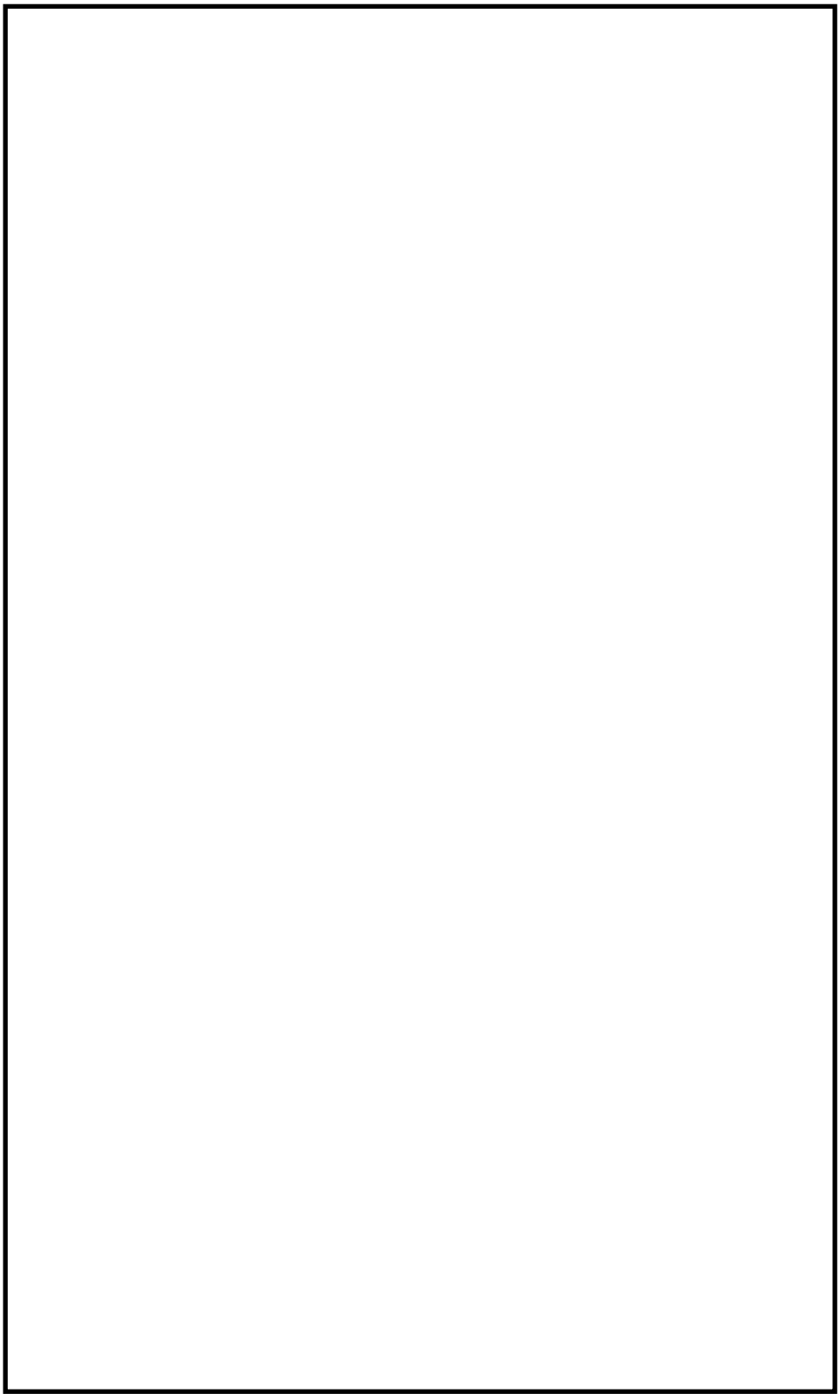


図７　原子炉補機代替冷却系　大型送水ポンプ車ポンプ図

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。

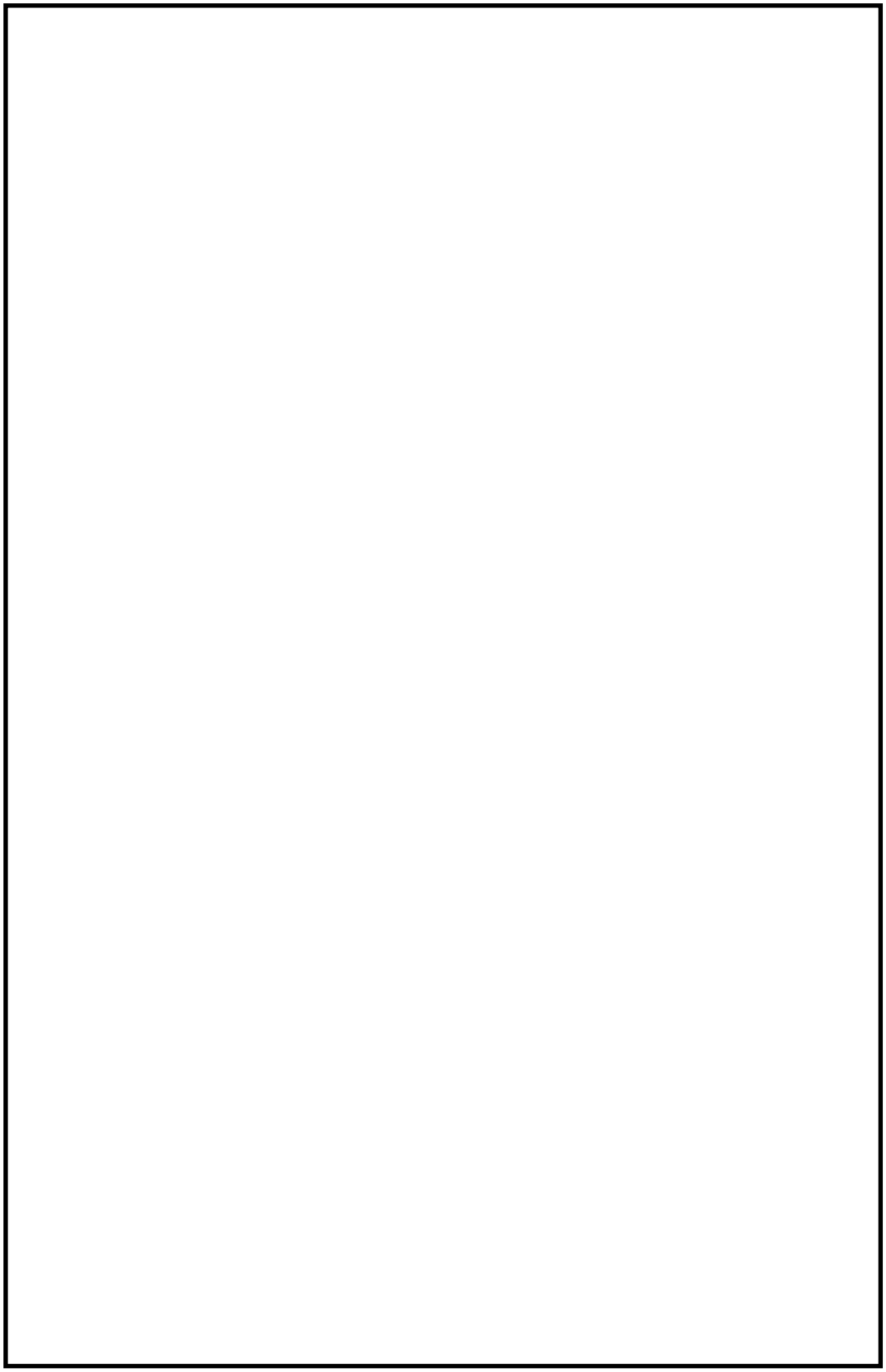


図８　原子炉補機代替冷却系　移動式代替熱交換設備　運転性能検査

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。

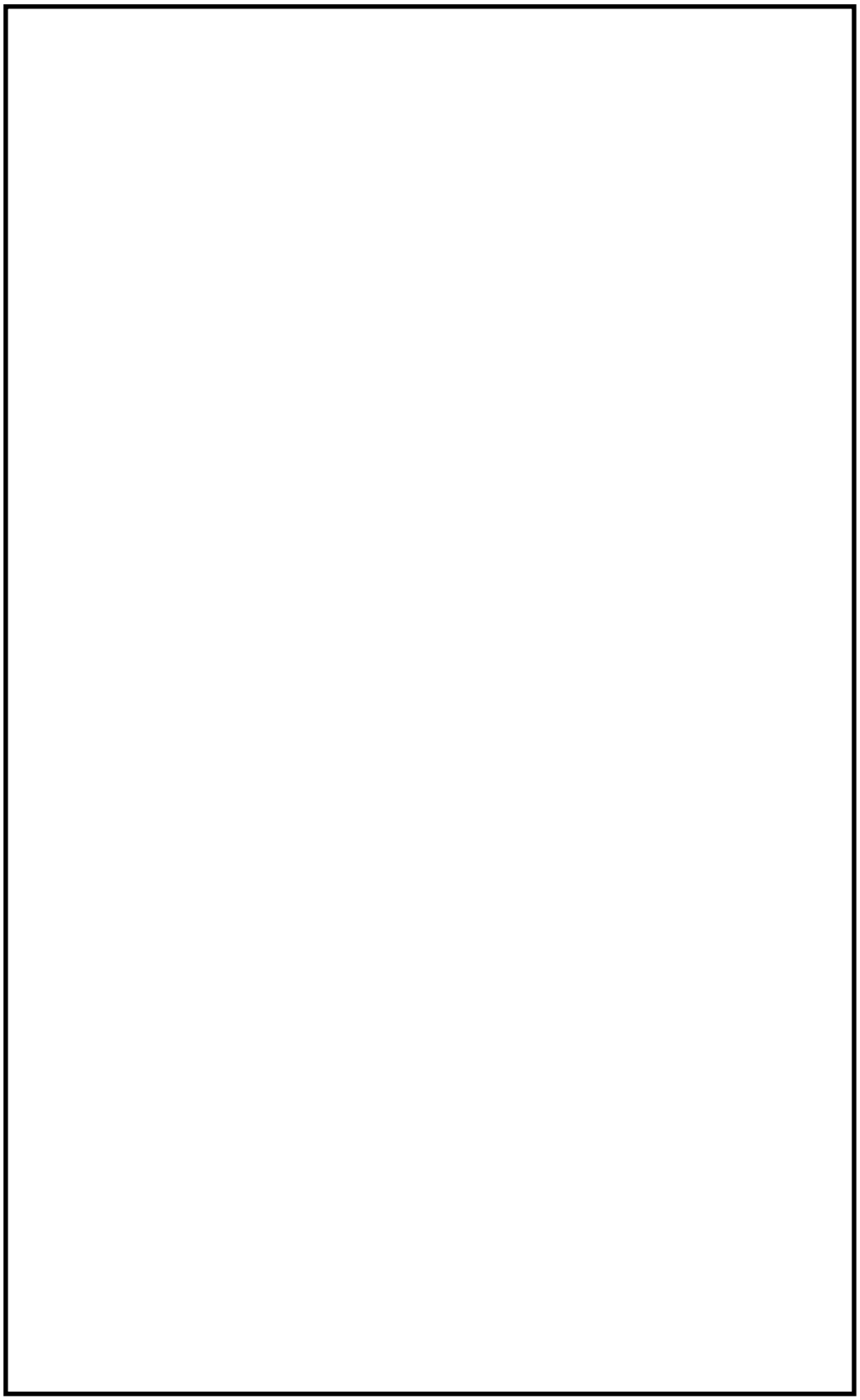


図９　原子炉補機代替冷却系　大型送水ポンプ車　運転性能検査

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。

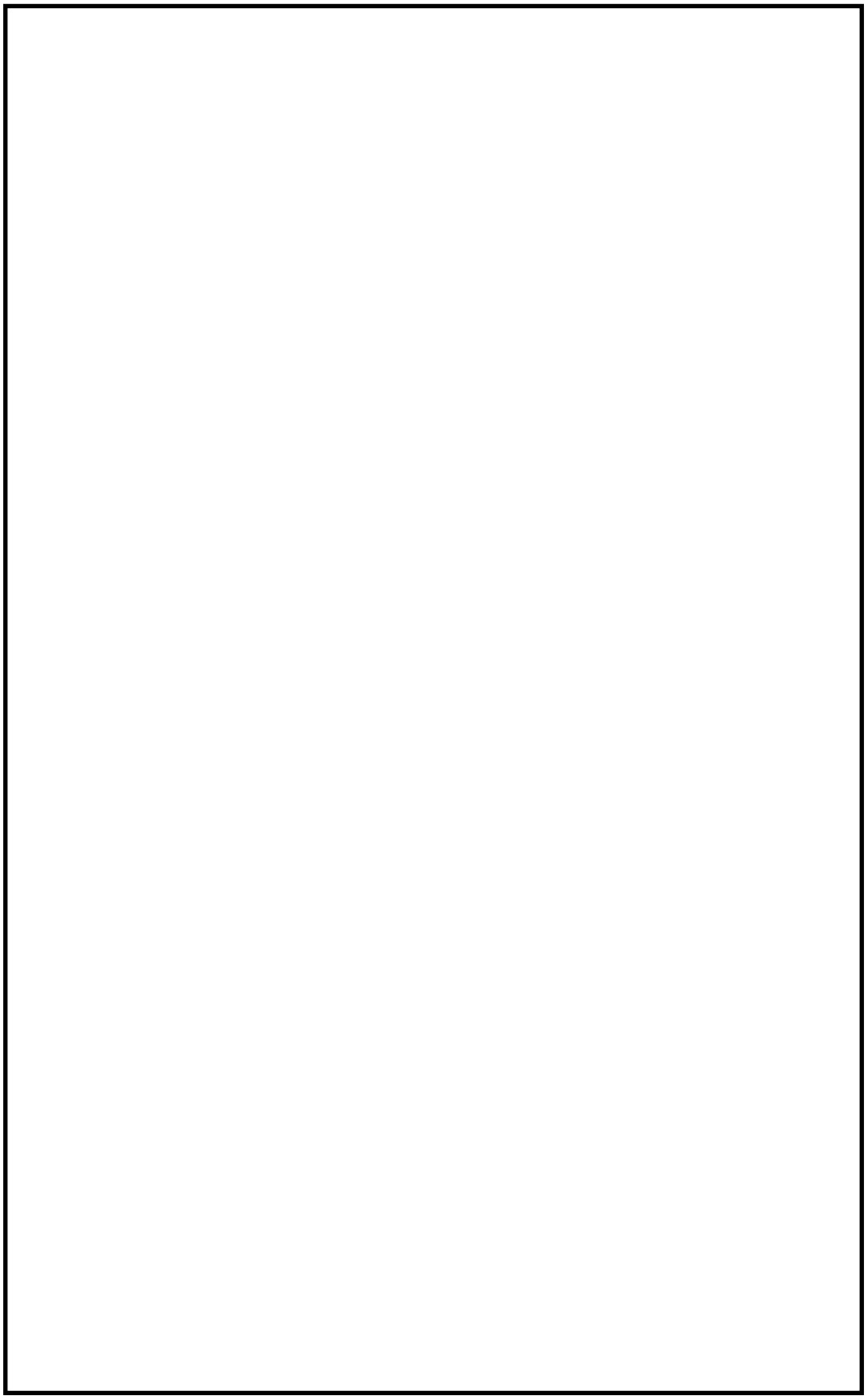
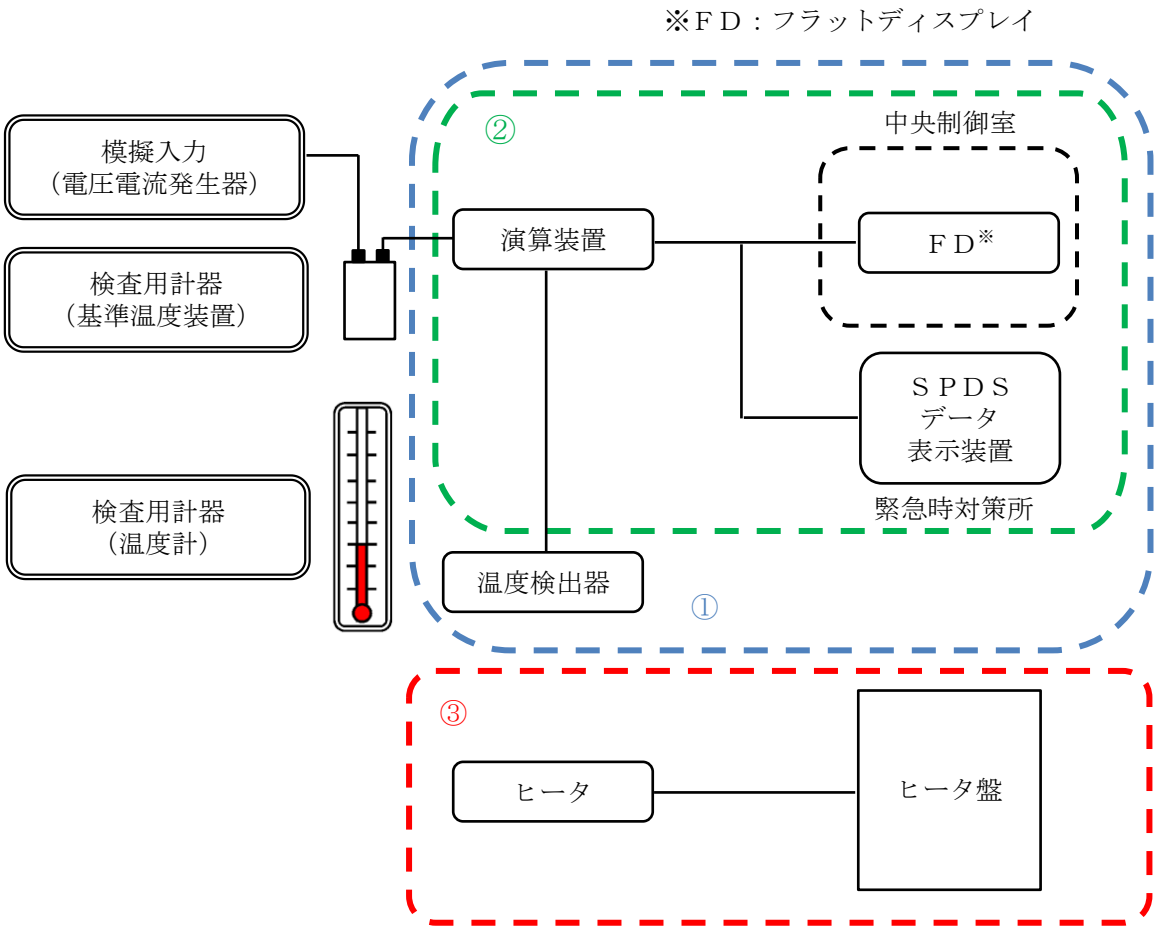


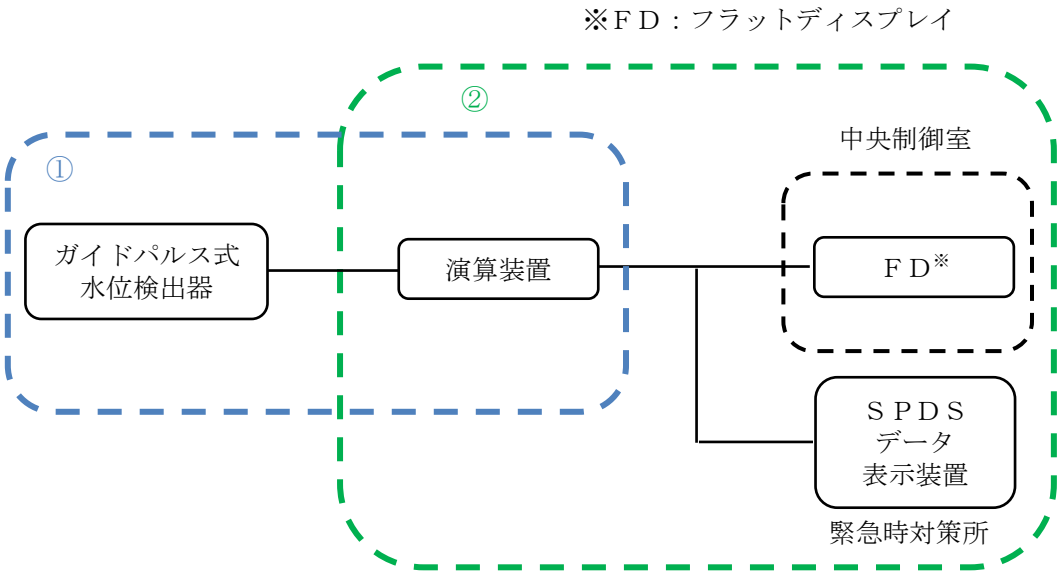
図 10　燃料プール冷却系　系統性能検査

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。



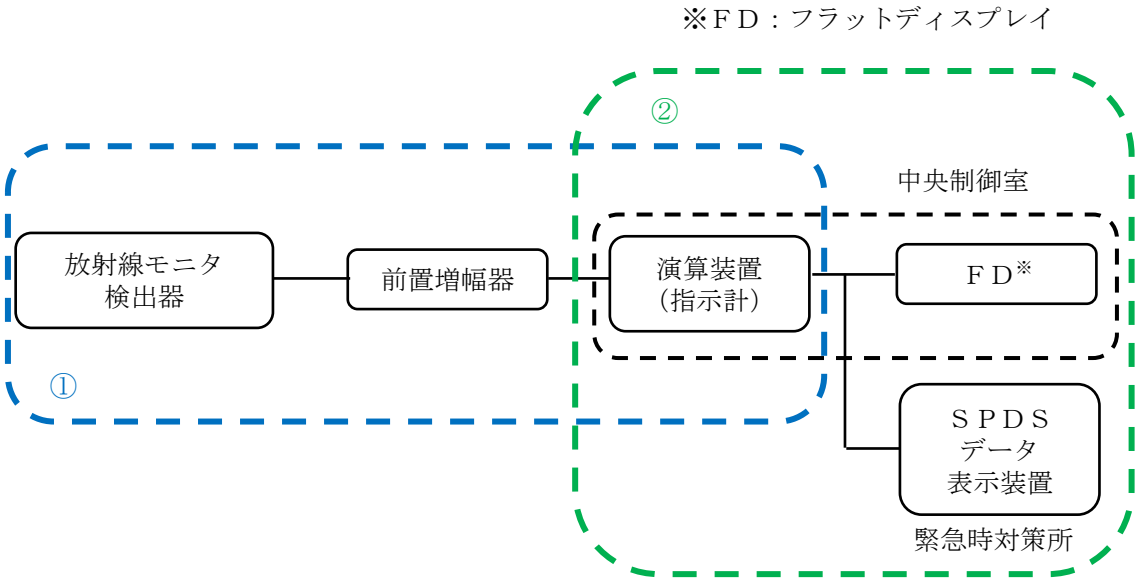
① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）
③ ヒータ盤において絶縁抵抗測定及びヒータ抵抗測定を実施（点検）

図 11　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の試験及び検査



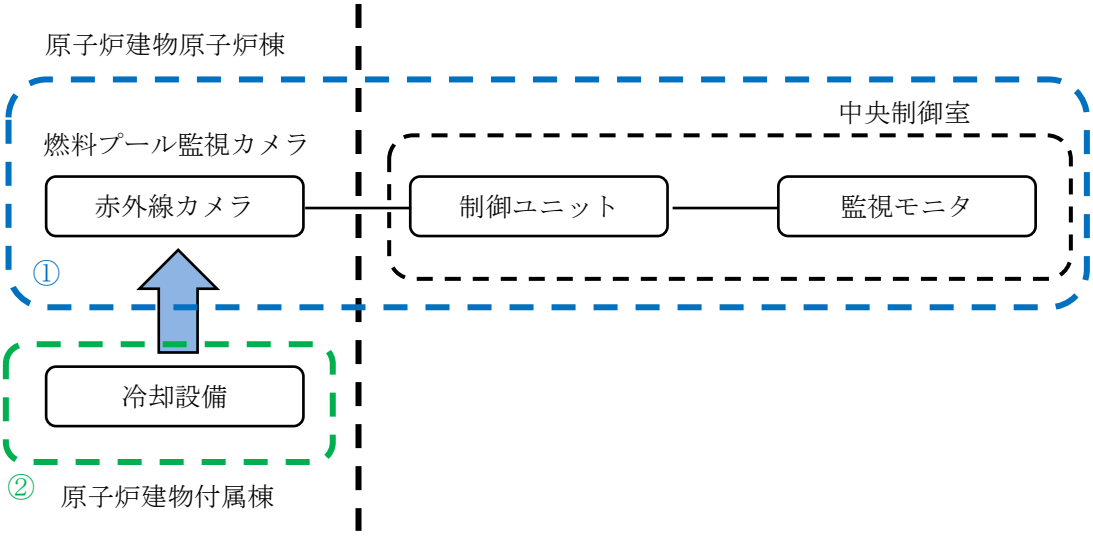
① 検出器から演算装置までのループ試験を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

図 12　燃料プール水位（ＳＡ）の試験及び検査



①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
②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 13　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の試験及び検査



①燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）

②燃料プール監視カメラ用冷却設備の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

図 14　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）の試験及び検査

54-6　容量設定根拠

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]	1.54 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。

燃料プールスプレイ系として使用する大量送水車は，想定事故１，想定事故２において想定する燃料プールの水位の低下があった場合でも，燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有する設計とする（以下「第 54 条第１項対応」という）。

なお，可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッダを使用する場合において，燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な流量を確保できる容量を有するものとして図１のとおり大量送水車を１セット１台として使用する。

また，燃料プールからの大量の水の漏えい等により燃料プールの水位が維持できない場合でも，使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有する設計とする（以下「第 54 条第２項対応」という）。

なお，可搬型スプレイノズル又は常設スプレイヘッダを使用する場合において，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質放出を可能な限り低減するために必要な容量を有するものとして図１のとおり大量送水車を１セット１台として使用する。

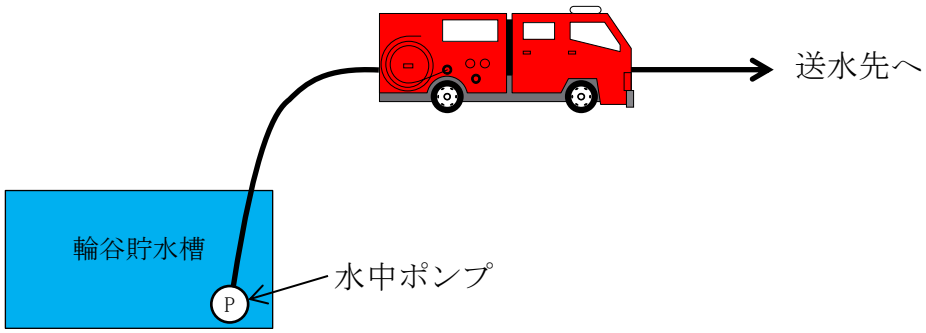


図１　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル／常設スプレイヘッダ）による注水，スプレイ　系統概要図

1.　容量　120 m³/h 以上（注 1）／168 m³/h 以上（注 2）

第 54 条第１項対応における大量送水車の容量の要求値は，燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている大量送水車の容量として，可搬型スプレイノズルを使用する場合及び常設スプレイヘッダを使用する場合ともに，48m³/h 以上とする。

また，第 54 条第２項対応における必要容量は補足説明資料「燃料プールスプレイ設備の冷却能力について」(54-6-6～18)で説明されている容量として，可搬型スプレイノズルを使用する場合は 48m³/h 以上，常設スプレイヘッダを使用する場合は 120 m³/h 以上とする。

以上より，必要流量が最大となる第 54 条２項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の 120 m³/h 以上を要求値とする。

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 1.54MPa 以上（注 1）／0.85MPa（注 2）

燃料プールスプレイ系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。

2.1 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）

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	1.15	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 54-6-21～23 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。

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。

2.2 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第１項対応の場合

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	0.27	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 54-6-21～23 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。

2.3 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）第 54 条第２項対応の場合

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	1.54	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。
ホース湾曲による影響の評価については 54-6-21～23 参照。

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。

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。

2.4 大量送水車の吐出圧力

以上より，必要吐出圧力が最大となる第 54 条２項対応において，常設スプレイヘッダを使用する場合の約 1.54MPa 以上を要求値とする。

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。

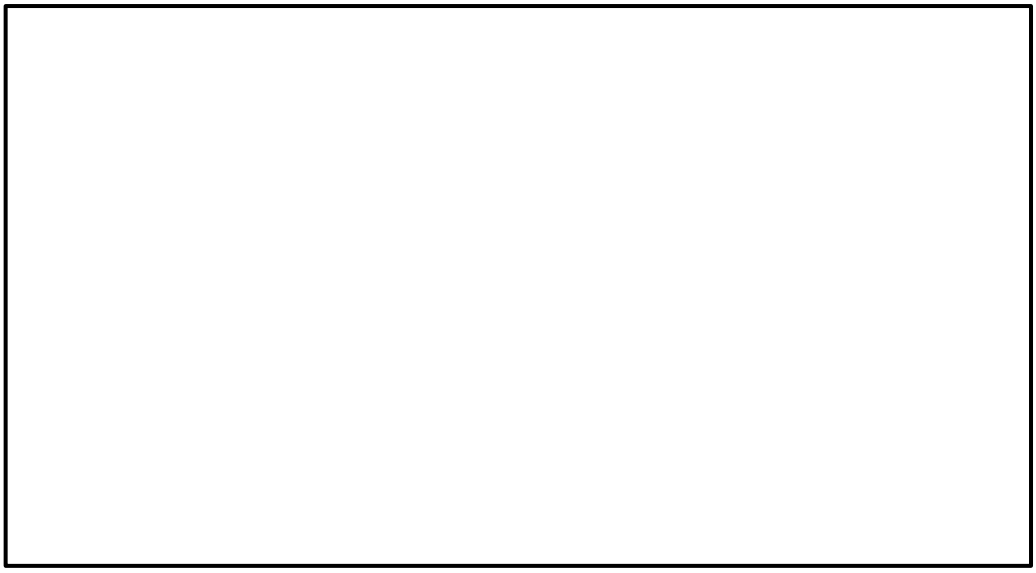


図２　大量送水車性能曲線

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 120m^3/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。

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。

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	－0.8 m
合　計	約	15.3m

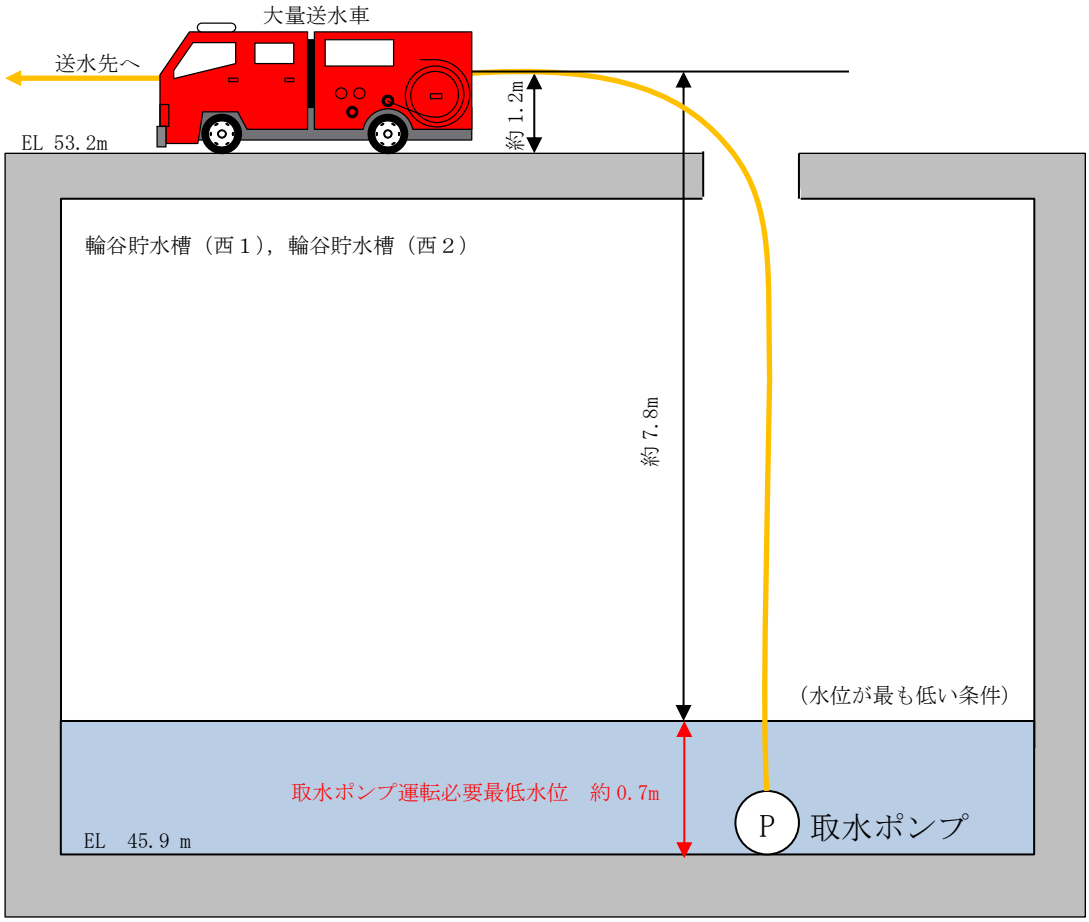


図３　大量送水車設置概要図

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[gage]とする。

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。

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，及び海水温度が 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。

燃料プールスプレイ系の冷却能力について

１．概要

燃料プールスプレイ系の冷却能力は，燃料プール水位が維持できない状態における燃料損傷の緩和を目的として，燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を除去可能なスプレイ水量を確保する設計とする。

可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッダの冷却能力は以下の設計方針により決定する。

(1)可搬型スプレイノズル

・燃料プール内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保。

・NEI 06-12 の可搬型スプレイノズルの必要スプレイ流量を満足すること。

・可搬型スプレイノズル１台で，燃料プール内の全燃料集合体に対しスプレイ水を散布可能な放水範囲※1を確保。

※１：可搬型スプレイノズルの必要スプレイ量は，事故後の現場状況に対する柔軟なスプレイノズル配置を可能とするため，評価基準として，燃料集合体とスプレイノズル配置から定まるスプレイ分布ではなく，燃料全体へ散布可能な放水範囲を判断基準に用いる。

(2) 常設スプレイヘッダ

・必要スプレイ流量として，燃料プール 内燃料集合体の崩壊熱量を水の潜熱及び顕熱によって除去可能な流量を確保。

・冷却に寄与するスプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ水のみとする。

・スプレイ分布は,燃料集合体とスプレイヘッダ配置から定まるスプレイ分布として，取出し直後の燃料集合体を２炉心分※2保管可能なエリアを確保。

※２：発電用原子炉から全燃料（１炉心分）を取出し，市松状に配置可能なことを考慮し，２炉心分のエリアを確保。

２．可搬型スプレイノズルの冷却能力

(1) 必要スプレイ量の評価

ａ．評価条件

・燃料プール 内の冷却水が流出して使用済燃料が全露出している状態を想定する。

・使用済燃料の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。

・スプレイ水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃，大気圧で 2,256.9kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）
・水の比容積は 40℃で 0.00100781m^3/kg（1980 年 JSME 蒸気表）

b．燃料プール内の合計崩壊熱量

燃料プール内の総崩壊熱量として，評価結果を表１に示す。また，燃料プール内の合計崩壊熱量は約 7.821MW（定期検査中）となる。

表１　燃料プール評価における燃料の崩壊熱量

定期検査中

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。

c．必要スプレイ流量の評価式

燃料プール内燃料体の崩壊熱をスプレイ水の気化熱によって取り除くために必要なスプレイ流量 V_1（m^3/h）は，燃料プール内燃料体の崩壊熱 Q による燃料プール水の蒸散量に等しいとして，以下の式を用いて算出した。

$$V_1=Q\div(H_{sh}+H_{lh})\times m\times 3,600$$

Q　：燃料プール内燃料集合体の合計崩壊熱［kW］
H_{sh}：水の顕熱（40℃～100℃）［kJ/kg］
H_{lh}：飽和水の蒸発潜熱［kJ/kg］
m　：水の比容積［m^3/kg］

d．評価結果

表２　崩壊熱相当スプレイ流量

想定崩壊熱	崩壊熱相当スプレイ流量
全炉心燃料取出し後	11.4m^3/h

e．まとめ

燃料プールの熱負荷が最大となるような組み合わせで使用済燃料を貯蔵した場合に，当該の使用済燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は 11.4m^3/h である。

島根２号炉において設置する可搬型スプレイノズルにより，上記流量及び NEI06-12 で要求されるスプレイ流量（200gpm≒46m^3/h）を確保することで，上記スプレイ流量を満足することが可能である。

以上より，必要スプレイ流量は保守側の 46 m^3/h を満足する 48m^3/h 以上とする。

(2)　必要スプレイ流量に対する放水範囲について

ａ．可搬型スプレイノズルの放水試験

下記条件の放水試験により，図４に示す放水範囲を確認している。

・放水角度（仰角）：30°

・旋回角度：±20°

・流量：800L/min（48m^3/h）

・スプレイノズル元圧：0.45MPa

・試験時間：60sec

・φ205 mmの測定容器を並べ，放水量を確認

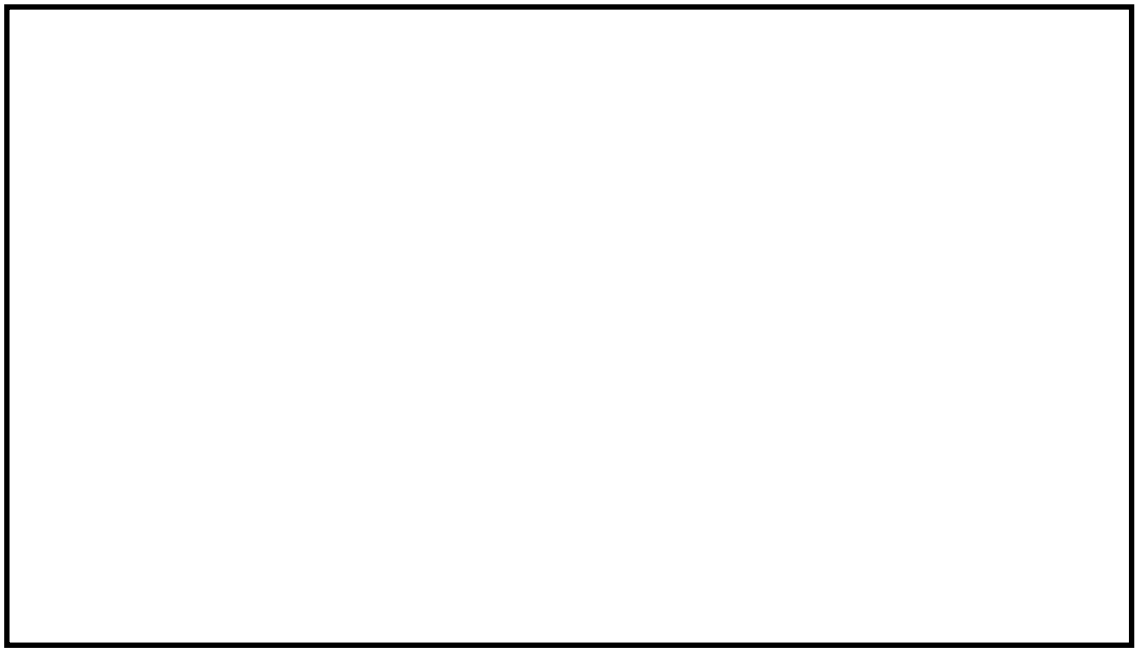


図４　可搬型スプレイノズルの放水範囲

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。

ｂ．燃料プールへの放水範囲

放水試験結果から，図５－１に示すように可搬型スプレイノズル１台により複数箇所から燃料プール内の燃料集合体全域に対しスプレイ可能であることを確認している。

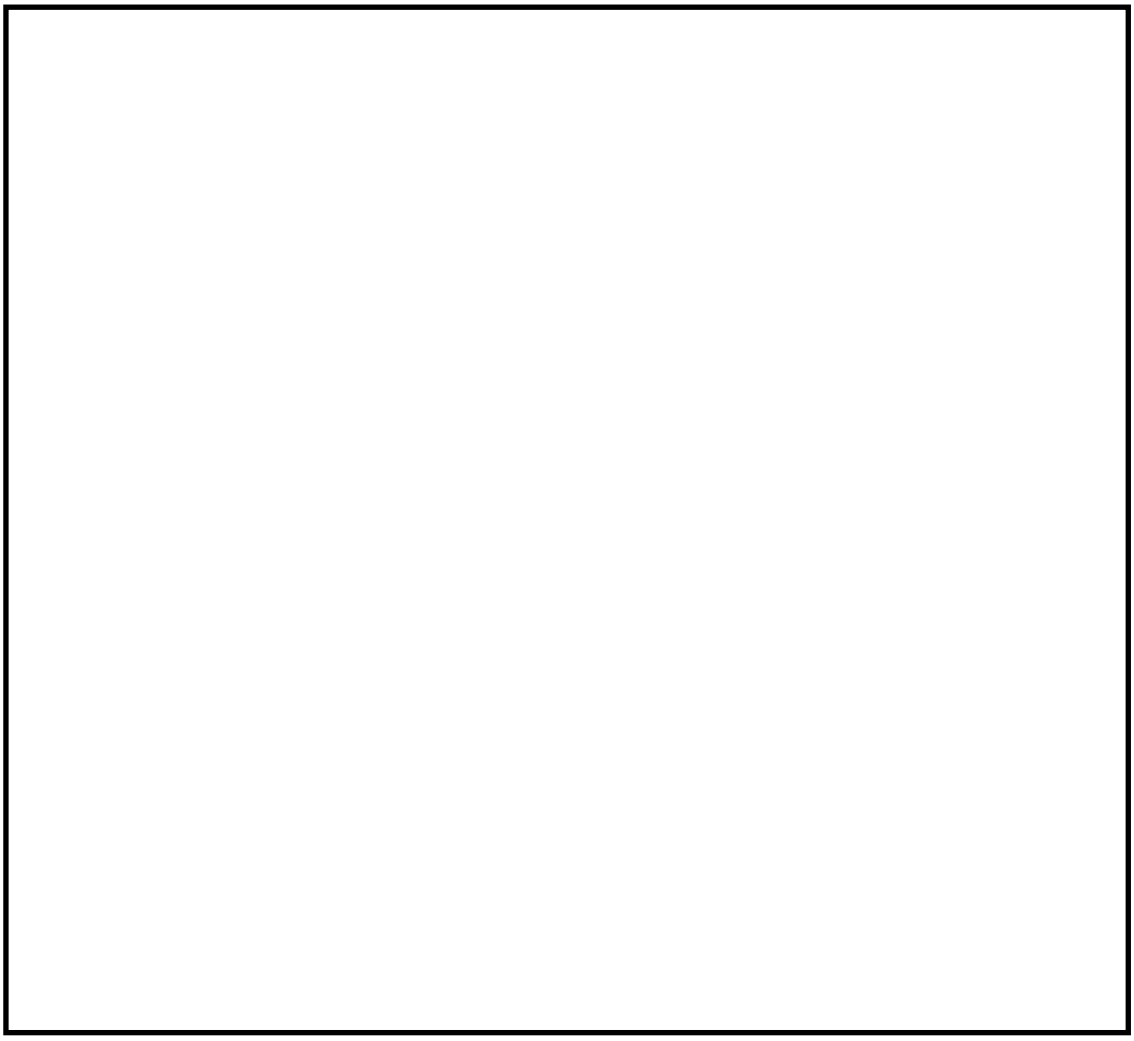


図５－１　可搬型スプレイノズルのスプレイ範囲

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。

ｃ．燃料プールへのスプレイ量の推定

図４，図５－1 のスプレイ範囲に基づき，燃料プール内へのスプレイ量を推定した。

図５－２にスプレイ分布と燃料プールの位置関係を示す。

実機試験では等間隔に配置した容器でスプレイ量が計測されているが，このうち燃料プールの領域に含まれる容器は，37 箇所あり，図４に示すスプレイ量の下限値の合計から，平均[　　]cc/0.034m^2･min のスプレイ量があった。この値から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積[　　]m^2 に相当するスプレイ流量を求めたところ，約[　]m^3/h と推定され，崩壊熱相当のスプレイ流量：11.4m^3/h を満足する。

【算出方法】

①図５－２から燃料プールの領域に含まれる容器数を数える。

②抽出した容器の計測量を保守的に下限値として合計する。

③上記の合計水量を容器数で割り，容器１個あたりの平均値を算出する。

④容器１個の面積から燃料プールのうちスプレイ範囲となる部分の面積に換算し，全体の注水量を算出する。

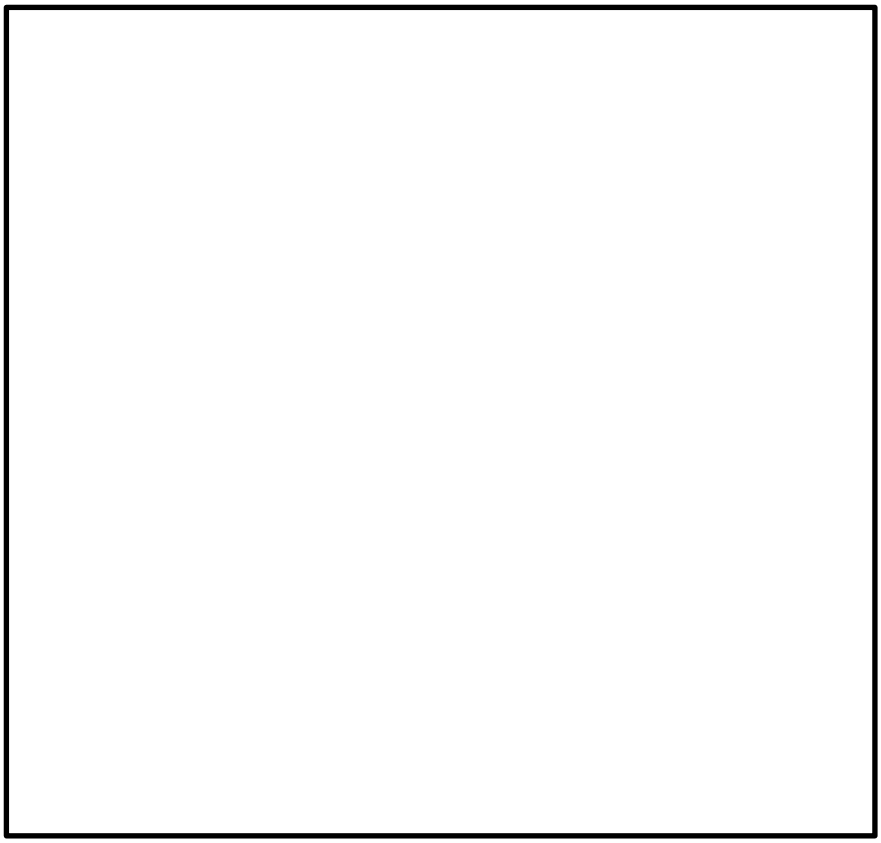


図５－２　可搬型スプレイノズルのスプレイ分布

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) 燃料プールからの漏えい時における遮蔽水位を確保可能な時間について

燃料プールからの漏えい時において，可搬型スプレイノズルを配置する場合，燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位（通常水位 NWL-2.6m）までの水位低下時間とスプレイノズルを配置する時間の関係を整理した。

NWL から燃料プール周辺線量率が 10mSv/h 以下を満足するために必要な遮蔽水位までの燃料プールからの水位低下量は約 [redacted] m^3 である。

ここで，燃料プールからの漏えい量を 200gpm（46m^3/h）とした場合，遮蔽水位到達までの時間は約９時間となる。一方で，原子炉建物１階から燃料プールのある原子炉建物４階まで仮設ホースを配置する時間は約３時間であることから，十分な時間的余裕のある対応が可能である。

３．常設スプレイヘッダの冷却能力

(1) 前提条件

ａ．燃料プールの状態

燃料プールは，燃料集合体の総発熱量が最大で保有水量が最小となるプールゲート閉の状態とする。また，燃料プール内の崩壊熱量は，停止時最大として，原子炉から全燃料（１炉心分）を取出した直後で，号機間輸送分を含めて全燃料ラックに燃料集合体を保管している状態を仮定し算出する。

ｂ．燃料集合体の配置

燃料プール内の燃料集合体について，取出し直後の燃料を配置する「高温燃料域」，号機間輸送分を含めたその他の１サイクル以上冷却された燃料を配置する「低温燃料域」の２つのエリアに分け，「高温燃料域」は取出し直後の燃料を分散配置（市松配置）が可能なように２炉心以上のエリアを確保する。

ｃ．燃料集合体の冷却期間

燃料プール内の崩壊熱は，１体当りの発熱量で定義し，高温燃料域は取出し直後の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされ，低温燃料域は１サイクル冷却された燃料の最大の崩壊熱の燃料集合体で満たされているとする。

ｄ．必要スプレイ流量

・単位面積当たりの必要スプレイ流量

「高温燃料域」及び「低温燃料域」に対する崩壊熱を除去可能な単位面積当たりのスプレイ流量を確保する。

・必要スプレイ流量

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。

必要スプレイ流量は，燃料ラック内に入るスプレイ流量とし，実機スケールの実証試験により,燃料配置に応じた単位面積当たりの必要スプレイ流量を測定する(燃料プール外へ漏れるスプレイ流量や，燃料ラック外表面に付着したスプレイ水による燃料ラックを介した伝熱，燃料プール内部を冷却することによる輻射伝熱等は，崩壊熱の除去に寄与しないものとする)。

なお，本設備は可搬型の注水ポンプを使用することから，実際のスプレイ流量にばらつきが生じることが想定される。そこで，必要スプレイ流量に一定の設計範囲を設け，スプレイ流量にばらつきが生じた場合においても，一定のスプレイ分布を維持可能な設計とする。

(2) 燃料プール 内の崩壊熱量

a. 評価条件

・計算コード：ORIGEN2
・運転期間：13 ヶ月
・定検日数：50 日
・プールゲート閉日数：２号機；10 日，（１号機；21 ヶ月後搬入）
・取出燃料：１号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料
　　：２号機；ステップⅡ燃料，ステップⅢ燃料，MOX 燃料
・比出力：一定値

b. 評価結果

燃料プール内の崩壊熱量を表３に示す。

・高温燃料域：
・低温燃料域：

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３　燃料プール評価における燃料の崩壊熱

定期検査中

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) 単位面積当たりの必要スプレイ流量

ａ．評価方法

単位面積当たりの必要スプレイ流量は下記の評価条件に基づき，崩壊熱をスプレイ水により冷却可能な単位面積当たりのスプレイ流量を算出する。

・燃料プール内の冷却水が全喪失し，使用済燃料が露出している状態を想定

・崩壊熱量の除熱効果は，スプレイ水の顕熱冷却及び蒸発潜熱冷却のみを考慮する。

・高温燃料域及び低温燃料域の崩壊熱量をスプレイ水により冷却できる単位面積当たりのスプレイ流量を算出

ｂ．評価条件

・スプレイ水の温度は保守的に 40℃と想定

・水の顕熱は 40℃～100℃で 251.6kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）

・スプレイ水の蒸発潜熱は 100℃，大気圧で 2,256.9kJ/kg（1980 年 JSME 蒸気表）

・水の比容積は 40℃で 0.00100781m^3/kg（1980 年 JSME 蒸気表）

・チャンネルボックスの面積は

・燃料プール面積は

ｃ．評価式

単位面積当たりの必要スプレイ流量[$m^3/h/m^2$]は，以下の計算式を用いて評価を行う。

高温燃料域：$V_{AH}=Q_H \div (H_{sh}+H_{1h}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$

低温燃料域：$V_{AL}=Q_L \div (H_{sh}+H_{1h}) \times m \times 3,600 \div A_{ch}$

Q_H ：高温燃料の１本当たりの最大崩壊熱［kW/本］

Q_L ：低温燃料の１本当たりの最大崩壊熱［kW/本］

H_{sh} ：水の顕熱（40℃～100℃）［kJ/kg］

H_{1h} ：飽和水の蒸発潜熱［kJ/kg］

m ：水の比容積［m^3/kg］

A_{ch} ：チャンネルボックス１本当たりの面積［m^2/本］

ｄ．評価結果

表４　単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量
高温燃料域（取出し直後）	
低温燃料域（１サイクル冷却後）	

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。

(4)必要スプレイ流量

a．測定方法

試験設備は，基準としてスプレイ流量測定容器の頂部を燃料頂部の高さと仮定し，実機寸法を模擬して図６のようにポンプ，流量計，流量調整弁，スプレイヘッダ，スプレイノズルを設置した。また，足場とブルーシートにより燃料プールプール壁面を模擬することで，実機燃料プールと同様のスプレイ状態で試験可能な考慮を実施した。

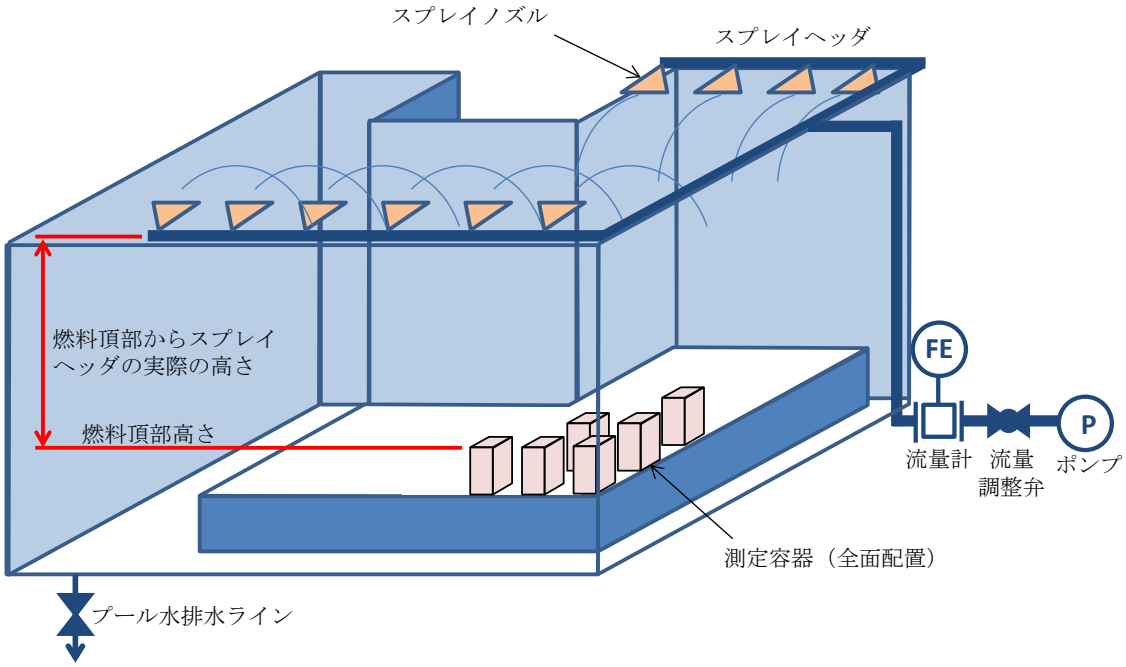


図６　試験設備概要図

b．　測定条件

・スプレイ時間：10 分

・測定容器開口面積：167 ㎜×167 ㎜

c．　判定基準

表５　単位面積当たりの必要スプレイ流量

	単位面積当たりの必要スプレイ流量	必要スプレイ範囲
高温燃料域		２炉心以上の燃料
低温燃料域		すべての燃料

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。

ｄ．　測定結果

①スプレイ状態の確認

試験のスプレイ状態について，スプレイ前の状況を図７，スプレイ時の状況を図８に示す。

図８のスプレイ時の状況から，スプレイヘッダの複数のノズルからのスプレイ水は互いに衝突等による干渉がなく燃料域上部に均質に広がることが確認できる。

図７　スプレイ前の状況

図８　スプレイ時の試験状況（スプレイ量：120㎥/h）

②必要スプレイ流量の測定結果

実証試験結果を表６に示す。

単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足する高温燃料域を２炉心以上確保し，すべてのエリアに対し低温燃料域の単位面積当たりの必要スプレイ流量を満足することが可能である。

また，必要スプレイ流量は，下記の範囲で上記単位面積当たりのスプレイ量を満足するスプレイ分布を一定に保つことが可能である。なお，スプレイ分布と燃料配置図を図９に示す。

・スプレイ流量：2,000L/min（120m^3/h）

表６　スプレイ実証試験結果

	単位面積当たりのスプレイ流量	スプレイ範囲
高温燃料域		3.65 炉心分
低温燃料域		全燃料ラック

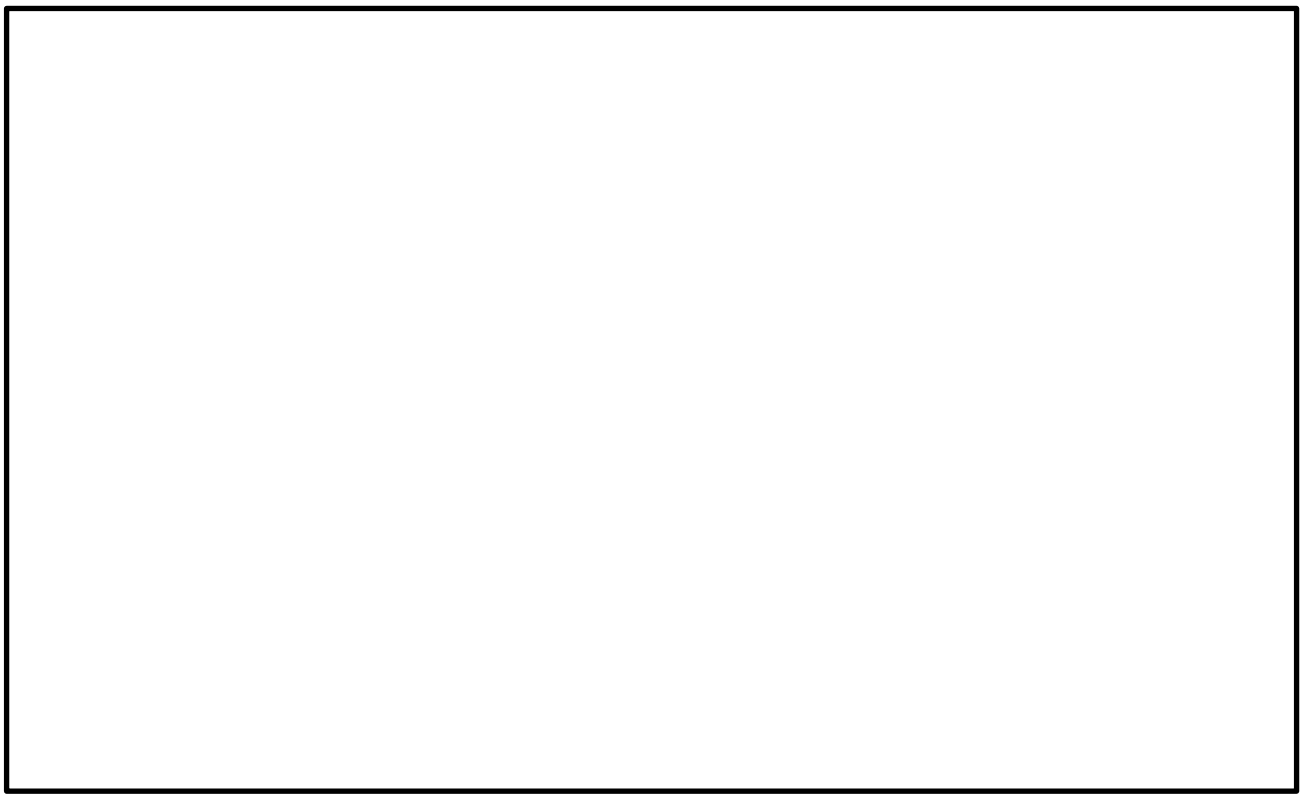


図９　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）の
スプレイ分布図及び燃料配置図

以　上

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。

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。

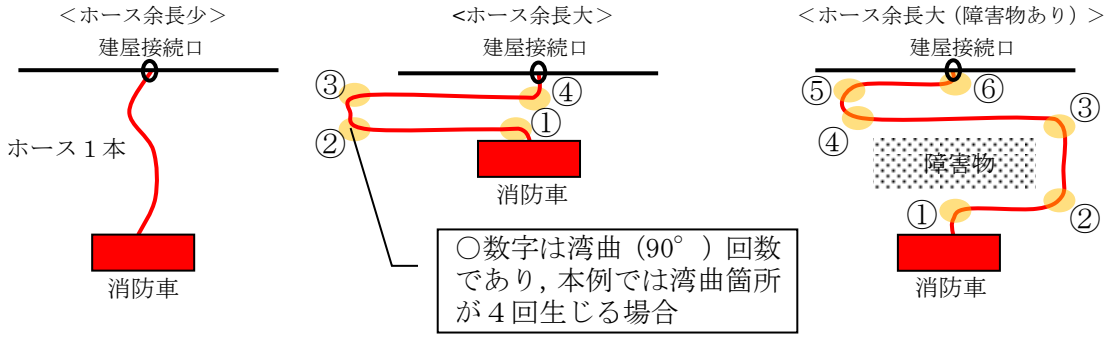


図 10　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失：h_b＞

$$h_b = f_b \cdot \frac{v^2}{2g} \cdot \frac{\theta}{90°}[m] = f_b \cdot \frac{v^2}{2{,}000} \cdot \frac{\theta}{90°}[MPa]$$

○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１ｍ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。

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

表 7　ベンド損失係数 f_b

壁面	R/d ＼ $\theta°$	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	0.065	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。）

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

$R/d = 6.5$，$\left(Re\sqrt{\lambda}\right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$　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　＝　0.14[MPa]･･･（ｉ）　とする。

○v：流速

v＝Q/A

Q：流量について

燃料プールスプレイ系で使用する場合は

Q＝120[m³/h]＝2.0[m³/min]となる。

A：管路の断面積について

A＝πr² であることから，150A のホースの場合，r＝管内径/2 となり，管内径 0.1535m より r＝0.07675[m]となる。

よって，A＝0.0185057[m²]

v＝Q/A より

＝108.074[m/min]=1.8012[m/s]　･･･（ⅱ）

○上記（ⅰ）（ⅱ）より，1 湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

$$h_b(\mathrm{MPa}) = 0.14 \times \frac{1.8012^2}{2{,}000} \cdot \frac{90^\circ}{90^\circ}$$

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

名　　称		燃料プール冷却系熱交換器
個数	基	2
容量（設計熱交換量）	MW/基	約1.9 （注１）（約1.9（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】

燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設が有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても，原子炉補機代替冷却系の移動式代替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，燃料プールに保管されている燃料の崩壊熱を除去できる設計とする。

この場合，燃料プール冷却系はポンプ１台で運転し，熱交換器１基に冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

1.　容量の設定根拠

設計基準対象施設としての熱交換量は，海水温度が 30℃，燃料プール水温が 52℃の場合において熱交換器１基あたり約 1.9MW であるが，重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量は，燃料プール水温が約 65℃，燃料プール冷却系熱交換器への通水流量が燃料プール側の流量約 198m^3/h，原子炉補機代替冷却系側の流量約 198m^3/h の場合において約 2.9W である。設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積は□m^2に対し，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積は約□m^2となるため，燃料プール冷却系熱交換器の設計熱交換量は設計基準対象施設としての熱交換量約 1.9MW とする。

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。

名　　称		移動式代替熱交換設備
個　　数	台	２（予備１）
容量（設計熱交換量）	MW/台	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/台	
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台設置し，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する容量として，約 23MW/台とする。

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を行った場合，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」のシナリオにおいて事故発生 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を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に，同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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.　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℃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

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

$\therefore T_{a1}=68.3℃$

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

$\therefore T_{b1}=55.8℃$

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	＝600m^3/h
W_b	：海水側流量	＝780m^3/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℃
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℃
ρ_1	：密度（淡水）	＝992.9kg/m^3
ρ_2	：密度（海水）	＝1,020.7kg/m^3
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／(m^2・K)

4.4　必要伝熱面積

A_r＝Q／Δt／U_c＝[　　] m^2/台 ≒[　] m^2/台

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，[　　] m^2/台とする。

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。

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台あたり）
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 600m^3/h とし，容量 300m^3/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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合，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」のシナリオにおいて事故発生 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を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に，同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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。

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.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。

$P=10^{-3}\times\rho\times g\times((Q/3,600)\times H)/(\eta/100)$

$=10^{-3}\times1,000\times9.80665\times((300/3,600)\times75)/(□/100)$

$=□$kW

$\fallingdotseq□$kW

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 11 参照）

η ： ポンプ効率（%） ＝□（図 11 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 110kW/台とする。

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。

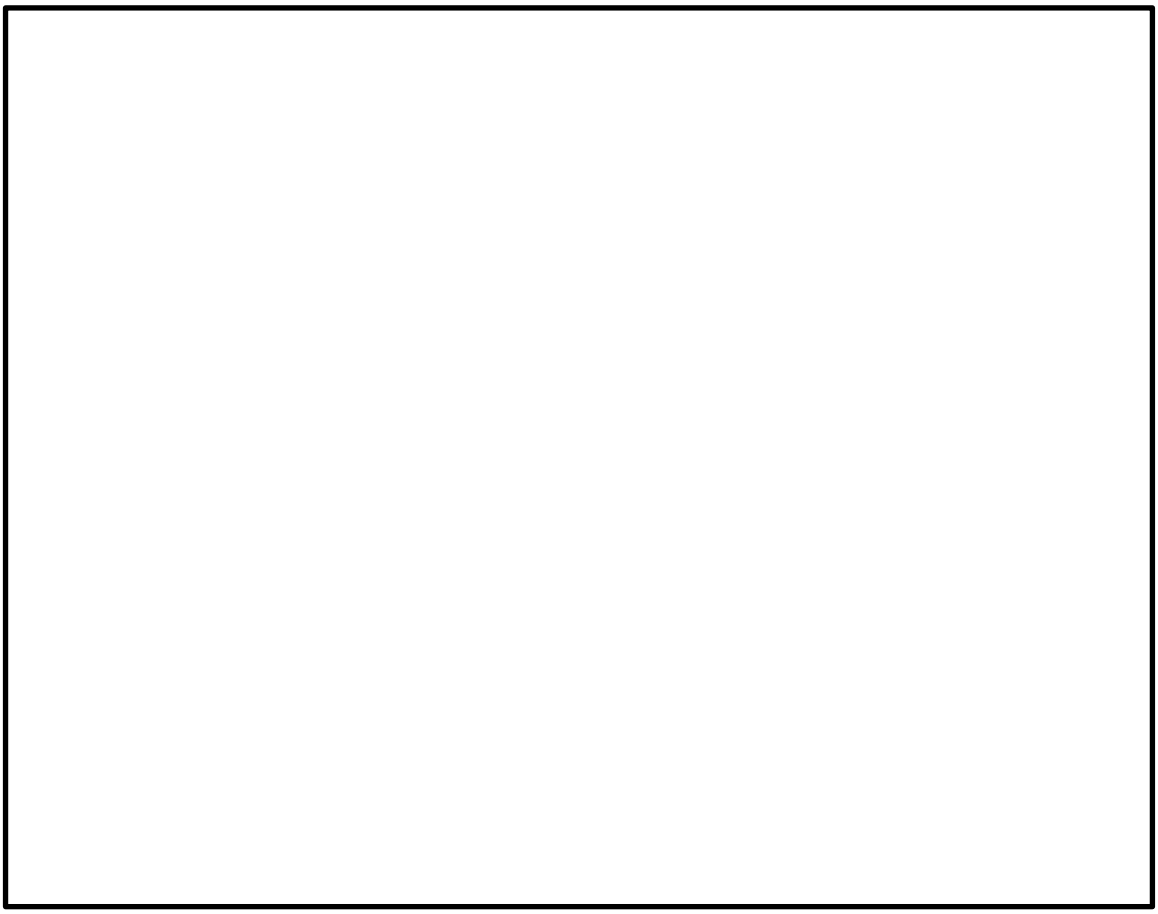


図 11　移動式代替熱交換設備淡水ポンプ性能曲線

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/台	780 以上（注１）（1,800　（注２））
吐　出　圧　力	MPa［gage］	0.99 以上（注１）（1.2（注２））
最高使用圧力	MPa［gage］	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 780m^3/h とし，容量 1,800m^3/h のポンプを１台設置する。

なお，大型送水ポンプ車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プレッション・プール水冷却モード運転を行った場合，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」のシナリオにおいて事故発生 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を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて事故発生 10 時間後に残留熱代替除去系による格納容器スプレイを行った場合に，同時に原子炉補機代替冷却系を用いて燃料プール冷却系による燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果が確認されている。

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	:	[redacted] MPa	
②ホース直接敷設の圧損	:	[redacted] MPa	※1
③エルボの使用による圧損	:	[redacted] MPa	※1
④機器類の圧力損失	:	[redacted] MPa	
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 54-6-37～39 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。

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	:	[redacted] MPa	
②ホース直接敷設の圧損	:	[redacted] MPa	※1
③エルボの使用による圧損	:	[redacted] MPa	※1
④配管・機器類の圧力損失	:	[redacted] MPa	
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 54-6-37～39 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。

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。

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。

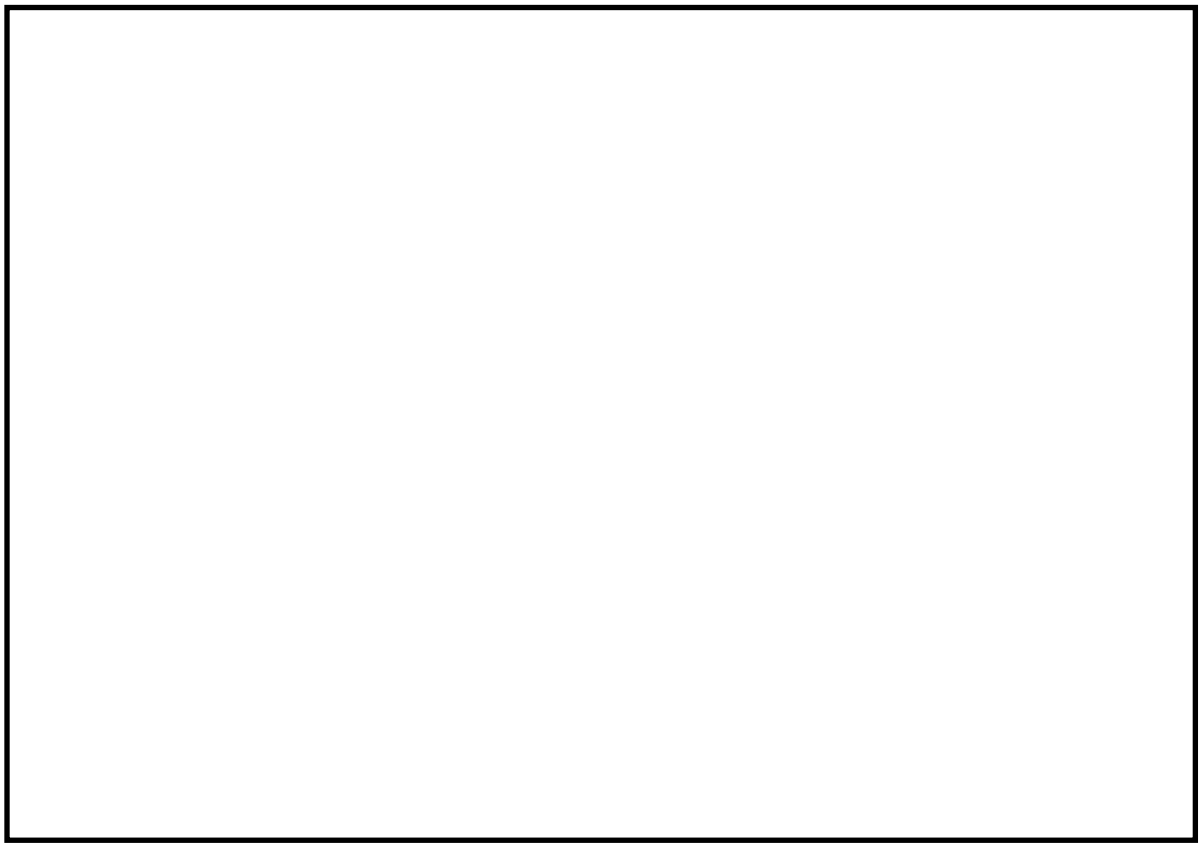


図 12　大型送水ポンプ車　送水ポンプ性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え，使用条件下において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 13 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 780m^3/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(＝50m+10.3m-2m-16.5m))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。

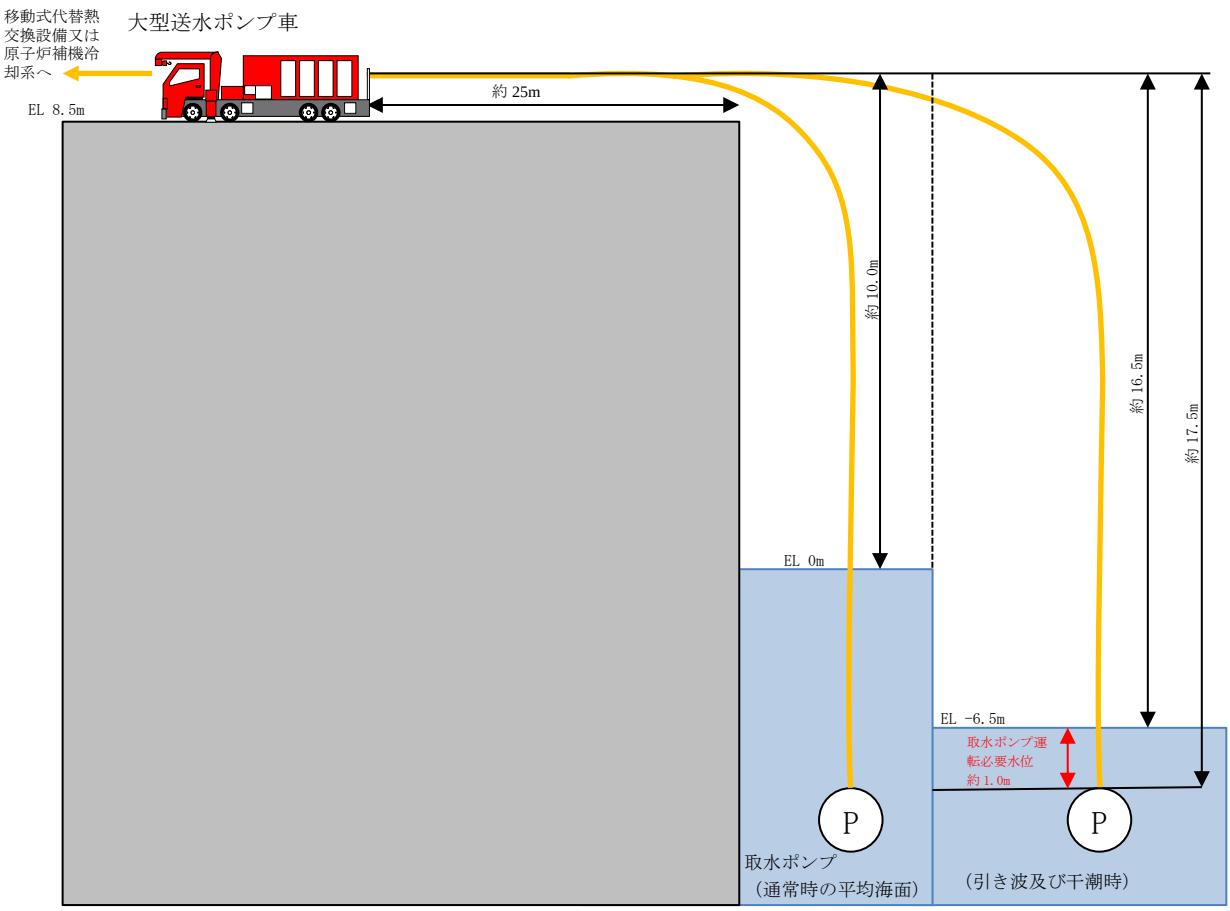


図 13　大型送水ポンプ車概要図

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規格圧力である 1.2MPa 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 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。

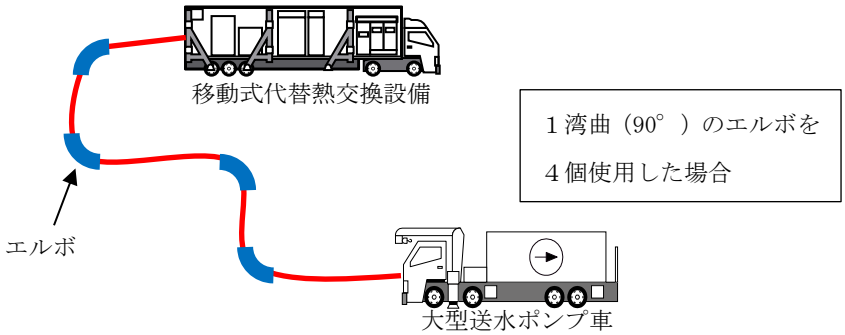


図 14　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

＜流量エルボ 1 個（90°）あたりの圧力損失：h_b＞

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

ここで g＝9.8m/s2，1m=0.0098MPa とし

$$h_b[MPa] \quad = \zeta_b \cdot \frac{v^2}{2{,}000}$$

で表され，滑らかな壁面の場合，損失係数 ζ_b は

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

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

ここで $R_e = \nu\, d/v$，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 8 のように与えられる

表８　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）

$\rho=0.596$[m]

$d=0.2979$[m]

$\nu=1.792$[㎟/s]

であることから

$$v=1{,}000/(0.2979/2)^2\pi/3{,}600=3.9853\cdots$$
$$\fallingdotseq 3.99\text{[m/s]}$$

$$R_e=\nu d/v=1.792\times 0.2979/3.99/1{,}000/1{,}000$$
$$\fallingdotseq 6.6\times 10^5$$

$$R_e(d/\rho)^2=6.6\times 10^5\times(0.2979/0.596)^2$$
$$\fallingdotseq 165{,}519>364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho/d=0.596/0.2979$$
$$=2.00067\cdots$$
$$\fallingdotseq 2$$

であるため

$$\alpha=0.95+4.42\times 2^{-1.96}$$
$$=2.085319$$

$$\zeta_b=0.00431\alpha\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84}$$
$$=0.00431\times 2.085319\times 90\times(6.6\times 10^5)^{-0.17}(0.596/0.2979)^{0.84}$$
$$=0.148346\cdots$$
$$\fallingdotseq 0.15$$

となり

$h_b = 0.15 \times 3.99^2 / 2{,}000$

$= 0.0119400\cdots$

$\fallingdotseq 0.012$[MPa]

・燃料プール水位・温度（ＳＡ）

(1)　設置目的

燃料プールの水位，水温について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プール水位・温度（ＳＡ）を設置する。

(2)　設備概要

燃料プール温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール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 15「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）」参照）

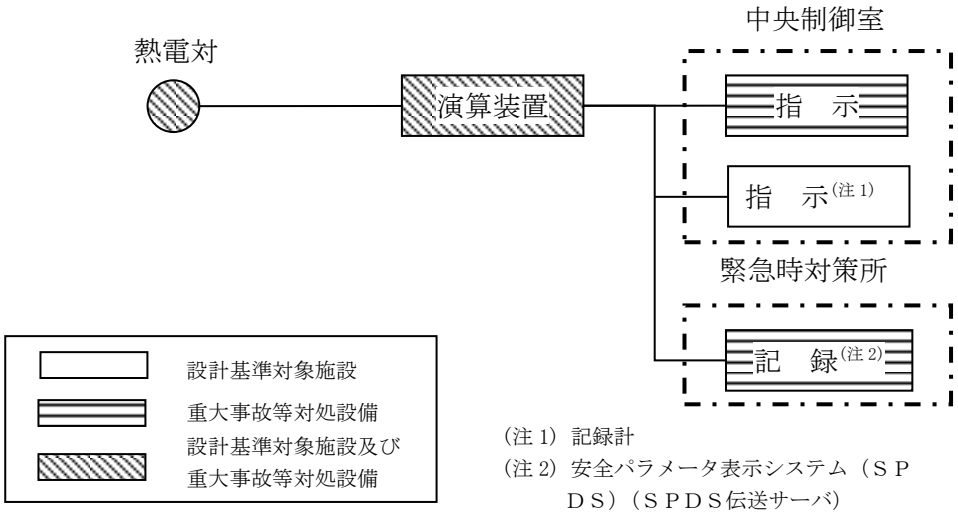


図 15　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）

燃料プール水位は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位の検出信号は，－1,000㎜（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から 6 箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図 16「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）」参照）

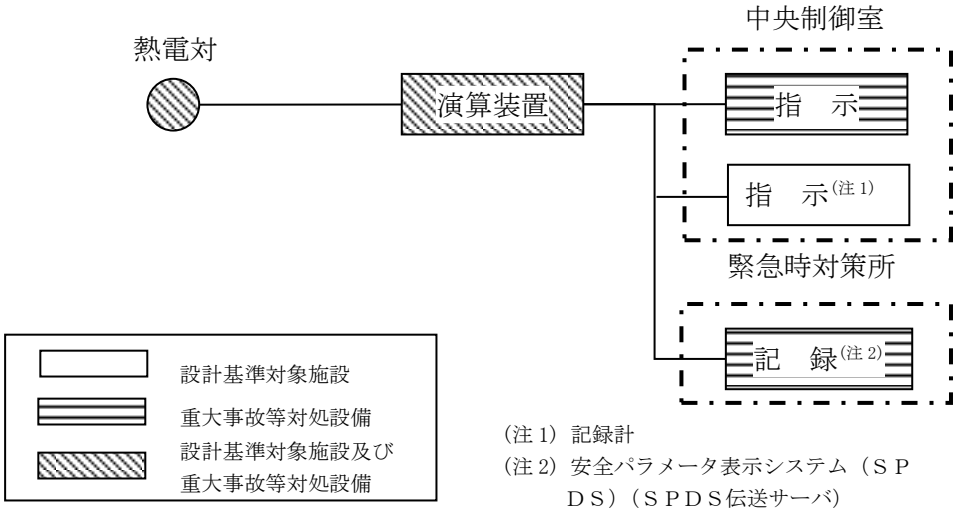


図 16　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）

(3)　計測範囲

燃料プール水位・温度（ＳＡ）の仕様を表９に，計測範囲を表 10 に示す。

表９　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール 水位・温度（ＳＡ）	熱電対	－1,000～6,710㎜※ (EL34518～42228)	1 （検出点 ７箇所）	原子炉建物 原子炉棟 ４階
		0～150℃		

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

表 10　燃料プール水位・温度（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※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	
燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－1,000～6,710mm※2（EL34518～42228）	6,982mm※2（EL42500）	6,982mm※2（EL42500）	通常水位から－0.35m（EL42150）		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～150℃	52℃以下	最大値：65℃	100℃以下		

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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，発生する頻度は稀であるが，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：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：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

・燃料プール水位（ＳＡ）

(1)　設置目的

燃料プールの水位について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プール水位（ＳＡ）を設置する。

(2)　設備概要

燃料プール水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（ＳＡ）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位(ＳＡ)を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。(図 17「燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図」参照)

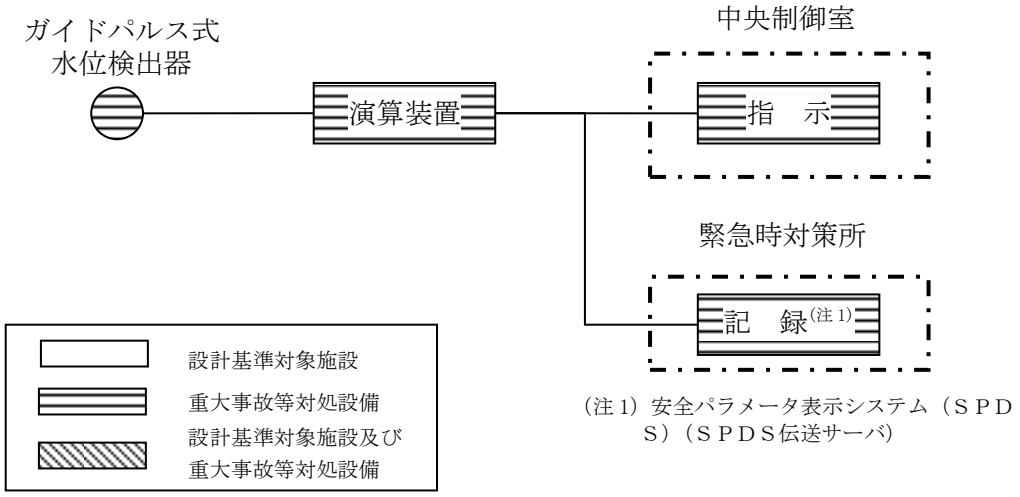


図 17　燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図

(3)　計測範囲

燃料プール水位（ＳＡ）の仕様を表 11 に，計測範囲を表 12 に示す。

表 11　燃料プール水位（ＳＡ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プール水位 （ＳＡ）	ガイドパルス式 水位検出器	－4.30～ 7.30m※	1	原子炉建物 原子炉棟 ４階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

表 12　燃料プール水位（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※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	
燃料プール水位（ＳＡ）	－4.30～7.30m※2（EL31218～42818）	6,982mm※2（EL42500）	6,982mm※2（EL42500）	通常水位から－0.35m（EL42150）		重大事故等時により変動する可能性のある燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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，発生する頻度は稀であるが，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：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：基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

・燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）

(1)　設置目的

燃料プールの上部の空間線量率について，燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）を設置する。

(2)　設備概要

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）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 18「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図」参照）

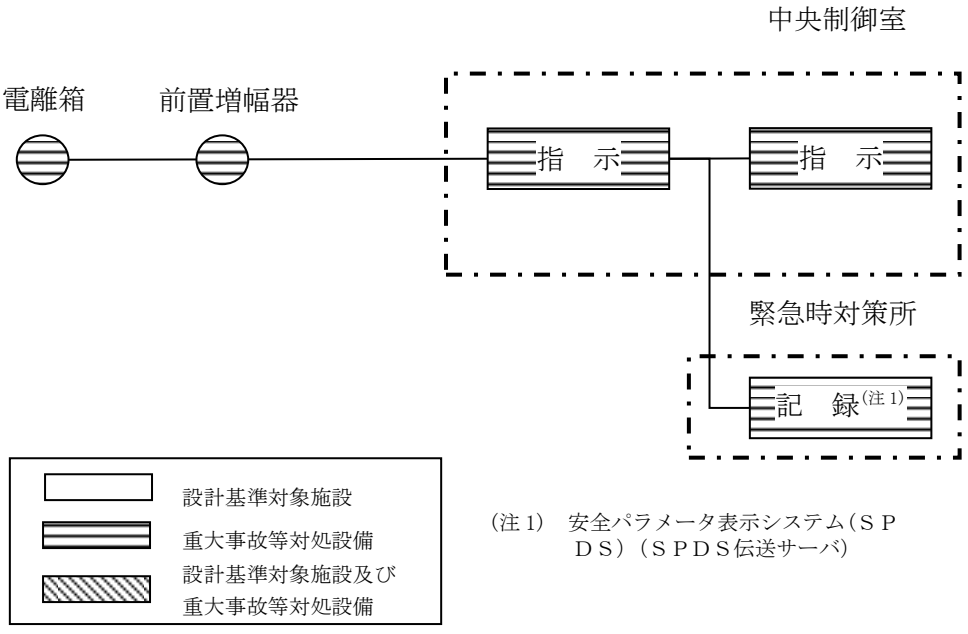


図 18　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図

(3) 計測範囲

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の仕様を表 13 に，計測範囲を表 14 に示す。

表 13　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	電離箱	10^{1}～10^{8}mSv/h	1	原子炉建物 原子炉棟 ４階
	電離箱	10^{-3}～10^{4}mSv/h	1	原子炉建物 原子炉棟 ４階

表 14　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（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※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	
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	10^{1}～10^{8}mSv/h	—	—	1.0×10^{-3}mSv/h 以下		重大事故等時における燃料プールの変動する範囲（10^{-3}～10^{7} mSv/h）にわたり放射線量を監視可能である。
	10^{-3}～10^{4}mSv/h					

※１：プラント状態の定義は以下のとおり。

・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。

・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤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，発生する頻度は稀であるが，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：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。

54-7 接続図

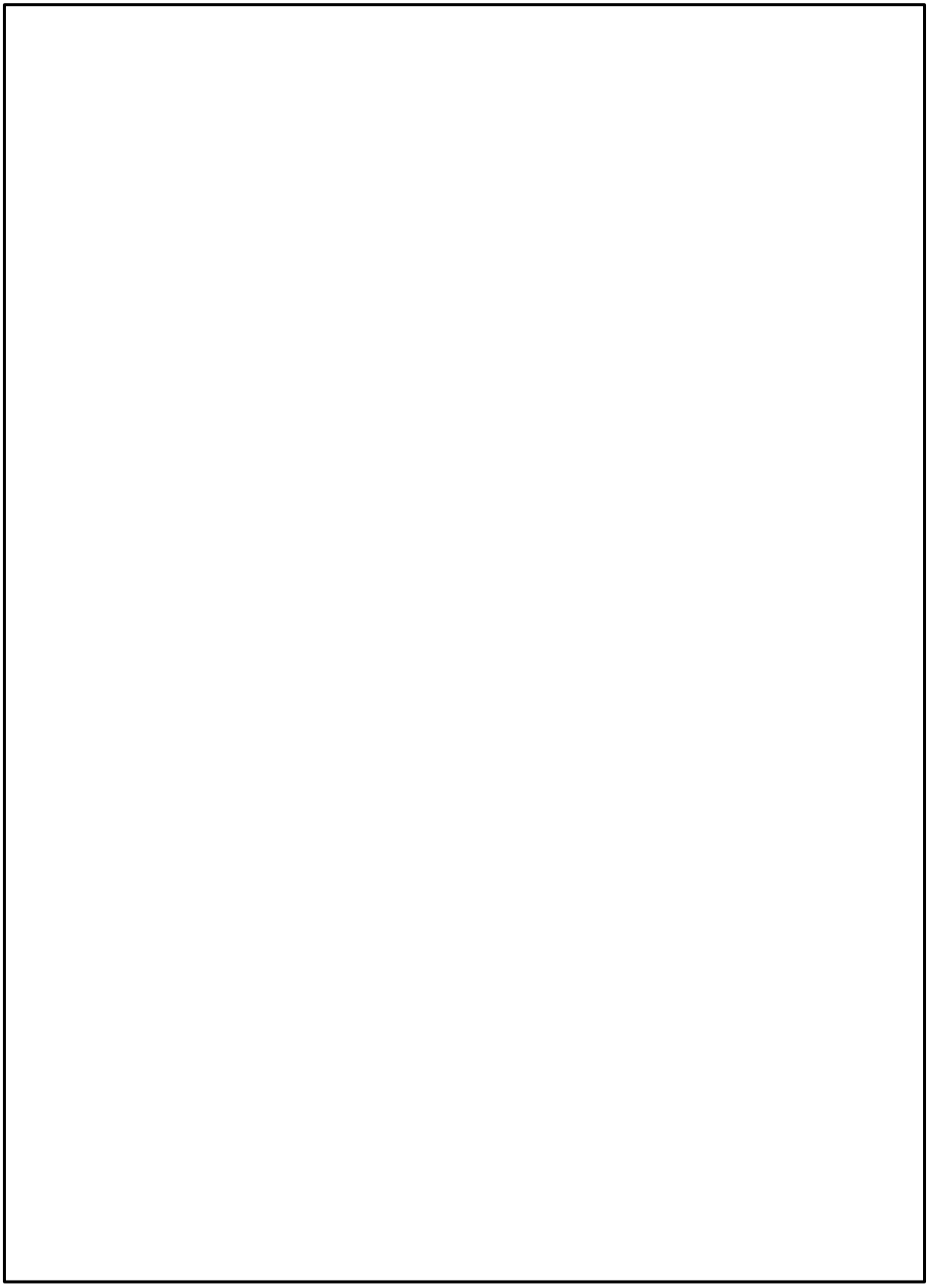


図１　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
第 54 条第１項，第２項対応　屋外接続図

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。

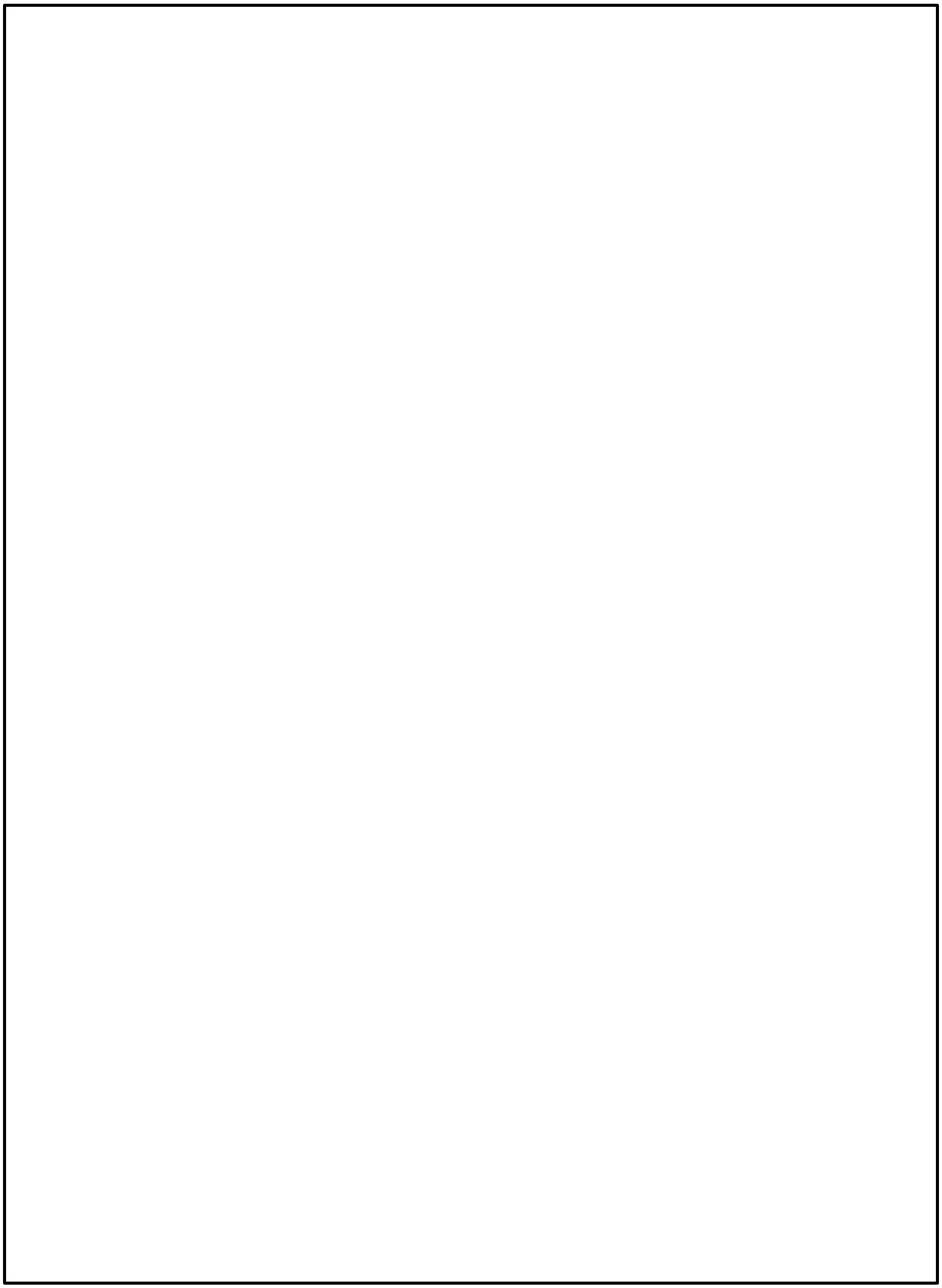


図２　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（１／５）

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。

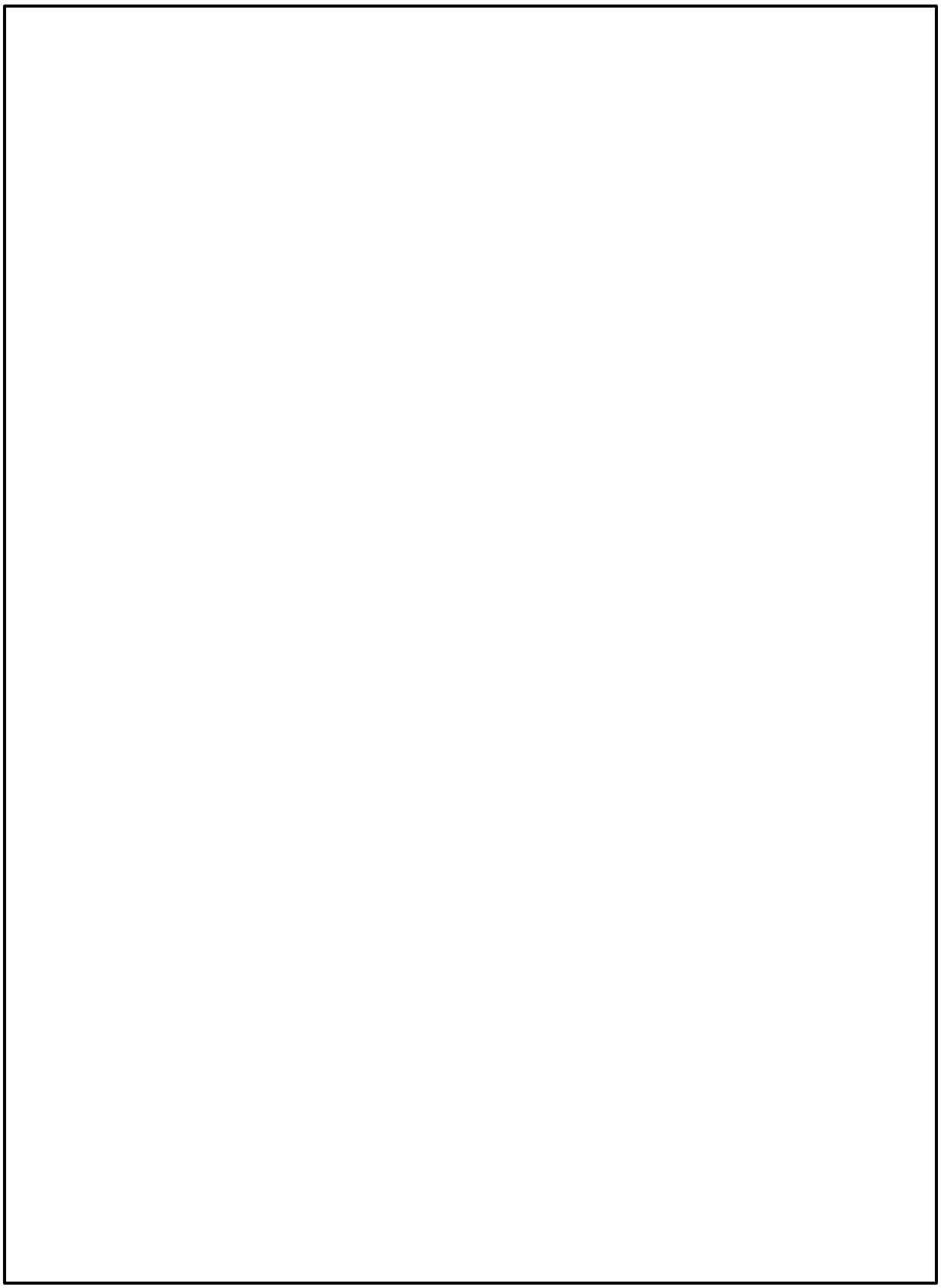


図３　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（２／５）

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。

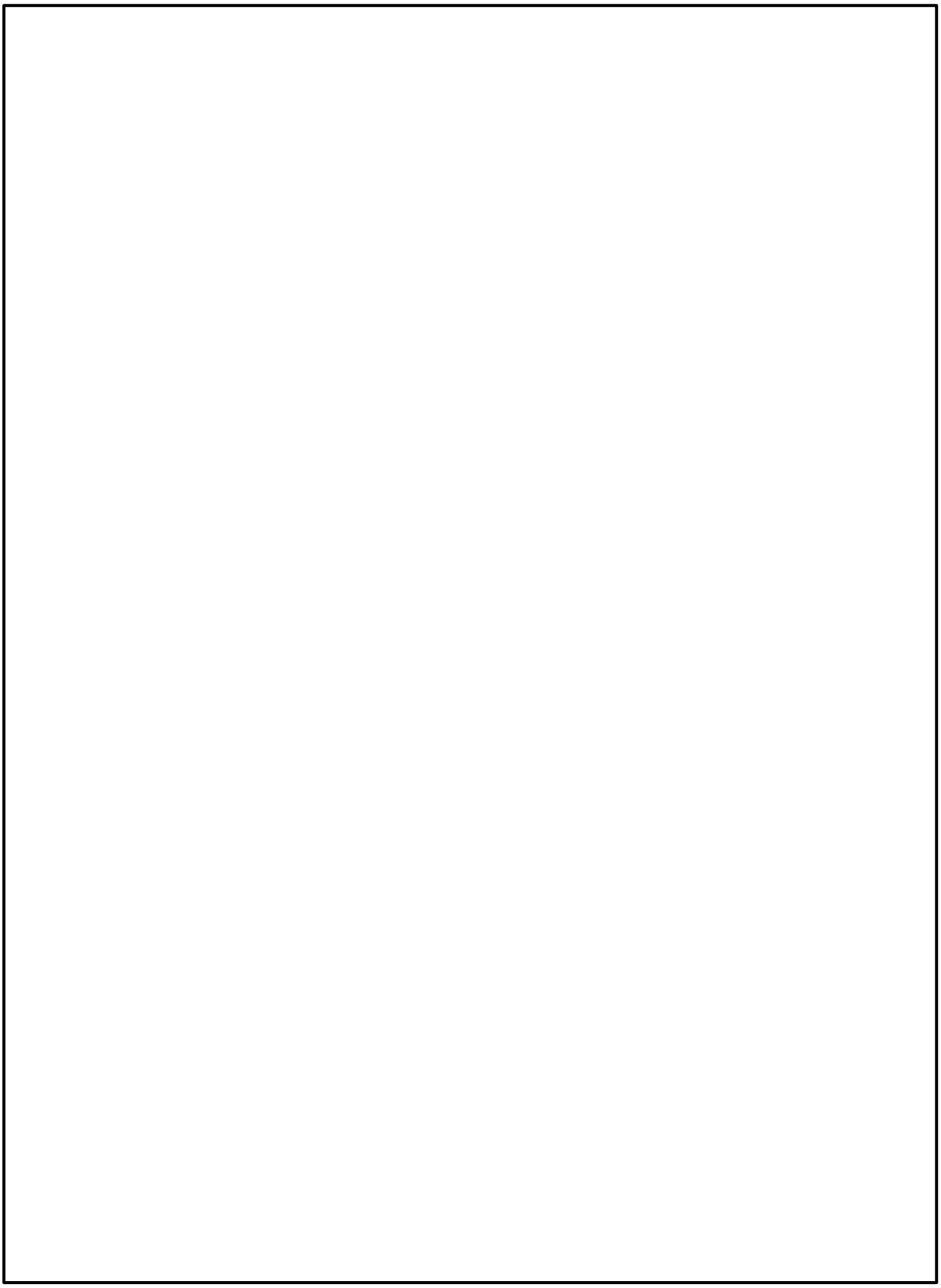


図４　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（３／５）

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。

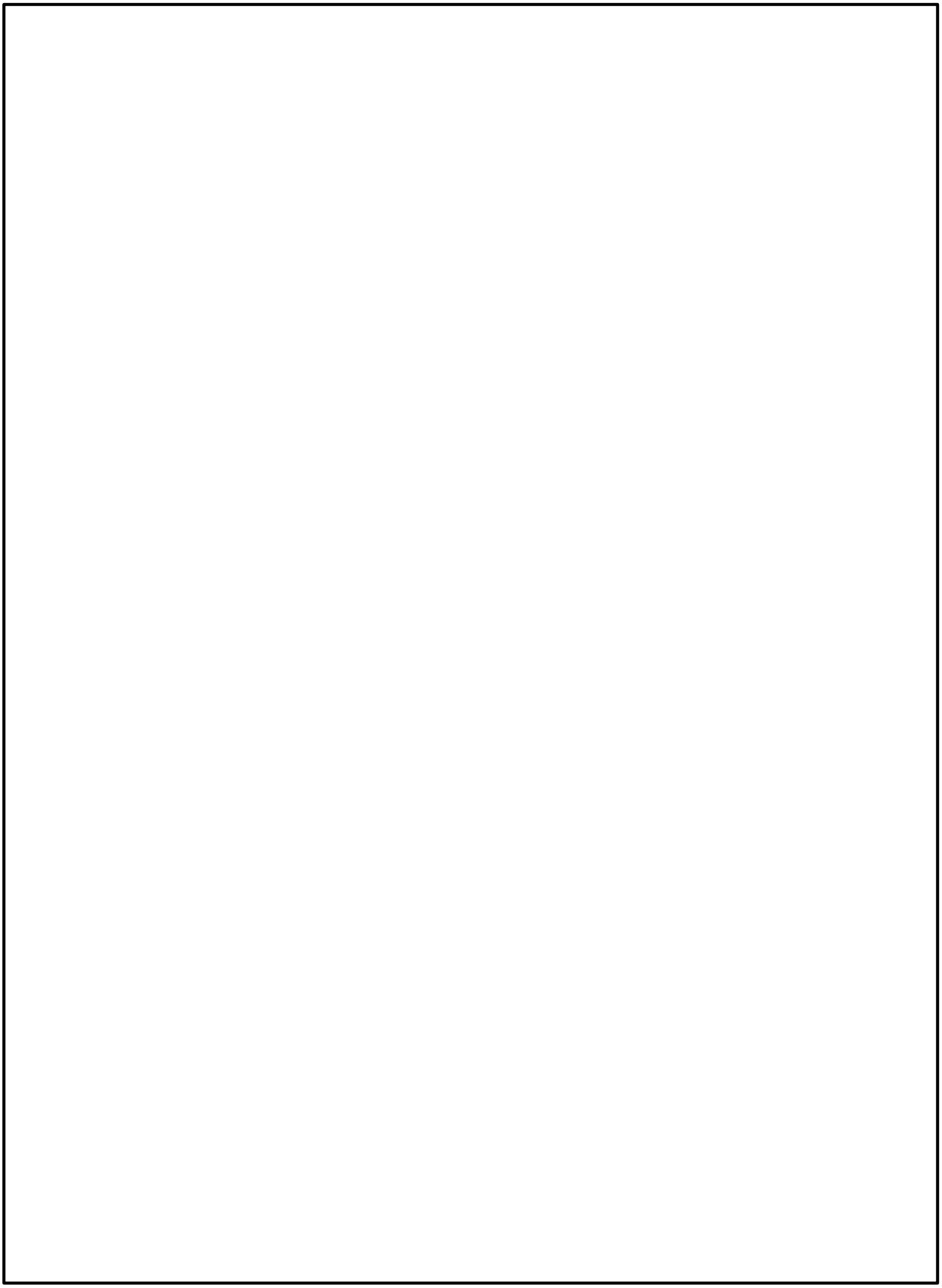


図５　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（４／５）

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。

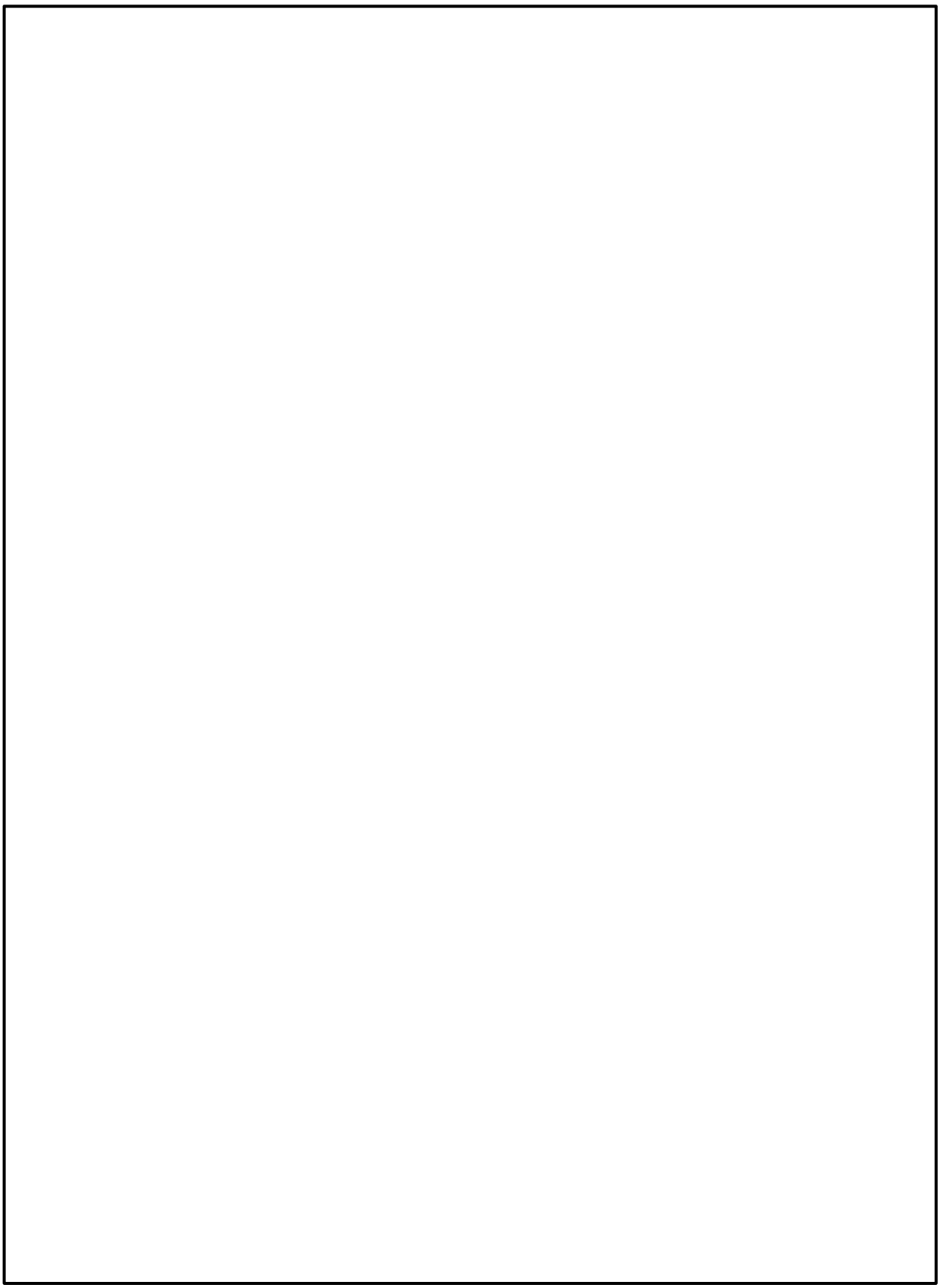


図６　燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
屋内接続図（５／５）

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。

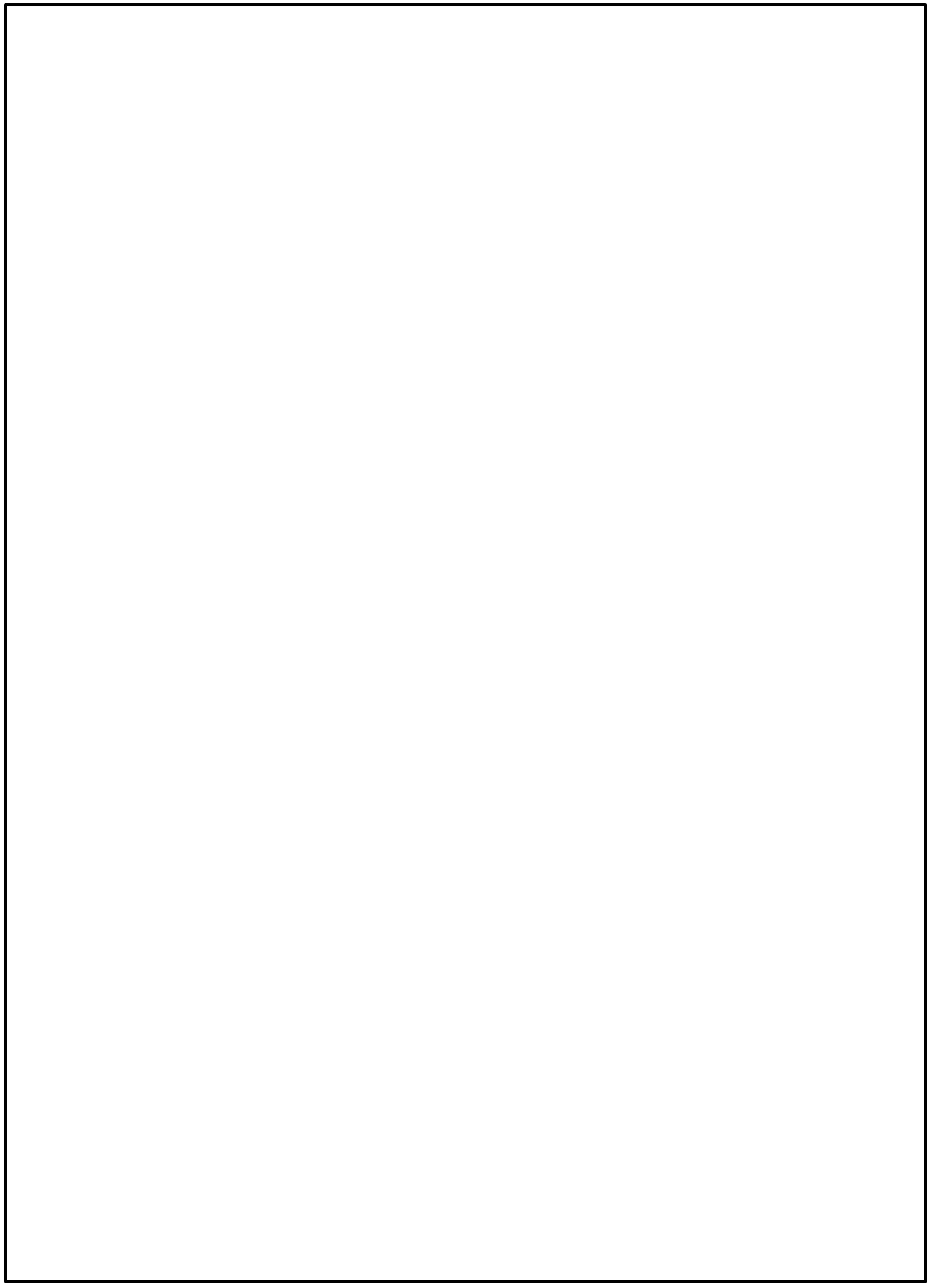


図７　燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）
屋外接続図

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。

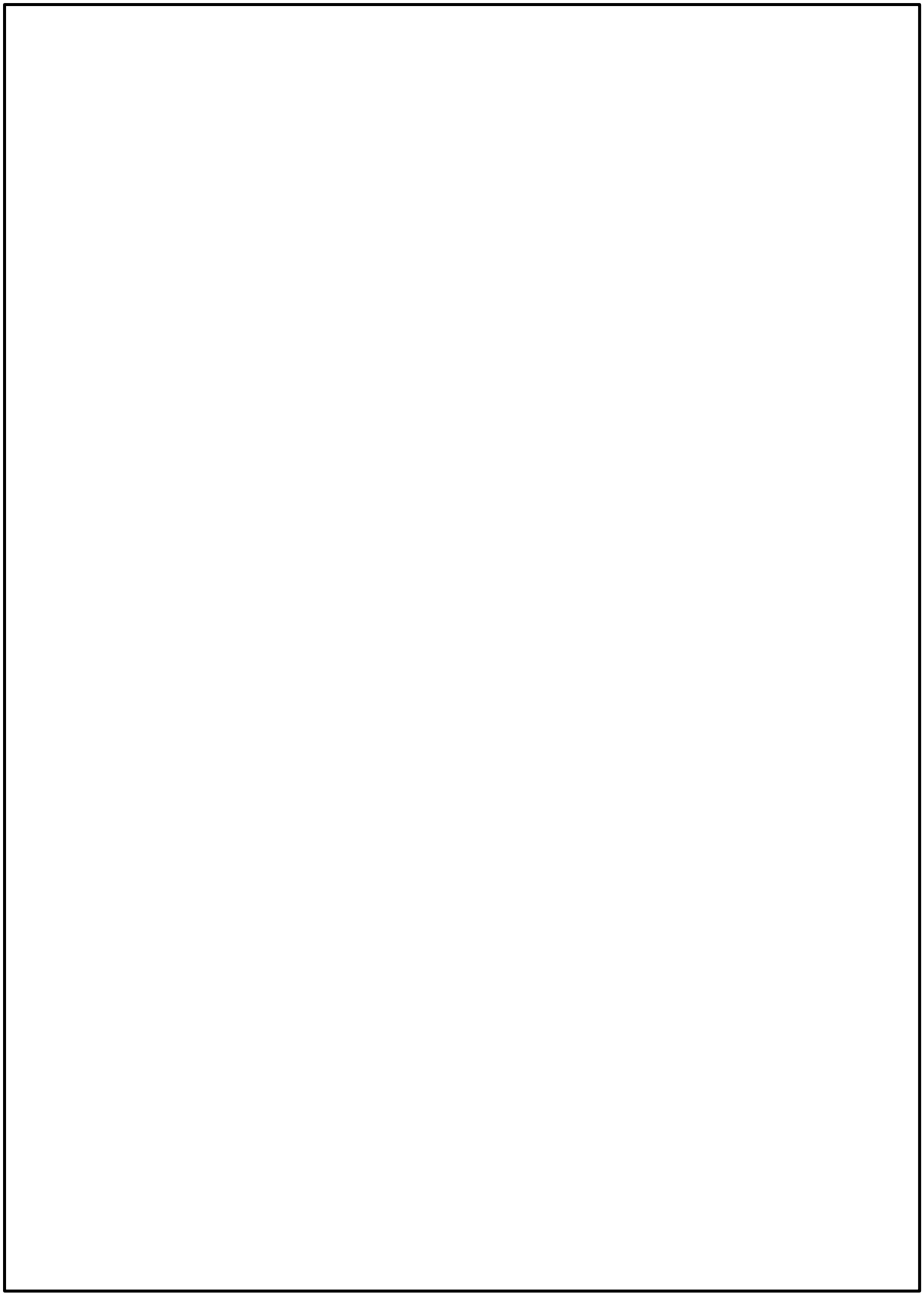


図８　原子炉補機代替冷却系（可搬型）接続図

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。

54-8　保管場所図

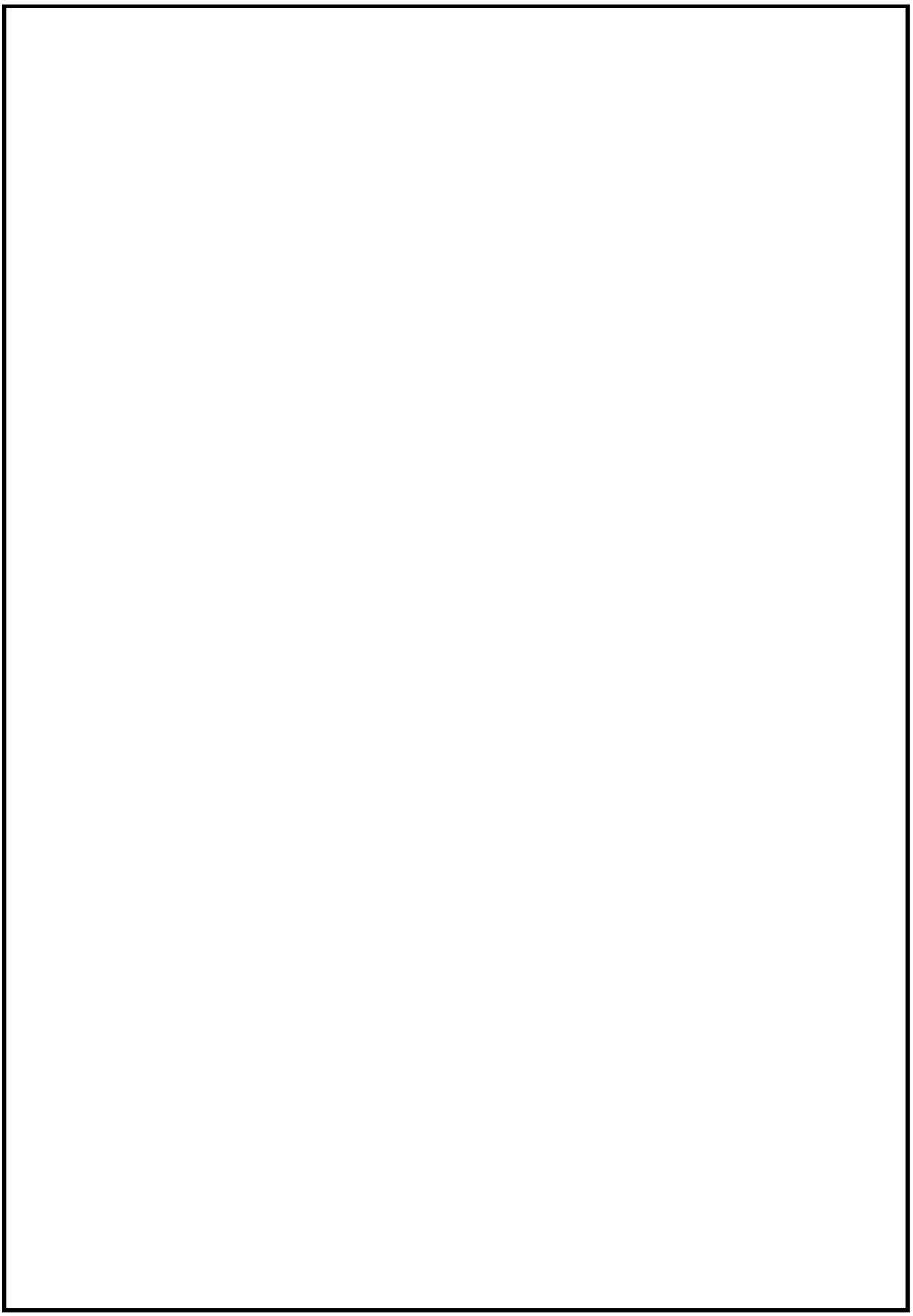


図１　保管場所図（位置的分散）

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）（１／２）

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。

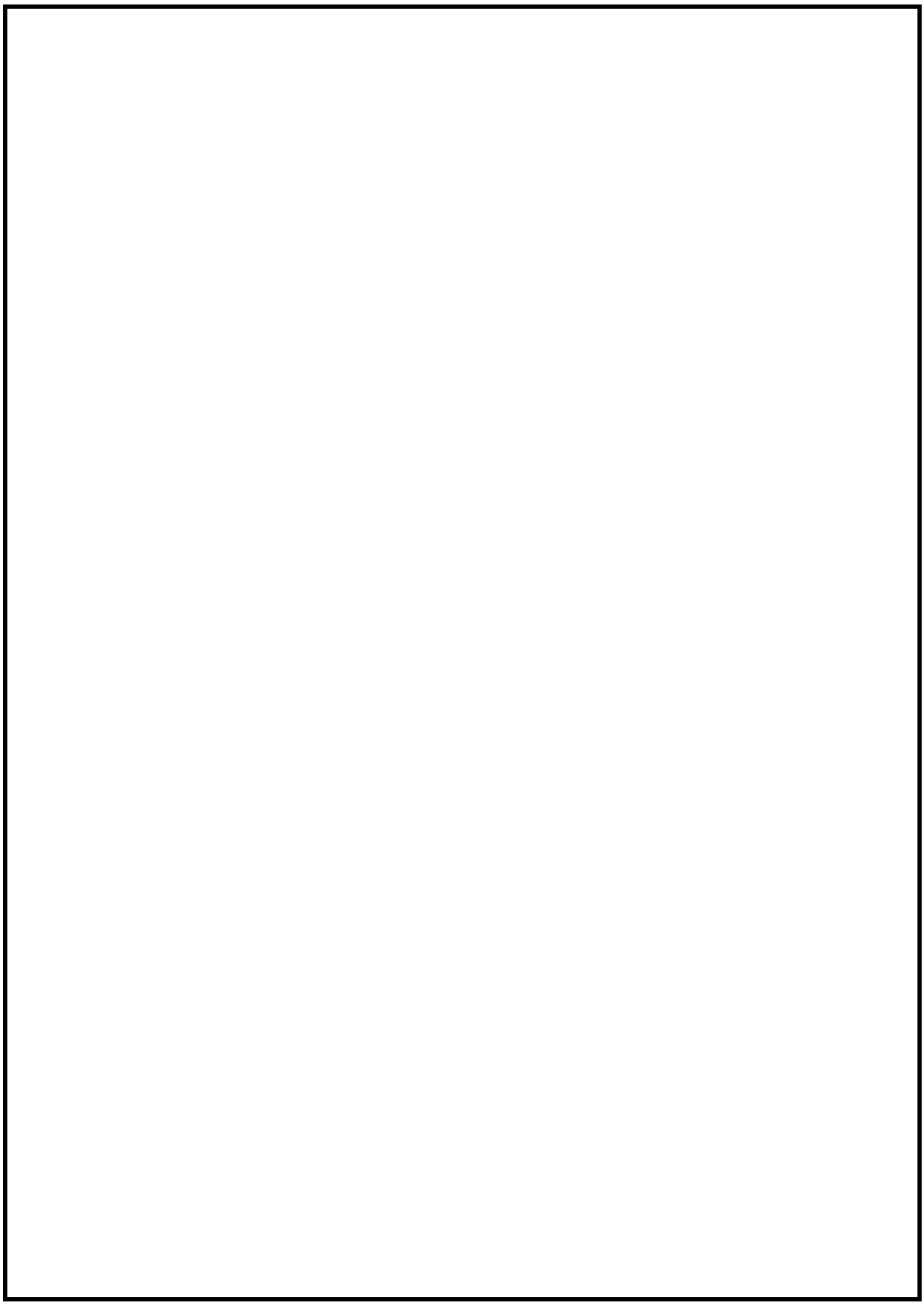


図３　保管場所図（機器配置）（２／２）

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。

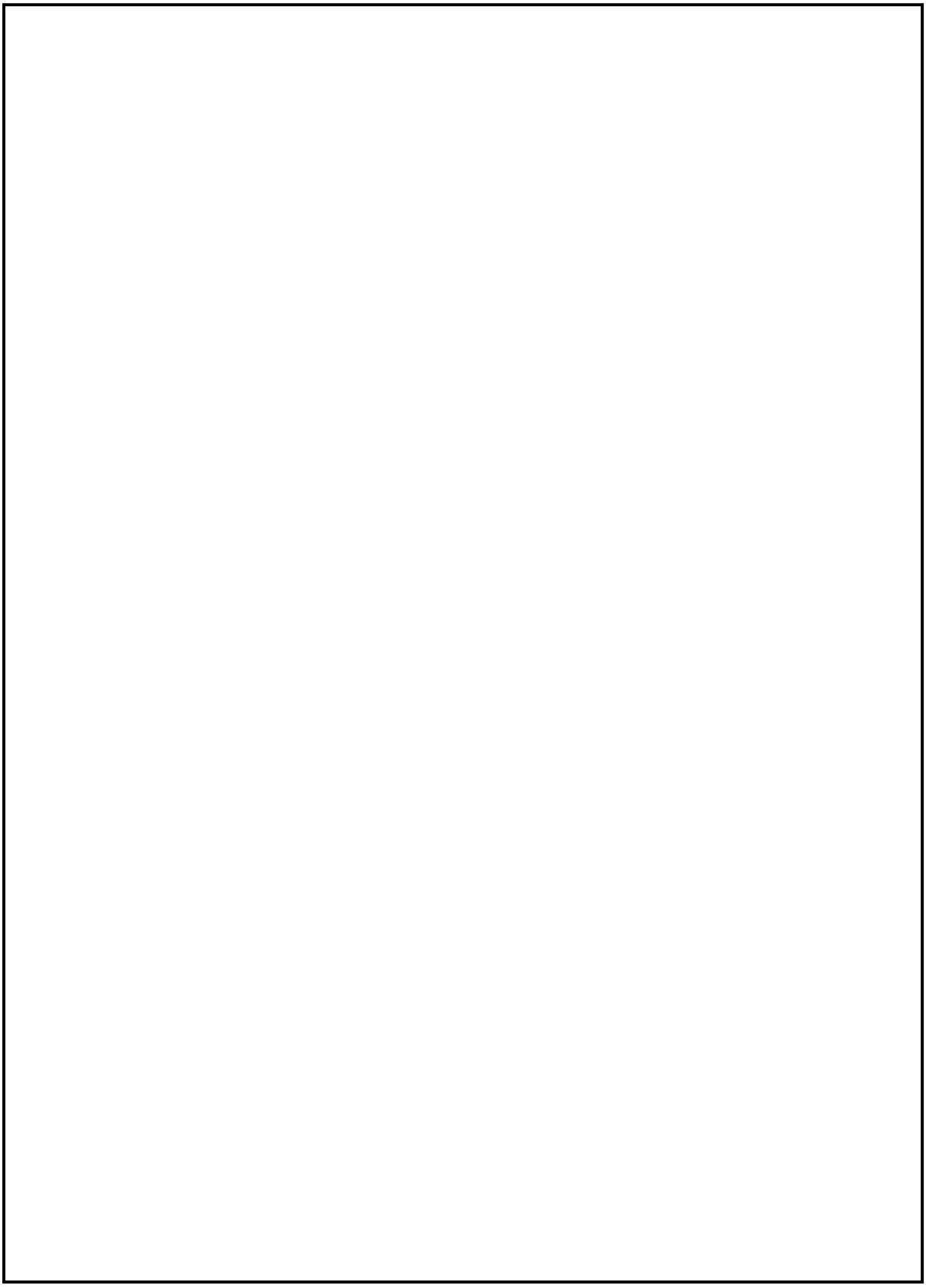


図４　可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（１／２）

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。

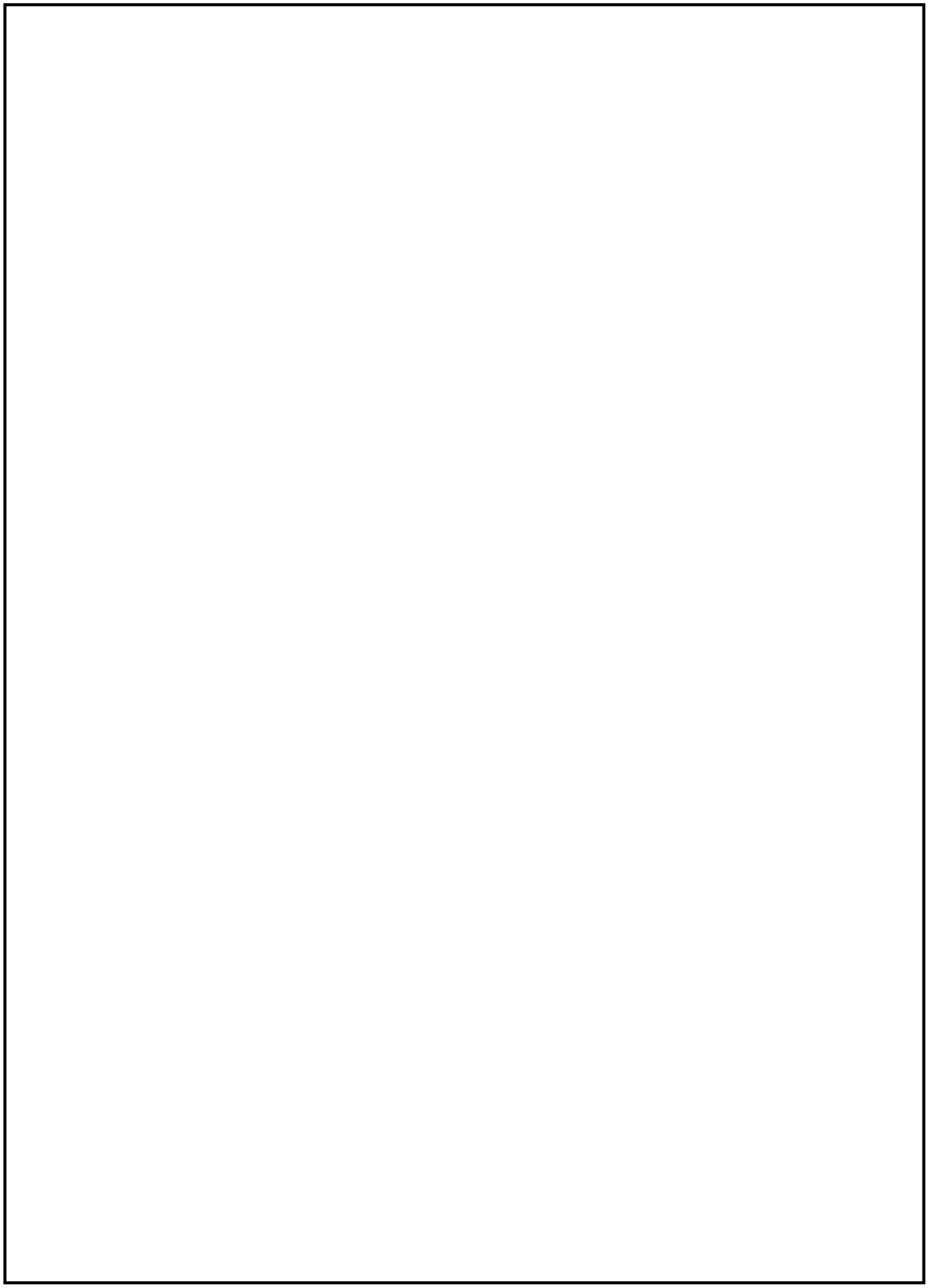


図５　可搬型スプレイノズル・ホースの保管場所（２／２）

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。

54-9　アクセスルート図

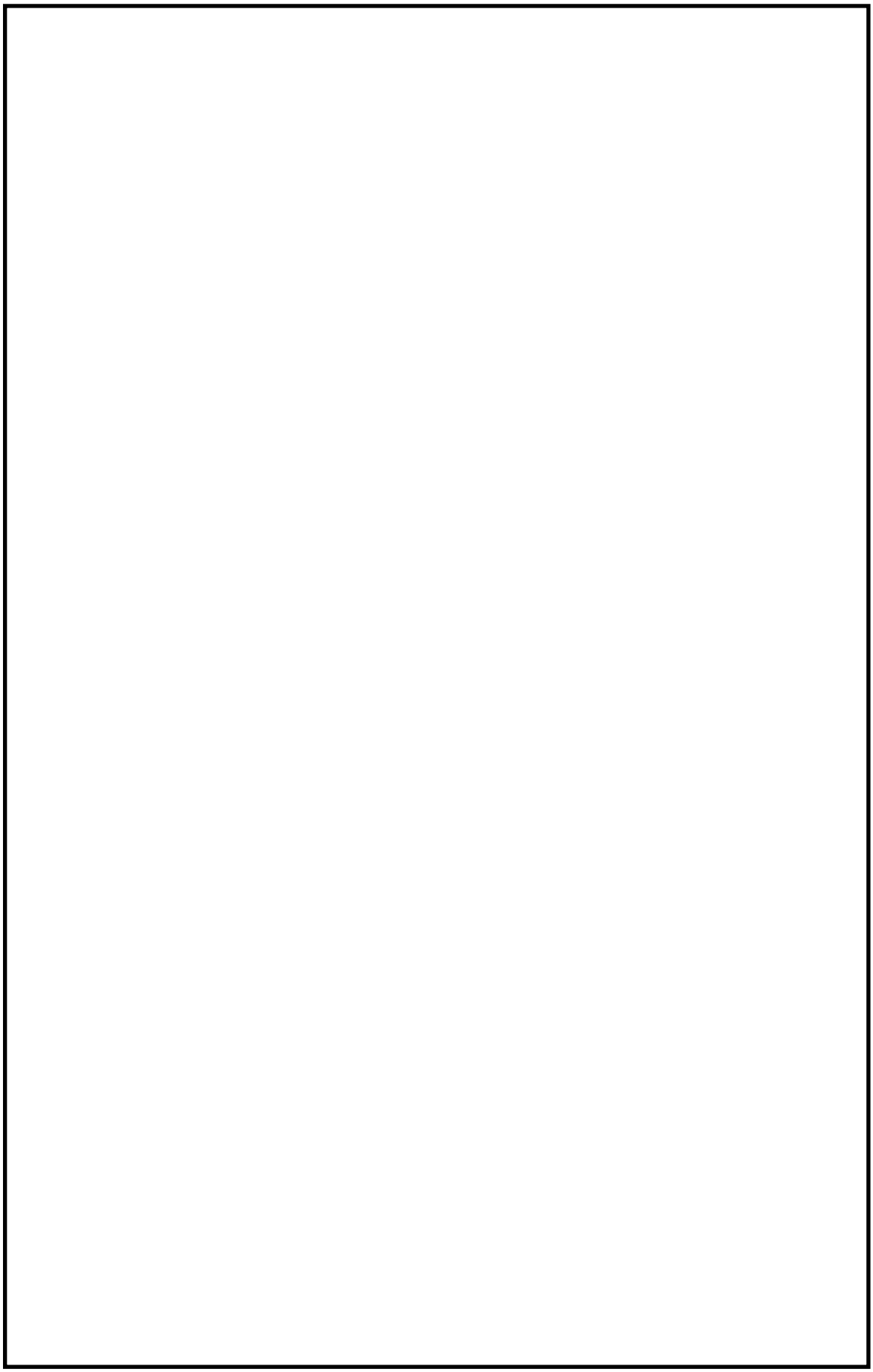


図１　保管場所及びアクセスルート図（屋外）

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。

図２　屋内アクセスルート図（１／５）

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図（２／５）

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図（３／５）

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図（４／５）

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。

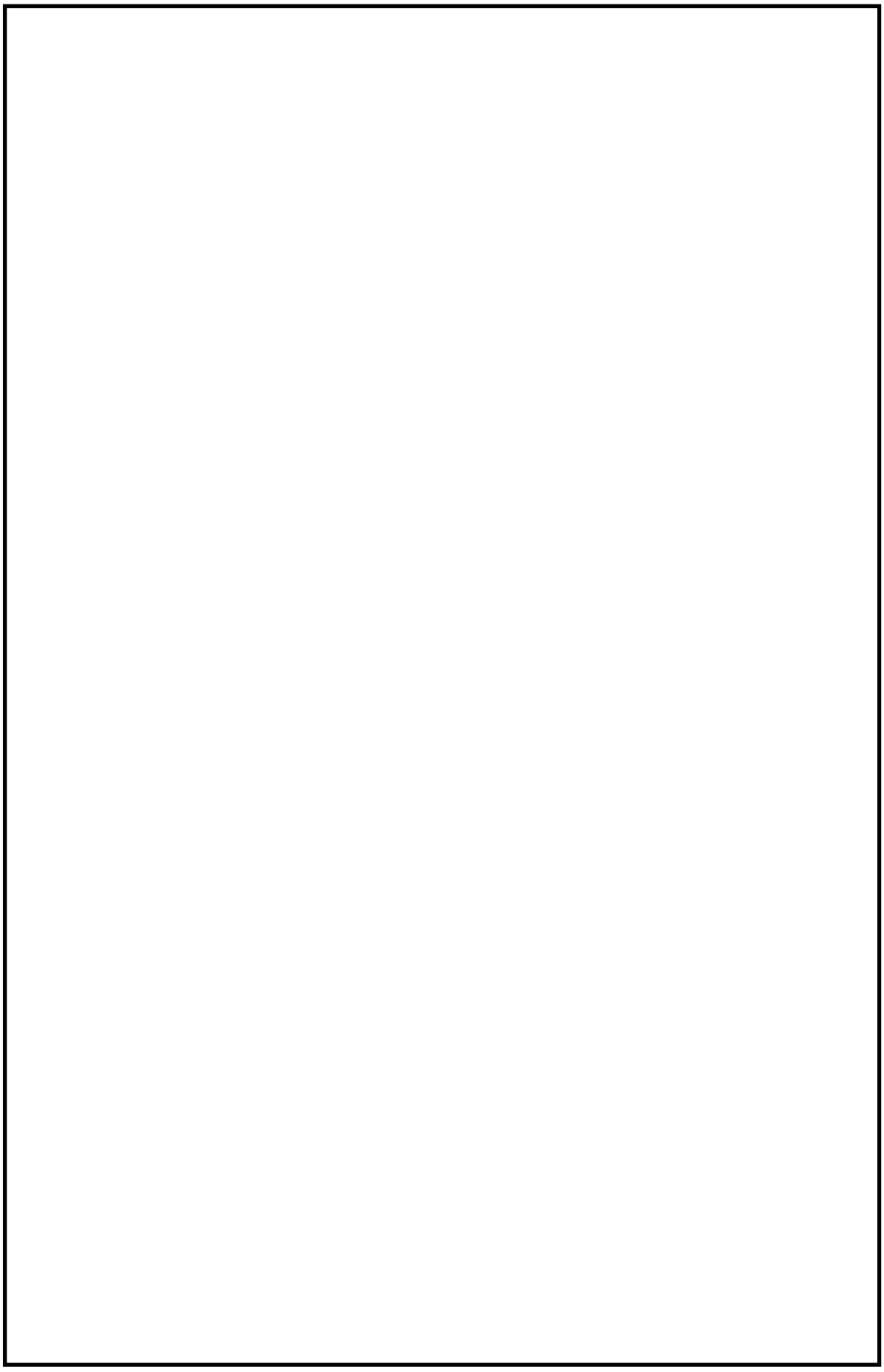


図６　屋内アクセスルート図（５／５）

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　燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（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。

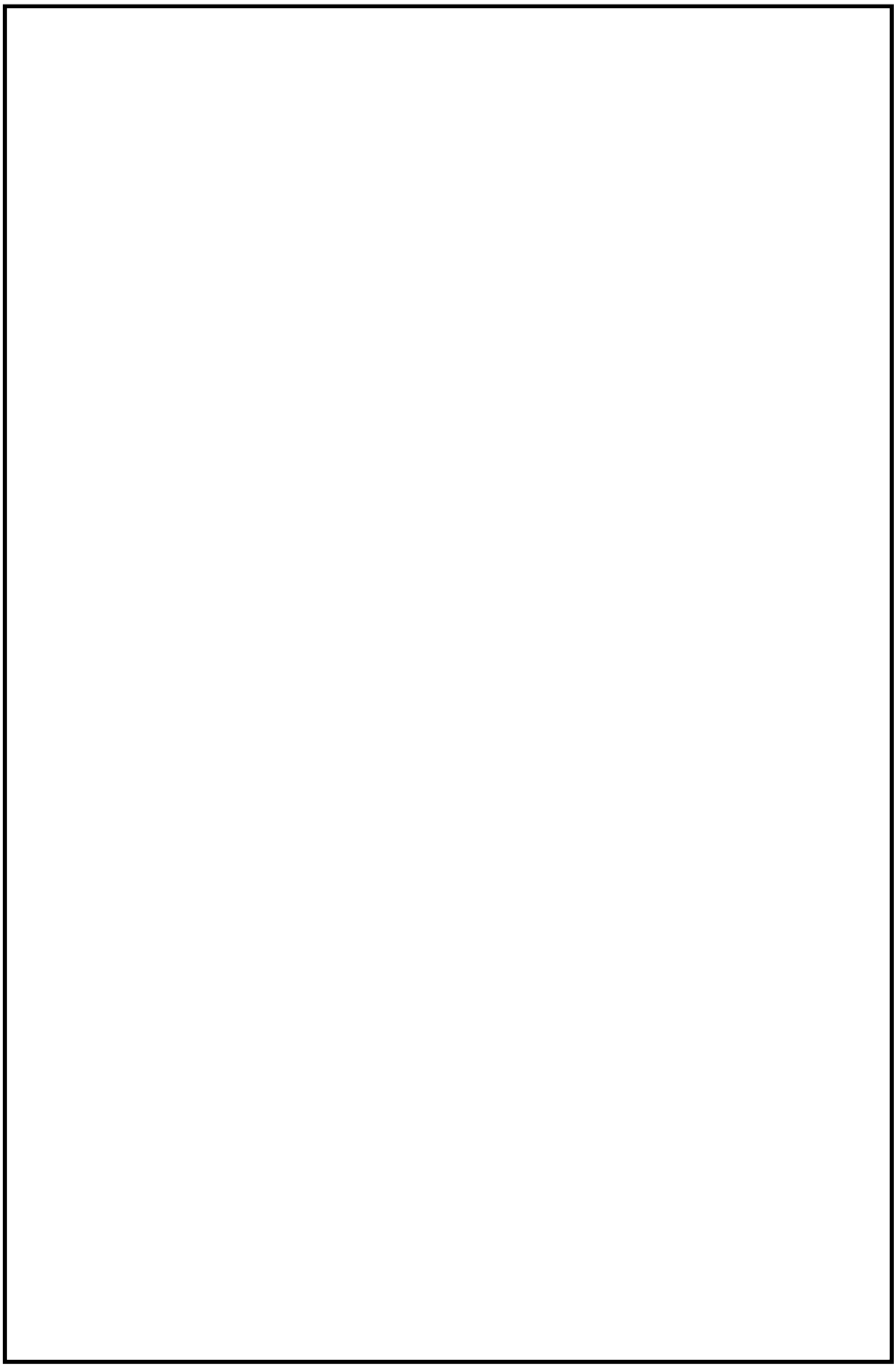


図８ 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（２／４）

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。

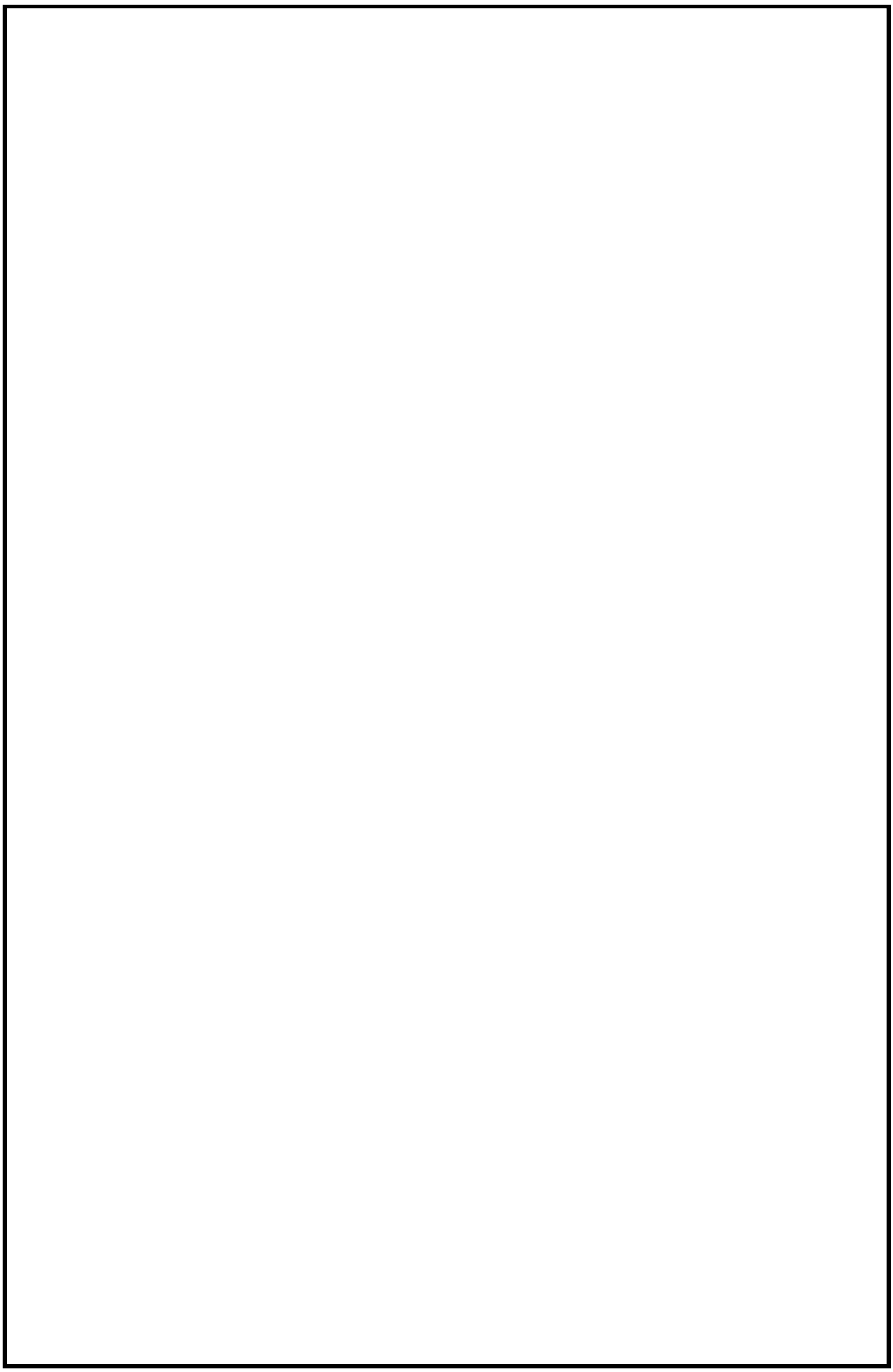


図９ 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（３／４）

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 10 燃料プール監視カメラ用冷却設備へのアクセスルート（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。

54-10　その他設備

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故１及び想定事故２において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための設備として，設計基準対象施設，重大事故等対処設備，自主対策設備に分類し，表１にまとめた。以下に，各設備について設備概要を示す。

表１　各系統の位置付け

No.	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却系	○	○	
2	残留熱除去系	○		
3	燃料プールスプレイ系		○	
4	消火系による燃料プール注水			○

（１）燃料プール冷却系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却系の系統概要を図１及び図２に示す。

燃料プール冷却系は，燃料プール冷却ポンプ２台，熱交換器２基，ろ過脱塩器２基，スキマ・サージ・タンク２基及び配管・弁類・計測制御機器より構成され，以下のプロセスにより燃料プールの冷却機能を担う。

①プール水はスキマせきと波よけ溝からスキマ・サージ・タンクへ流れ込み，ポンプにより加圧される。

②プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩器に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。

③プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

④熱交換器を出たプール水は燃料プール冷却系の戻り配管を通してプールに戻される。

（２）残留熱除去系（燃料プール冷却）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却）の系統概要を図３に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却）は，設計上の交換燃料より多くの燃料が発電用原子炉からプールに取り出される場合，燃料プール冷却系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生じるため，残留熱除去ポンプ，熱交換器を用いて燃料プール冷却系によるプール冷却を補助し，燃料プールを所定の温度以下に保つ。

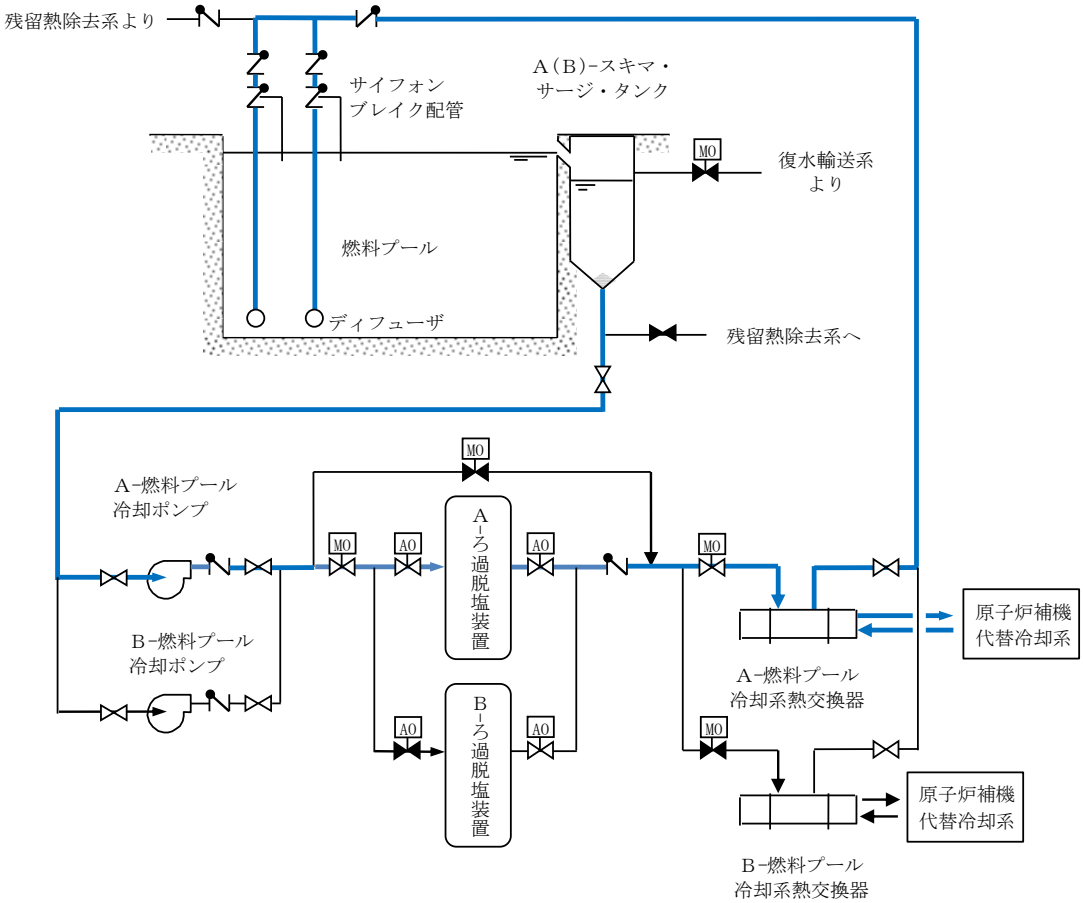


図１　燃料プール冷却系　系統概要（Ａ系）

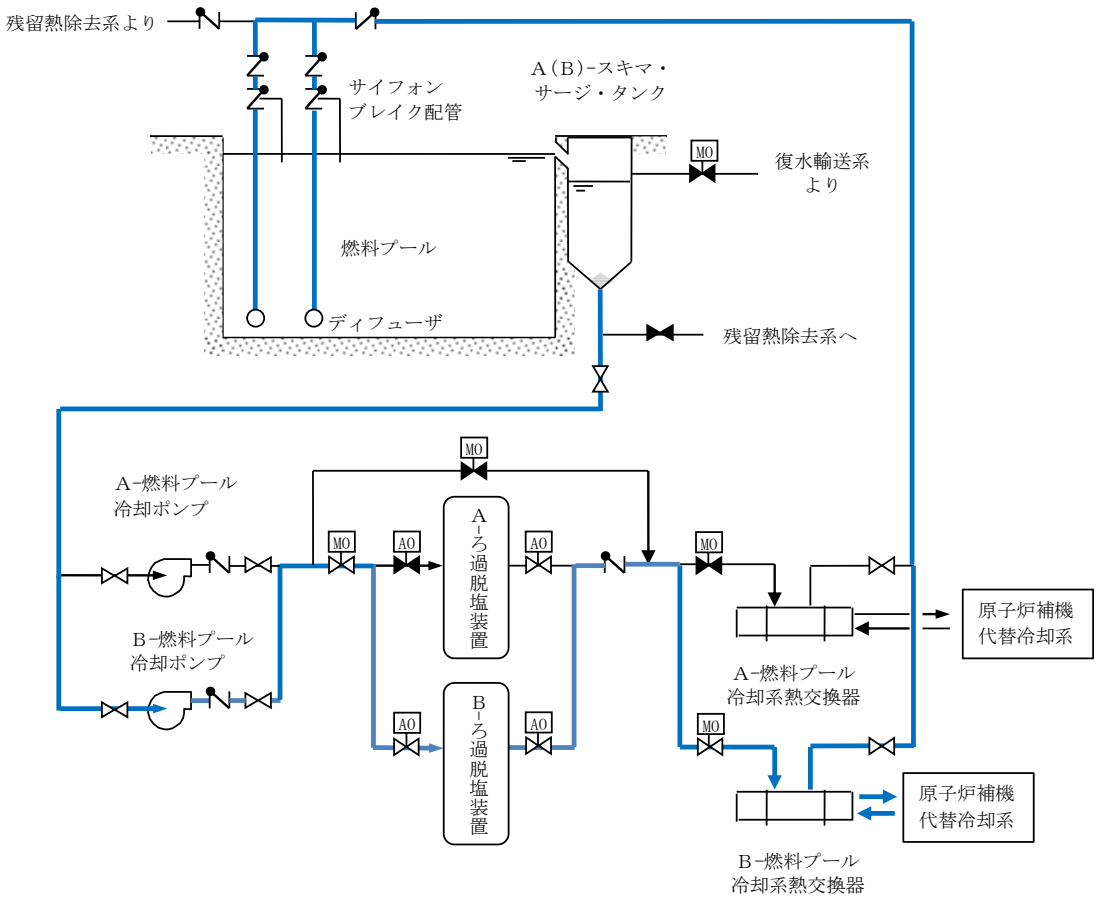


図２　燃料プール冷却系　系統概要（Ｂ系）

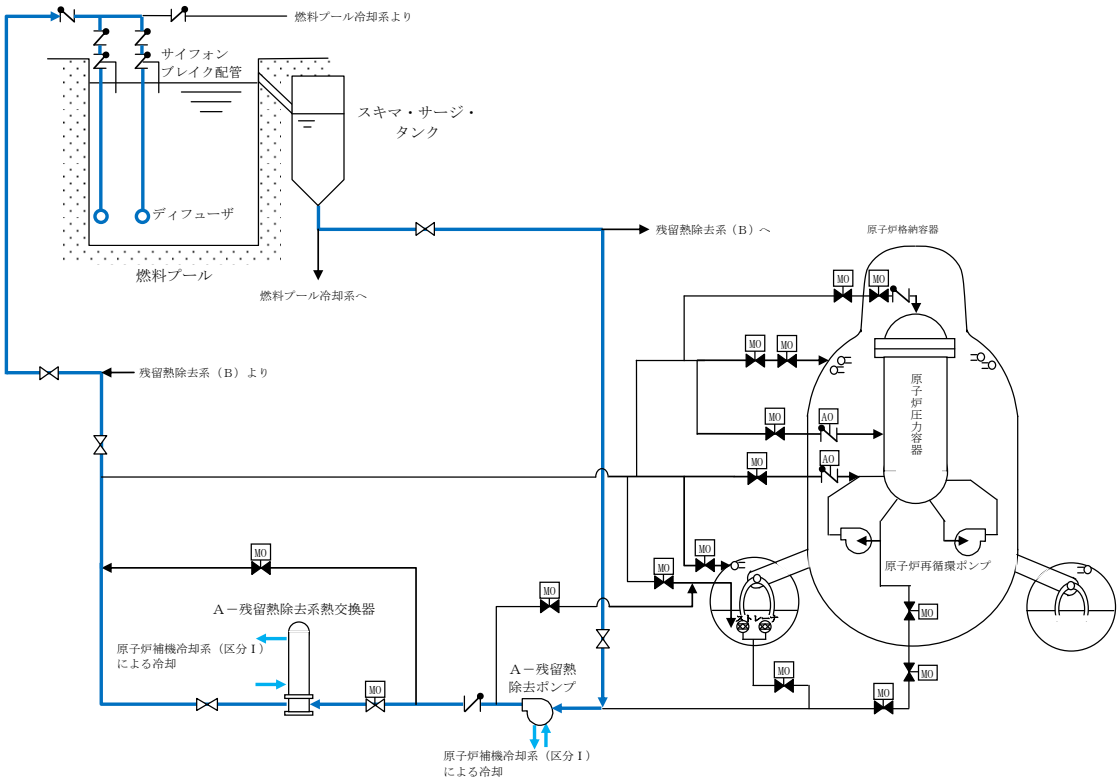


図３　残留熱除去系（燃料プール冷却）系統概要

（３）燃料プールスプレイ系【重大事故等対処設備】

燃料プールスプレイ系の系統概要を補足説明資料 54-4 系統図の図１から図３に示す。

① 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に，燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。なお，燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより，できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本系統は，大量送水車，計測制御装置，及び水源である輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２），若しくは海水，流路であるホース，可搬型スプレイノズル，注入先である燃料プール等から構成される。

② 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却）及び燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失し，又は燃料プールに接続する配管の破損等により燃料プール水の小規模な漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合に，燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。なお，燃料損傷時には燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることにより，できる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において，燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行緩和，及び臨界の防止を目的として設置するものである。

本系統は，大量送水車，計測制御装置，及び水源である輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２），若しくは海水，流路であるホース，燃料プールスプレイ系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である燃料プール等から構成される。

（４）消火系による燃料プール注水【自主対策設備】

消火系による燃料プール注水の設備概要を図４－１及び図４－２（消火ポンプ

を使用した場合），図５－１及び図５－２（補助消火ポンプを使用した場合）に示す。

消火系による燃料プールへの注水は，想定事故１及び想定事故２において想定する燃料プールの水位の低下があった場合において燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，消火ポンプ又は補助消火ポンプを用い，全交流電源が喪失した場合でも，高台に配備した常設代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で操作し，消火ポンプを使用する場合はろ過水タンクを水源として，補助消火ポンプを使用する場合は補助消火水槽を水源として，復水輸送系配管，スキマ・サージ・タンク等を経由して燃料プールへ注水し，燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する機能を有する。

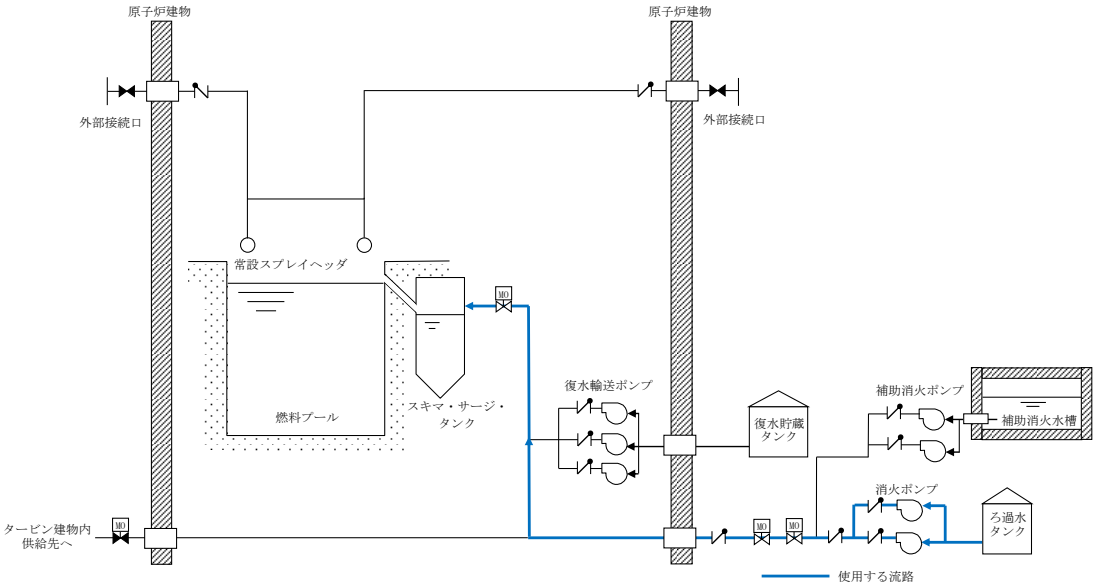


図４－１　消火系（消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その１）

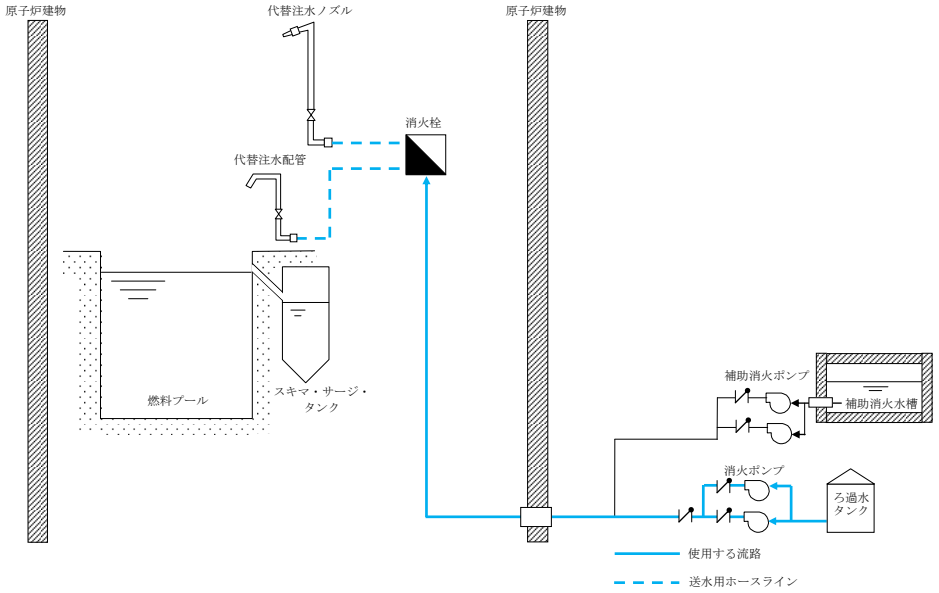


図４－２　消火系（消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その２）
（消火栓使用）

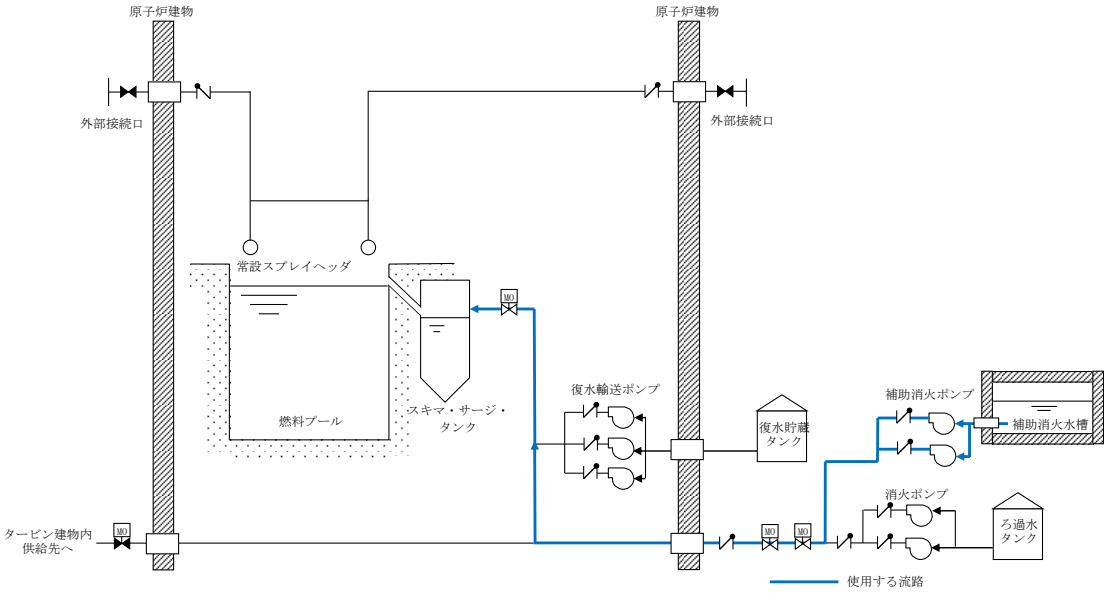


図５－１　消火系（補助消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その１）

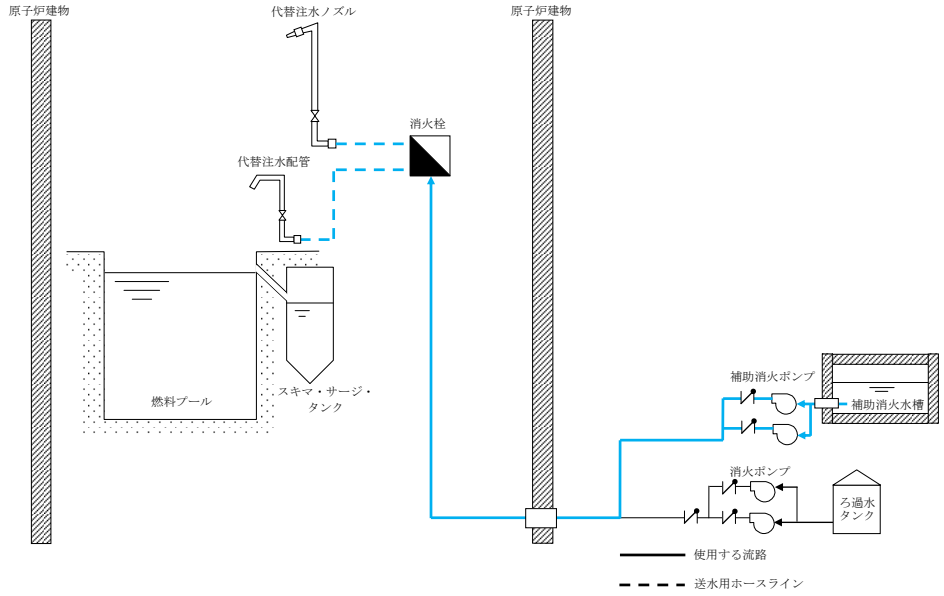


図５－２　消火系（補助消火ポンプ）による燃料プール注水　系統概要（その２）
（消火栓使用）

54-11　燃料プール監視設備

1.　燃料プール監視設備について

燃料プールの水位，水温及び上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果の指示又は表示及び記録する計測装置を設置する。燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール水位（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は重大事故等時の燃料プールの状態を監視するために設置する。

なお，全交流動力電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2.　設備概要について

2.1　燃料プール水位・温度（ＳＡ）

（１）水位計測について

燃料プール水位は設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位の検出信号は，－1,000㎜（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）から６箇所に設置した熱電対からの起電力を演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後，燃料プール水位を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。ヒータ加熱による気中と水中の温度変化の差を確認することにより間接的に水位を監視することができる。（図１「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）」参照）

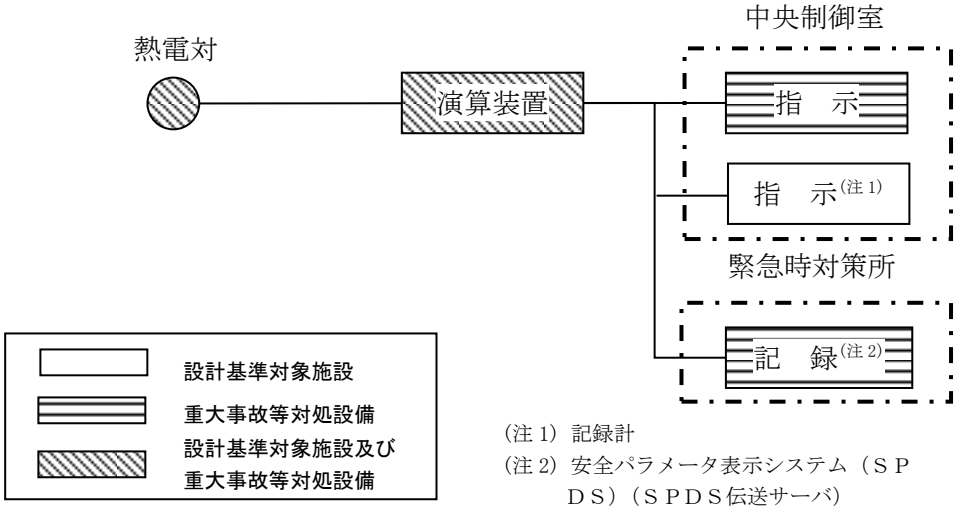


図１　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（１）

（設備仕様）

計 測 範 囲：－1,000～6,710㎜※（ＥＬ.34,518～42,228㎜）

個　　数：１個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟４階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

燃料プール水位・温度（ＳＡ）は第五十四条第１項で要求される想定事故（第37 条解釈 3－1（ａ）想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（ｂ）想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第２項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵ラック上端近傍（－1,000㎜※（ＥＬ.34,518㎜））から燃料プール上部（6,710㎜※（ＥＬ.42,228㎜））を計測範囲とする。（図３「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の設置図」参照）

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

（２）温度計測について

燃料プール温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，燃料プール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２「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）」参照）

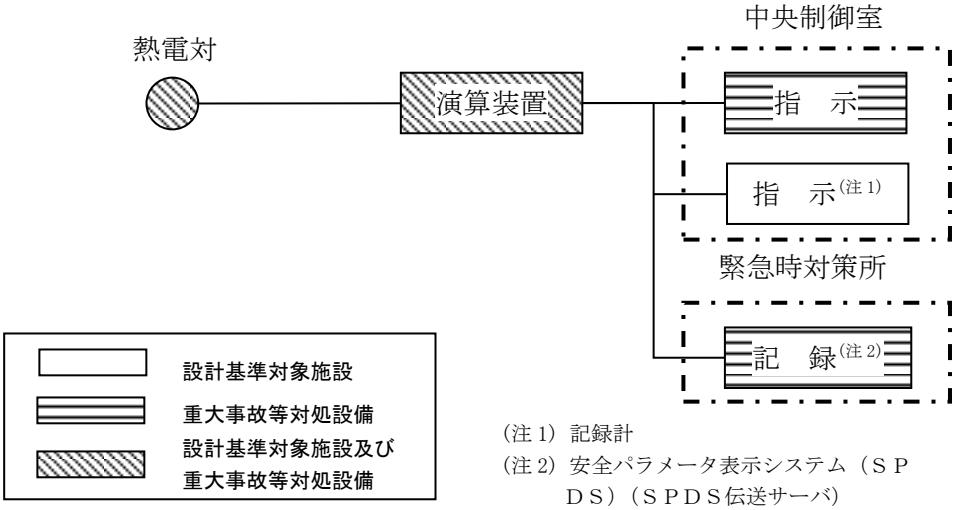


図２　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の概略構成図（２）

（設備仕様）

計 測 範 囲：0～150℃

個　　数：１個（検出点７箇所）

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟４階

なお，第五十四条第１項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3－1（ａ）想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（ｂ）想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し，水位が低下する事故）であり，水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：残留熱除去系配管が破断した場合の水位（6,632㎜※（ＥＬ.42,150㎜））においても温度計測できる設置位置とする。また，第五十四条第２項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故においても温度計測ができる設置位置とする。（図３「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の設置図」参照）

※ 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

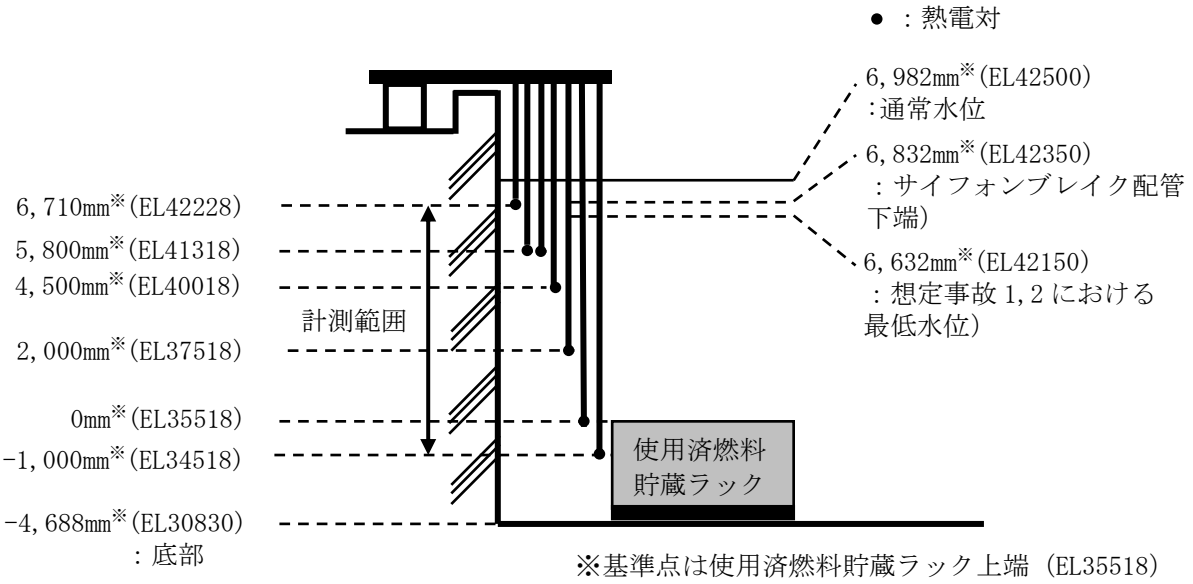


図３　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の設置図

2.2　燃料プール水位（ＳＡ）

燃料プール水位（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プール水位（ＳＡ）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からの電気信号を演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，燃料プール水位（ＳＡ）を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図４「燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図」参照）

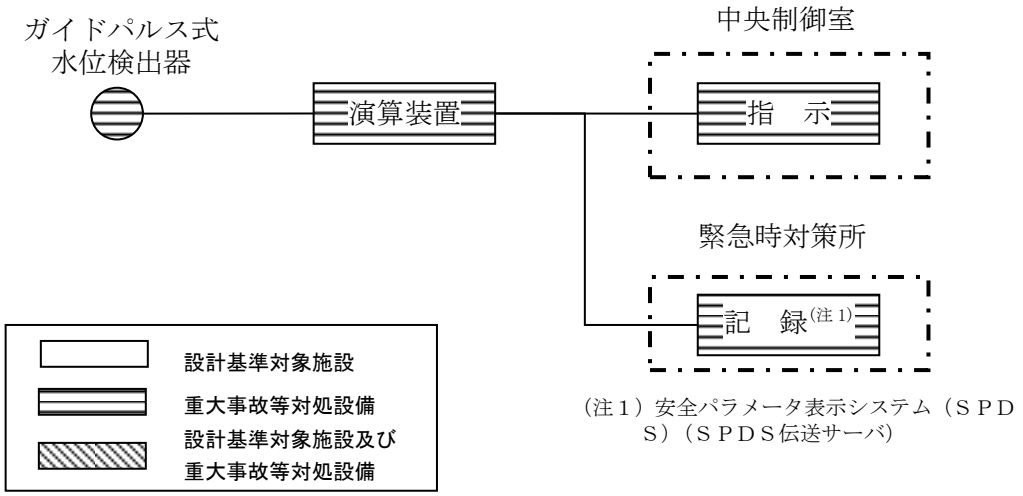


図４　燃料プール水位（ＳＡ）の概略構成図

（設備仕様）

計 測 範 囲：－4.30～7.30m※　（ＥＬ.31,218～42,818mm）

個　　数：１個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟４階

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

燃料プール水位（ＳＡ）の計測範囲は，燃料プール内における冷却水の低下傾向を監視できるよう，－4.30～7.30m（基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端）を連続的に計測可能としている。

燃料プール水位（ＳＡ）は，断続的に発信したパルスをプローブに伝播し，水面部でのインピーダンス変化により反射してくるパルスの往復時間を測定することで，水位を連続的に計測する。

なお，燃料プール水位（ＳＡ）は，第五十四条第１項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3－1（ａ）想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び（ｂ）想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））及び第五十四条第２項で要求される燃料プールからの大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料貯蔵ラック下端近傍（－4.30m※（ＥＬ.31,218mm））から燃料プール上端近傍（7.30m※（ＥＬ.42,818mm））を計測範囲とする。（図５「燃料プール水位（ＳＡ）の 設置図」参照）

※基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端。

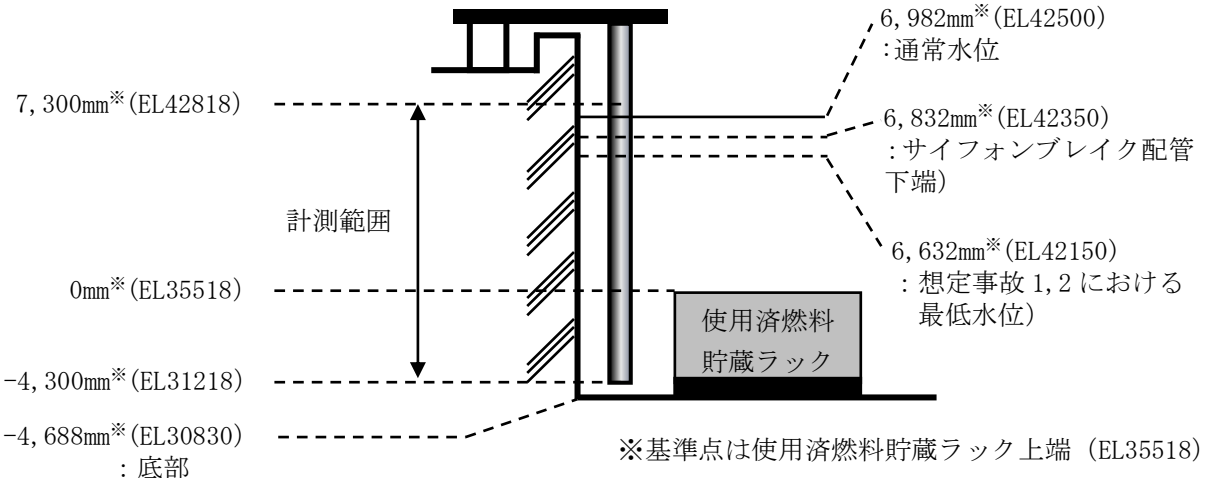
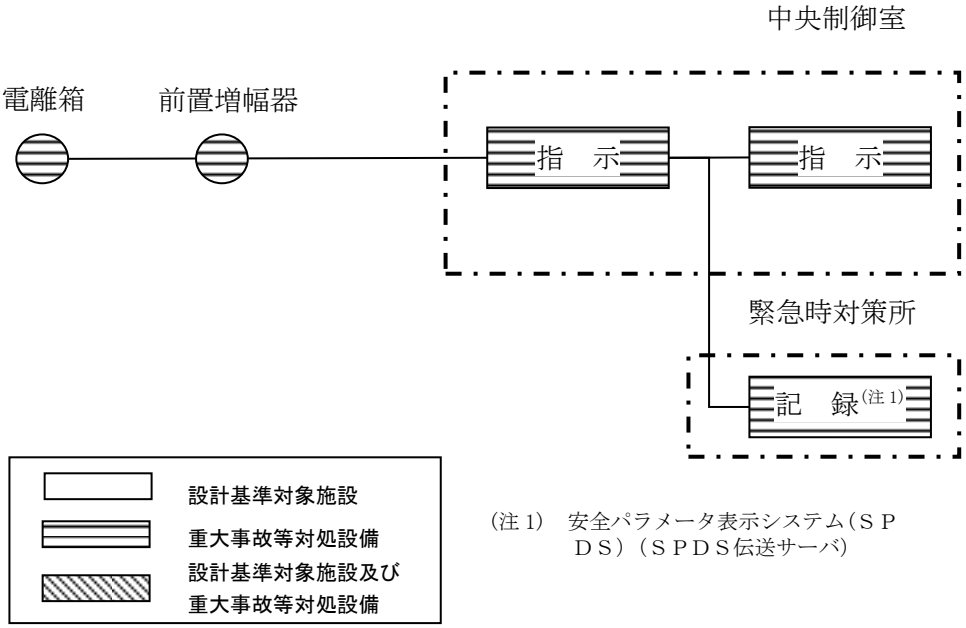


図５　燃料プール水位（ＳＡ）の設置図

2.3　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）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に変換する処理を行った後，線量当量率を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図６「燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図」参照）



（注１）　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳ伝送サーバ）

図６　燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）の概略構成図

（設備仕様）

（高レンジ）

計 測 範 囲：10^{1}～10^{8}mSv/h

個　　数：１個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟４階

（低レンジ）

計 測 範 囲：10^{-3}～10^{4}mSv/h

個　　数：１個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟４階

放射線管理用計測装置の計測範囲は，作業従事者に対する放射線防護の観点より，原子炉建物原子炉棟４階における線量当量率限度を考慮した設計とする。原子炉建物原子炉棟４階における線量率区分は，短時間定期的に立ち入りを要する区域（Ｃ区分≦0.06mSv/h）となりこれらを考慮した計測範囲とする。

計測範囲の下限値は上記区域のＣ区分の上限線量当量率を計測できる範囲（10^{-3}mSv/h≦計測範囲）とする。計測範囲の上限値は，燃料プール区域のＣ区分（Ｃ区分≦0.06mSv/h）が計測可能な測定範囲であること，かつ，重大事故等時に燃料プール水位の異常な低下が発生し，使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲（～10^{8}mSv/h）とする。

（図７「水位と放射線線量率の関係」参照）

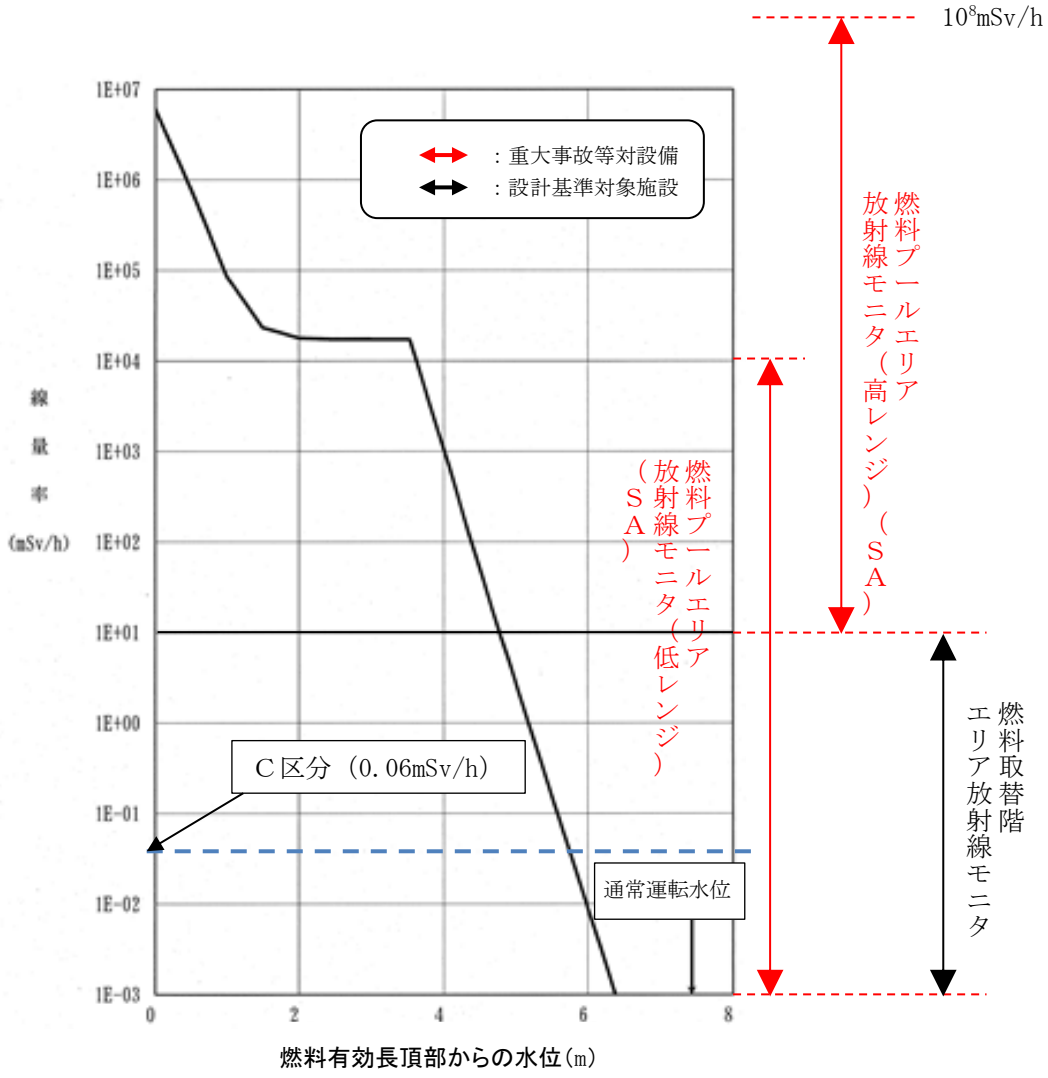


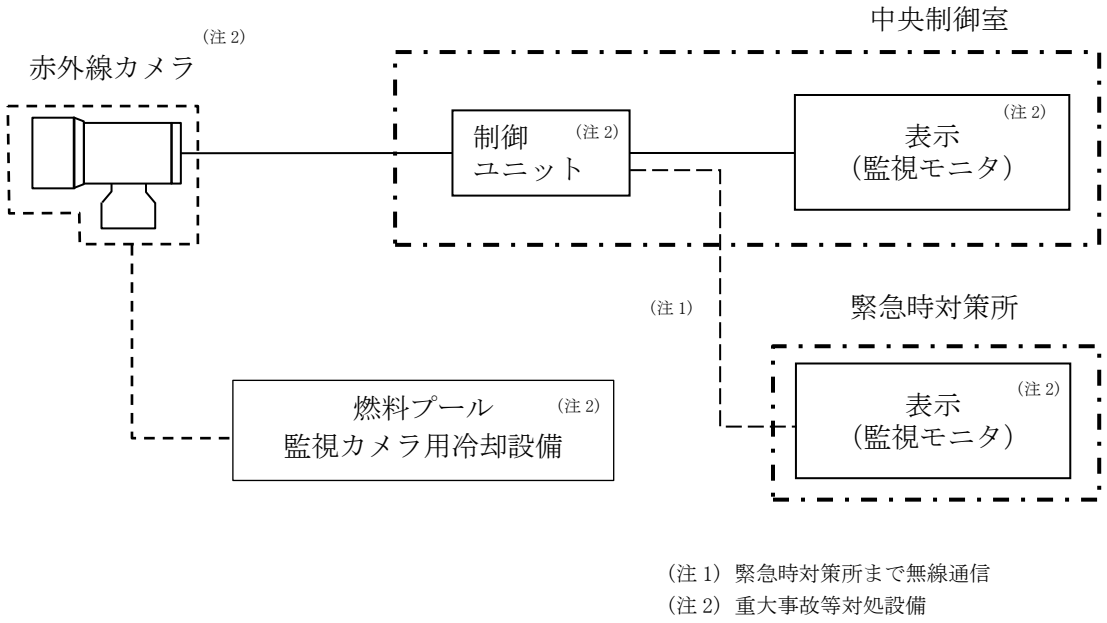
図７　水位と放射線線量率の関係

2.4　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）

(1)　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）

燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，燃料プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。燃料プールの監視カメラの映像は，制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

（図８「燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の概略構成図」参照）



（注 1）緊急時対策所まで無線通信
（注 2）重大事故等対処設備

図８　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の概略構成図

（設備仕様）

個　　数：１個

設 置 場 所：原子炉建物原子炉棟４階

燃料プール監視カメラ（ＳＡ）監視範囲（図９「燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の視野概略図」参照）

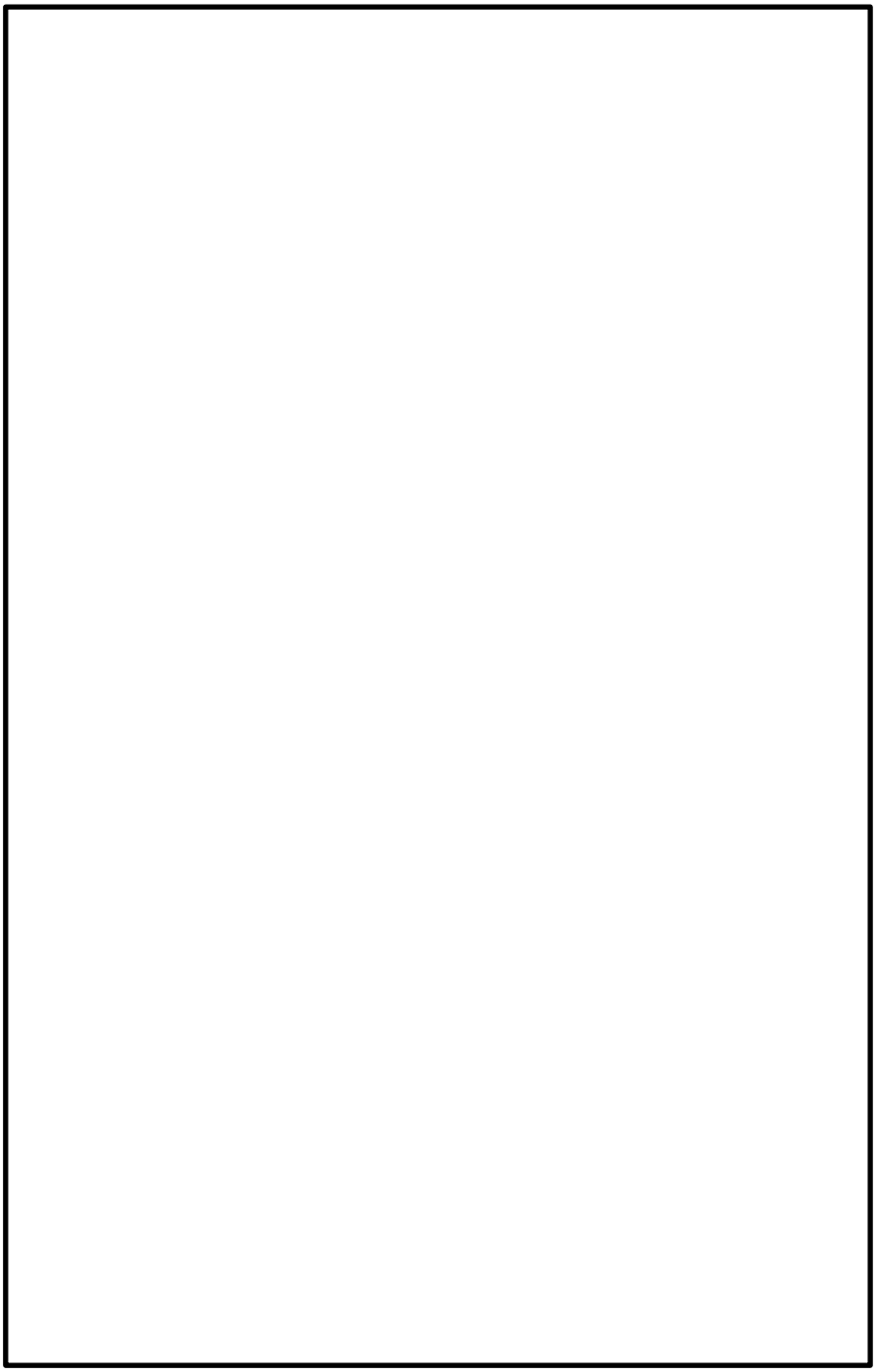


図９　燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の視野概略図

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。

(2)　燃料プール監視カメラ用冷却設備

燃料プール監視カメラ用冷却設備は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサ及び冷却器等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の耐環境性向上用の空気を供給する。

（図 10「燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図」参照）

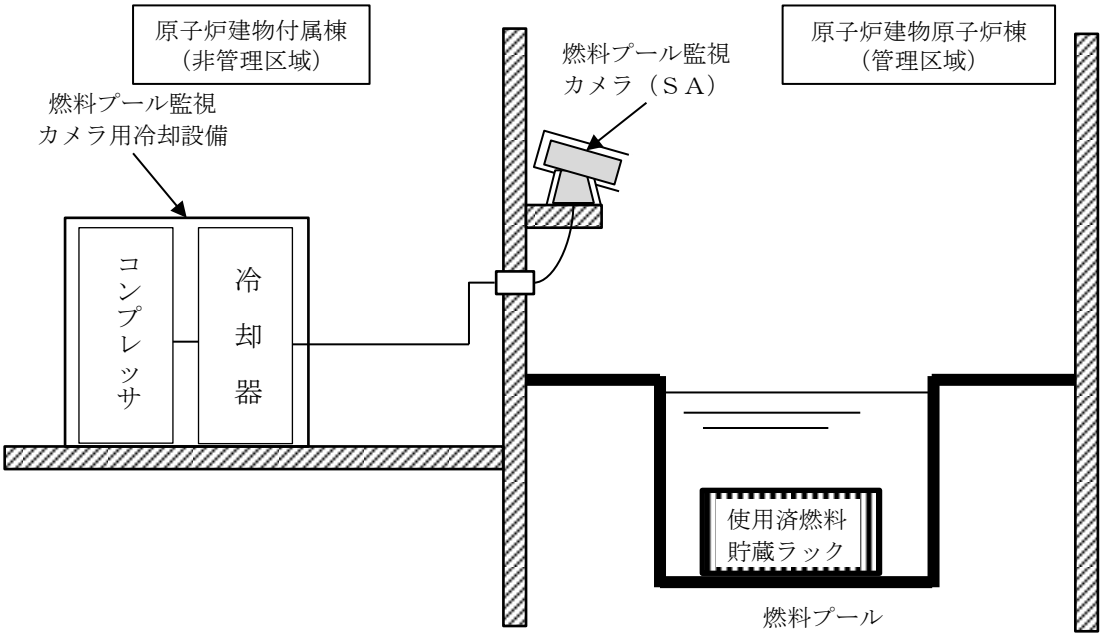


図 10　燃料プール監視カメラ用冷却設備の構成図

(3)　蒸気雰囲気下での燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから，赤外線カメラにおいては，蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は耐環境性向上のため燃料プール監視カメラ用冷却設備で冷却を行うが，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）が設置されている原子炉建物原子炉棟４階の温度は 100℃と想定されることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と，レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果，結露ありの場合についても結露なしの状態と変化が見られないことから，赤外線カメラにおいては，カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能である。

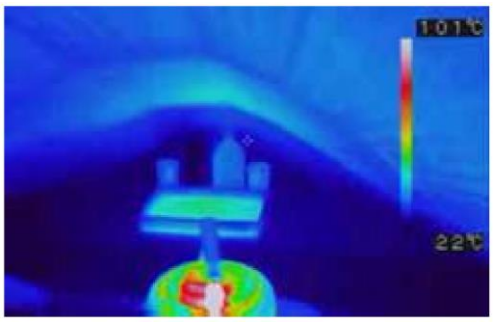
（図 11「可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視」参照）

① 可視カメラ

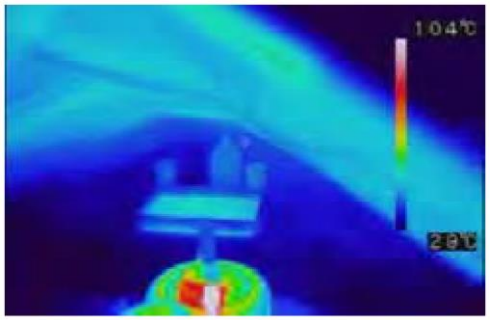
蒸気なし状態の映像

蒸気雰囲気状態での映像

② 赤外線カメラ

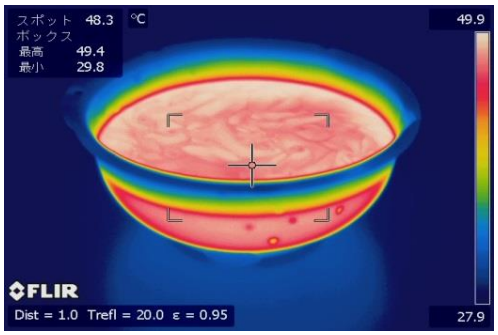


蒸気なし状態の映像

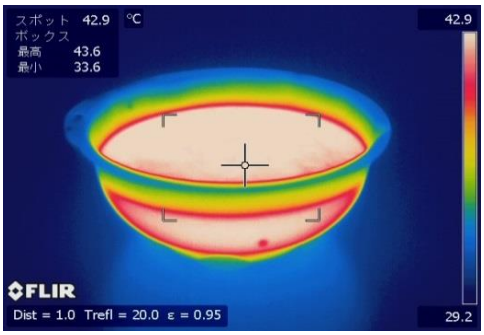


蒸気雰囲気状態での映像

③赤外線カメラのレンズに結露を模擬



結露なし状態での映像



結露あり状態での映像

図 11　可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備について

燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下する事象においては，燃料プールの水位及び温度，空間線量率による監視を継続し，水位監視を主としながら必要に応じて，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）により燃料プールの状態を監視する。

・燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については，燃料プール底部近傍までの水位低下傾向を把握するため，燃料プール水位（ＳＡ）を配備する。
・燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については，燃料取替階エリアの空間線量率の上昇や燃料プール水の蒸散による環境状態の悪化を想定した，燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）にて空間線量率を計測する。

【水位監視】

燃料プールの燃料貯蔵設備に関わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

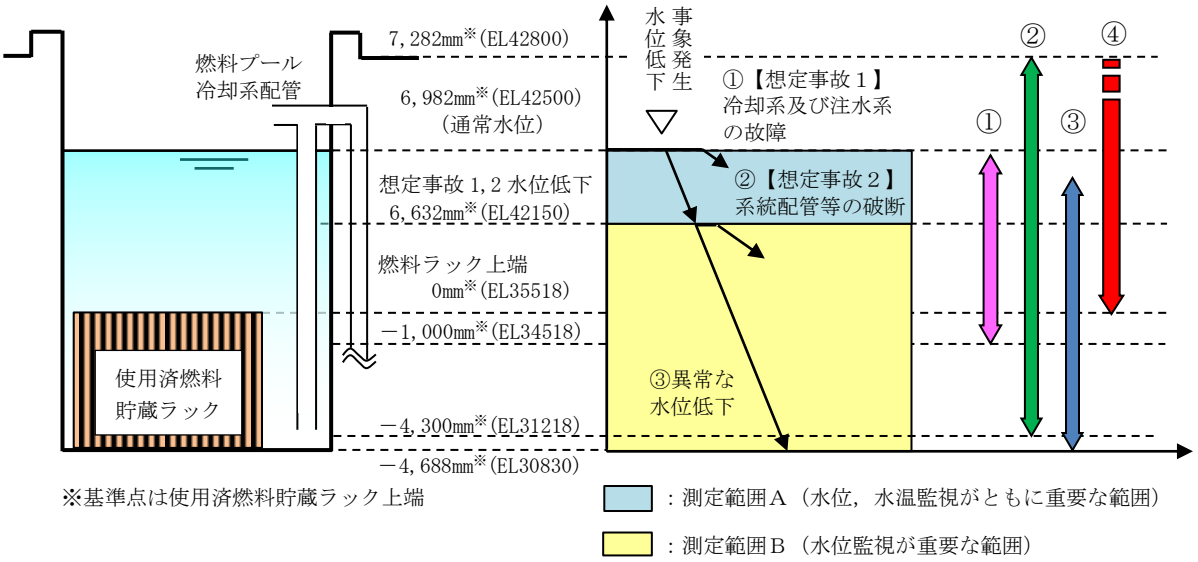
【温度監視】

水位監視を主として，燃料プール水位・温度（ＳＡ）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸発状態では，燃料プール水の温度変化がないことから，必要に応じて監視する。）

【空間線量率監視】

燃料取替階エリアの空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については，図 12「燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。



①燃料プール水位・温度（ＳＡ）
②燃料プール水位（ＳＡ）
③燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）
④燃料プール監視カメラ（ＳＡ）

図 12　燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

4. 燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

(1) 燃料プール水位

設計基準対象施設（燃料プール水位）と重大事故等対処設備（燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール水位（ＳＡ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

(2) 燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール温度）と重大事故等対処設備（燃料プール水位・温度（ＳＡ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

(3) 燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替階エリア放射線モニタ，燃料取替階放射線モニタ）と重大事故等対処設備（燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ））は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また，電源についても遮断器又はヒューズによって電気的な分離を実施する設計とする。

重大事故等対処設備については，現場検出器から中央制御室まで，電線管等による独立したケーブルを布設する設計とする。

これら重大事故等対処設備は，原子炉建物原子炉棟４階に設置しており，重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となるものは除去されており，ケーブルは電線管により布設しており火災に伴う設計基準対象施設とは共通要因によって機能喪失しないよう考慮した設計とする。

また，当該エリアは火災の感知区域となっており感知された場合には初期消火が実施される。

重大事故等対処設備（検出器）からの信号は，微弱な電流であり重大事故等対処設備が火災源になるとは考えられず，かつ，信号ケーブルは電線管によって独立して布設する設計としており，設計基準対象施設に悪影響を与え

ない設計となっている。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給しており，設計基準対象施設に対して多様性を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備は，共通要因（火災，地震，溢水）により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。

（図 13「燃料プール監視設備の配置図）参照）

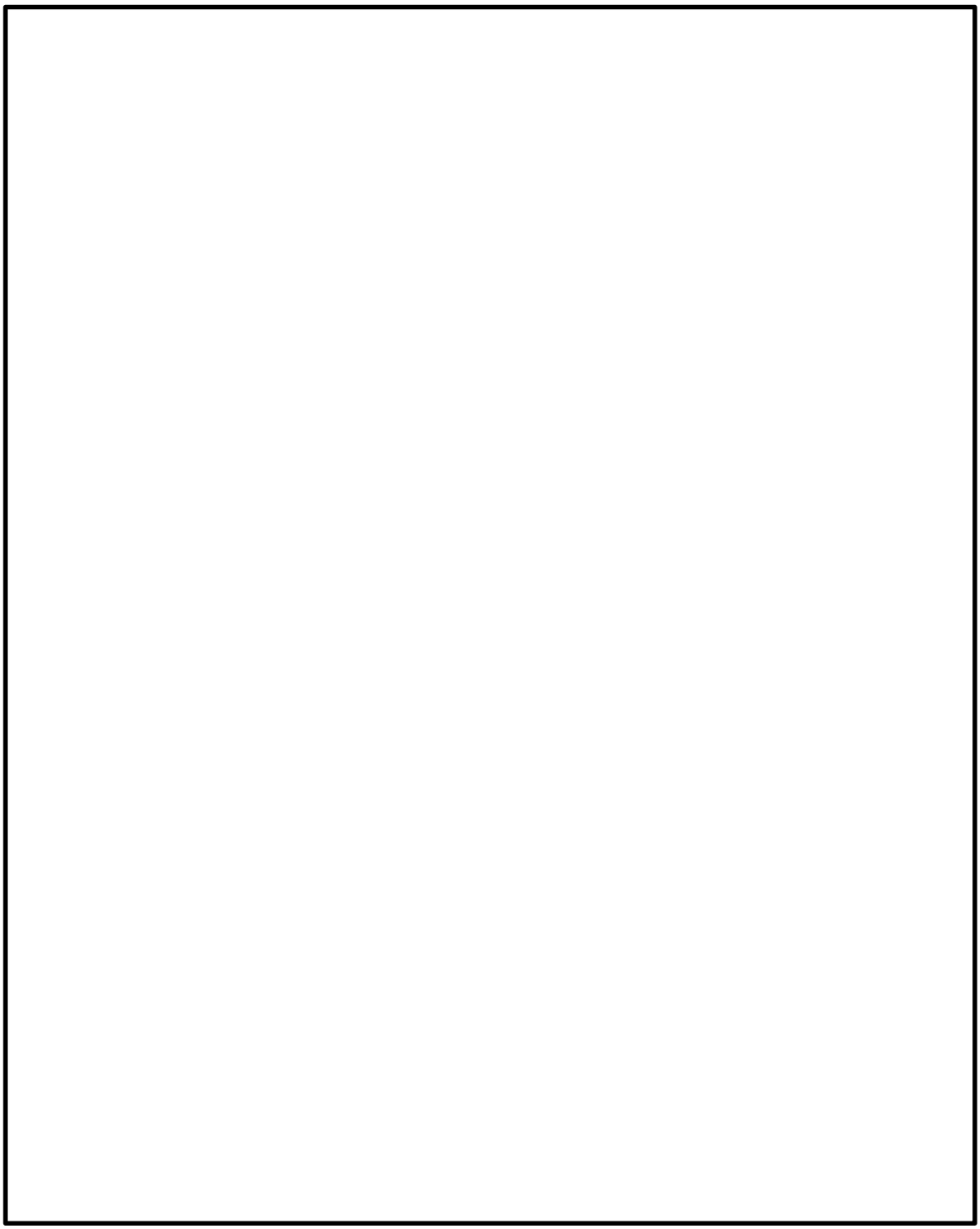


図 13　燃料プール監視設備の配置図

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。

燃料プール水位・温度（ＳＡ）について

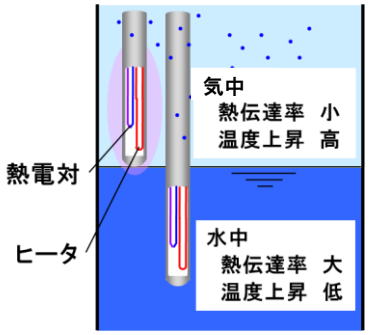
1.　燃料プール水位・温度（ＳＡ）の計測性能

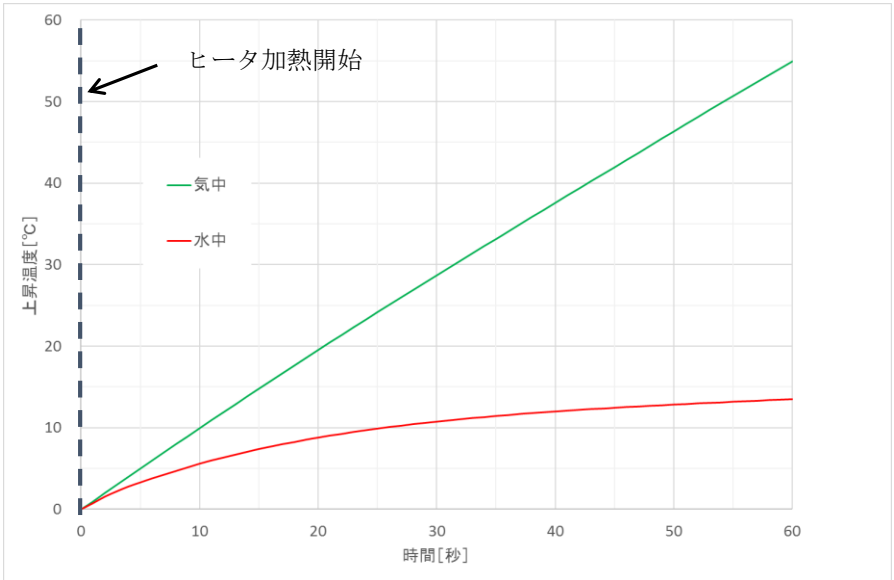
(1)　検出原理

燃料プール水位・温度（ＳＡ）は，金属シースとヒータ線・熱電対の間に絶縁材を充てん封入したヒータ付熱電対を使用した水位計である。ヒータ加熱すると，熱電対が検出する温度はヒータ加熱時間に応じて上昇する。ヒータ付熱電対の検出点が気中と水中にある場合を比較すると，熱伝達率の違いから気中にある場合の方が，温度上昇量が大きくなる。この特性を利用して，ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化から検出点が水中にあるか気中にあるかを判定する。検出点をプールの深さ方向に複数並べることによって検出点の配置間隔でプール水位を計測することができる。

ヒータ加温開始後 30 秒以上で水中／気中を判定することが可能だが，確実に水中／気中を判定するため，ヒータ加温時間は 60 秒としている。

また，ヒータ付熱電対は，ヒータを加熱しない状態では，通常の熱電対と同様に温度を計測することが可能である。



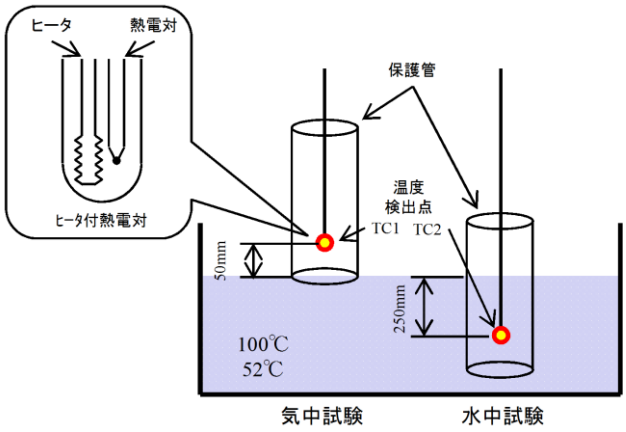


第 1 図　ヒータ付熱電対による水位検出原理

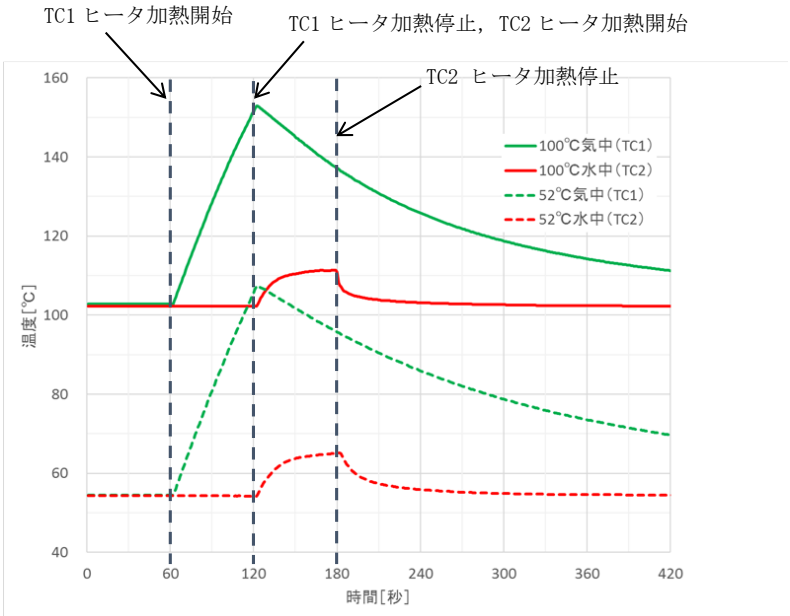
(2)　事故時の計測性能の信頼性について

燃料プールの重大事故等時において，プール水温の上昇に伴う沸騰による水位低下が想定される。その場合は，気相部分のセンサが蒸気に覆われることが想定されるため，そのような状態を模擬した試験を実施している。

試験容器内に水位計を設置し，水温を 100℃まで加熱した場合と 52℃まで加熱した場合における試験を実施している。水面から 50 ㎜上に検出点を持つ気中のヒータ付熱電対(TC1)，水面から 250 ㎜下に検出点を持つ水中のヒータ付熱電対（TC2）の応答性について比較を行った。気中(TC1)，水中(TC2)の順で 1 分間隔でヒータ加熱を開始している。水温 100℃，52℃のどちらの場合でも，60 秒間のヒータ加熱により気中(TC1)は約 50℃の温度上昇，水中(TC2)は約 10℃の温度上昇が確認でき，水中／気中の判定は可能であると言える。なお，ヒータ加熱による水位判定は 60 秒であり，その後ヒータを OFF とすることで，水中にあるヒータ付熱電対の指示はヒータ加熱前の水温に約 60 秒で復帰する。（第 2 図「高温状態の試験概要」及び第 3 図「高温状態の試験結果」参照。）



第2図　高温状態の試験概要



第 3 図　高温状態の試験結果

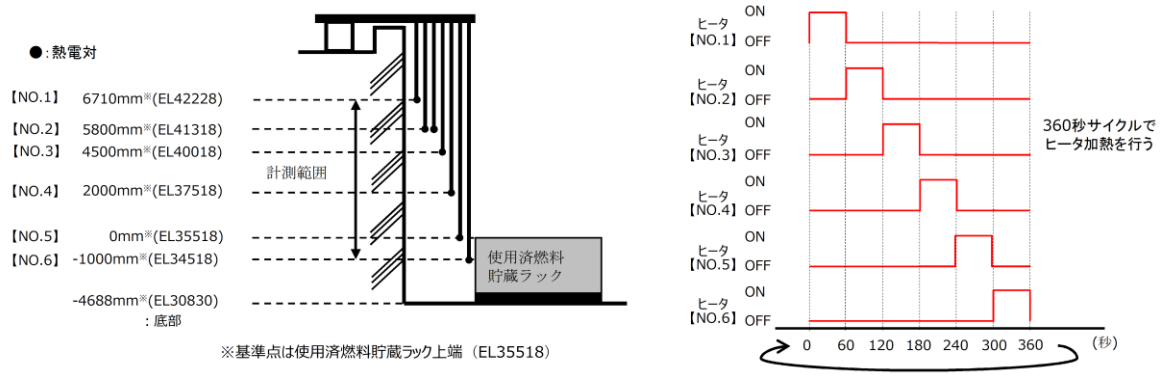
(3)　温度計及び水位計としての機能維持について

燃料プール水位・温度（ＳＡ）は，熱電対による温度にて水温及び水位を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては，水中にある７箇所の温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また，ヒータ付熱電対であるが全ての熱電対に対して同時にヒータを使用しないことで燃料プールの温度については連続して測定が可能である。

水位計に関しては，気中と水中の差温度を確認することにより水位を監視することができる。また，ヒータで加熱することによって熱電対の温度上昇によって熱電対が気中又は水中にあるのか判定が可能である。

ヒータ加熱によって水温測定が不可とならないように，常時各熱電対に対して，順番に一定時間（60 秒間）ヒータ ON／OFF を自動的に繰り返して実施することで，同時に水位及び温度の常時計測が可能な設計とする（６個のヒータ付熱電対を上方から順に１分ずつヒータに電流を流し，各熱電対について６分に１回加熱させる計画：第４図「燃料プール水位・温度（ＳＡ）のヒータ加熱 ON／OFF サイクル」参照）。



第４図　燃料プール水位・温度（ＳＡ）のヒータ加熱ON／OFFサイクル

なお，第五十四条第１項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1(a)想定事故１（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び(b)想定事故２（サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し，燃料プールの水位が低下する事故））における水位の低下速度は第１表のとおりと想定しており，上記の計測間隔（ヒータ ON）で水位をとらえることは問題ないと考える。

第１表　想定事故時における燃料プールの水位低下速度

	水位低下速度	６分間での水位低下
想定事故１	約 0.08m/h	約８mm
想定事故２	約 0.08m/h	約８mm

※水位低下速度及び６分間での水位低下は燃料有効長頂部冠水部以上の水位での値を示す。

2. 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点について

(1) 目的

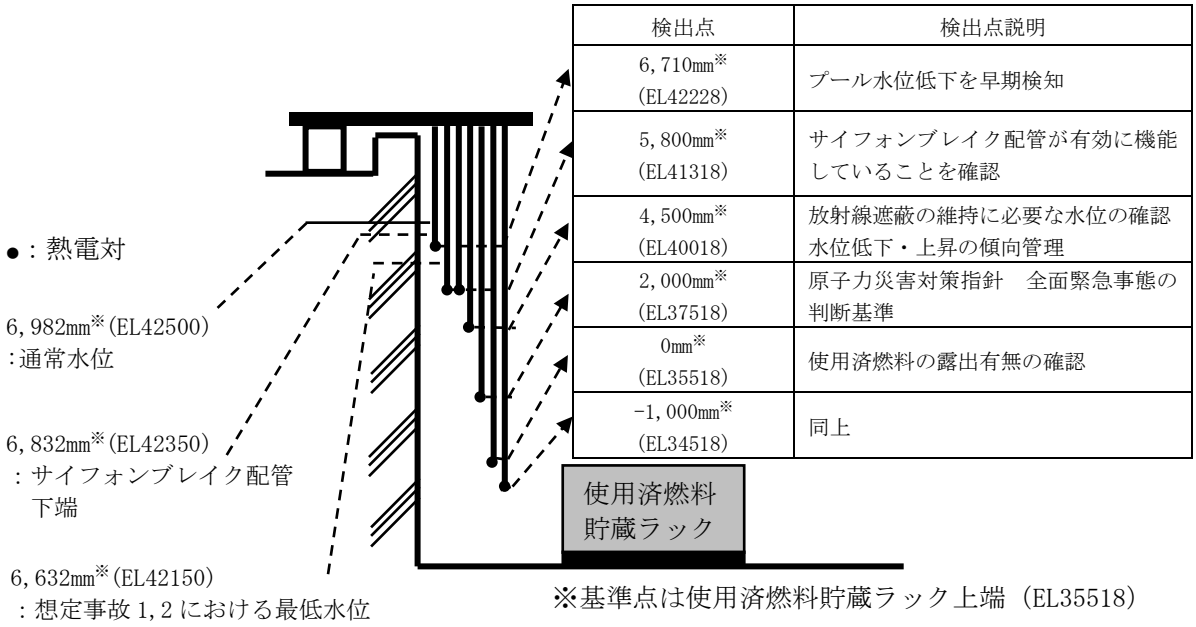
燃料プールの水位低下が発生した場合に，燃料プール水位・温度（ＳＡ）において使用済燃料貯蔵ラック上端近傍まで複数の温度計（熱電対）にて燃料プールの水位を検知する。

燃料プールの検出点としては以下の目的を把握できるように検出点を設ける設計とする。

・燃料プールの水位低下を早期に検知すること
・燃料プールの水位低下時にサイフォンブレイク配管が有効に機能していることを把握すること
・燃料プールの水位低下時に代替注水設備が有効に機能しているか把握すること
・使用済燃料の露出有無（燃料損傷の可能性）を把握すること

(2) 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点について

燃料プール水位・温度（ＳＡ）の各水位設定点は,検出点の単一故障や水位低下・上昇傾向を把握可能とするため,下図（第５図 「燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点」）のとおり設定する。



検出点	検出点説明
6,710mm※ (EL42228)	プール水位低下を早期検知
5,800mm※ (EL41318)	サイフォンブレイク配管が有効に機能していることを確認
4,500mm※ (EL40018)	放射線遮蔽の維持に必要な水位の確認 水位低下・上昇の傾向管理
2,000mm※ (EL37518)	原子力災害対策指針　全面緊急事態の判断基準
0mm※ (EL35518)	使用済燃料の露出有無の確認
−1,000mm※ (EL34518)	同上

第５図 燃料プール水位・温度（ＳＡ）の水位設定点

参考資料２

燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における燃料プール監視計器の耐環境性について

燃料プールで重大事故等が発生した場合に，計器周辺の環境が高温，高湿度となる可能性を考慮し，燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール水位（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）及び燃料プール監視カメラ（ＳＡ）の健全性を評価する。

第１表　燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

	仕　様			環境条件［想定変動範囲］	評価	補足	総合評価
水位　温度	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	温度	100℃	～100℃	○	燃料プール水位・温度（ＳＡ）は，耐環境性試験にて評価中であり，環境条件を満足する設計とする。	○
		湿度	防水	～100％	○		
		放射線	280Gy	～280Gy	○		
水位	燃料プール水位（ＳＡ）	温度	105℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	○
		湿度	防水	～100％	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	
		放射線	～1×10^{4}Gy/h 10^{6}Gy	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	
空間線量	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	温度	171℃	～100℃	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	○
		湿度	防水	～100％	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。	
		放射線	～1×10^{4}Gy/h 10^{6}Gy	～280Gy	○	重大事故等時に想定される空間線量率を把握できる。	
状態監視	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	温度	≦50℃	～100℃	△	雰囲気温度100℃の環境での使用も想定し，空気による冷却等により，耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流水に対する保護）	～100％	○	防水機能を有しており，問題ない。	
		放射線	[redacted]	～280Gy	○	耐環境性試験にて機能維持確認済み。 なお，重大事故等の環境条件を考慮し，空冷カバー等の遮蔽効果により，耐環境性向上を図る。	

第１表より耐環境試験においても計器の監視機能は維持されており，機能の健全性に問題ない。なお，燃料プール監視カメラ（ＳＡ）は耐環境試験の温度条件にて，機能健全性が確認維持されなかったことから，燃料プール監視カメラ用冷却設備を設置し，耐環境性の向上を図る。

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。

54-12　燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について

島根２号炉燃料プールサイフォンブレイク配管の健全性について

１．配管強度への影響について

サイフォンブレイク配管及びサイフォンブレイク配管が取り付けられている燃料プール冷却系戻り配管は基準地震動Ssに対し十分な耐震性を有している。

２．人的要因による機能阻害について

サイフォンブレイク配管は，操作や作動機構を有さない構造であることから，誤操作や故障により機能喪失することはない。そのため，燃料プール水のサイフォン現象による流出が発生した場合においても，操作や作業を実施することなく，サイフォンブレイク配管の開放端まで水位低下することで自動的にサイフォン現象を止めることが可能である。

３．異物による閉塞について

燃料プールは燃料プール冷却系の「スキマ・サージ・タンク」及び「ろ過脱塩装置」により，下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており，不純物によるサイフォンブレイク配管 [redacted] の閉塞を防止することが可能である。

・プール水面上の空気中からの混入物
・プールに貯蔵される燃料及び機器表面に付着した不純物
・燃料交換時に炉心から出る腐食生成物と核分裂生成物
・燃料交換作業，その他の作業の際の混入物
・プール洗浄後の残留化学洗浄液又はフラッシング水

(1) スキマ・サージ・タンクによる異物除去について

スキマ・サージ・タンクには，約800㎜×1170㎜の異物混入防止用金網が設置されており，燃料プール水面に浮かぶ塵等の比較的大きな不純物を除去することが可能である。

(2) ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は，イオン交換樹脂により燃料プール水を浄化する設備である。

このろ過脱塩装置のエレメントは目開き約25μm程度であり，サイフォンブレイク配管 [redacted] を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

(3) 燃料プールの巡視について

燃料プールは，運転員により，１回/１日の巡視をすることとなっており，サイフォンブレイク配管を閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより，異物による閉塞を防止することが可能である。

地震発生時に原子炉建物基礎マット上で10gal以上の揺れが確認された場合に運転員がパトロールを実施することとしており，それにより燃料プール内に養生シート（黄色及び緑色）が落下している場合，発見することができる。また，中央制御室において燃料プール水位に関する警報が発せられた場合，原子炉建物原子炉棟４階に設置しているカメラを使用することで，中央

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。

制御室から燃料プール及びサイフォンブレイク配管開放端付近の状況を確認することができる。（図１参照）

燃料プール内に落下した養生シートは，速やかに除去が行えるよう原子炉建物原子炉棟４階に除去用の治具を配備する。

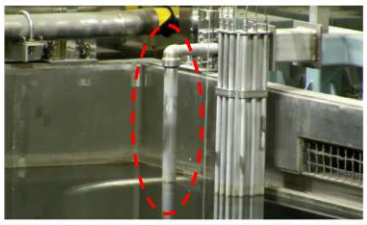
（配備する治具）

①タモ，ケーブルフィッシャー

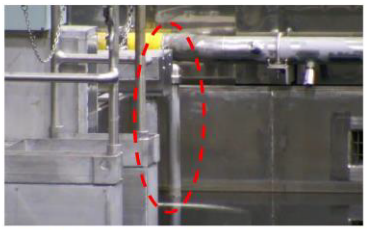
燃料プール上の養生シート片の除去

②ボートフック

サイフォンブレイク配管開放端に張り付いた養生シート片の除去



①燃料プール北側カメラ設置予定位置からの映像
（サイフォンブレイク配管（南側））



②燃料プール南側カメラ設置予定位置からの映像
（サイフォンブレイク配管（北側））

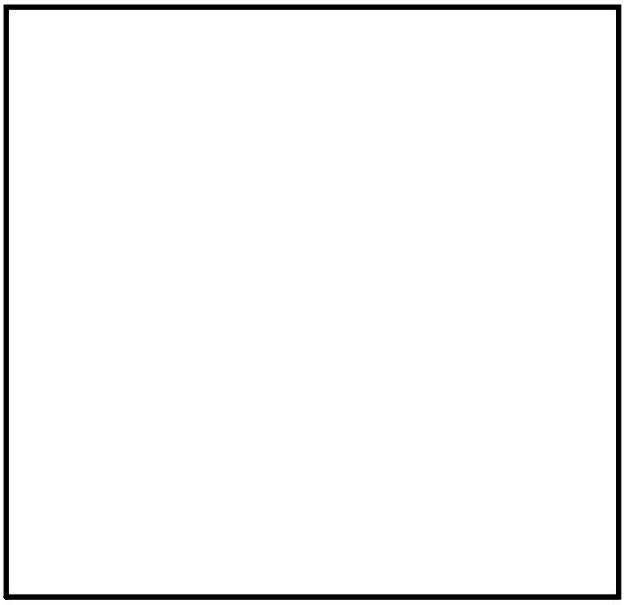


図１　サイフォンブレイク配管設置位置図

(4) 落下物干渉による影響

サイフォンブレイク配管は開放端を鉛直下向きになるよう設置しているため，仮に燃料プール内に異物混入があっても異物が開放端に付着し留まることはない。

(5) サイフォンブレイク配管の健全性確認方法について

燃料プールの通常水位においてサイフォンブレイク配管の端部付近の水のゆらぎを目視により確認するが，目視確認が困難な場合は聴診棒による聴音により通水状況の確認を実施する。

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。

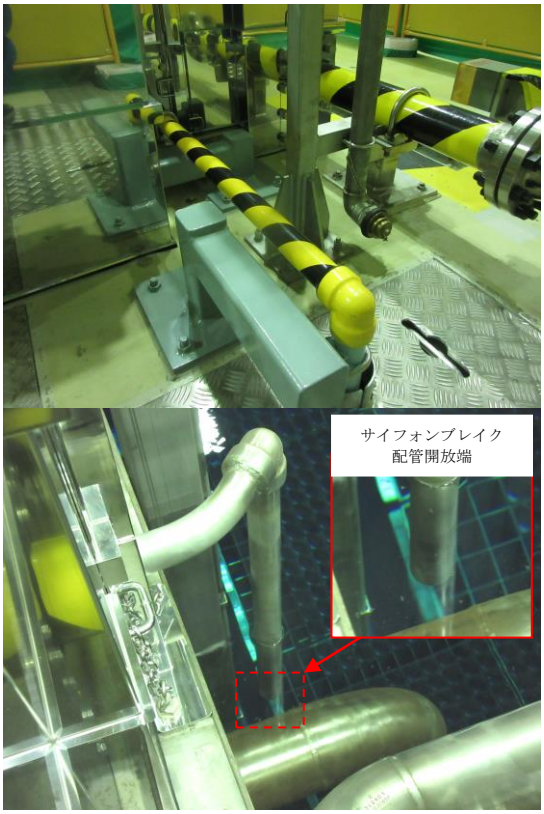


図２　サイフォンブレイク配管の設置状況

54-13　燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根２号炉　燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

島根２号炉の燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに燃料が貯蔵されている。

燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と使用済燃料が貯蔵されるが，臨界設計については新燃料及びいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように，炉心装荷時の無限増倍率として 1.30（ウラン燃料の場合），1.23（ＭＯＸ燃料の場合）を仮定している。また，プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率及びラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を表１に，ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を図１に示す。

仮に燃料プール水が沸騰や喪失した状態及び燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）又は燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）が作動する状態を想定し，プールの水密度が減少した場合を考えると，ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し，実効増倍率を低下させる効果がある。一方，ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため，隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり，実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の燃料プールの実効増倍率は上述の２つの効果のバランスにより決定されるため，ラックの材質・ピッチの組み合わせによっては通常の冠水状態と比較して臨界評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，島根２号炉の燃料プールにおいて水密度を 1.0～0.0g/cm^3 と変化させて実効増倍率を評価したところ，中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により，実効増倍率を増加させる効果である隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから，水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得られた。このため，水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることを確認した。解析結果を図２及び図３に示す。

なお，解析には米国オークリッジ国立研究所（ＯＲＮＬ）により米国原子炉規制委員会（ＮＲＣ）の原子力関連許認可評価用に作成された３次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているＳＣＡＬＥシステムを用いた。

表１　未臨界性評価の基本計算条件

	項目	仕様	
		ウラン燃料	ＭＯＸ燃料
燃料仕様	燃料種類	９×９燃料（Ａ型）	ＭＯＸ燃料
	濃縮度	^{235}U 濃縮度 [redacted] wt%※1	核分裂性 Pu 富化度 [redacted] wt%※2 ^{235}U 濃縮度 [redacted] wt%
	ペレット密度	理論密度の 97%	理論密度の 95%
	ペレット直径	0.96cm	1.04cm
	被覆管外径	1.12cm	1.23cm
	被覆管厚さ	0.71mm	0.86mm
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	たて置ラック式	
	ラックピッチ	[redacted] mm	
	材料	ボロン添加ステンレス鋼	
	ボロン濃度	[redacted] wt%※3	
	板厚	[redacted] mm	
	内のり	[redacted] mm	

※１　未臨界性評価用燃料集合体（k_∞=1.30 未燃焼組成，Gd なし）

※２　未臨界性評価用燃料集合体（k_∞=1.23 未燃焼組成，Gd なし）

※３　ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。

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。

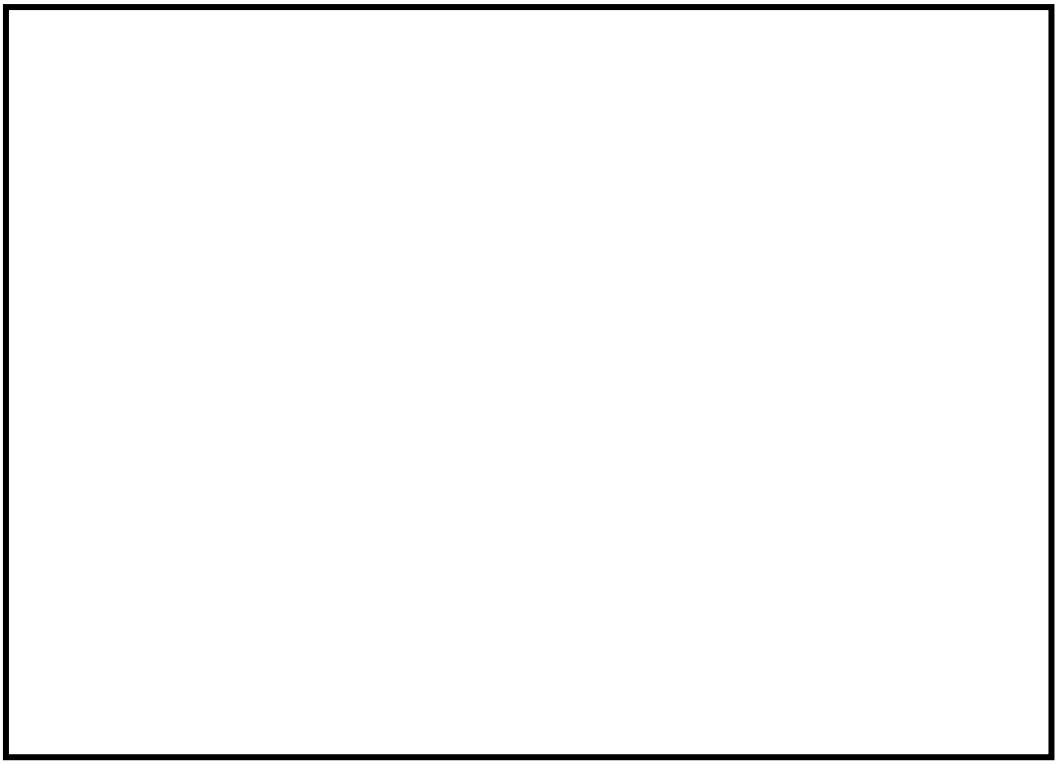


図１　使用済燃料貯蔵ラックの計算体系

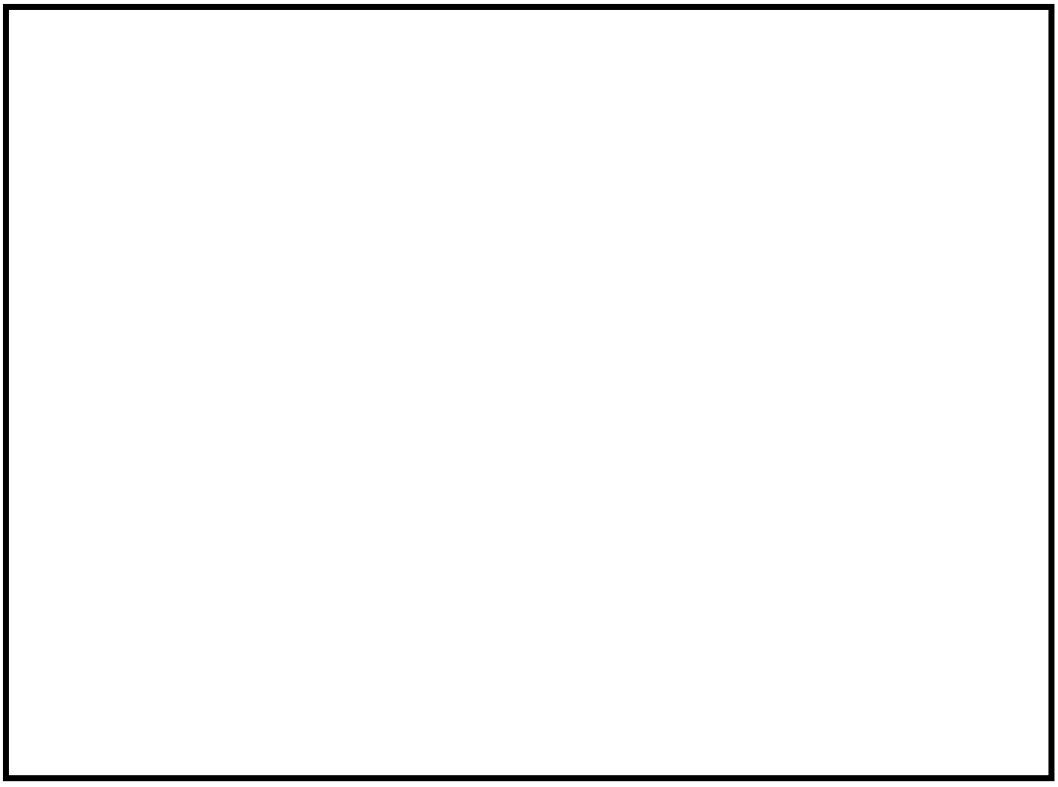


図２　実効増倍率の水密度依存性（ウラン燃料）

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。

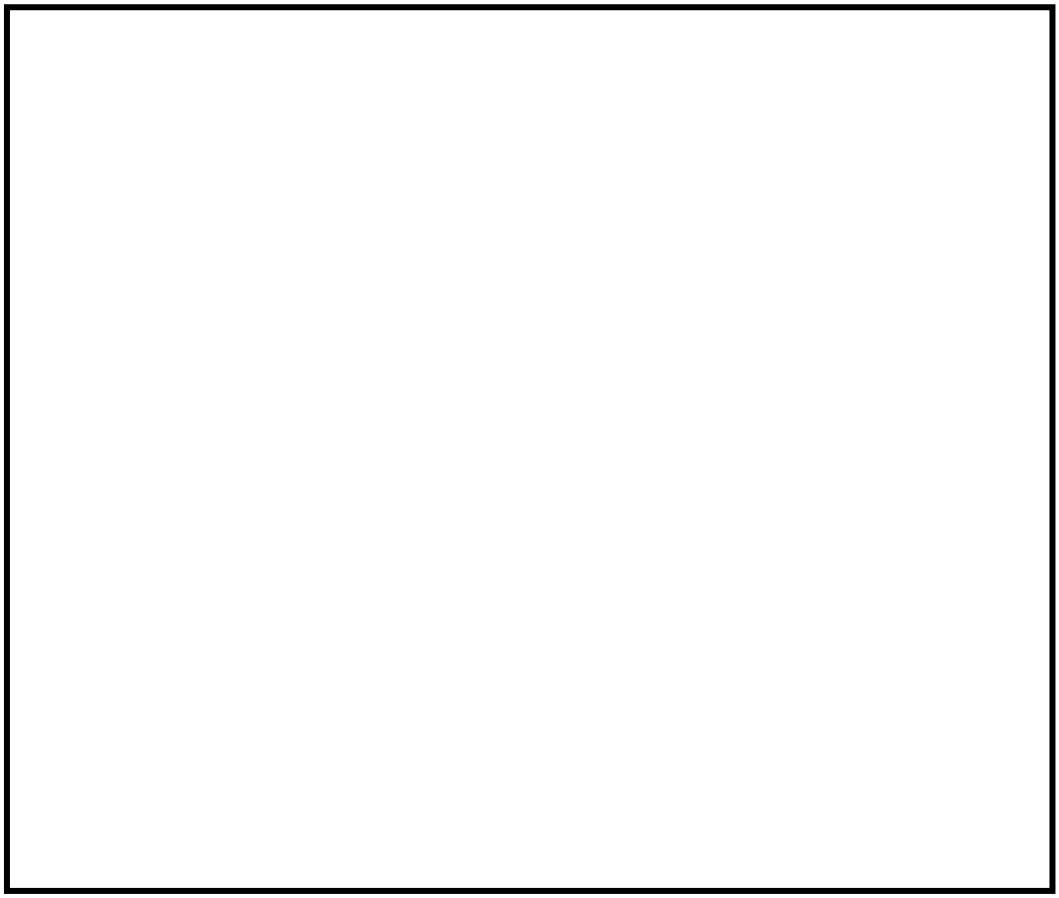


図３　実効増倍率の水密度依存性（ＭＯＸ燃料）

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。

54-14　燃料プール冷却系の位置づけについて

島根２号炉燃料プール冷却系の位置づけについて

取水機能喪失又は全交流動力電源喪失を含む重大事故が発生した場合，発電用原子炉側の対応だけでなく燃料プールの冷却も必要となる。

燃料プールに対する重大事故等対処設備及び対策については以下のとおりであり，燃料プール冷却系は除熱機能を持つ重大事故等対処設備として位置づけている。

・注水機能：燃料プールスプレイ系
・漏えい停止機能：サイフォンブレイク配管，運転員による隔離操作
・除熱機能：燃料プール冷却系※

※重大事故等時に設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系の復旧ができず，燃料プール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を用いて，燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除熱することを目的として設ける系統である。

〈参考〉

１．有効性評価及び 43 条 1-1 での各事故シーケンスグループに対する燃料プール冷却系

有効性評価及び 43 条 1-1 で想定する重大事故等では，各重大事故等対処設備及び対応により事故事象を安定状態まで収束できることを確認しており，表１に示すように「想定事故１及び想定事故２」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却系等を用いた燃料プールの除熱機能に，「想定事故１及び想定事故２」では燃料プールスプレイ系等を用いた燃料プールの注水機能によって冷却を実施している。

燃料プールは図１に示すように原子炉建物原子炉棟内に配置されており，原子炉建物原子炉棟内の環境条件を想定する上でその影響を考慮する必要がある。ただし，上記のように「想定事故１及び想定事故２」以外の事故シーケンスグループでは燃料プール冷却系による燃料プールの冷却が維持されるため（原子炉補機代替冷却系，常設代替交流電源設備の準備のための一時的な喪失除く），原子炉建物原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

なお，取水機能，交流動力電源喪失時において原子炉補機代替冷却系，常設代替交流電源設備を使用する際，燃料プール冷却系についても負荷として考慮しており，発電用原子炉側の事故対応と並行して燃料プールの冷却を行うことが可能である。

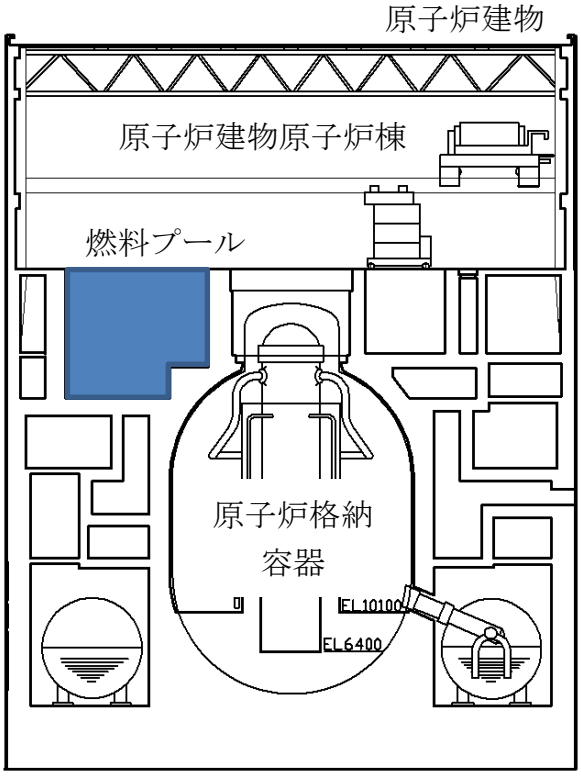


図１　原子炉建物内の燃料プールの位置

表１　各事故シーケンスグループと燃料プールの冷却機能

No	事故シーケンス	燃料プール冷却に関する重大事故等対処設備	燃料プールの除熱機能の有無
1	高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）	※１	有
2	高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）	※１	有
3	全交流動力電源喪失（長期 TB）	※２	有
4	全交流動力電源喪失（TBU）	※２	有
5	全交流動力電源喪失（TBD）	※２	有
6	全交流動力電源喪失（TBP）	※２	有
7	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	※２	有
8	崩壊熱除去機能喪失（RHR 故障）	※１	有
9	原子炉停止機能喪失（TC）	※１	有
10	LOCA 時注水機能喪失（中破断 LOCA）	※１	有
11	格納容器バイパス（ISLOCA）	※１	有
12	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）	※２	有
13	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しない場合）	※２	有
14	水素燃焼	※２	有
15	格納容器雰囲気直接加熱（DCH）	※３	有
16	溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）	※３	有
17	格納容器直接接触	―	―
18	溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）	※３	有
19	想定事故１	機能喪失を想定	無※４
20	想定事故２	機能喪失を想定	無※４
21	停止中の原子炉　崩壊熱除去機能喪失	※１	有
22	停止中の原子炉　全交流電源喪失	※２	有
23	停止中の原子炉　冷却材喪失	※１	有
24	停止中の原子炉　反応度の誤投入	※１	有

※１　燃料プール冷却後（原子炉補機冷却系，外部電源又は非常用 D/G）

※２　燃料プール冷却後，原子炉補機代替冷却系，常設代替交流電源設備

※３　燃料プール冷却後，原子炉補機代替冷却系，非常用 D/G

※４　燃料プールへの注水機能である燃料プールスプレイ系を用いる

２．燃料プール冷却機能喪失時のプール水温の変化について

原子炉運転中の重大事故等時における燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化を以下に示す。表２に示すとおり，事故シーケンスグループによっては全交流動力電源喪失，取水機能喪失により一時的に燃料プールの冷却機能が喪失するが，燃料プールの水温が「保安規定の運転上の制限」，「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達するまでの時間はガスタービン発電機又は原子炉補機代替冷却系のインサービスの時間と比べて十分長く，原子炉建物原子炉棟内の環境が悪化する前に燃料プールの冷却開始が可能である。

原子炉停止中について，原子炉から燃料の取出し前の燃料プール内の燃料の崩壊熱は，原子炉運転中の崩壊熱より小さくなるため，崩壊熱，冷却機能喪失時の水温の変化ともに原子炉運転中の値に包絡される。原子炉から燃料の取出し中又は取出し後は想定事故１，２に包絡される。また，起動時においては原子炉運転中とほぼ同等となる。

なお，取水機能又は全交流動力電源喪失を含む事故シーケンスグループにおいて燃料プール内の温度が上昇する事象後半※に使用する原子炉建物原子炉棟内の設備の一例として，残留熱除去ポンプの環境温度を表３に示す。

※原子炉運転中の燃料プールの想定で水温が 100℃に到達する時間約 58 時間以降

表２　燃料プール内の燃料の崩壊熱及び冷却機能喪失時の水温の変化

発電用原子炉の状態	燃料プール内の燃料の崩壊熱		燃料プールの状態	燃料プール水温が 65℃※1に到達する時間	燃料プール水温が 66℃※2に到達する時間	燃料プール水温が 100℃に到達する時間
	［MWt］	想定				
原子炉運転中	約 2.2	・直前の定期検査で取り出された燃料（停止 50 日後） ・１炉心を除きラックに燃料が満たされた状態	プールゲート閉状態 初期水温 38℃※3	約 24 時間	約 25 時間	約 58 時間

※１　保安規定の運転上の制限

※２　重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度

※３　運転中の燃料プール水温実績（ 19℃～36.8℃ ）より 38℃を設定（設備故障等による一時的な温度上昇を除く）

表３　残留熱除去ポンプの環境温度

設計基準事故時	
重大事故等時	

「想定事故１及び想定事故２」においては，燃料プール冷却系の機能喪失に伴い，燃料プール水温が想定事故１では事象発生約 7.9 時間後，想定事故２では事象発生約 7.6 時間後 100℃に到達し原子炉建物原子炉棟内の環境は悪化する。ただし，現場環境の悪化は常設スプレイヘッダを用いた燃料プールスプレイ系（可搬型）の注水機能，燃料プール水位・温度計等の監視設備の機能を阻害するものではない。また，可搬型スプレイノズルを用いた燃料プールスプレイ系（可搬型）においても，現場環境が悪化する前に設置を行うことで注水が可能である。

以上より重大事故等の「想定事故１及び想定事故２」について現場環境は悪化するものの，必要な機能は維持され，それ以外の各事故シーケンスグループに対して燃料プール水温が「保安規定の運転上の制限」，「重大事故等時に燃料プール冷却系の健全性確保が確認されている温度」に到達する前にプール冷却の開始が可能であり，原子炉建物原子炉棟内の環境が大きく悪化することはない。

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。

54-15　送水ヘッダについて

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ペデスタル代替注水系（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。（54－6 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」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。

送水ヘッダはクロス媒介金具を組合わせて構成され，注水においては送水ヘッダを使用せずとも，資機材のホース分岐管のみで同時注水も可能であるが，送水ヘッダを用いることで，作業の効率化および被ばく量の低減が図れるため，資機材として位置付けている。

なお，送水ヘッダの最高使用圧力は，接続するホースと同様 1.6MPa であり，クロス媒介金具はホースの保有数に合わせ，２セット分に相当する８個以上を保管する設計とする。

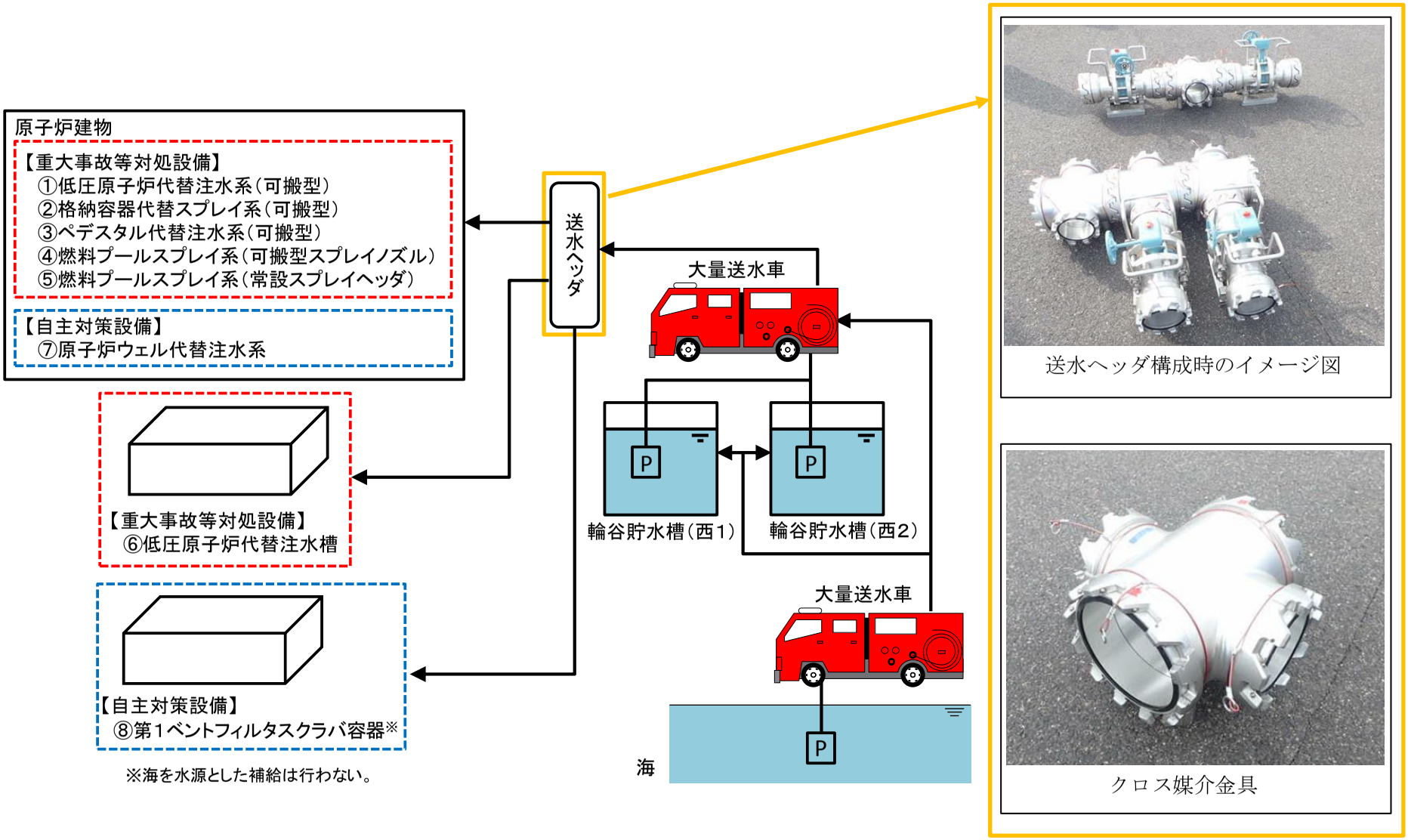

原子炉建物
【重大事故等対処設備】
①低圧原子炉代替注水系（可搬型）
②格納容器代替スプレイ系（可搬型）
③ペデスタル代替注水系（可搬型）
④燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
⑤燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）
【自主対策設備】
⑦原子炉ウェル代替注水系
送水ヘッダ
大量送水車
【重大事故等対処設備】
⑥低圧原子炉代替注水槽
輪谷貯水槽（西1）
輪谷貯水槽（西2）
大量送水車
【自主対策設備】
⑧第1ベントフィルタスクラバ容器※
海
※海を水源とした補給は行わない。
送水ヘッダ構成時のイメージ図
クロス媒介金具

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ペデスタル代替注水系（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ＴＢ）	8h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	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	－	－	－	－	－	－	－	－
ＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	－	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 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	－	3.1h	5.4h	－	－	－	－	－
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ペデスタル代替注水系（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対一の関係とし，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。

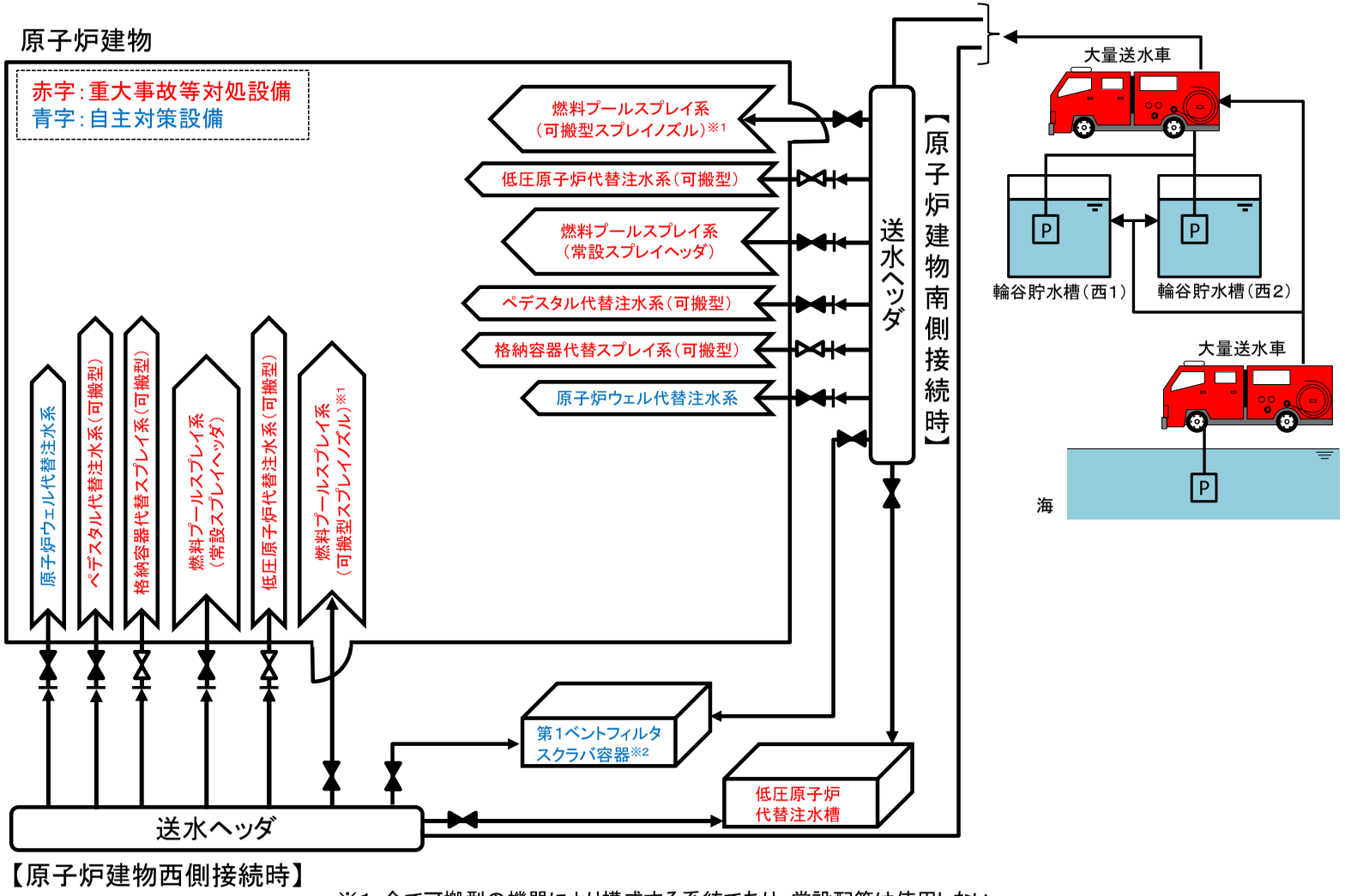
表２　送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	ＦＬＳＲ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	ＡＣＳＳ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	ＡＰＦＳ注水ライン 流量調整弁	接続口	ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口
④	ＳＦＰＳ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	ＡＲＷＦ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	ＦＣＶＳ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ペデスタル代替注水系（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　送水ヘッダの接続状態概要図

3.2 操作性及び切り替えの容易性

送水ヘッダを使用する各系統における送水ヘッダの流路構成は,送水ヘッダ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。

送水ヘッダ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，送水ヘッダ付属の隔離弁は系統構成時にそれぞれ送水先を識別するタグを設置するとともに,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

送水ヘッダ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。

送水ヘッダから各系統及び機器への流路は，それぞれ送水ヘッダ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。

55 条　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

目次

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

55-1

ＳＡ設備基準適合性 一覧表

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）

55 条：発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備					大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶		類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外		D
				荷重	（有効に機能を発揮する）		－
				海水	大型送水ポンプ車，放水砲，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	常時海水を通水又は海で使用	I
					泡消火薬剤容器	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）		－
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）		－
				関連資料	55-2 配置図，55-3 系統図，55-6 接続図		
		第2号	操作性		大型送水ポンプ車	工具，設備の運搬・設置，操作スイッチ操作，接続作業	Ｂｂ Ｂｃ Ｂｄ Ｂｇ
					放水砲	工具，設備の運搬・設置，接続作業	Ｂｂ Ｂｃ Ｂｇ
					泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	設備の運搬・設置，接続作業	Ｂｃ Ｂｇ
			関連資料		55-2 配置図，55-3 系統図，55-6 接続図		
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		大型送水ポンプ車	ポンプ	A
					放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	その他	M
			関連資料		55-4 試験及び検査		
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替が不要		Ｂｂ
			関連資料		55-3 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）

55 条：発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備					大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶		類型化区分
第43条	第1項	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）	大型送水ポンプ車	高速回転機器	Ｂｂ
					放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，シルトフェンス，小型船舶	対象外	対象外
				関連資料	55-2 配置図，55-3 系統図，55-4 試験及び検査		
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）		Ａａ
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量		その他設備		Ｃ
			関連資料		55-5 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性		（常設設備と接続しない）		対象外
			関連資料		55-6 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		対象外		－
			関連資料		55-6 接続図		
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）		－
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備なし）		Ｂｂ
			関連資料		55-2 配置図		
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保		Ｂ
			関連資料		55-7 アクセスルート図		
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	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）		対象外
				関連資料	55-2 配置図		

55-2
配置図

図 2-1　大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器配置図

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 2-2　放射性物質吸着材配置図

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 2-3　シルトフェンス，小型船舶配置図

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。

55-3
系統図

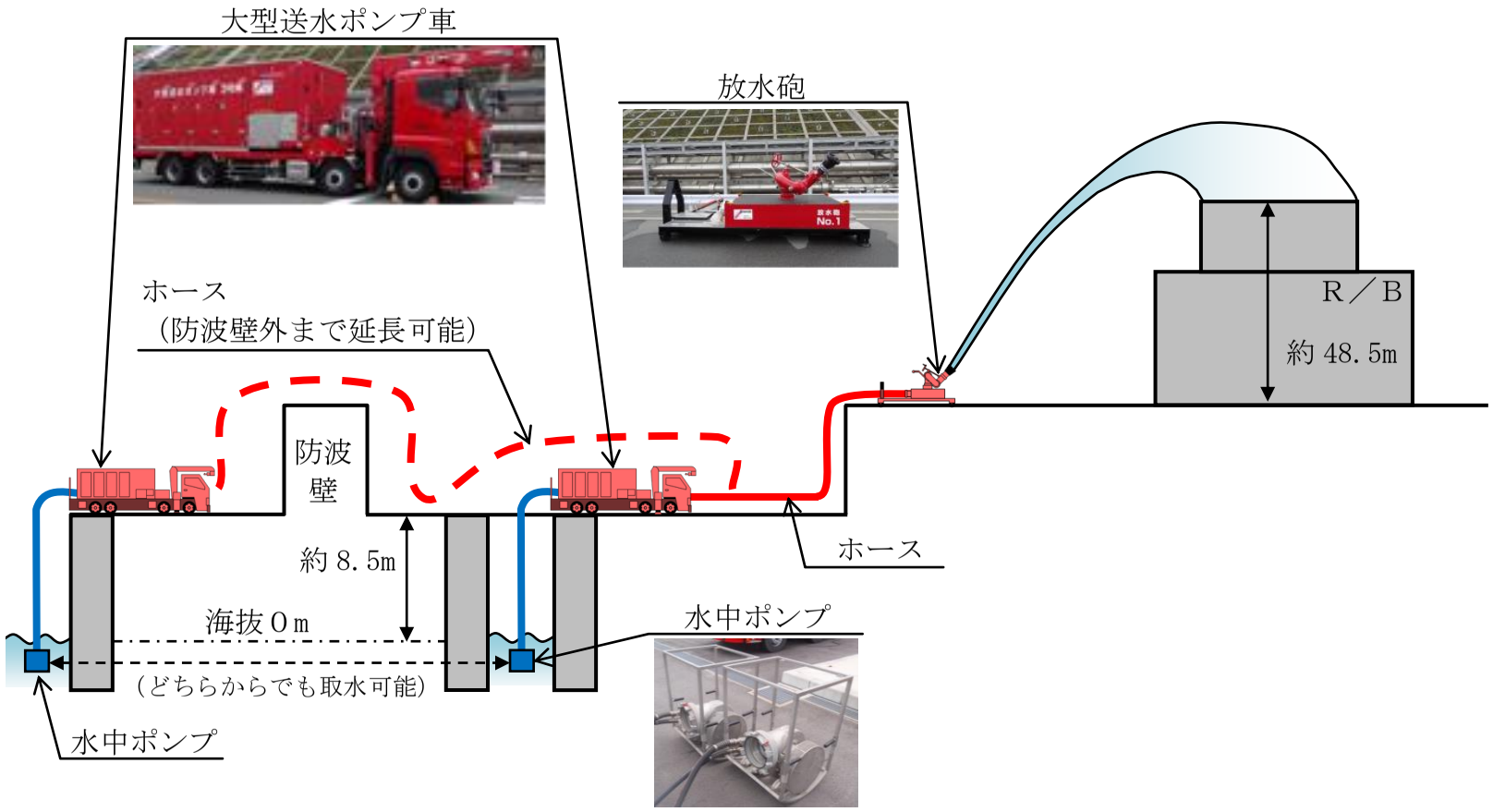


図 3-1　大気への放射性物質の拡散抑制　概略系統図

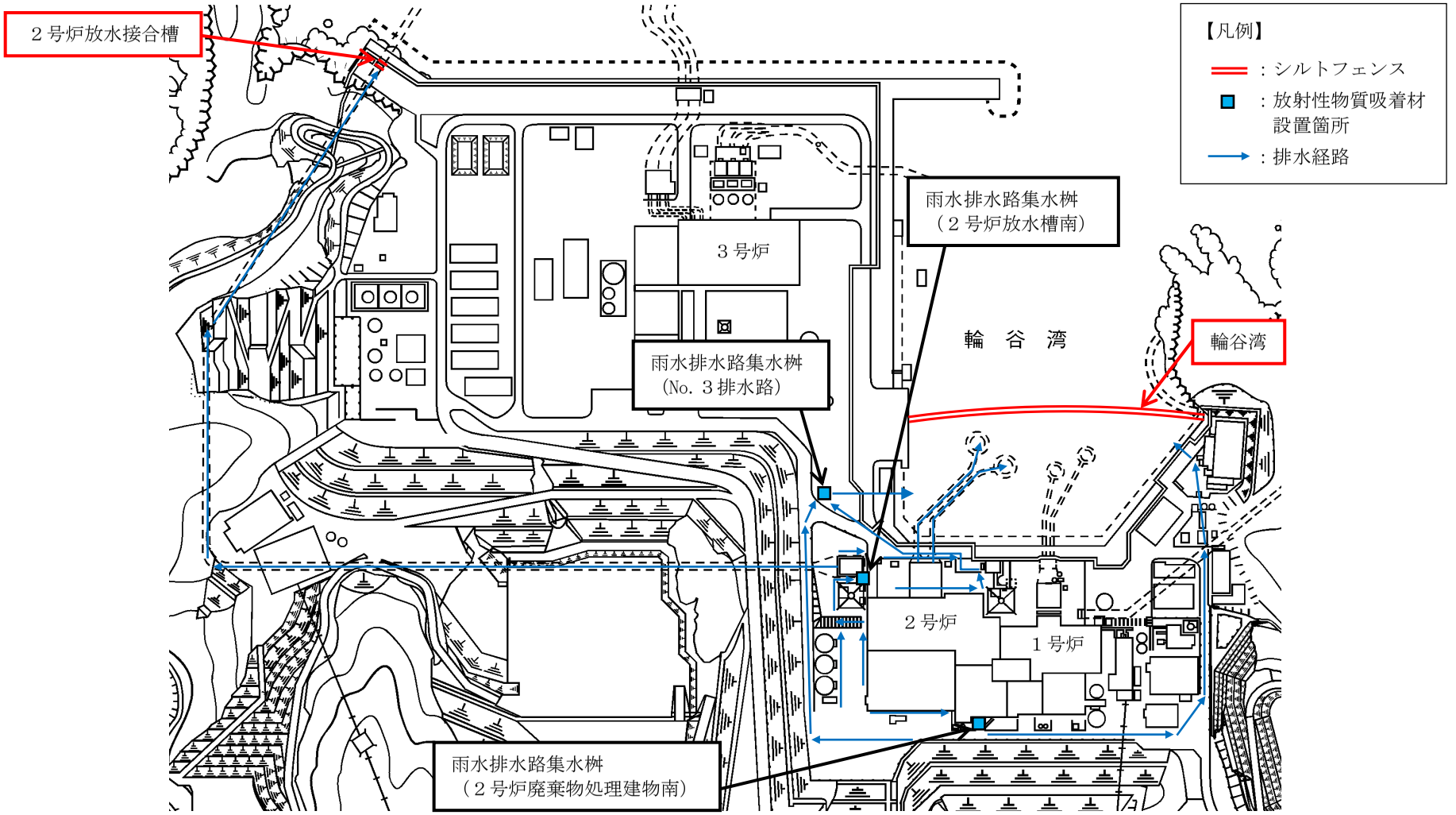


図 3-2　海洋への放射性物質の拡散抑制　概略系統図

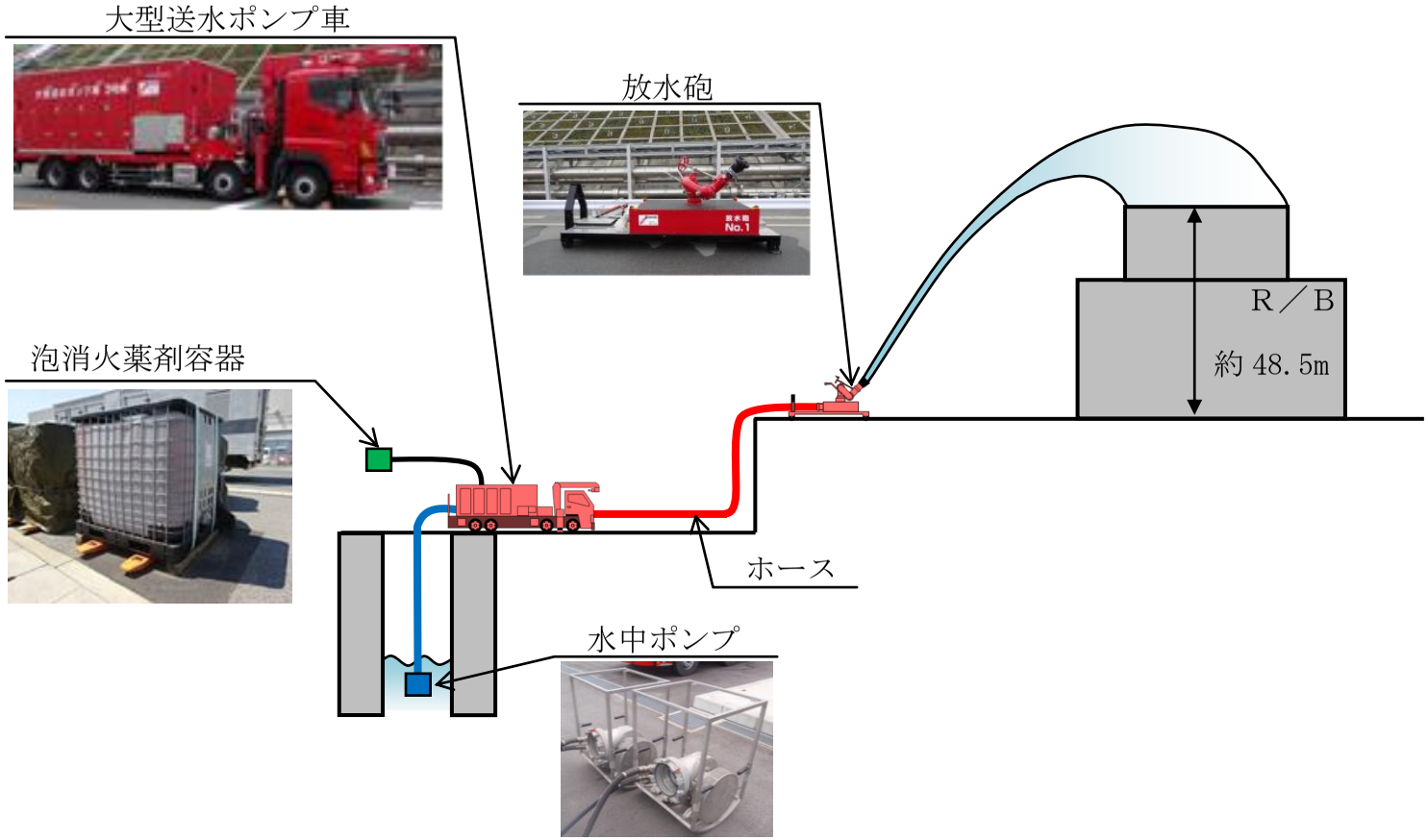


図 3-3　航空機燃料火災への泡消火　概略系統図

55-4
試験及び検査

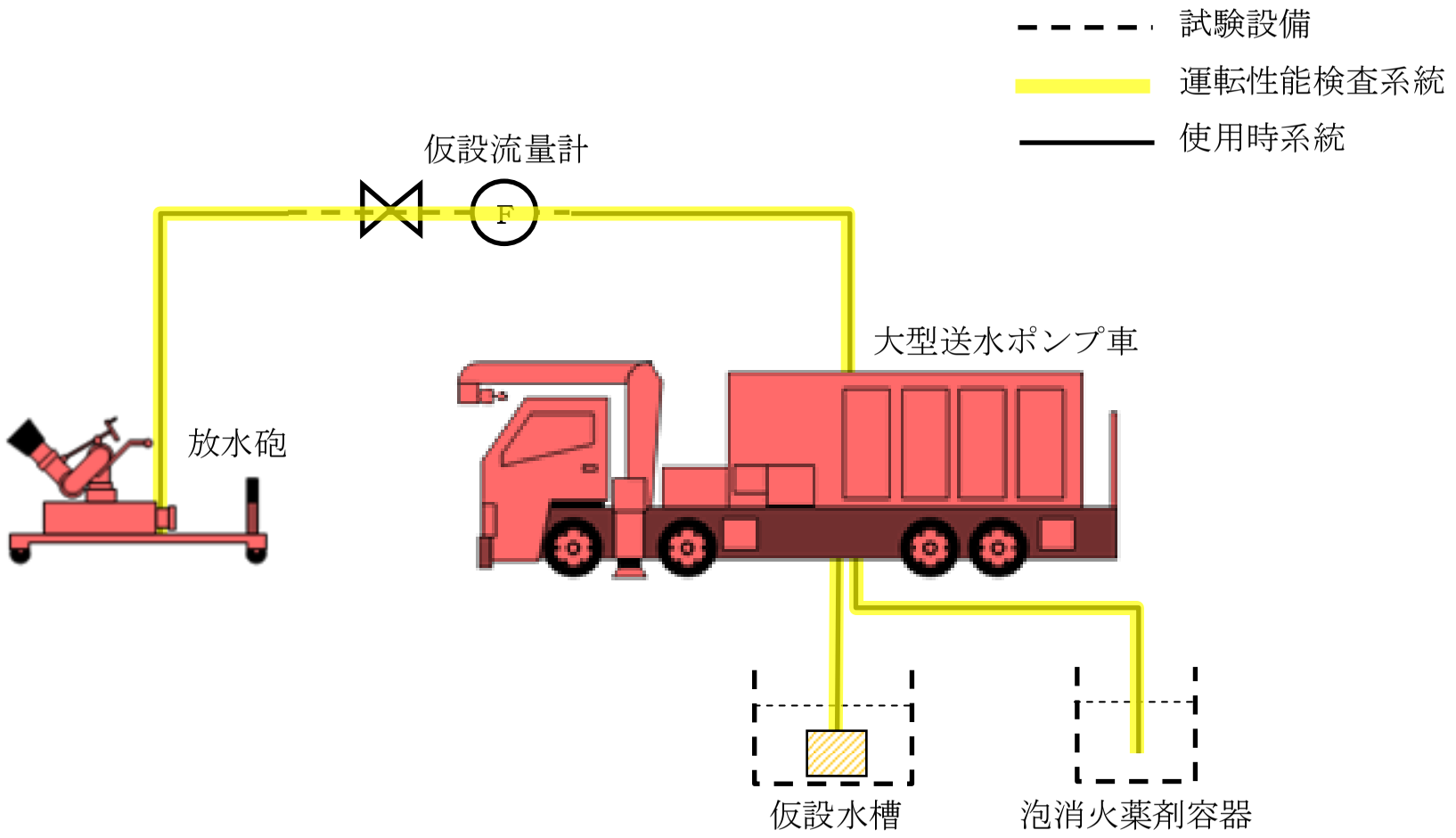


図 4-1　大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器　試験系統図

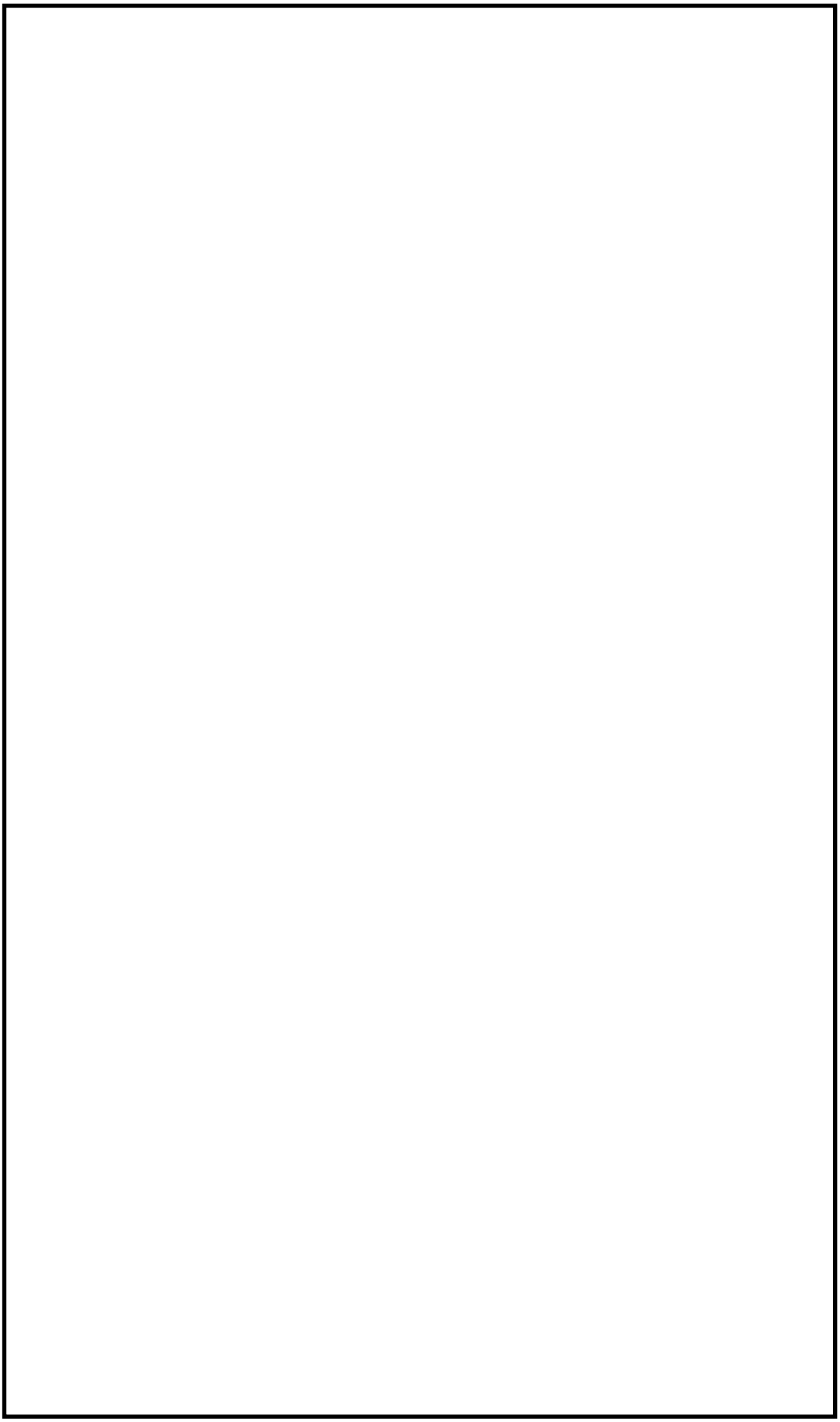


図 4-2　大型送水ポンプ車ポンプ　構造図

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。

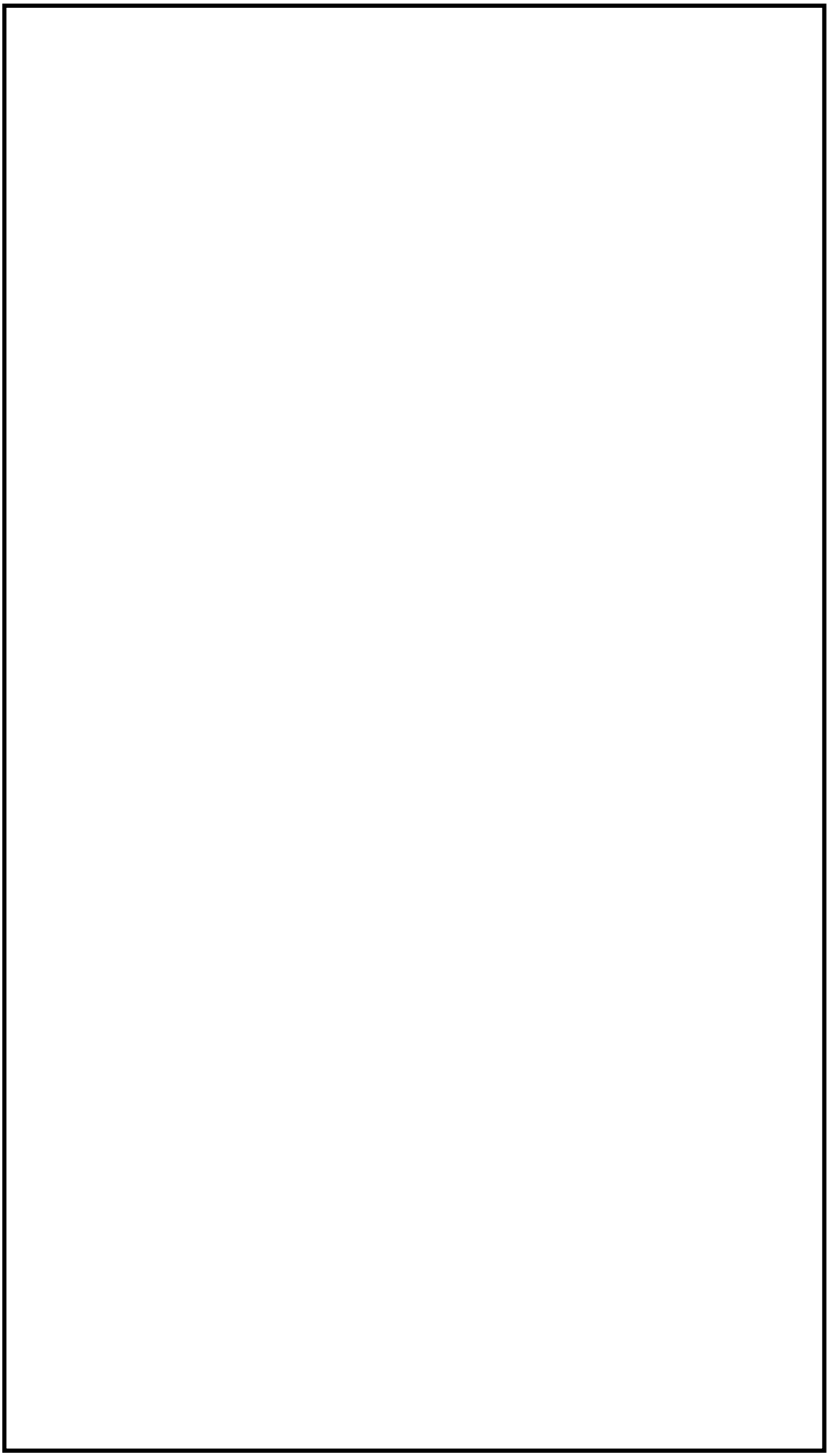


図 4-3　放水砲　構造図

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。

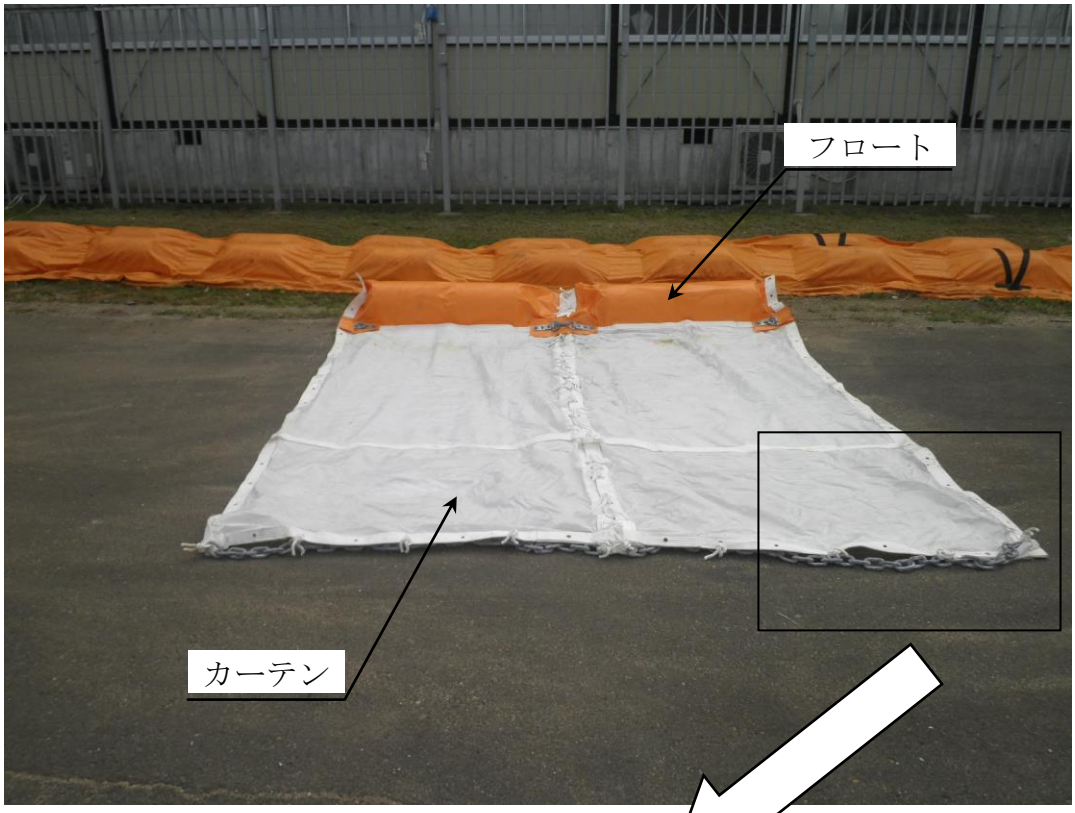
図 4-4　泡消火薬剤容器　構造図

図 4-5　放射性物質吸着材　外観写真

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 4-6　シルトフェンス　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。



端部拡大写真（重り（チェーン））

※今後の検討により変更となる可能性があります。

図 4-7　シルトフェンス　外観写真

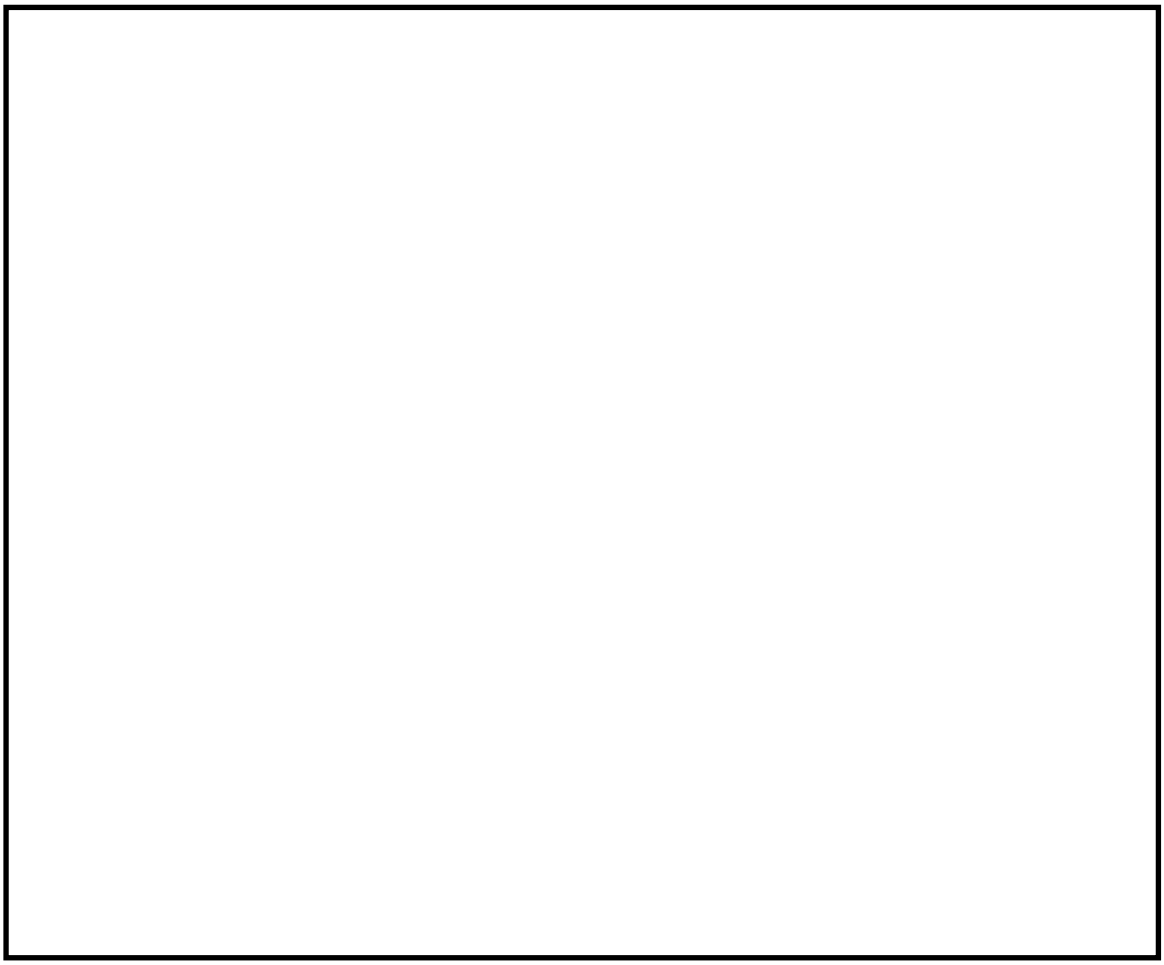


図 4-8　小型船舶　外観図

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。

55-5
容量設定根拠

名称		大型送水ポンプ車
流量	m^3/h/台	1,320（注１），（1,800（注２））
吐出圧力	MPa[gage]	1.4（注１，２）
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	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】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること及び原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，大型送水ポンプ車は以下の機能を有する。

大気への放射性物質の拡散抑制として使用する大型送水ポンプ車は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の損傷又は燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

その際，大型送水ポンプ車は，海を水源として，大型送水ポンプ車に付属されている水中ポンプにより海水取水箇所から取水し，ホースにより放水砲と接続でき，送水ポンプで送水することで，原子炉建物屋上へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建物屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として使用する大型送水ポンプ車は，原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。

その際，大型送水ポンプ車は，海を水源として，大型送水ポンプ車に付属されている水中ポンプにより海水取水箇所から取水し，ホースにより放水砲及び泡消火薬剤容器と接続でき，送水ポンプで送水することで，泡消火薬剤と混合しながら原子炉建物屋上又は周辺に放水できる設計とする。

なお，大型送水ポンプ車は，１セット１台に加えて，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台の合計２台を保管する。

1．圧力・流量（吐出圧力　1.4MPa[gage]　（流量　1,320m^3/h））

大型送水ポンプ車は，大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため，原子炉建物屋上又は原子炉建物周辺に放水する必要がある。容量設定にあたっては，高所（原子炉建物屋上）への放水を考慮して設定した。なお，原子炉建物屋上（地上高約 48.5m ※1）へ網羅的に放水するために必要となる，放水砲への送水圧力・流量は，[　　]，1,320 m^3/h 以上である。

図 5-1　射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）

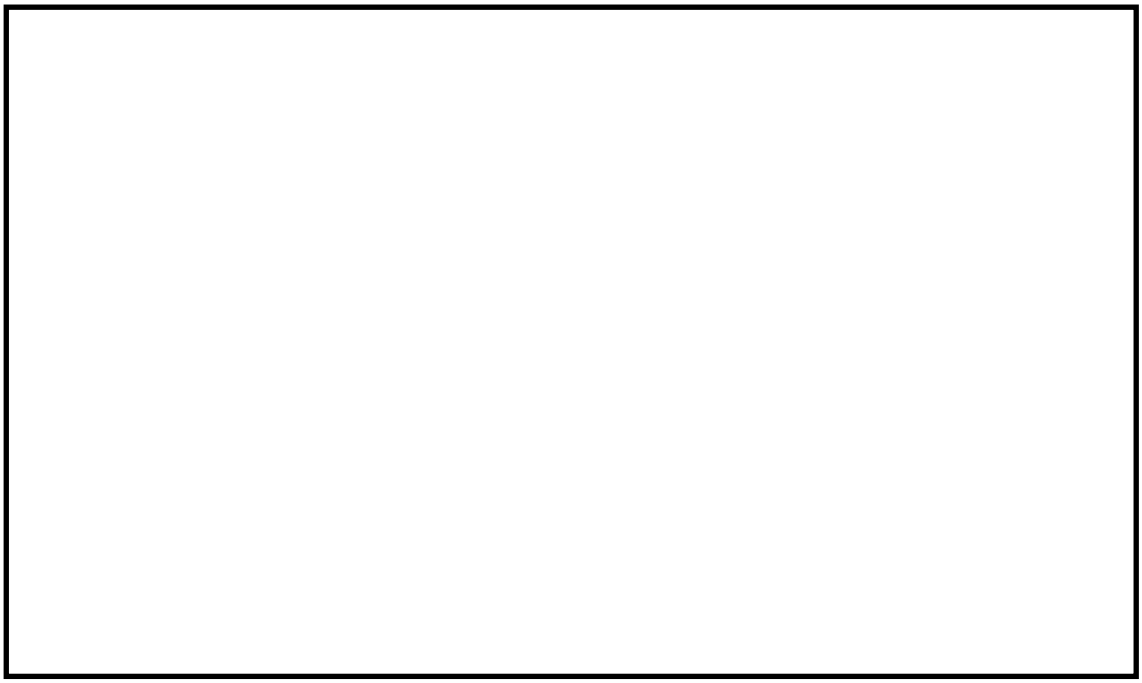


図 5-2　射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）（泡消火放水）

※１：原子炉建物屋上（EL63.5m）-放水砲設置位置（EL15m）=48.5m

※２：本曲線は，実放射計測のデータから割り出した理論値であり，射程は無風時を想定している。（帝国繊維株式会社）

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。

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

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

なお，取水箇所の選定としては，ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると，防波壁内側に位置する２号炉取水槽から取水することを第一優先として考えるが，万が一，防波壁内の海水取水箇所が使用できない場合も想定し，防波壁外側からの取水を考慮したホース敷設ルートも設定する。

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

（１）防波壁内側

防波壁内側のホース敷設ルートのうち保守的となる，２号炉取水槽から取水し，敷地西側を経由して原子炉建物南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A　50m×10 本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲７回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		
合計　約 1.30MPa[gage]		

（２）防波壁外側

防波壁外側のホース敷設ルートのうち保守的となる，荷揚場から取水し，敷地西側を経由して原子炉建物南東側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力		
ホース直接敷設の圧損		(300A　50m×12 本) ※1※2
ホース湾曲の影響		(90°湾曲７回) ※1
敷地高さの影響		
機器類圧損		
合計　約 1.35MPa[gage]		

※１：ホースの圧力損失及び湾曲の評価については，55-5-5,6,7 参照。詳細設計においては，重大事故時のホースの取り回し，作業性，他設備の干渉を考慮し，ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

※２：ホースの予備は，ホースの長さ毎に各１本以上確保する。

※３：大型送水ポンプ車設置高さ（EL8.5m）と放水砲設置高さ（EL15m）の水頭から算出

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（1.4MPa[gage]）

大型送水ポンプ車の最高使用圧力は，ホースの最高使用圧力と同等の 1.4MPa[gage]とする。

３．最高使用温度（40℃）

大型送水ポンプ車を重大事故等時において使用する場合の温度は，水源である海水の温度※1が 40℃を下回るため，40℃とする。

※１：海水の温度は，島根原子力発電所周辺における外気の最高気温である 38.5℃（松江地方気象台で記録）を下回る。

４．原動機出力（1,193kW）

原動機出力は，必要な性能を発揮する出力を有するものとして，1,193kW とする。

１．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。

１－１．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 ホースの湾曲箇所について，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。

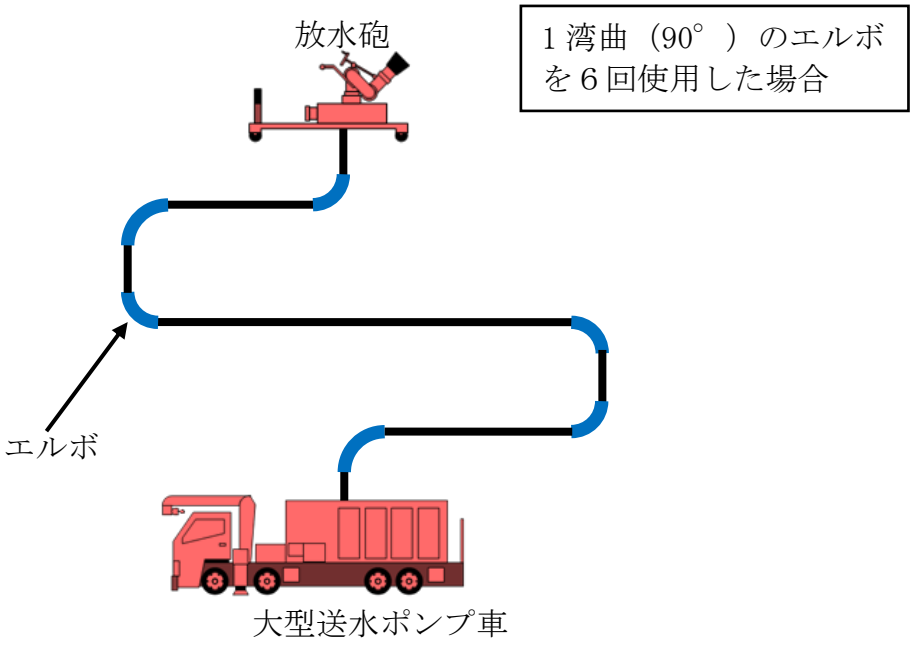


図 5-3　想定されるホースの引き回しパターン（イメージ図）

＜エルボ 1 個（90°）あたりの圧力損失：h_b＞

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

ここで，g＝9.8m/s^2，1m=0.0098MPa とし

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

で表され，滑らかな壁面の場合，損失係数 ζ_b は

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

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

ここで $R_e = \nu\, d/v$，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 5-1 のように与えられる。

表 5-1　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)

$\rho=0.596$(m)

d $=0.2979$(m)

$\nu=1.792$(mm²/s)

であることから

$$v=1000/(0.2979/2)^2\pi/3,600=3.9853\cdots$$
$$\fallingdotseq 3.99(m/s)$$

$$R_e=\nu d/v=1.792\times0.2979/3.99/1,000/1,000$$
$$\fallingdotseq 6.6\times10^5$$

$$R_e(d/\rho)^2=6.6\times10^5\times(0.2979/0.596)^2$$
$$\fallingdotseq 165519>364 \text{ より}$$

ここで

$$\rho/d=0.596/0.2979$$
$$=2.00067\cdots$$
$$\fallingdotseq 2$$

であるため

$$\alpha=0.95+4.42\times2^{-1.96}$$
$$=2.085319$$

$$\zeta_b=0.00431\alpha\,\theta R_e^{-0.17}(\rho/d)^{0.84}$$
$$=0.00431\times2.085319\times90\times(6.6\times10^5)^{-0.17}\times(0.596/0.2979)^{0.84}$$
$$=0.148346\cdots$$
$$\fallingdotseq 0.15$$

となり

$$h_b=0.15\times3.99^2/2000$$
$$=0.0119400\cdots$$
$$\fallingdotseq 0.012(MPa)$$

表 5-2　ホース長さと圧力損失の関係

送水流量[m^3/h]			1,320
使用ホース口径	ホース連結本数 （送水距離）		圧力損失[MPa]
300A	1	(50m)	0.025
	2	(100m)	0.049
	3	(150m)	0.074
	4	(200m)	0.099
	5	(250m)	0.123
	6	(300m)	0.148
	7	(350m)	0.173
	8	(400m)	0.197
	9	(450m)	0.222
	10	(500m)	0.247
	11	(550m)	0.271
	12	(600m)	0.296
	13	(650m)	0.321
	14	(700m)	0.345
	15	(750m)	0.370
	16	(800m)	0.395
	17	(850m)	0.419
	18	(900m)	0.444
	19	(950m)	0.469
	20	(1000m)	0.493

２．原子炉建物への放水の網羅性について

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

原子炉建物は，原子炉建物４階（燃料取替階）屋上の高さ（地上高 48.5m ），原子炉建物下部屋上高さ（地上高 19.8～36.7m ）と高さに違いがあることから，放水方向によって，射程距離が異なる（図 5-4～15 参照）。以下に，射程距離を整理する。また，原子炉建物屋上に放水された泡消火薬剤は，原子炉建物屋上で拡がる効果に期待できる。

①原子炉建物北西側から東向きの放水：[　　]放水砲から[　　]の範囲）
②原子炉建物西側から東向きの放水　：[　　]放水砲から[　　]の範囲）
③原子炉建物南西側から北向きの放水：[　　]放水砲から[　　]の範囲）
④原子炉建物南側から北向きの放水　：[　　]放水砲から[　　]の範囲）
⑤原子炉建物南東側から北向きの放水：[　　]放水砲から[　　]の範囲）

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。

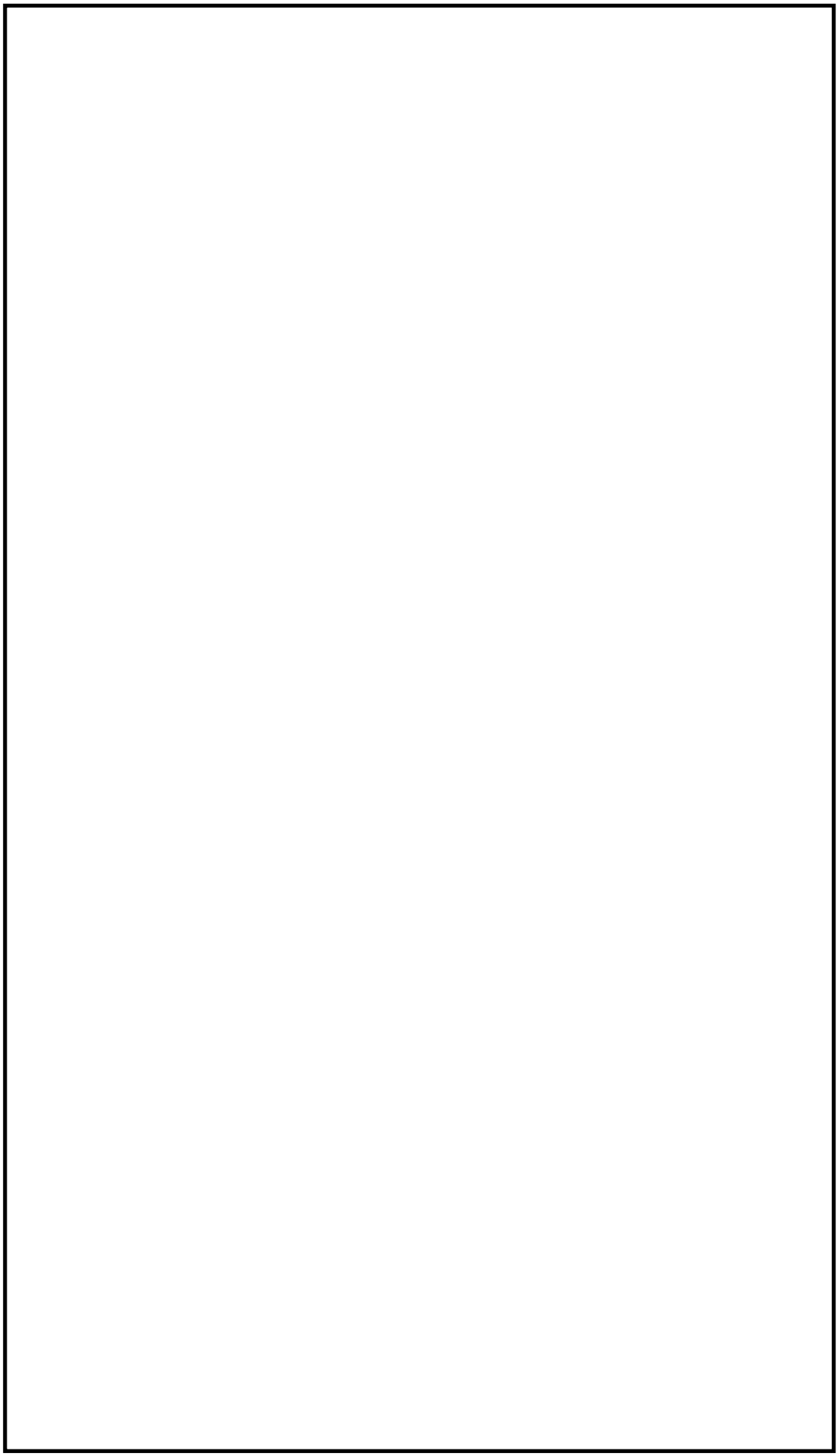


図 5-4　原子炉建物断面図

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。

（１）原子炉建物に対する放水曲線（放射性物質拡散抑制）

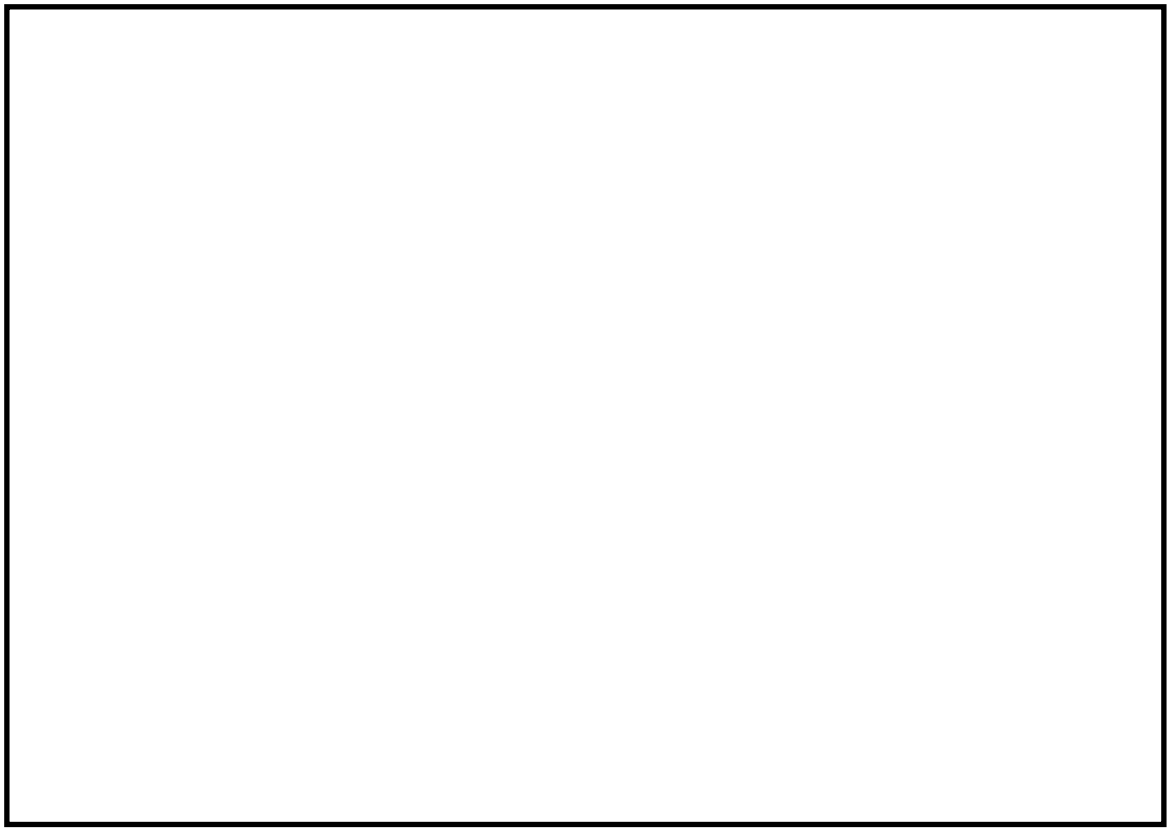


図 5-5　原子炉建物北西側から東向きの放水曲線

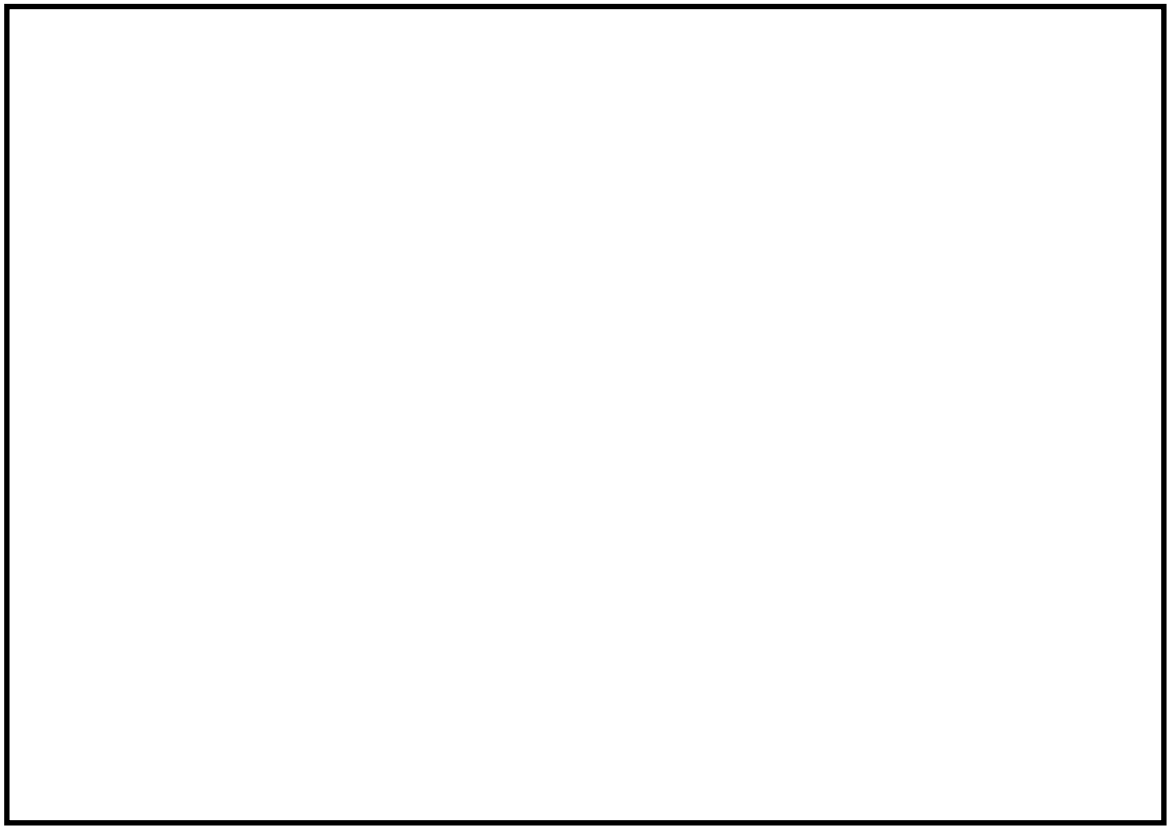


図 5-6　原子炉建物西側から東向きの放水曲線

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。

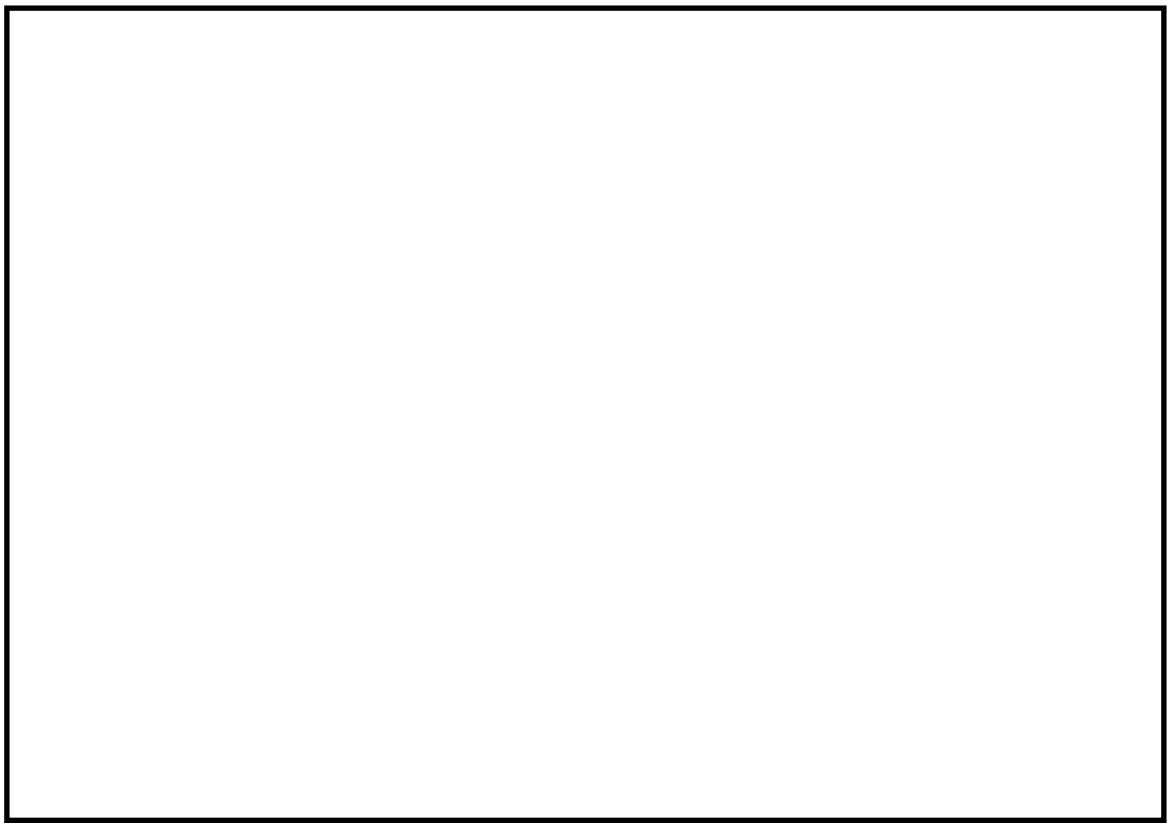


図 5-7　原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

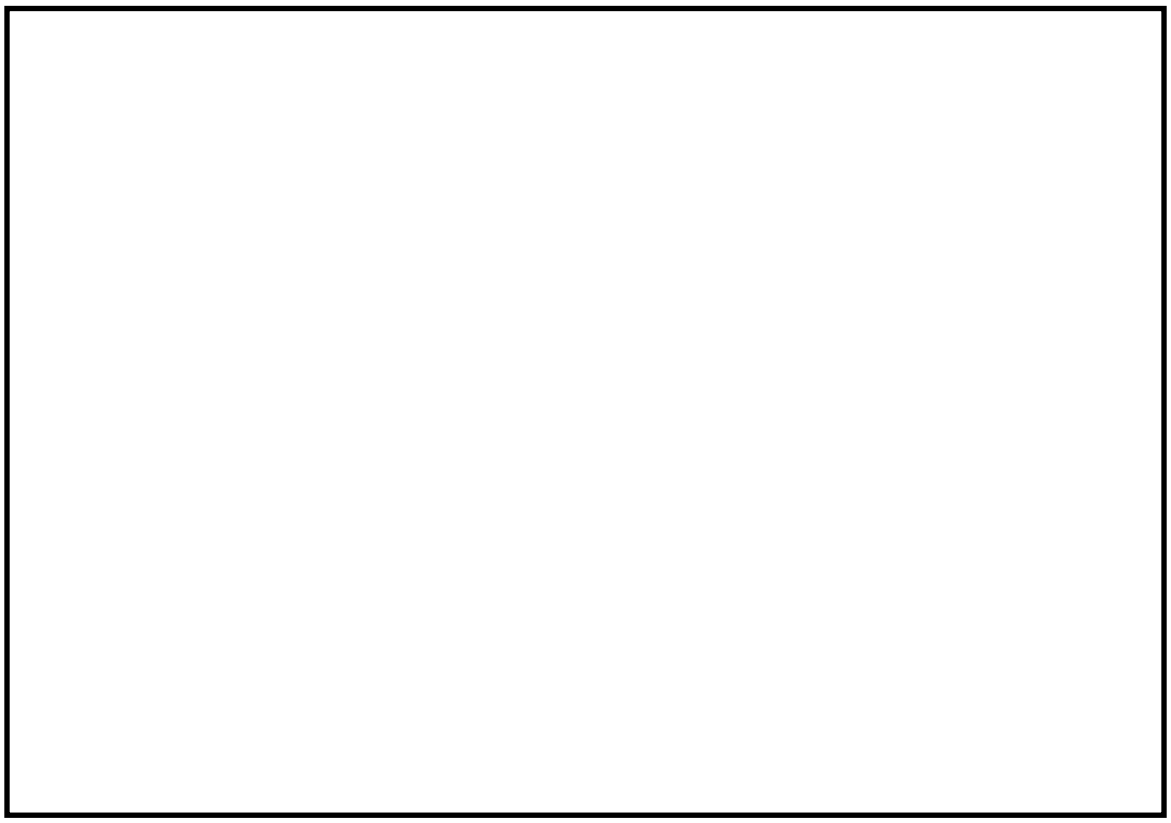


図 5-8　原子炉建物南側から北向きの放水曲線

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。

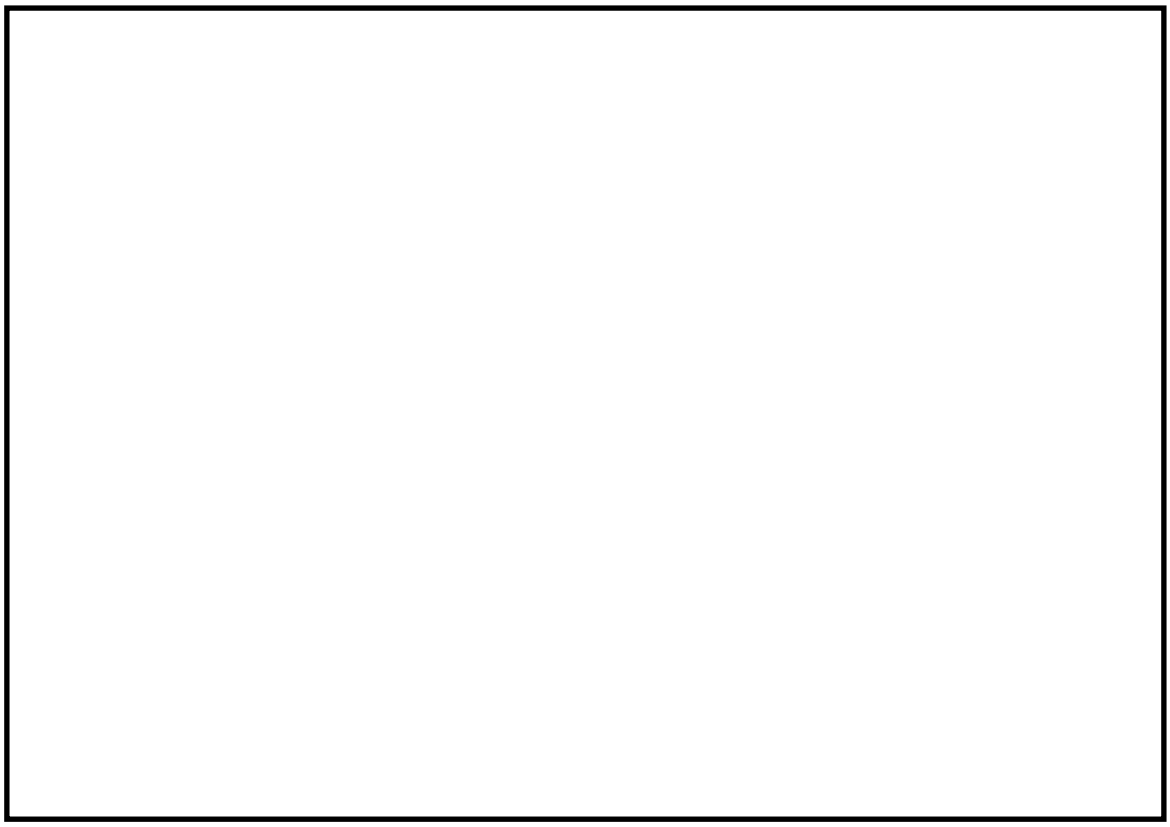


図 5-9　原子炉建物南東側から北向きの放水曲線

（２）原子炉建物に対する放水曲線（泡消火）

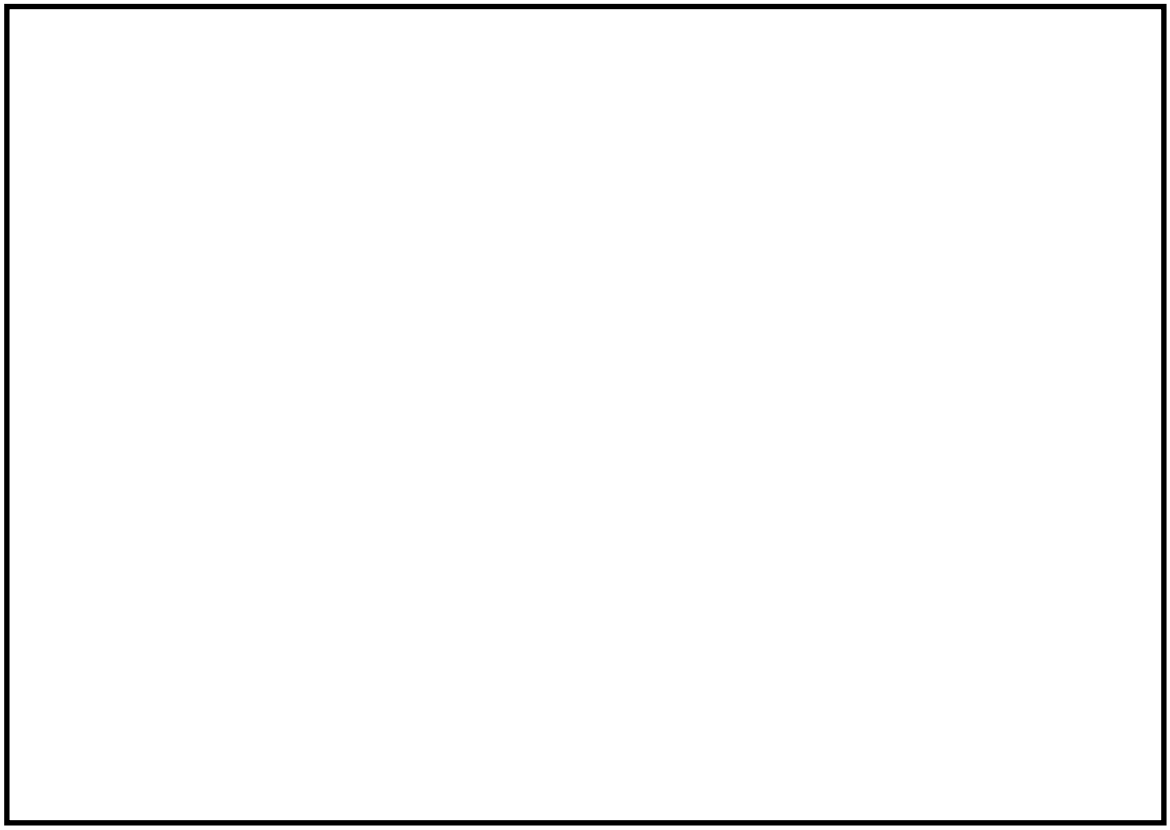


図 5-10　原子炉建物北西側から東向きの放水曲線

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。

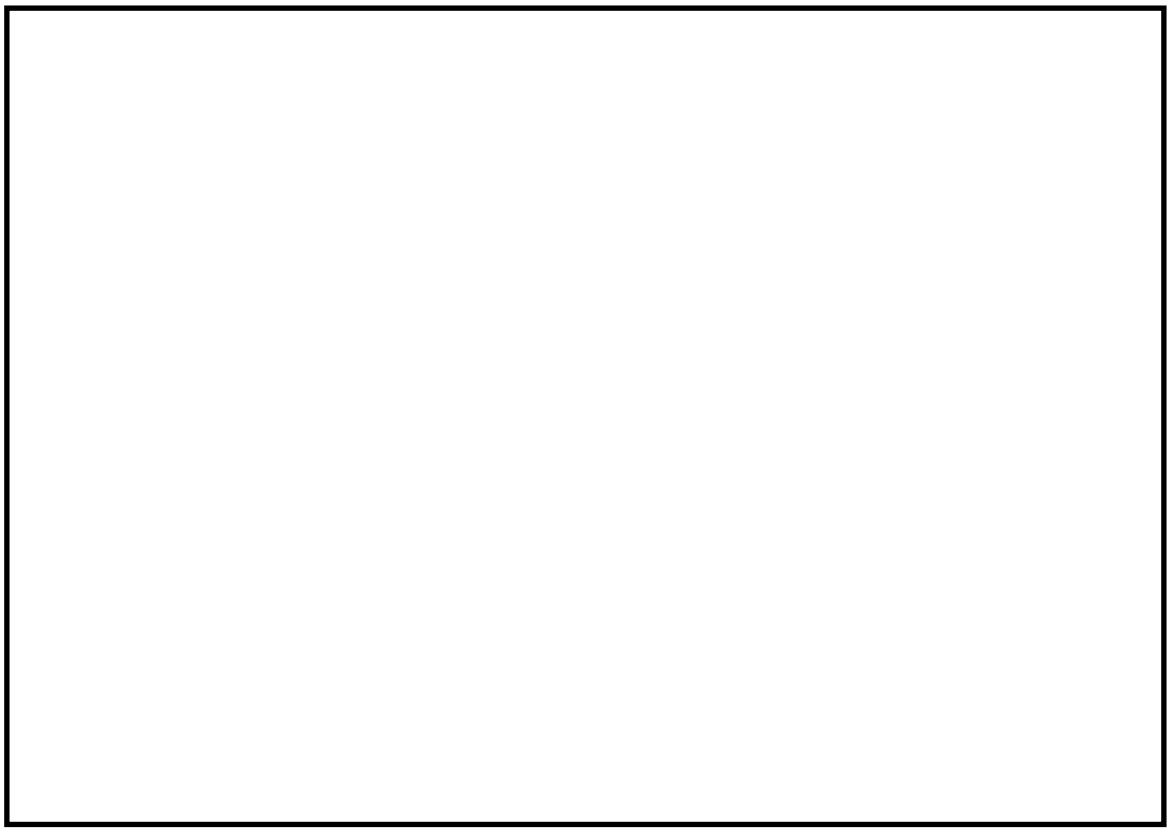


図 5-11　原子炉建物西側から東向きの放水曲線

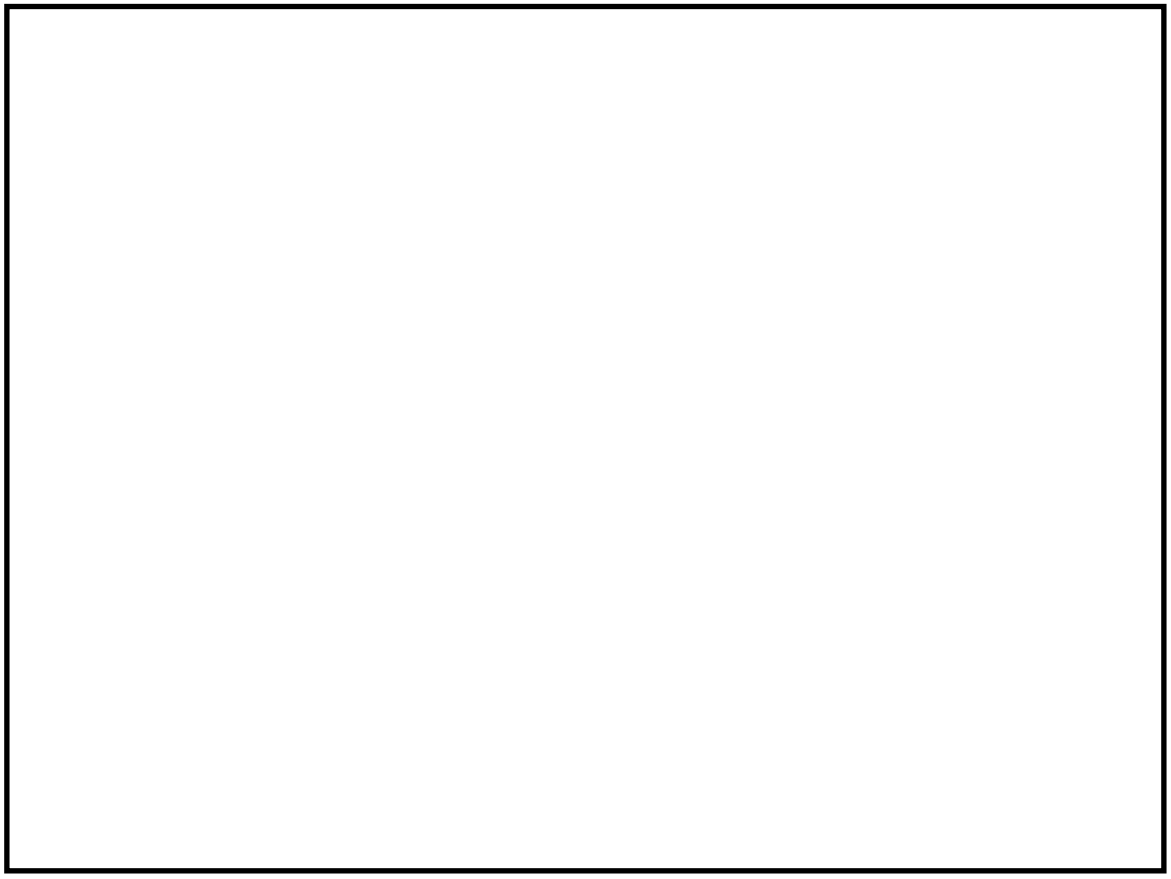


図 5-12　原子炉建物南西側から北向きの放水曲線

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。

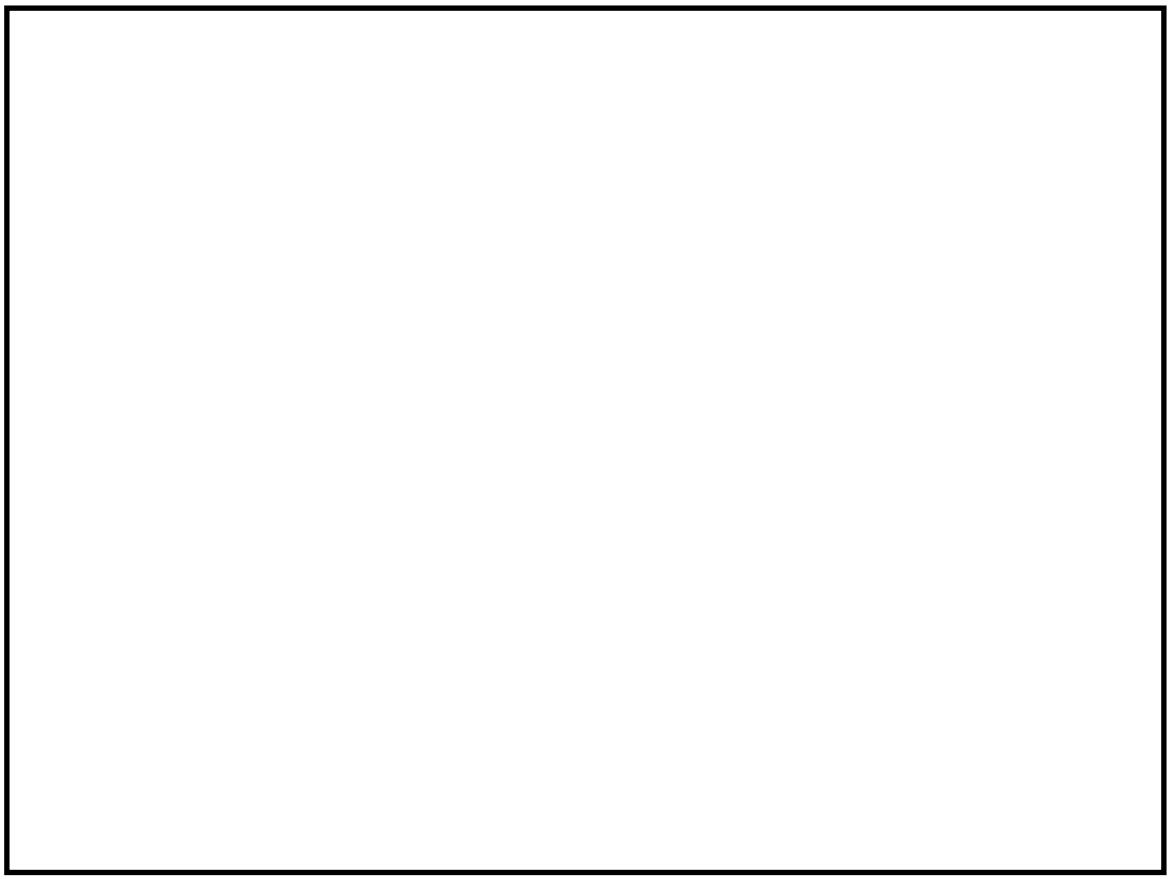


図 5-13　原子炉建物南側から北向きの放水曲線

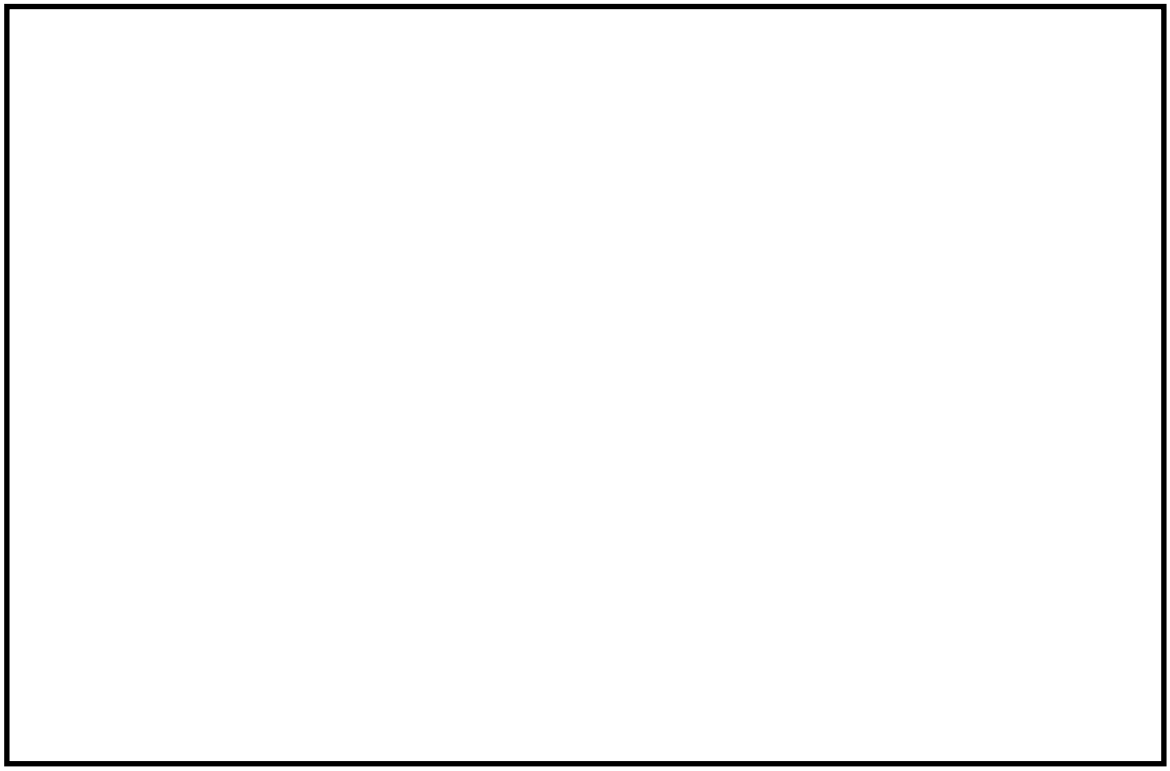


図 5-14　原子炉建物南東側から北向きの放水曲線（1／2）

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。

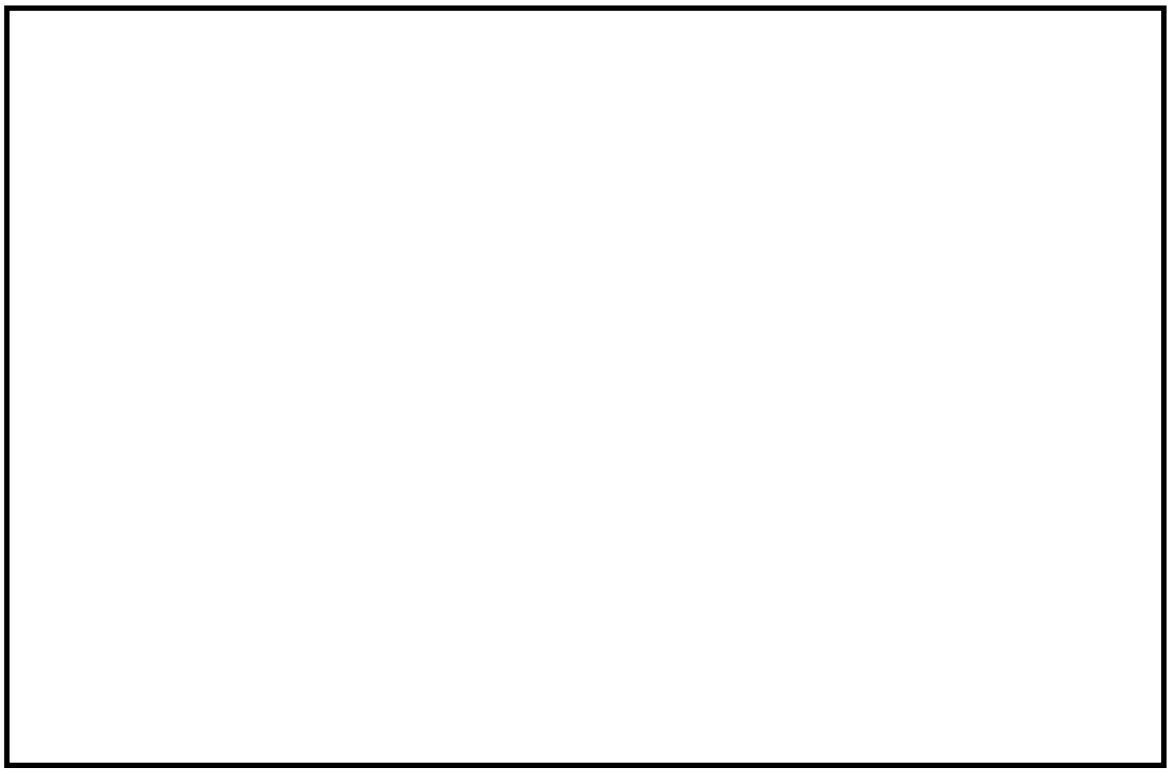


図 5-15　原子炉建物南東側から北向きの放水曲線（2／2）

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。

上記の検討から，放水範囲を図 5-16 に示す。また，放水砲の放水に対して，干渉する可能性がある設備である低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽入口建物についても考慮した。低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽入口建物の高さは地面から 4.9m 程度であることから，放水に対して干渉することはない。以上のことから，原子炉建物屋上部に対する，放水の網羅性は確保されている。

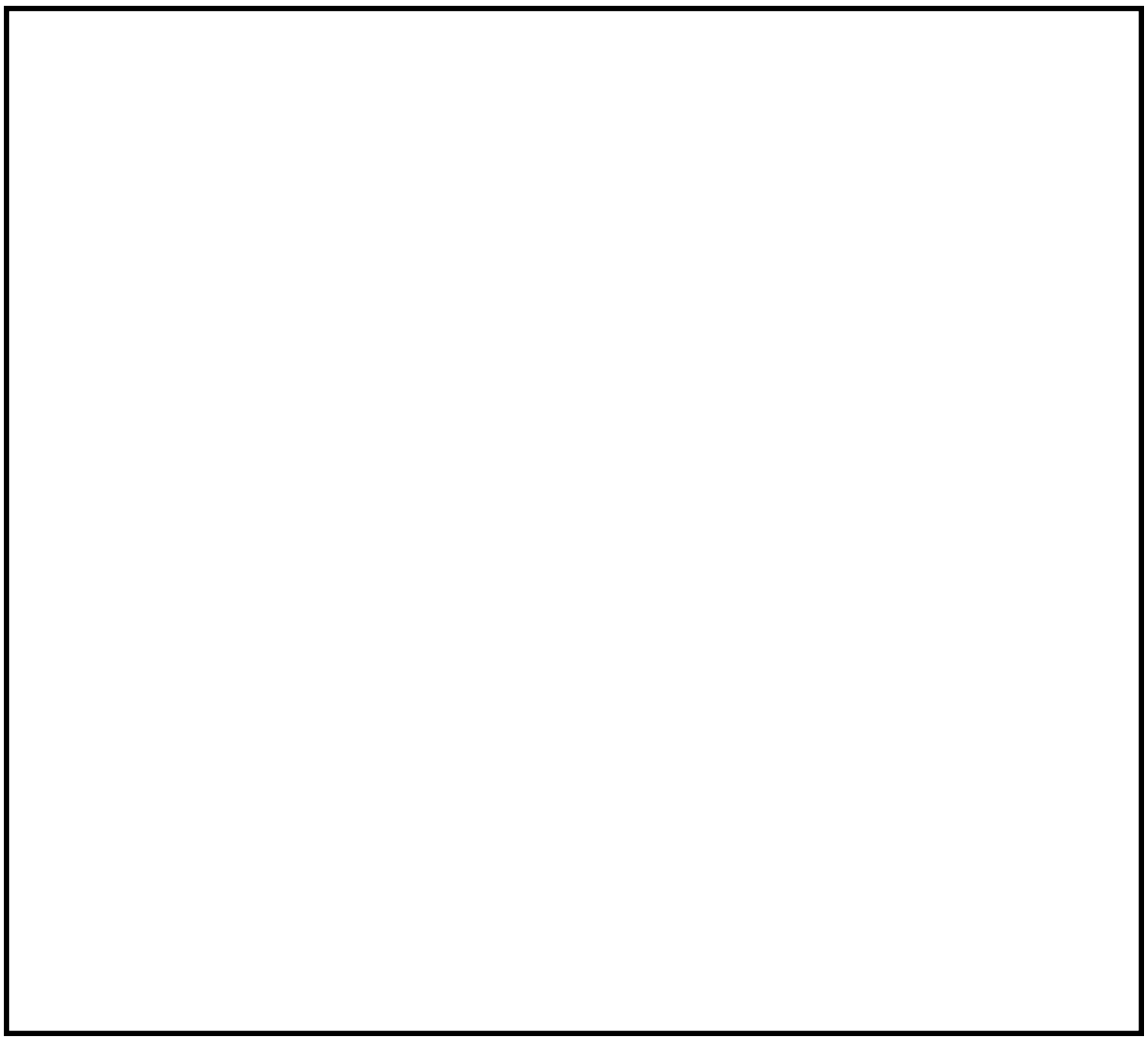


図 5-16　放水範囲図

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。

名　　称		放水砲
最　高　使　用　圧　力	MPa[gage]	1.4
最　高　使　用　温　度	℃	40

【設　定　根　拠】

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

系統構成は，大気への放射性物質の拡散抑制として，放水砲は，ホースにより海を水源とする大型送水ポンプ車と接続することにより，原子炉建物屋上へ放水できる設計とする。大型送水ポンプ車及び放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建物屋上へ向けて放水できる設計とする。

航空機燃料火災への泡消火として，放水砲は，ホースにより海を水源とする大型送水ポンプ車に接続し，泡消火薬剤と混合しながら，原子炉建物へ放水できる設計とする。

放水砲の保有数は，大型送水ポンプ車に合わせて，１セット１台に加えて，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台の合計２台を保管する。

１．最高使用圧力（1.4MPa[gage]）

放水砲を重大事故等時において使用する場合の最高使用圧力は，原子炉建物屋上（地上高約 48.5m）への放水が可能な圧力 [redacted] 以上を満足する値である，メーカーが規定する 1.4MPa[gage]とする。

２．最高使用温度（40℃）

放水砲を重大事故時等において使用する場合の最高使用温度は 40℃とする。

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。

名　　称		シルトフェンス
幅	m/箇所	２号炉放水接合槽：10 輪谷湾：320
高さ	m	２号炉放水接合槽：10 輪谷湾：７～20

【設　定　根　拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するためシルトフェンスは，以下の機能を有する。

シルトフェンスは，敷地内から海洋への伝搬経路である，２号炉放水接合槽及び輪谷湾に設置することで，大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

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

１．　幅

（１）２号炉放水接合槽

２号炉放水接合槽を囲うために必要なシルトフェンスの幅は，約 9.7m である。そのため，重大事故時等に２号炉放水接合槽付近に設置するシルトフェンスの幅は，１本あたりの幅が約 10m のシルトフェンスを１本使用し，約 10m とする。

（２）輪谷湾

輪谷湾付近を囲うために必要なシルトフェンスの幅は，約 300m である。そのため，重大事故時等に輪谷湾に設置するシルトフェンスの幅は，1 本あたりの幅が約 20m のシルトフェンスを 16 本使用し，約 320m とする。

２．　高さ

（１）２号炉放水接合槽

重大事故時等に２号炉放水接合槽付近に設置するシルトフェンスの高さは，満潮時の高さを考慮しても，海底（EL 約-8.0m）まで届く高さである約 10m とする。

（２）輪谷湾

重大事故時等に輪谷湾付近に設置するシルトフェンスの高さは，満潮時の高さを考慮しても，海底（EL 約-18～-５m）まで届く高さである約７～20m とする。

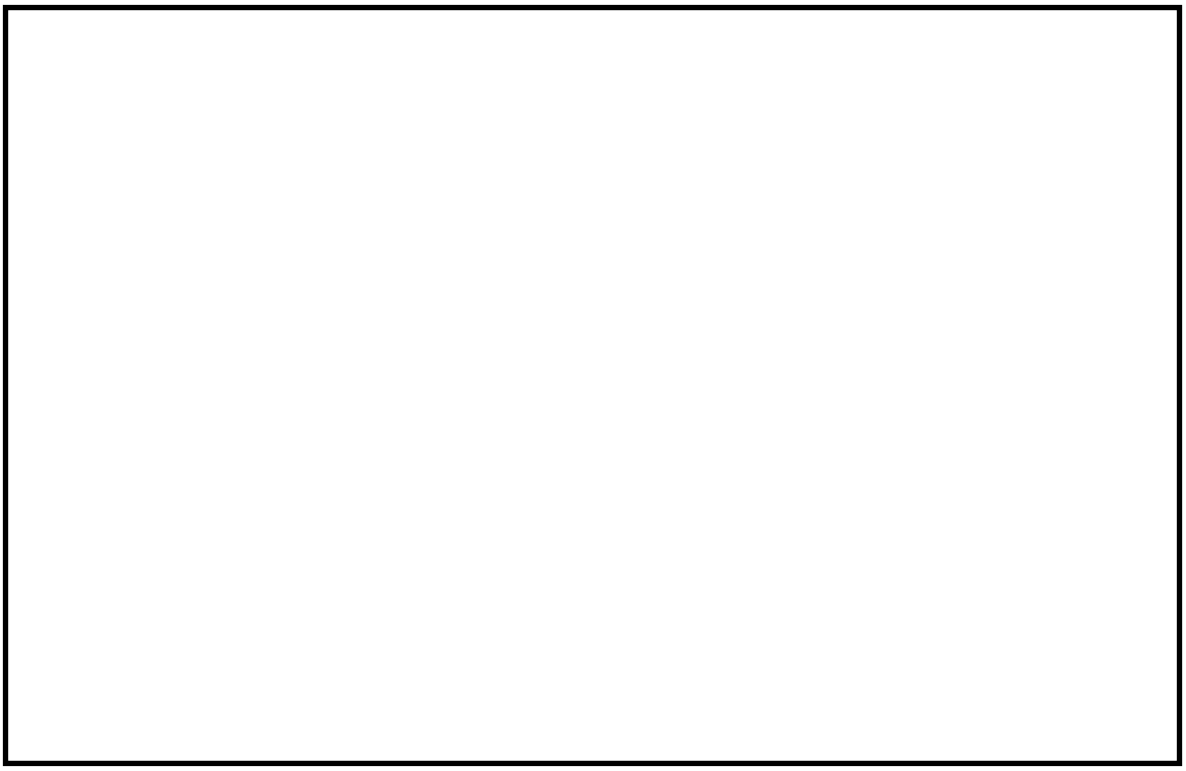


図 5-17　２号炉放水接合槽の外形図

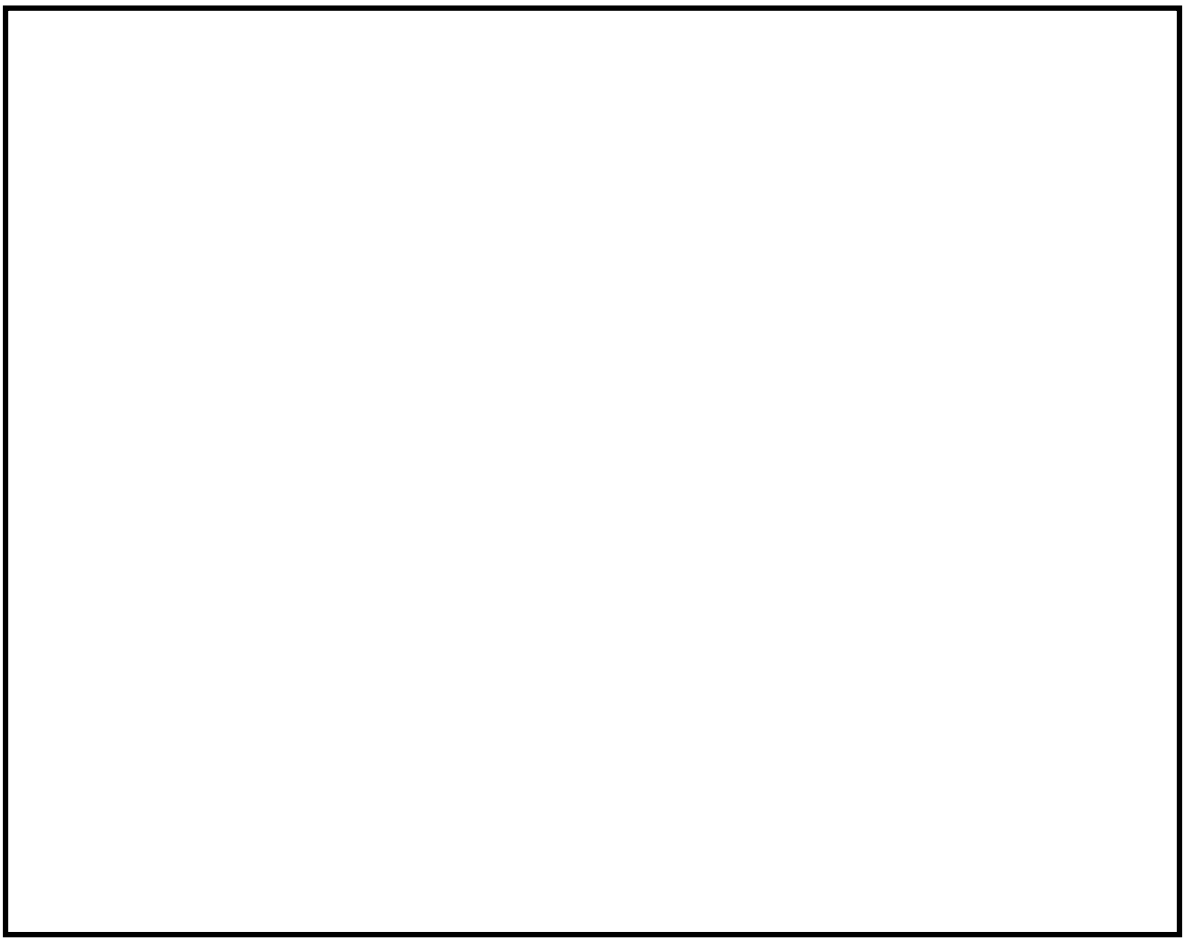


図 5-18　輪谷湾の外形図

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。

参考資料

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

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

１．雨水排水路集水桝（No.３排水路，２号炉放水槽南，２号炉廃棄物処理建物南）用放射性物質吸着材容量

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

①設置箇所の寸法

雨水排水路集水桝 （No.３排水路）寸法（m）	縦：2.6，横：2.6，　高さ：約 5.4
雨水排水路集水桝 （２号炉放水槽南）寸法（m）	縦：1.3，横：1.3，　高さ：約 1.2
雨水排水路集水桝 （２号炉廃棄物処理建物南）寸法(m)	縦：1.2，横：1.2，　高さ：約 1.8

※詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は，セシウムを吸着するゼオライトの表面を水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は，ゼオライトを網目状のメッシュボックスに敷き詰めて用いる。放射性物質吸着材は，上記各雨水排水路集水桝に設置可能であり，その寸法から，放射性物質吸着材の容量を以下の通りとする。

雨水排水路集水桝 （No.３排水路）容量（kg）	ユニット体積 3.3m^3×吸着材密度約 900kg/m^3 ＝約 2,970kg
雨水排水路集水桝 （２号炉放水槽南）容量（kg）	ユニット体積 0.8m^3×吸着材密度約 900kg/m^3 ＝約 720kg
雨水排水路集水桝 （２号炉廃棄物処理建物南） 容量（kg）	ユニット体積 0.9m^3×吸着材密度約 900kg/m^3 ＝約 810kg

※詳細設計中であり変更の可能性がある。

２．放射性物質吸着材の吸着率（参考値）

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

※　測定条件は，天然セシウム水中に放射性物質吸着材を入れ吸着率を測定する。試験条件は，10ppm の天然セシウム水 100ml，ゼオライト１g，吸着時間５時間。運用としては，汚染水が放射性物質吸着材を通過する際に，放射性物質吸着材と接触することでセシウムを吸着させる。当該測定条件は，実際の運用と異なる条件のため，値は参考値として扱う。

名　　称		泡消火薬剤容器
容　　量	L/セット	5,000

【設　定　根　拠】

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡消火薬剤容器は，以下の機能を有する。

泡消火薬剤容器は，航空機燃料火災に対応するため，大型送水ポンプ車に接続することで泡消火できる設計とする。なお，保有数は１セットあたり５個で，破損時のバックアップ用として予備１個を保管する。

１．容量（5,000L/セット）

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

設定に当たっては，空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており，最大であるカテゴリー10 を適用する。また，保有している泡消火薬剤は，１％水成膜泡消火薬剤であり，空港業務マニュアルでは性能レベルＢ に該当する。空港カテゴリー10 かつ性能レベルＢの泡消火薬剤に要求される混合溶液の放射量は 672m³/h であり，発泡に必要な水の量は 32.3m³ である。必要な泡消火薬剤は 32.3m³×１％＝323L に対して，空港業務マニュアルでは２倍の量 323L×2＝646L を保有することが規定されている。

以上より，必要保有量 646L に対して，5,000L を泡消火薬剤の容量として設定した。

なお，航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，泡消火薬剤を１%混合しながら 1,320m³/h で泡消火を実施することから，5,000L の泡消火薬剤で約 22 分間泡消火が可能である。

55-6
接続図

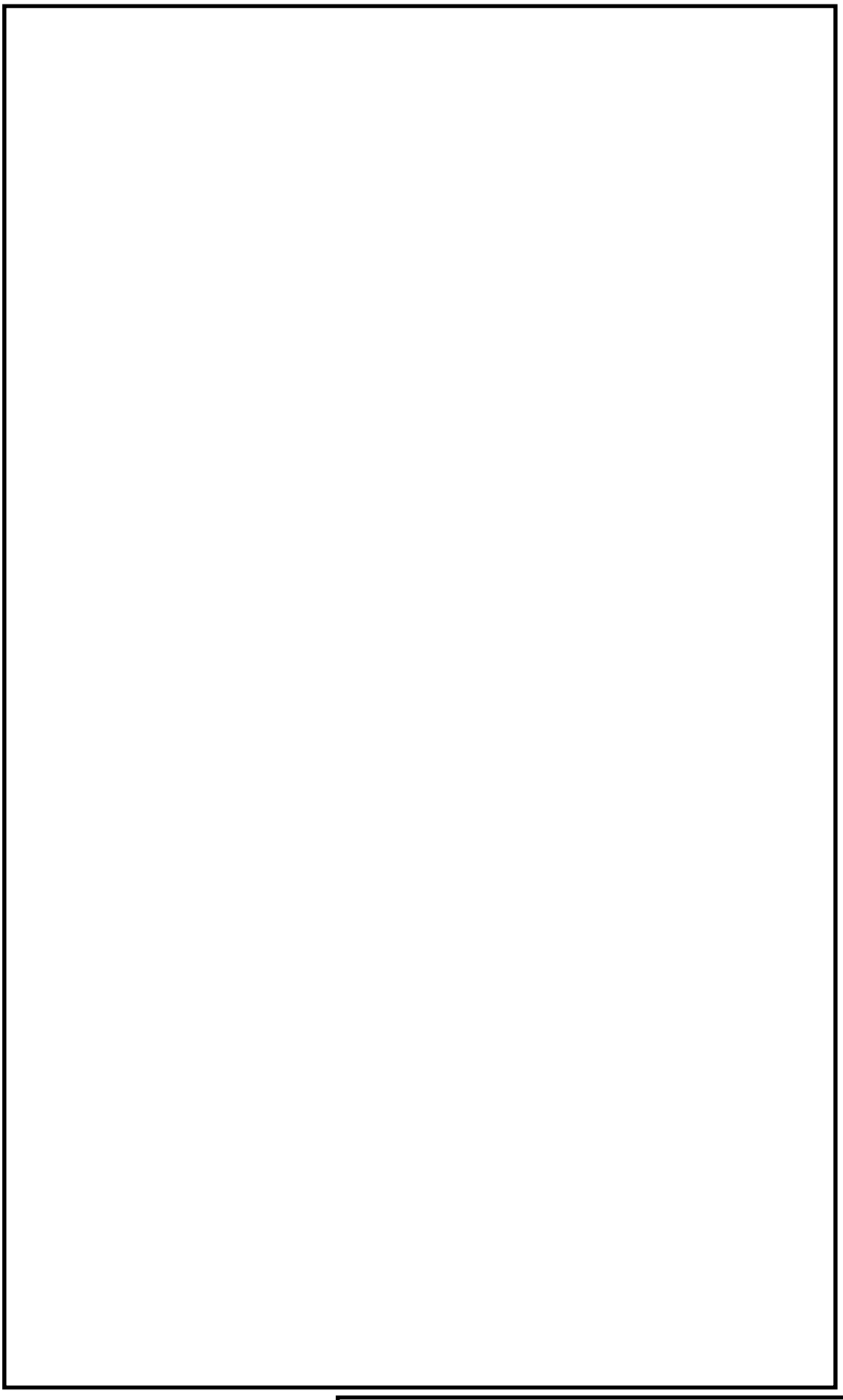


図 6-1　ホース敷設例

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。

○汚染水の流出経路及び対策概要

１．発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため，２号炉原子炉建物への放水により発生した汚染水は，屋上から建物雨水路を経由して，２号炉近傍の雨水排水路に導かれ，雨水排水路集水桝を経由し，海洋へ流れ込む。

２．放射性物質の拡散抑制対策

放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するために，以下の対策を実施する。海洋への放射性物質の拡散抑制対策として用いる放射性物質吸着材及びシルトフェンス設置位置を図 6-2 に示す。海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れを図 6-3 に示す。

（１）雨水排水路集水桝（No.３排水路，２号炉放水槽南，２号炉廃棄物処理建物南）への放射性物質吸着材の設置

放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制を実施する必要がある場合は，原子炉建物への放水により汚染した水が，原子炉建物雨水路を経由して，２号炉近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため，下流の雨水排水路集水桝３箇所に放射性物質吸着材を設置し，放射性物質の拡散を抑制する。

（図 6-2-①，図 6-3-①）

（２）２号炉放水接合槽及び輪谷湾へのシルトフェンスの設置

その後，シルトフェンスの設置が可能な状況（大津波警報，津波警報が出ていない又は解除された）な場合，シルトフェンスを設置する。

汚染水は，２号炉の雨水排水路を経由し，２号炉放水接合槽及び輪谷湾に導かれる。また，放水によって，原子炉建物の内部に滞留した汚染水は，建物外へ通じる配管によって，２号炉取水槽及び２号炉放水槽へと流出し，最終的に海洋へ流出するため，２号炉放水接合槽及び輪谷湾にシルトフェンスを設置することで，放射性物質の海洋への拡散を抑制する。なお，原子炉建物の内部に滞留した汚染水が海洋へ流出するのは，放射線管理区域と非管理区域の境界壁,原子炉建物及びタービン建物の外壁,建物外へ通じる配管等，複数の障壁の損傷が重畳した場合に限られ，障壁の通過には時間余裕があると考えられる。

（図 6-2-②，図 6-3-②）

（３）２号炉放水接合槽及び輪谷湾へのシルトフェンスの設置（２重目）

それぞれ１重目のシルトフェンスを設置完了後，放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため，２重目のシルトフェンスを設置する。

（図 6-2-③，図 6-3-③）

（４）その他海洋への経路

（１）のとおり，原子炉建物への放水により発生した汚染水の海洋までの主要な経路となる雨水排水路集水桝に放射性物質吸着材を設置することとしているが，当該雨水排水路の損傷等により，汚染水が敷地に溢れた場合に，その他の海洋への経路の可能性がある。具体的流路としては，２号炉放水槽を経由した２号炉放水接合槽であるが，２号炉放水接合接合槽にはシルトフェンスを設置し，放射性物質の拡散を抑制する。

なお，（１），（２）の作業は，異なる要員で対応できる場合は，並行して作業を実施することが可能である。

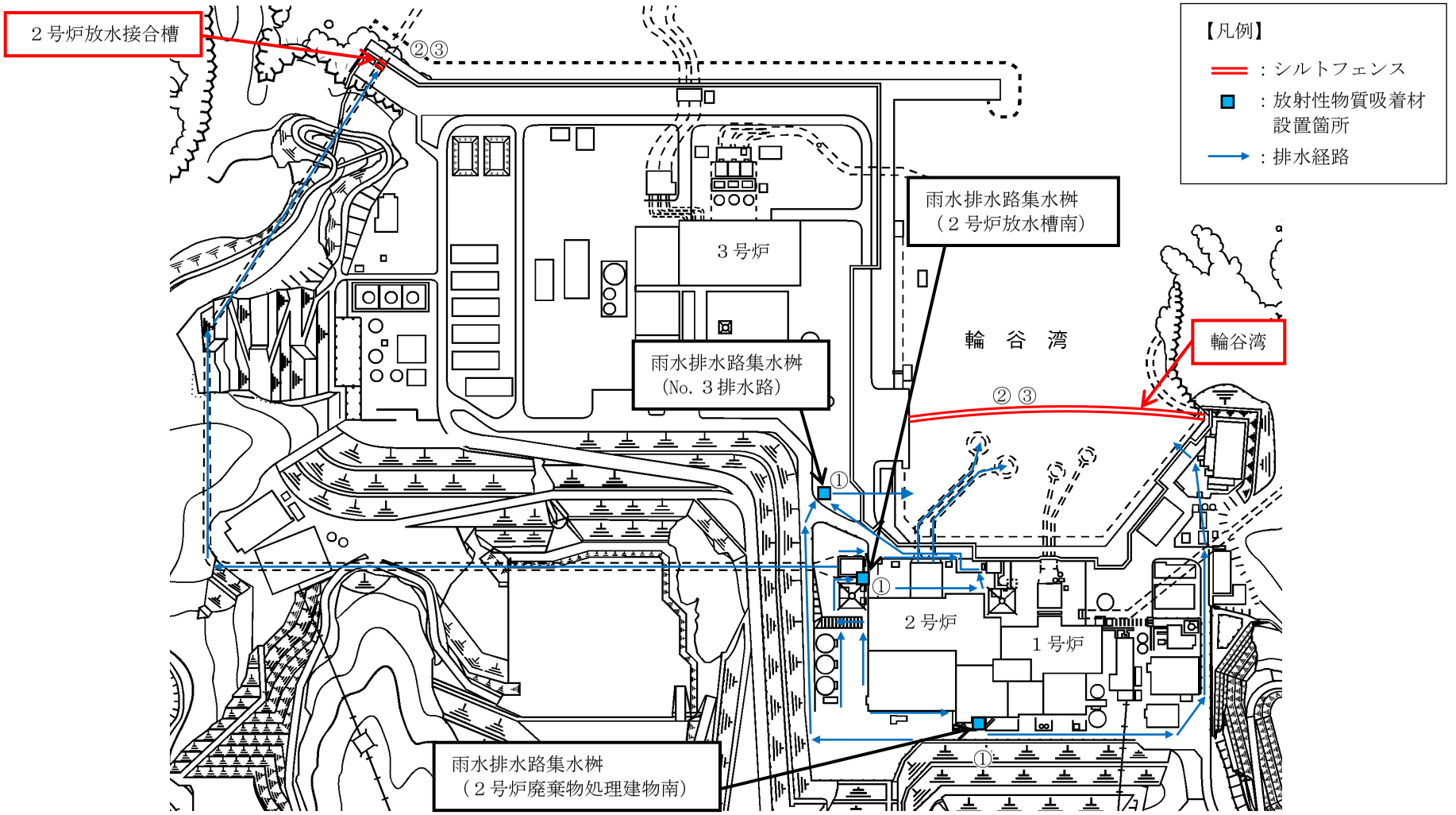


図 6-2　放射性物質吸着材及びシルトフェンスの設置位置図

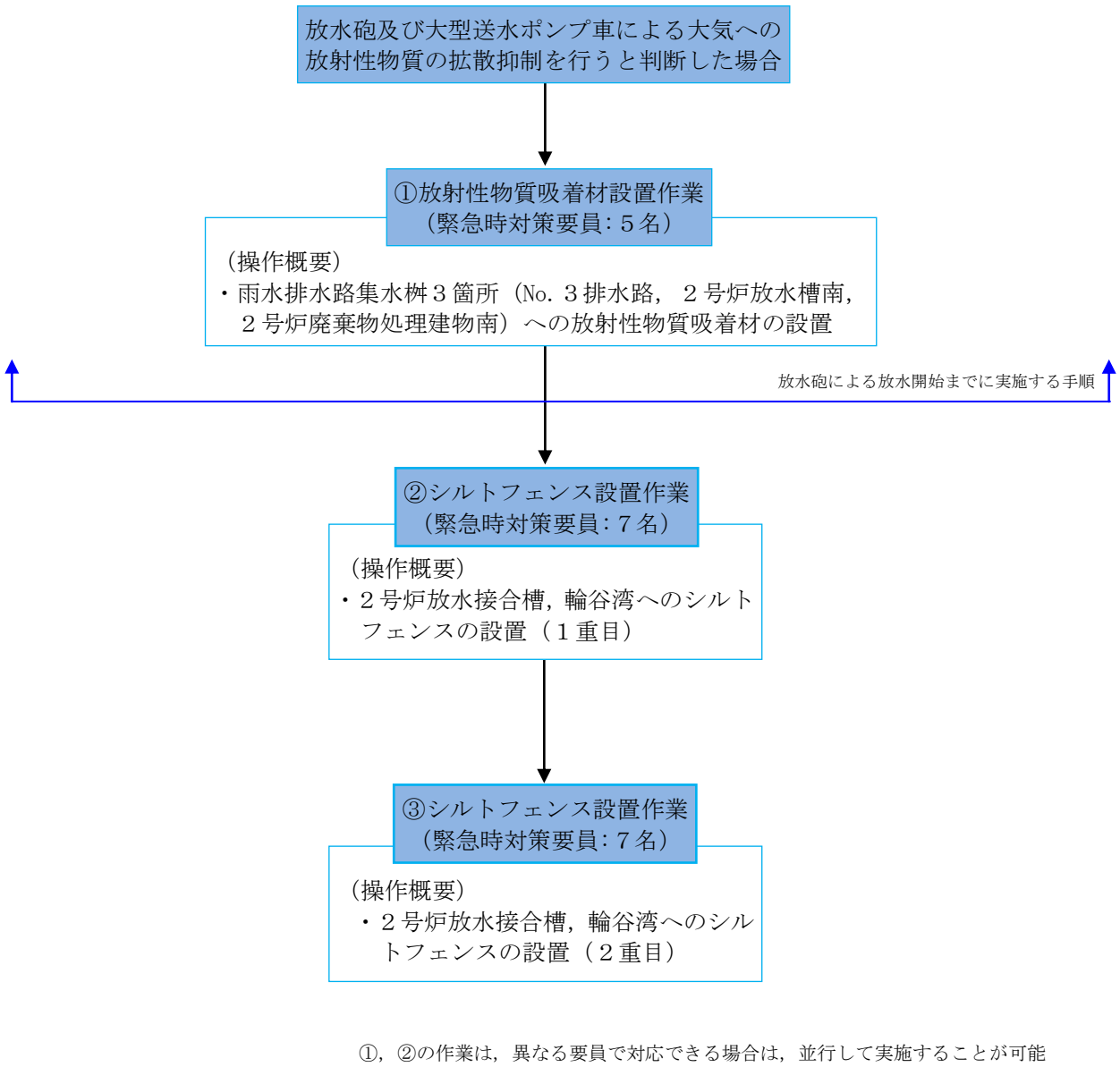


図 6-3　海洋への放射性物質の拡散抑制手順の流れ

55-7
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

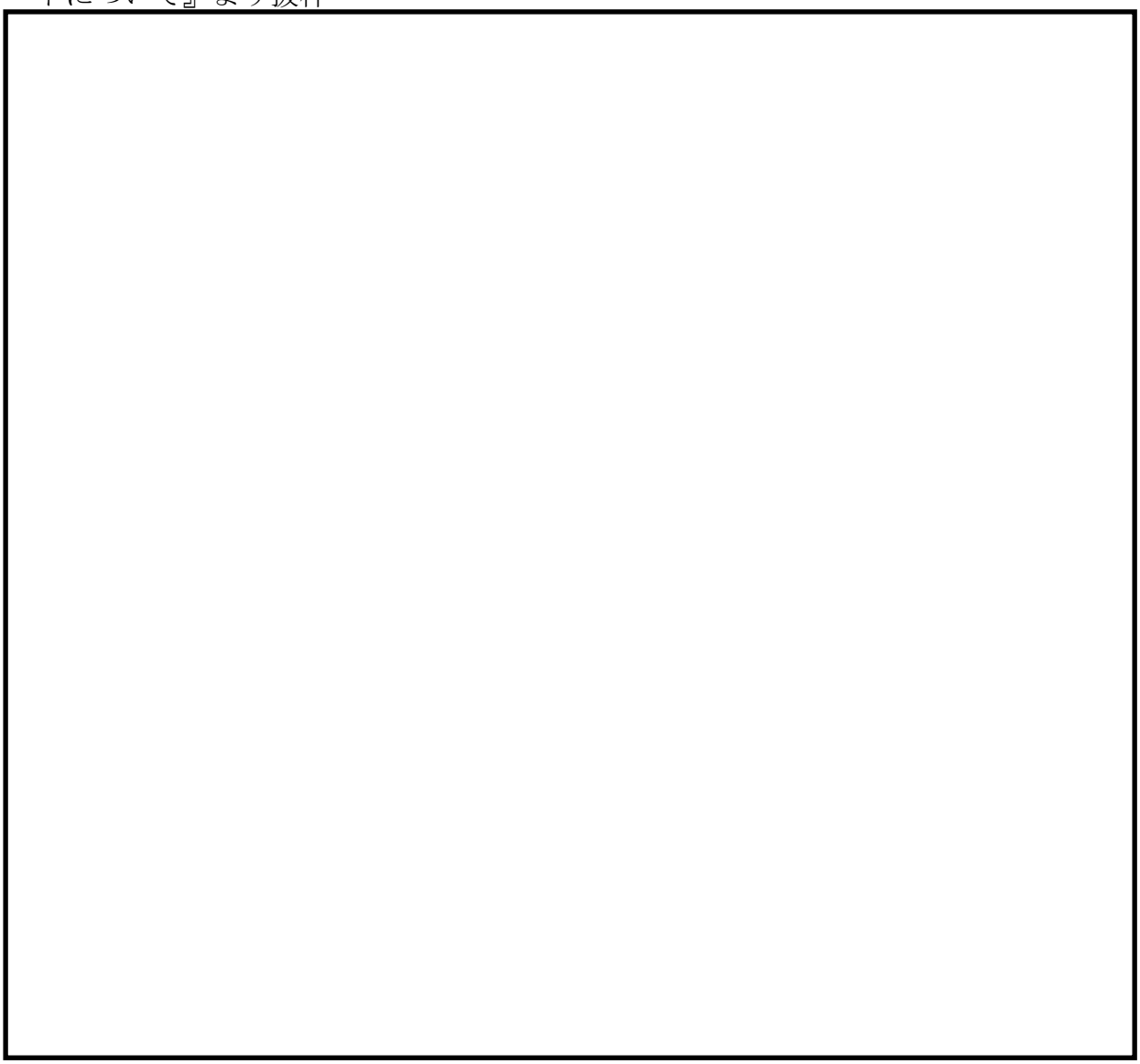


図 7-1　保管場所及びアクセスルート図

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。

55-8

その他設備

１．その他設備

１．１　原子炉建物放水設備を使用する際の監視設備

大気への放射性物質の拡散を抑制するため，原子炉建物放水設備により原子炉建物に向けて放水する際に，ガンマカメラ又はサーモカメラを用いて原子炉建物から漏えいする放射性物質又は放射性物質とともに放出される水蒸気等の熱源を監視する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

１．２　航空機燃料火災に対する初期消火設備

原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に，「小型放水砲，化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車」又は「化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車」により初期対応における延焼防止処置を実施する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本設備は，使用可能な淡水源がある場合は，消火栓（ろ過水タンク，補助消火水槽），ろ過水タンク，補助消火水槽，純水タンクを水源とし，使用可能な淡水源が無い場合は，海水を使用する。

小型放水砲を使用する場合は，泡消火薬剤容器を接続するとともに，化学消防自動車にて水源より取水し，小型放水砲に送水する。（図 8-1）

化学消防自動車を使用する場合は，泡消火薬剤容器を接続し，化学消防自動車にて水源から取水し，泡消火を実施する。（図 8-2）

なお，火災発生場所と使用する水源の場所が遠い場合，水源近傍に小型動力ポンプ付水槽車を，水源と火災発生場所の中間位置付近に化学消防自動車を設置し，水利を確保する。

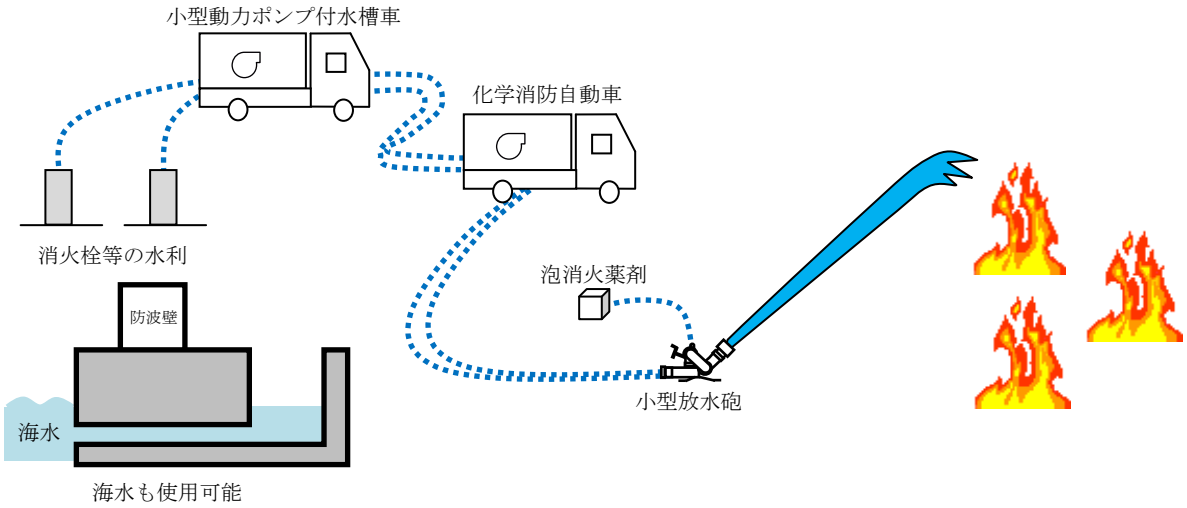


図 8-1　化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用する場合）

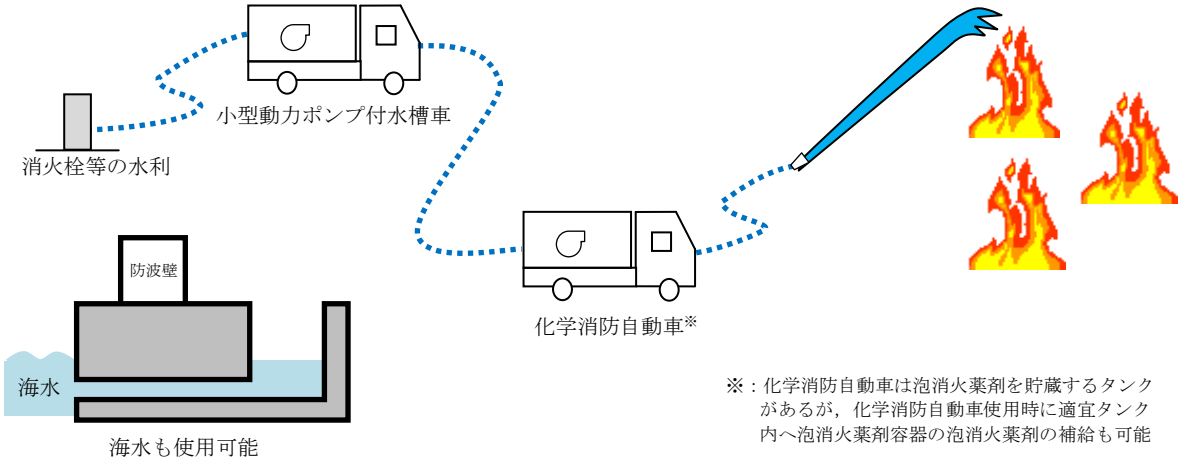


図 8-2　化学消防自動車等による泡消火（小型放水砲を使用しない場合）

56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

目次

56-1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表
56-2　単線結線図
56-3　配置図
56-4　系統図
56-5　試験及び検査
56-6　容量設定根拠
56-7　接続図
56-8　保管場所図
56-9　アクセスルート図
56-10　その他設備
56-11　送水ヘッダについて
56-12　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）について

56-1

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）

56条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					低圧原子炉代替注水槽	類型化区分	サプレッション・チェンバ	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	低圧原子炉代替注水ポンプ 格納槽内設備	C	原子炉棟内設備	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ	（海水を通水しない）	対象外
				電磁波的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－	（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）	－	（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	［配置図］56-3　［系統図］56-4		［配置図］56-3　［系統図］56-4	
		第2号	操作性		（操作不要）	対象外	（操作不要）	対象外
			関連資料		－		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		容器（タンク類）	C	容器（タンク類）	C
			関連資料		［試験及び検査］56-5		［試験及び検査］56-5	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ	本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］56-4		［系統図］56-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	Ａａ	弁等の操作で系統構成	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外	対象外	対象外
				関連資料	－		－	
		第6号	設置場所		（操作不要）	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	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		［容量設定根拠］56-6		［容量設定根拠］56-6	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外	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	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）	対象外	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	［配置図］56-3		［配置図］56-3	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

56条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				電磁波的障害	（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	［配置図］56-3	
		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		［試験及び検査］56-5	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］56-4	
		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	－	
		第6号	設置場所		対象外	－
			関連資料		［配置図］56-3	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		－	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	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	防止設備でも緩和でもない設備－同一目的のＤＢ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	Ｃａ
				関連資料	［単線結線図］56-2，［系統図］56-4	

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）

56条：重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					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	使用時に海水通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	Ⅱ
				電磁波的障害	（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	［配置図］56-3，［保管場所図］56-8	
		第2号	操作性		工具，設備の運搬・設置 操作スイッチ操作，接続作業	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｇ
			関連資料		［接続図］56-7	
		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		［試験及び検査］56-5	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		［系統図］56-4	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	［試験及び検査］56-5	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		［系統図］56-4，［接続図］56-7	
	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設備	A
			関連資料		［容量設定根拠］56-6	
		第2号	可搬型SAの接続性		より簡便な接続	C
			関連資料		［接続図］56-6	
		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	Ａａ
			関連資料		［接続図］56-7	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	―
			関連資料		［接続図］56-7	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		［保管場所図］56-8	
		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		［アクセスルート図］56-9	
		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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	［系統図］56-4［接続図］56-7［保管場所図］56-8	

56-2

単線結線図

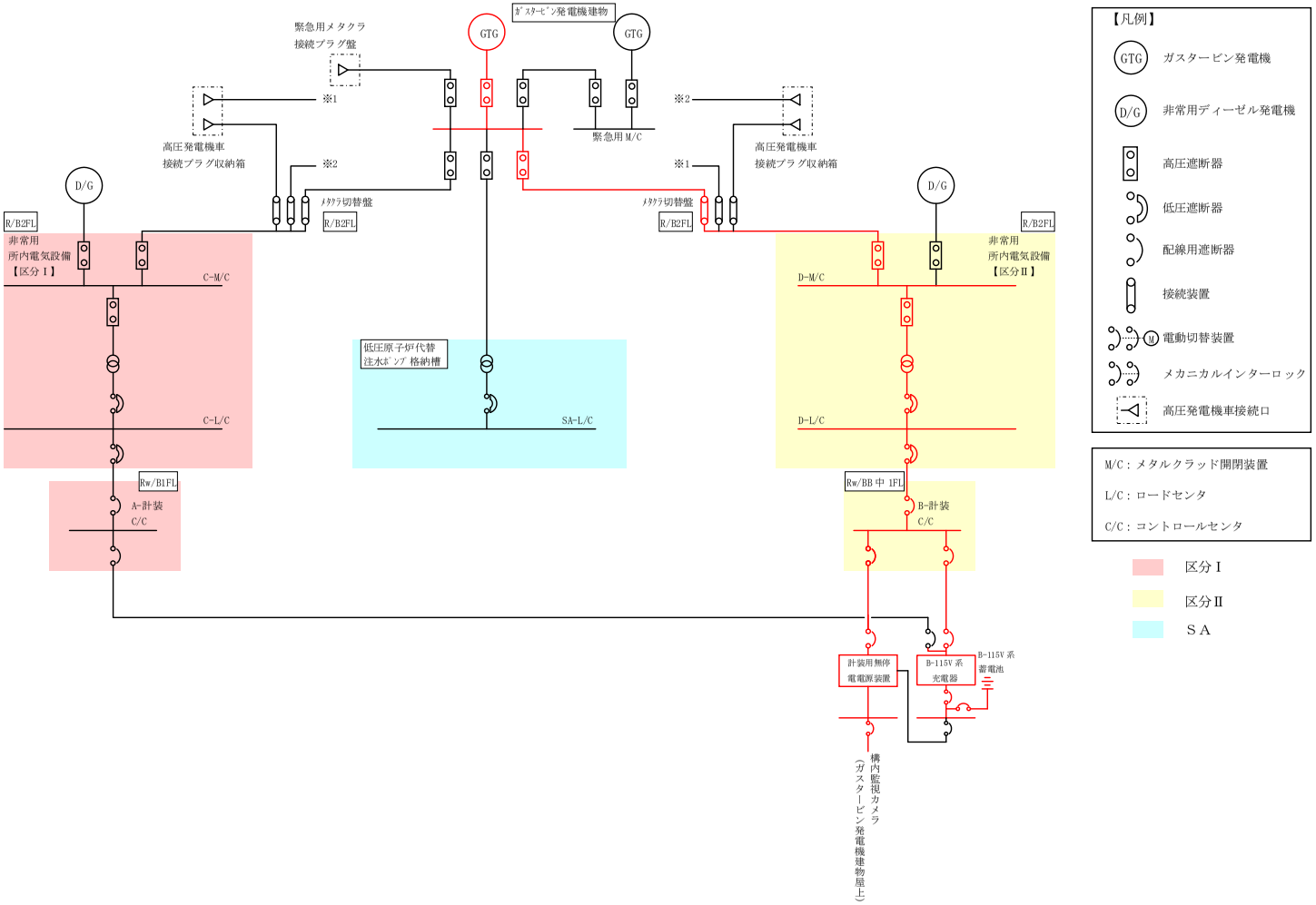
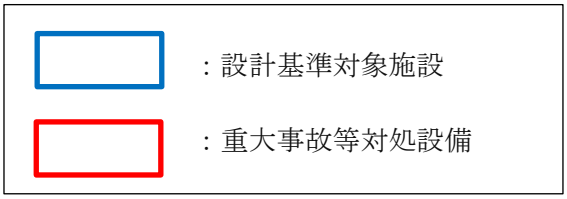

緊急用メタクラ
接続プラグ盤
ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機建物
GTG
GTG
※1
※2
高圧発電機車
接続プラグ収納箱
緊急用 M/C
※2
※1
高圧発電機車
接続プラグ収納箱
D/G
D/G
R/B2FL
メタクラ切替盤
R/B2FL
メタクラ切替盤
R/B2FL
R/B2FL
非常用
所内電気設備
【区分Ⅰ】
C-M/C
C-L/C
低圧原子炉代替
注水ﾎﾟﾝﾌﾟ格納槽
SA-L/C
D-M/C
D-L/C
非常用
所内電気設備
【区分Ⅱ】
Rw/B1FL
A-計装
C/C
Rw/BB 中 1FL
B-計装
C/C
計装用無停
電電源装置
B-115V 系
充電器
B-115V 系
蓄電池
構内監視カメラ
（ガスタービン発電機建物屋上）
【凡例】
GTG
ガスタービン発電機
D/G
非常用ディーゼル発電機
高圧遮断器
低圧遮断器
配線用遮断器
接続装置
M
電動切替装置
メカニカルインターロック
高圧発電機車接続口
M/C：メタルクラッド開閉装置
L/C：ロードセンタ
C/C：コントロールセンタ
区分Ⅰ
区分Ⅱ
ＳＡ

図１　単線結線図

56-3

配置図



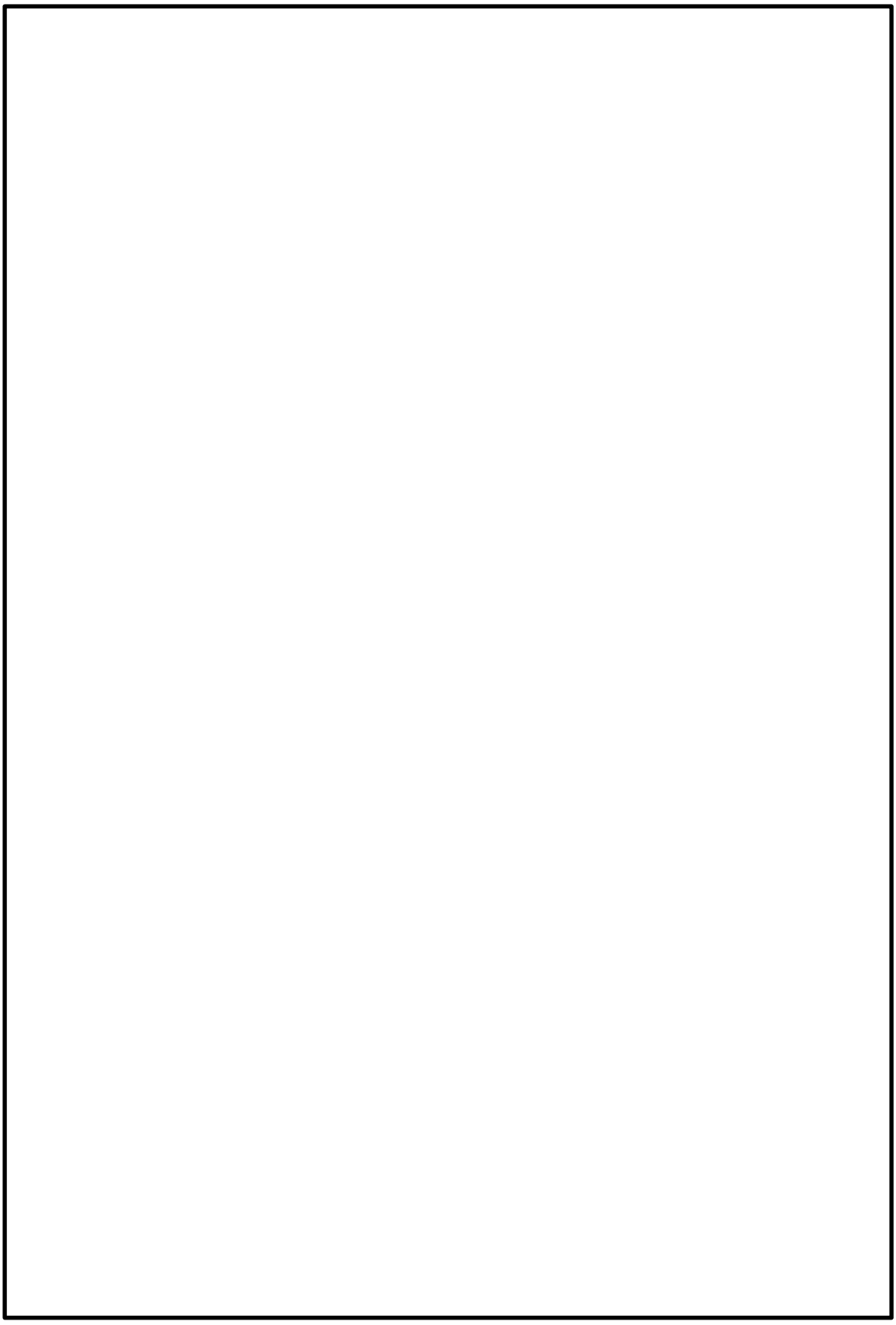


図１　水源配置図（低圧原子炉代替注水槽及びサプレッション・チェンバ）

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。

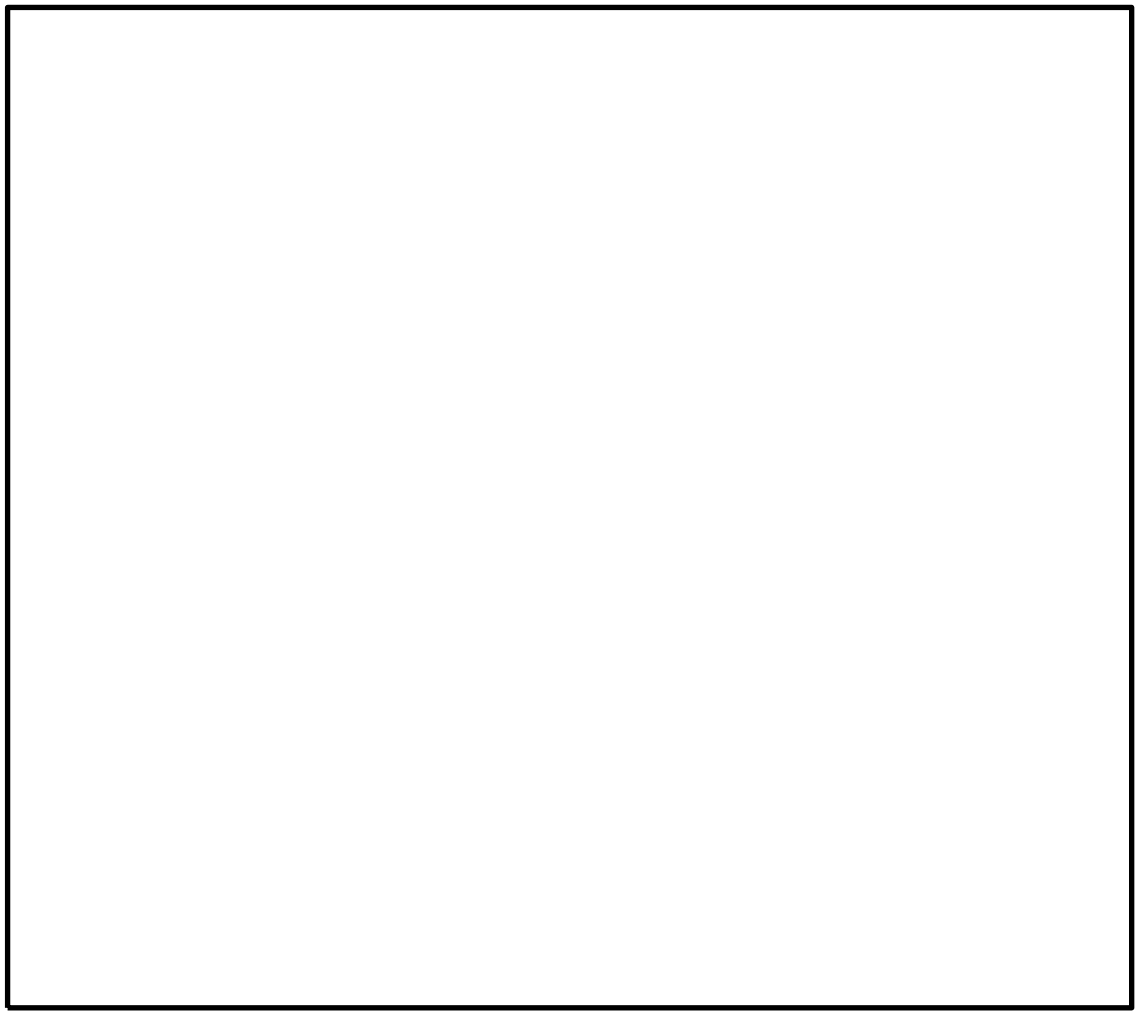


図２　水源配置図（サプレッション・チェンバ）

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項ため公開できません。

図３　水源配置図（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２），海水取水箇所）

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。

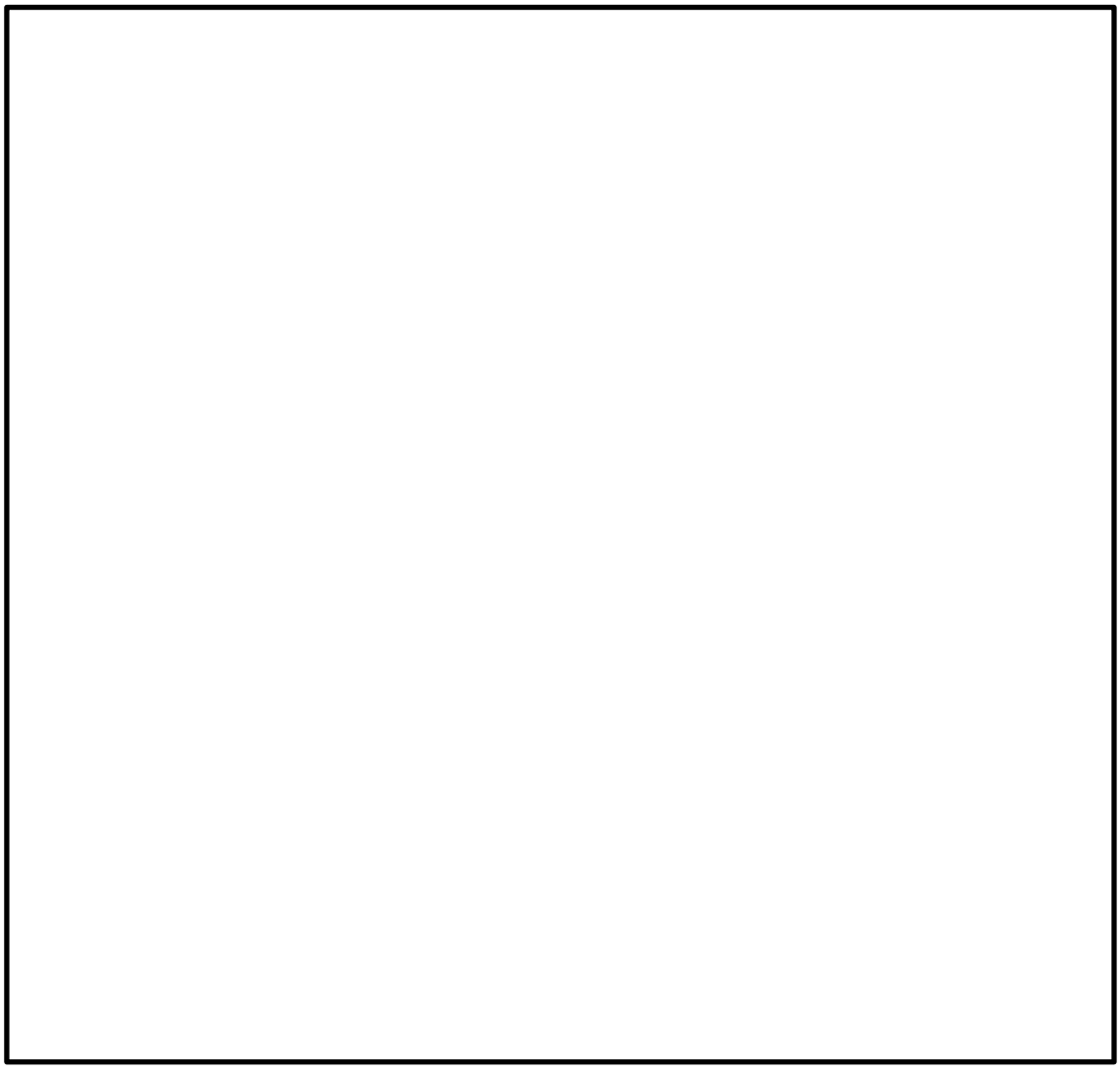


図４　配置図（構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上））

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。

56-4

系統図

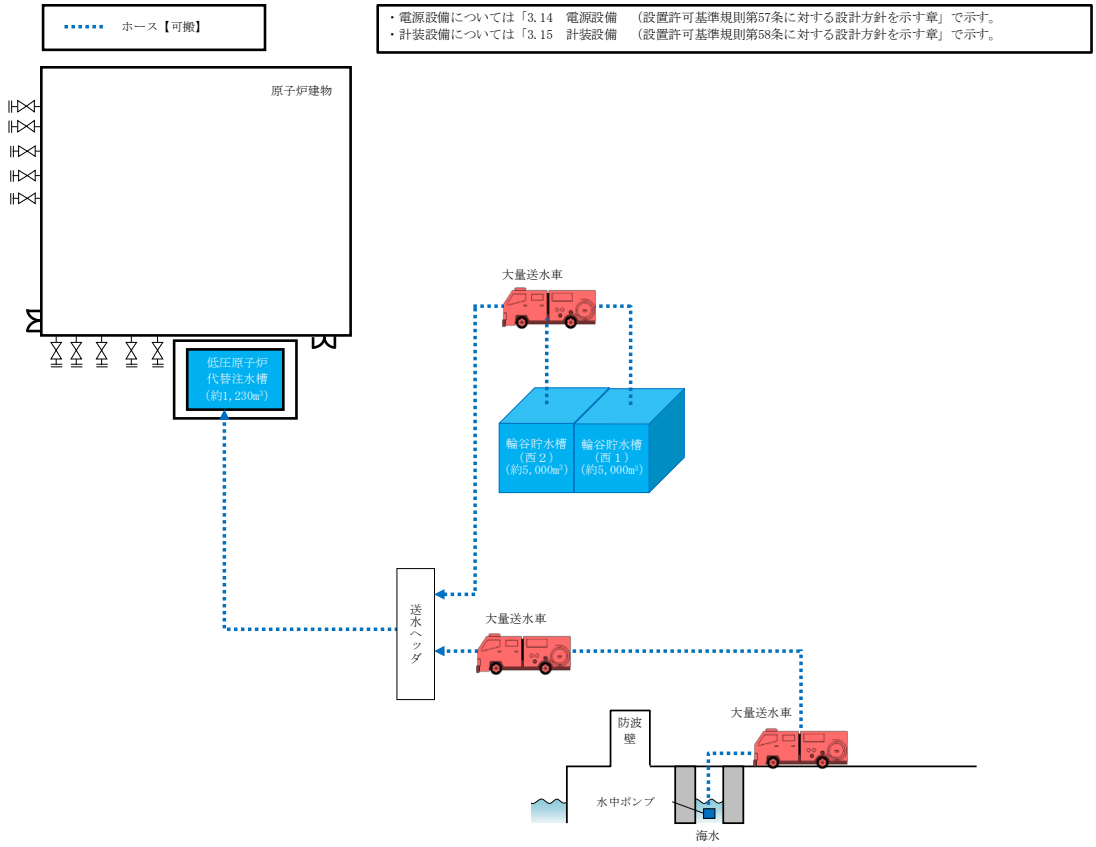
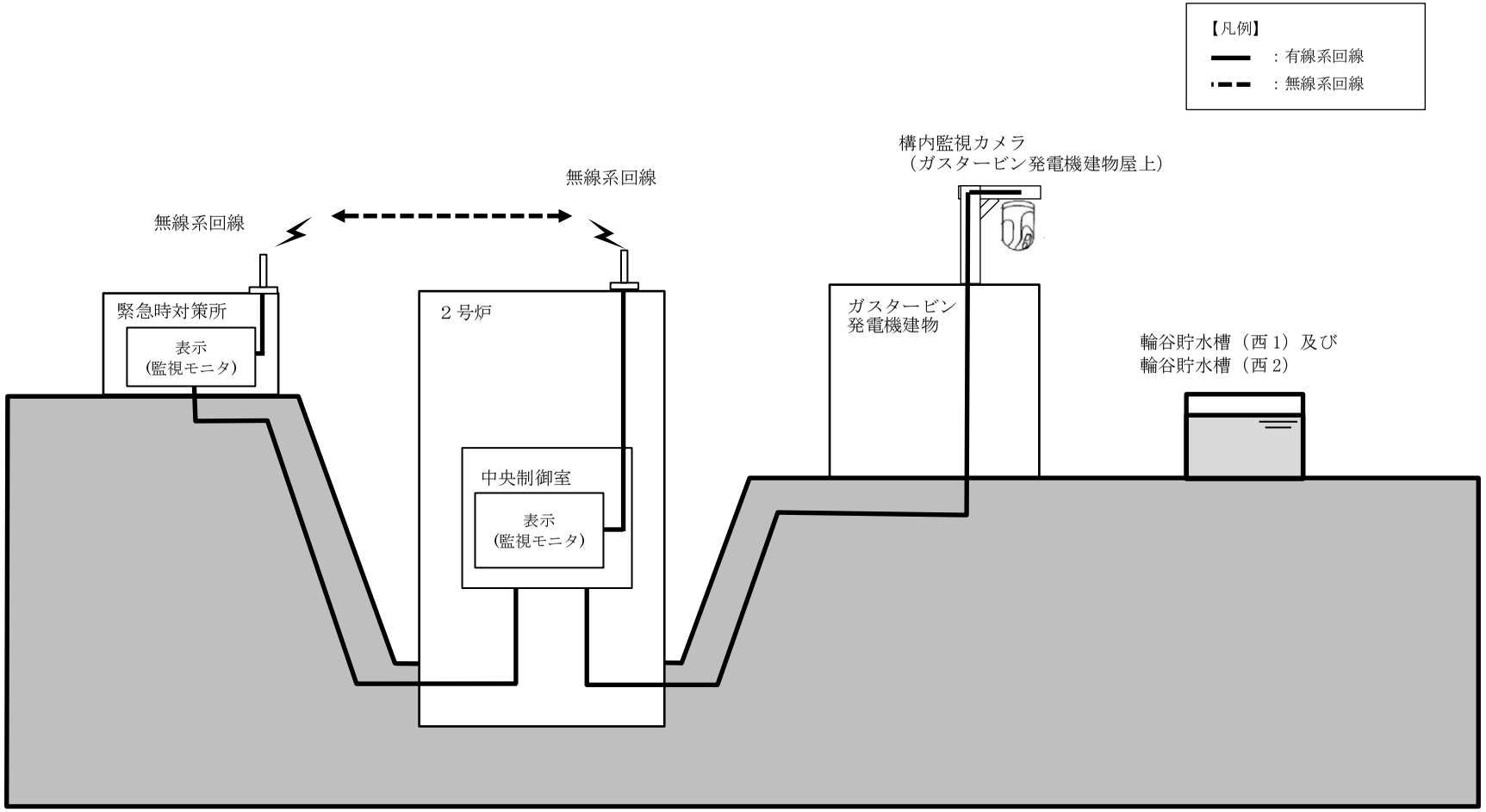


図１　系統概要図（各種水源による低圧原子炉代替注水槽への供給）



※：通信回線（有線系，無線系）は，土石流の影響を受けない設計とする。

図２　系統概要図（構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上））

56-5

試験及び検査

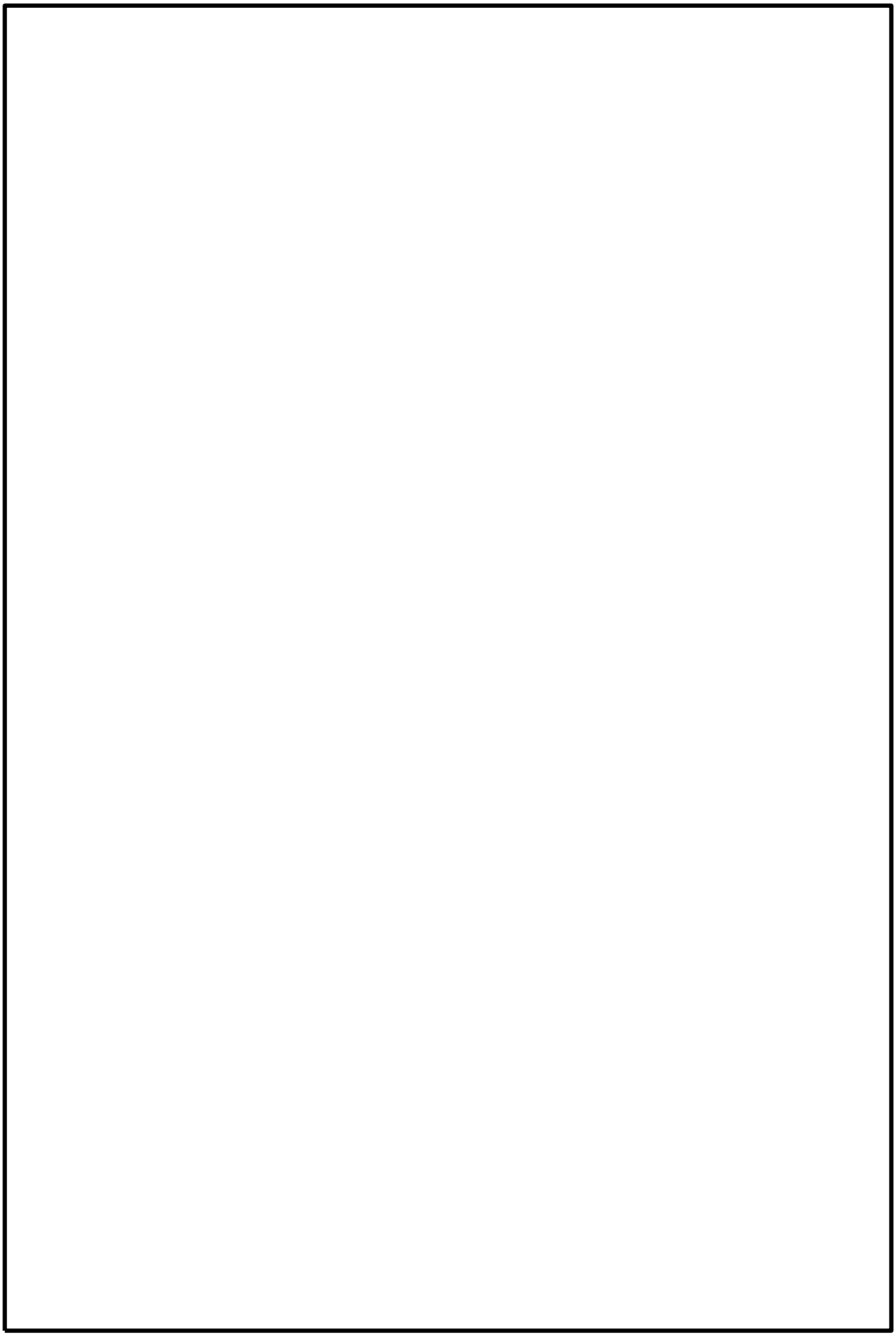


図１　構造図（低圧原子炉代替注水槽）

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。

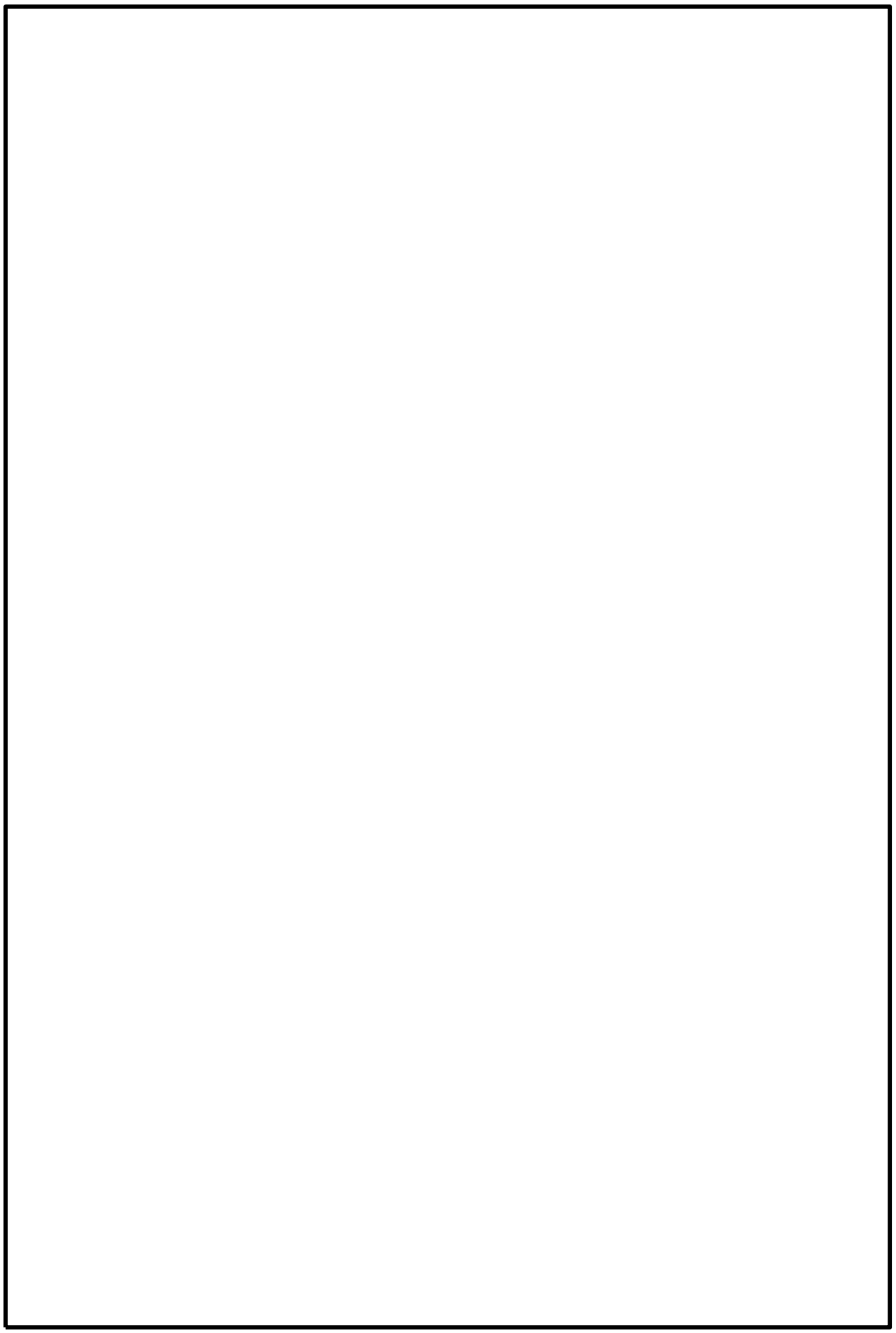


図２　構造図（サプレッション・チェンバ）

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　島根原子力発電所２号機　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
給水系	B-RFPタービン演算器盤 2-982B	低	特性試験（校正・調整）	13M		
			機能・性能試験	1C	主要制御系機能検査（原子炉給水流量制御装置）	
	給水系計器一式	高	特性試験 機能・性能試験 消耗品取替	13M～78M 1C 8Y	給・復水系設備検査（特性） 安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（原子炉プロセス計装） 安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（原子炉給水流量制御装置他） 主要制御系機能検査（原子炉給水流量制御装置）	
	給水系配管一式	高	外観点検	10C		
	給水系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M		
			外観点検	10C	給・復水系設備検査（外観） レストレイント検査	
原子炉圧力容器本体	原子炉圧力容器 DB11-1	高	開放点検	13M		
			漏えい試験	1C	クラス１機器供用期間中検査（漏えい）	
原子炉格納容器	原子炉格納容器 OT209-1-3	高	開放点検	13M		
			漏えい試験	1C	原子炉格納容器漏えい率検査	
	原子炉格納容器ペネトレーション一式	高	外観点検	1C		
			消耗品取替	13M		
原子炉ベントドレン系	原子炉ベント・ドレン系配管一式	高	外観点検	10C		
	原子炉ベント・ドレン系配管支持構造物一式	高	分解点検	130M		
			外観点検	10C		
			外観点検	1C		
制御棒駆動系	制御棒駆動系一式	高	外観点検	10C	構造健全性検査	
	制御棒駆動水加熱器 H212-1	低	外観点検	2C	制御棒駆動水圧系設備検査（外観）	
			漏えい試験	2C		
	スクラム排出水容器A, B T212-1A, 1B	高	外観点検	10C		
	水圧ユニット窒素容器　137台 T212-128	高	開放点検	130M		
			漏えい試験	1C		
	水圧ユニットアキュムレータ　137台 T212-125	高	開放点検	130M		
			漏えい試験	1C		
	水圧ユニットフィルタ　137ユニット×4台 S212-134, 135, 136, 141	高	分解点検	13M		

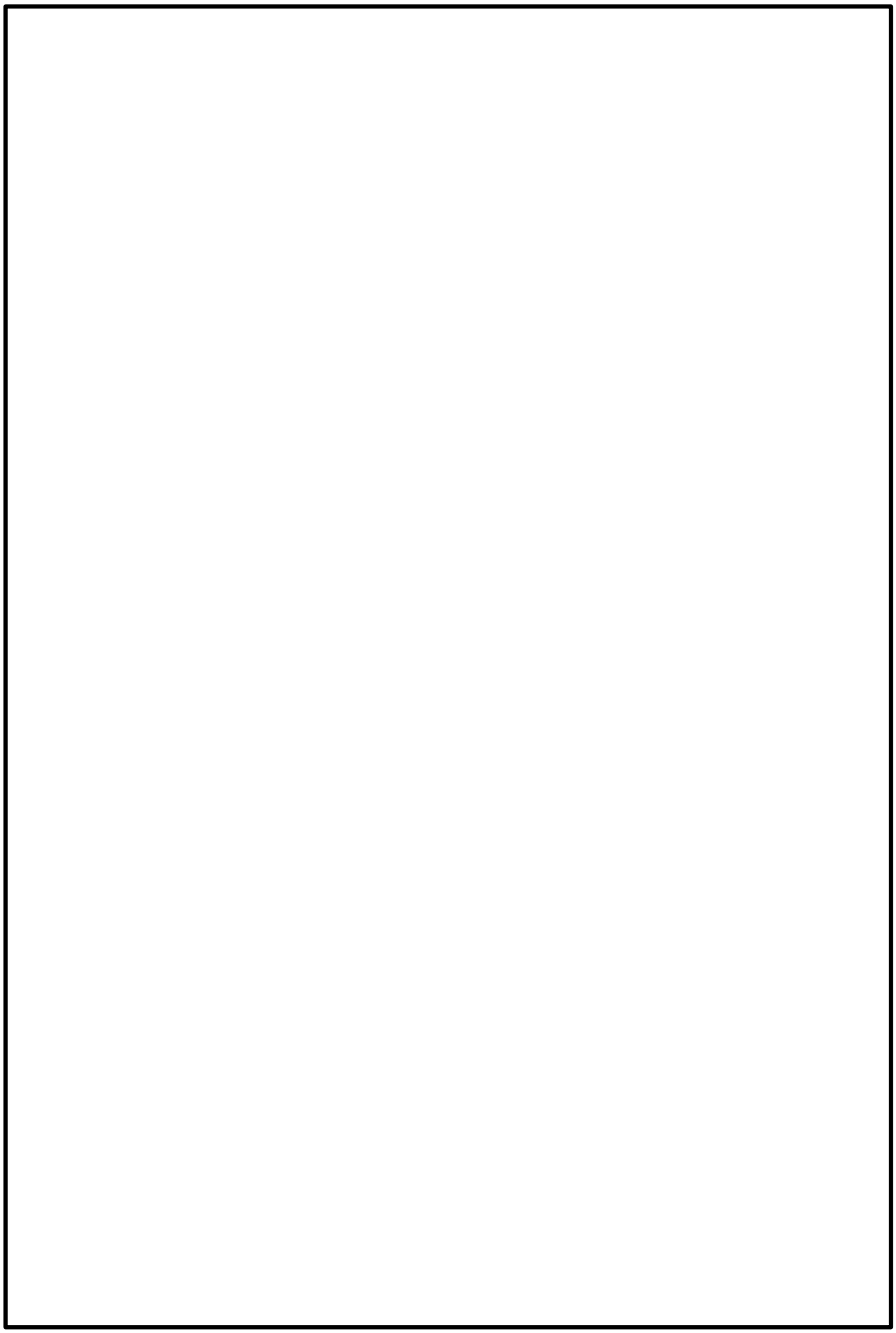


図３　運転性能検査系統図（大量送水車）

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。

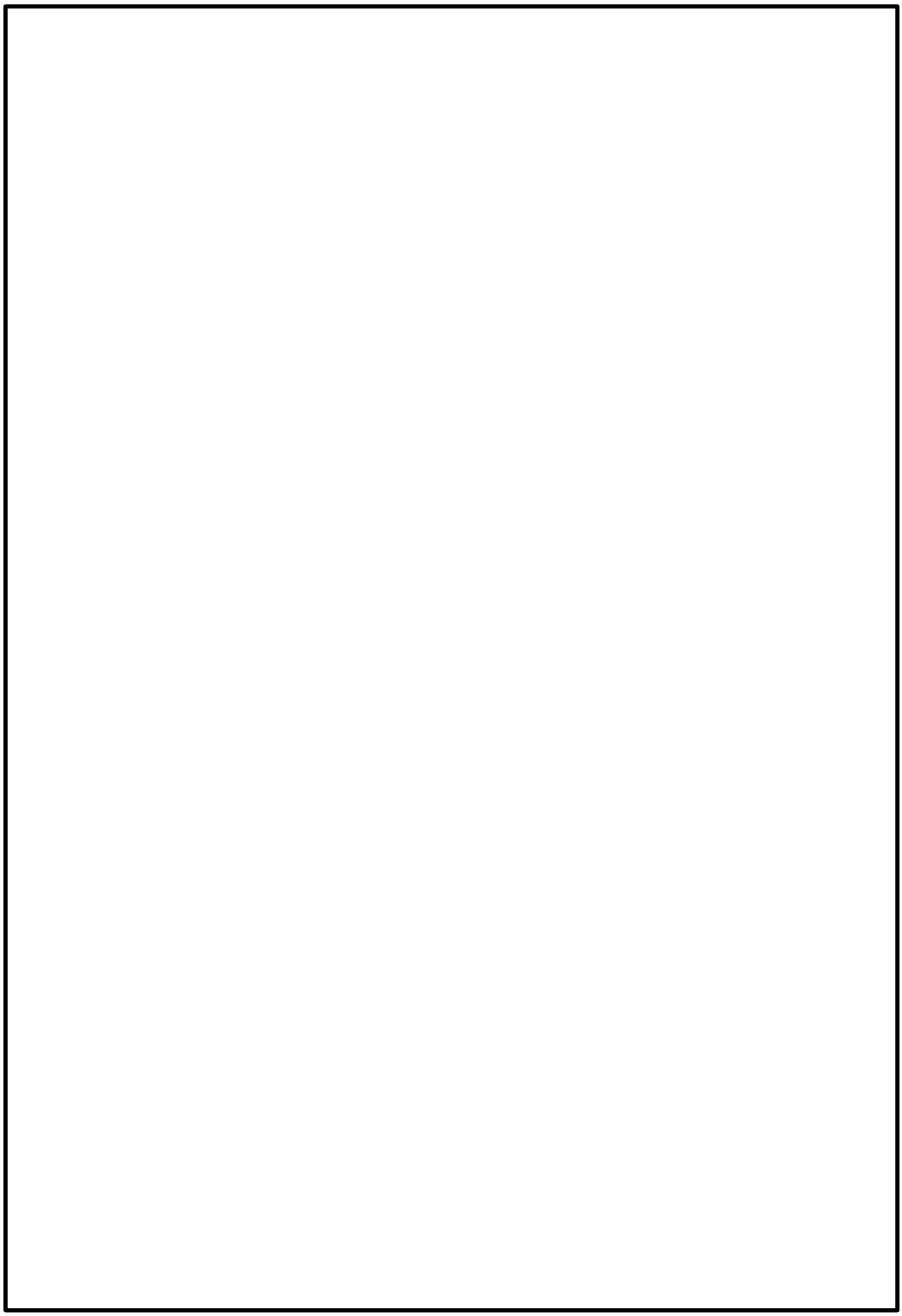


図４　構造図（大量送水車）

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。

表２　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の試験検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	機能・性能（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）周辺の映像の表示）の確認
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

56-6

容量設定根拠

名　　称		低圧原子炉代替注水槽
容量	m^3	740（注１），（1,230（注２））
機器仕様に関する注記		注１：最低貯水量を示す 注２：公称値を示す

低圧原子炉代替注水槽は，重大事故等の収束に必要となる淡水又は海水を供給するための水源として設置する。

１．　容量　740m^3（注１），（1,230m^3（注２））

重大事故時等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち，低圧原子炉代替注水槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは，高圧・低圧注水機能喪失である。これは，低圧原子炉代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り，また，格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却，格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱を実施する事故シーケンスである。

当該事故シーケンスにおいては，７日間で約 3,600m^3 の水を使用する。当該使用量は低圧原子炉代替注水槽の最低貯水量 740m^3 を上回るが，図１に示すとおり，低圧原子炉代替注水槽が枯渇（事象発生から約 21 時間後）する前に，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び（西２））の淡水の供給を開始（事象発生から２時間 30 分後）することにより，低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。従って，低圧原子炉代替注水槽は最低貯水量 740m^3 を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

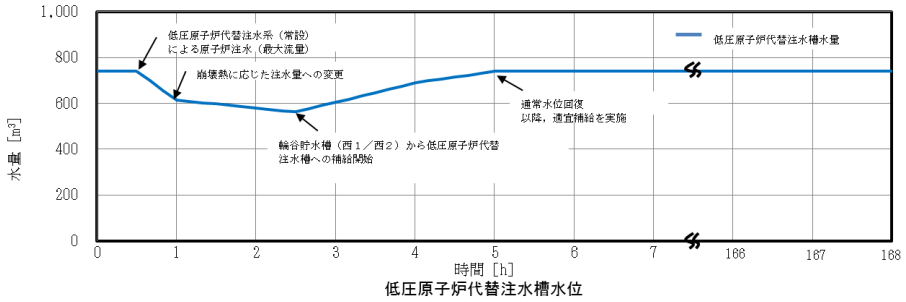


図１　低圧原子炉代替注水槽の水量変化

①低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
　事象発生後，炉心冠水まで最大流速（250m³/h）で注水する。
　冠水後は，崩壊熱に応じた注水量で注水する。
②輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から低圧原子炉代替注水槽への移送
　事象発生２時間 30 分後から大量送水車を用いて 120m³/h で輪谷貯水槽（西１）
　及び輪谷貯水槽（西２）の水を低圧原子炉代替注水槽へ移送する。
③格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器スプレイ
　事象発生 22 時間後から格納容器圧力に応じ，120m³/h で間欠運転を実施。

図１に示すとおり，事象発生から２時間 30 分以降は，大量送水車を用いて，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））の淡水を 120m³/h で低圧原子炉代替貯水槽へ給水することで重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。

以上より，低圧原子炉代替注水槽の容量については，要求値 740 m³（公称値 1,230 m³）を有する設計とすることで，重大事故等の収束に必要となる水の確保が可能となる。なお，低圧原子炉代替注水槽への供給が遅れることになっても，事象発生から約 21 時間後までに供給を実施すれば低圧原子炉代替注水槽が枯渇することはない。

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]	0.29 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。

大量送水車は想定される重大事故等時において，代替淡水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））の淡水若しくは海水を，事故収束に必要な水量を低圧原子炉代替注水槽へ供給できる設計とする。

なお，大量送水車は，重大事故等時において，低圧原子炉代替注水槽への供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを図２のとおり１セット１台使用する。

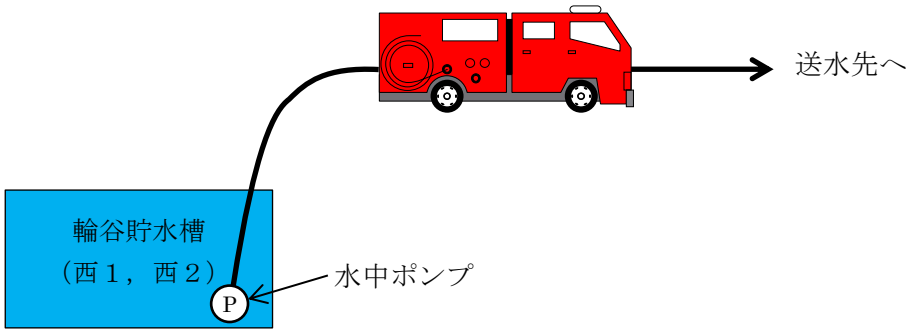


図２　系統概要図

１．　容量　120 m^3/h 以上（注１）／168 m^3/h 以上（注２）

低圧原子炉代替注水槽への供給として使用する場合の大量送水車の容量の要求値は，運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しいシナリオとなる「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」シナリオに係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている低圧原子炉代替注水槽への供給流量は 120m^3/h（注１）である。

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 168m^3/h（注２）を容量の公称値とする。

２．　吐出圧力　0.29MPa 以上（注１）／0.85 MPa（注２）

低圧原子炉代替注水槽へ供給する場合の大量送水車の吐出圧力は，複数あるホース敷設ルートのうち，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，南側法面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。

【南側法面経由　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
機器類圧損	：約		MPa	
合計	：約	0.29	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，56-5-9～11 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。

以上より，大量送水車の吐出圧力の要求値は，約 0.29MPa 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 0.85MPa 以上を吐出圧力の公称値とする。

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。

図３に示すとおり，大量送水車はポンプの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。

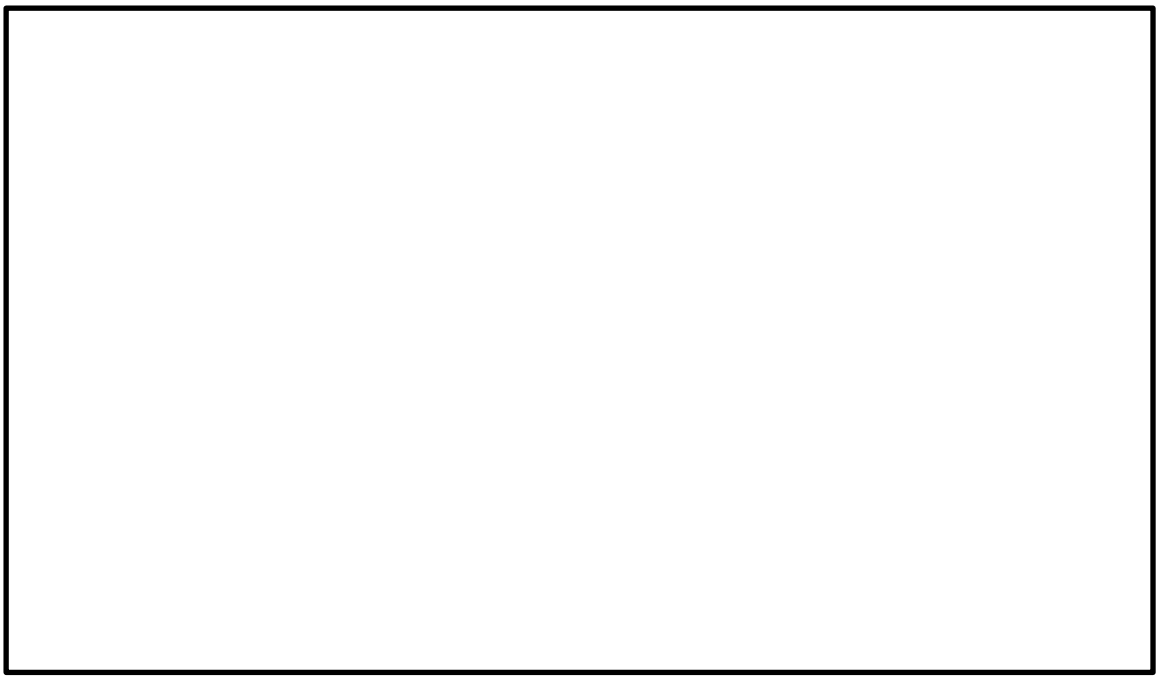


図３　大量送水車性能曲線

上記の吐出圧力の確認に加え，使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため，NPSH の評価を行った。

【輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とする場合】

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 120m^3/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※2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。

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

※２：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	-0.8	m
合　計	約	15.3m	

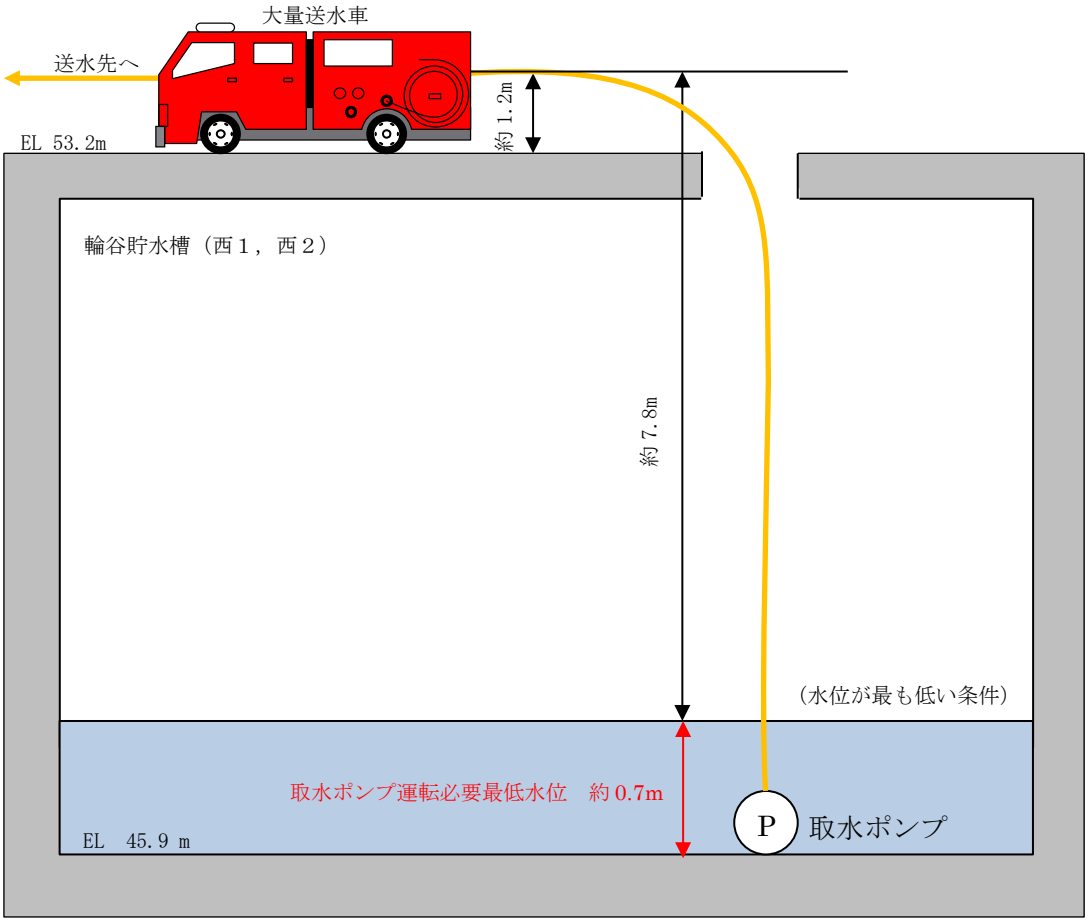


図４　大量送水車設置概要図（輪谷貯水槽（西１，西２）を水源とする場合）

【取水槽を水源とする場合】

大量送水車は，取水槽から取水ポンプにより取水した海水を，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を図５に示す。

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。

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 8.5m），引き波及び干潮時の取水槽の水位（EL -6.5m），大量送水車の送水ポンプの設置高さ約1.2mから，送水ポンプと取水槽の水面の高低差は最大で約16.2mとなる（図５参照）。

必要流量120m^3/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16.1m下位）となる場合でも，送水ポンプに対する有効NPSHが約1.9m※３となる。

以上により，必要NPSH（約1.2m）＜有効NPSH（約1.9m）となる。

※３：内訳は以下の通り

取水ポンプの全揚程	約	[redacted]	m
大気圧	約	[redacted]	m
静水頭	約	[redacted]	m
ホース（吸管含む）圧損	約	[redacted]	m
ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	約	-0.8	m
合　計	約	1.9	m

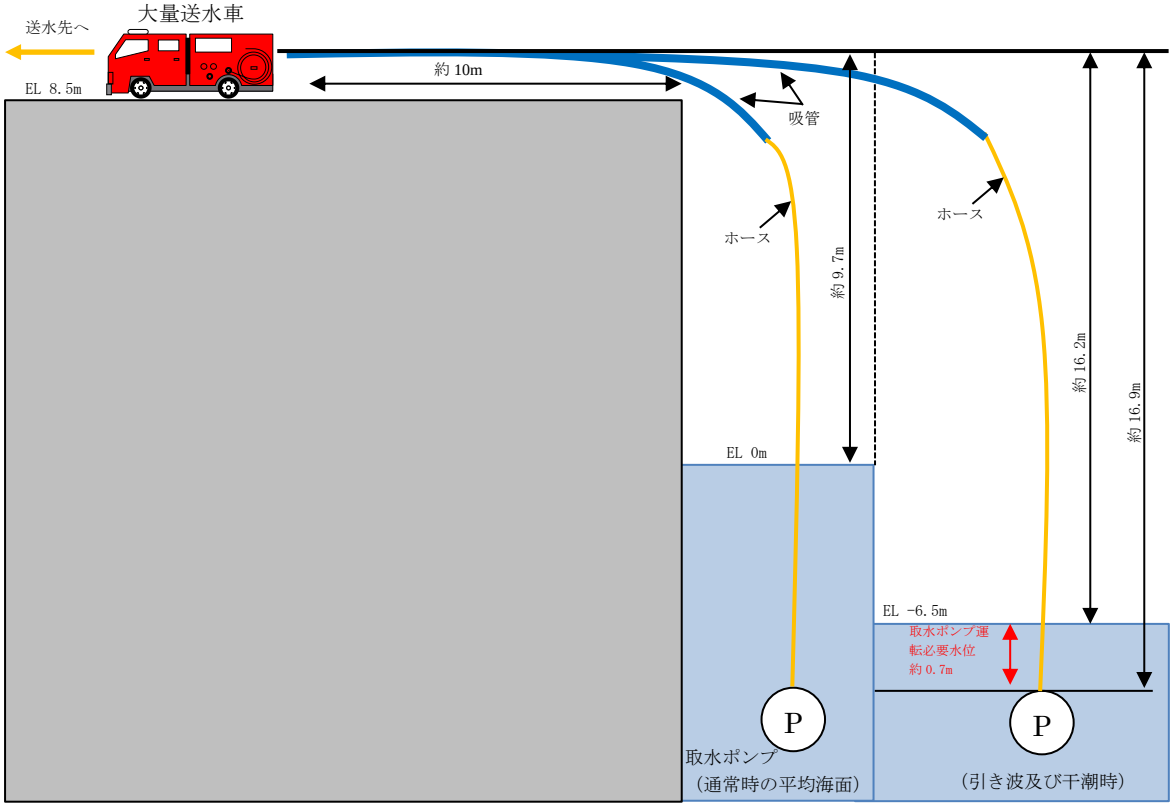


図５　大量送水車設置概要図（取水槽を水源とする場合）

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．最高使用圧力　1.6MPa

低圧原子炉代替注水槽注水に必要となる吐出圧力は 0.29MPa 以上であるが，大量送水車を用いた注水先への注水シナリオのうち，吐出圧力が最大となるのは燃料プールスプレイ（常設スプレイヘッダ）にて要求される吐出圧力（1.54MPa）であり，大量送水車の最高使用圧力は 1.54MPa を上回る圧力として 1.6MPa とする。

４.最高使用温度　40℃

大量送水車の最高使用温度は，水源である淡水及び海水の温度が 40℃以下であるため，40℃とする。

５.原動機出力　230kW/台

水の移送設備として使用する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/台とする。

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。

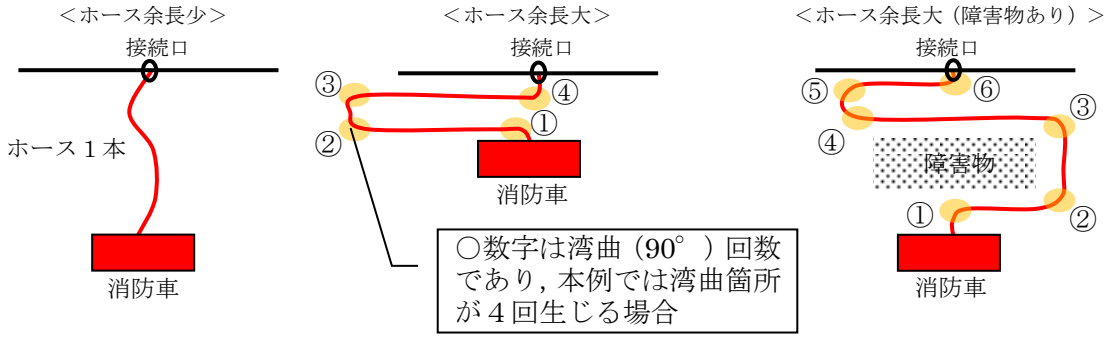


図６　想定される消防ホースの引き回し例（イメージ図）

＜１湾曲（90°）あたりの圧力損失：h_b＞

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

○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１ｍ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 ＼ $\theta°$	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	0.065	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。）

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

$R/d = 6.5$，$\left(Re\sqrt{\lambda}\right) \cdot (\varepsilon/d) \cong 0.5 < 200$　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　＝　0.14[MPa]･･･（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槽への補給で使用する場合は

Q＝120[m³/h]＝2.0[m³/min]となる。

A：管路の断面積について

A＝πr² であることから，150A のホースの場合，r＝管内径/2 となり，管内径 0.1535m より r＝0.07675[m]となる。

よって，A＝0.0185057[m²]

v＝Q/A より

＝108.074[m/min]=1.8012[m/s]　･･･（ⅱ）

○上記（ⅰ）（ⅱ）より，1 湾曲（90°）あたりの圧力損失を求める。

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

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

名　　称		サプレッション・チェンバ
容　　量	m^3	2,800
限 界 圧 力	MPa[gage]	0.853
限 界 温 度	℃	200

１．容量

サプレッション・チェンバのプール水は，重大事故等時において残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプ及び高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプの水源として使用する。

残留熱代替除去系は，サプレッション・チェンバのプール水を水源として残留熱代替除去ポンプで原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行い，その水がサプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。

残留熱代替除去系を運転するための成立条件として，水源が関係する項目としては，残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価であり，ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することが条件となる。添付１に，残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価（別添資料-2「残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却の成立性について」抜粋）を示す。表１で示す通り，サプレッション・チェンバのプール水位が通常最低水位（EL 5.56m）の状態において NPSH 評価を行っており，残留熱代替除去系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が［　　］MPa[gage]となる。これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば，通常最低水位（EL 5.56m）以上の水量が確保できているため，残留熱代替除去系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ約 2,800m^3 とする。

高圧原子炉代替注水系は，高圧原子炉代替注水ポンプで原子炉へ注水するとともに，原子炉の水位を維持するため，原子炉内の蒸気を原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐して，高圧原子炉代替注水系タービン及び原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインを経由してサプレッション・チェンバに排気し凝縮させる系統構成である。

高圧原子炉代替注水系を運転するための成立条件として，水源が関係する項目としては，高圧原子炉代替注水系の NPSH 評価であり，ポンプの必要 NPSH が系統圧力損失を考慮した有効 NPSH を満足することが条件となる。添付２に高圧原子炉代替注水系の高圧原子炉代替注水ポンプの NPSH 評価を示す。重大事故等時の各事象における有効 NPSH が最も小さくなる評価条件での評価結果を表２に示す。表２で示す通り，通常最低水位（EL 5.56m）以上の水量が確保できていれば，高圧原子炉代替注水系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・チェンバのプール水量と同じ 2,800m^3 とする。

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。

２．限界圧力

原子炉格納容器の限界圧力である 0.853MPa[gage]とする。

３．限界温度

原子炉格納容器の限界温度である 200℃とする。

① 残留熱代替除去ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには，流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が，ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH≧必要 NPSH）を満足する必要があり，有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは残留熱代替除去系において残留熱代替除去ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。

本評価では，図１の系統構成を想定し，サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・チェンバのプール水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差，吸込み配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナの圧力損失を含む。）により求められる有効 NPSH と，残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

残留熱代替除去系においては，サプレッション・チェンバ圧力が変動することが想定され，これに伴う有効 NPSH が変動することとなるため，ここでは，有効 NPSH を満足できるサプレッション・チェンバ圧力の下限を示す。評価条件を図２，表１に示す。

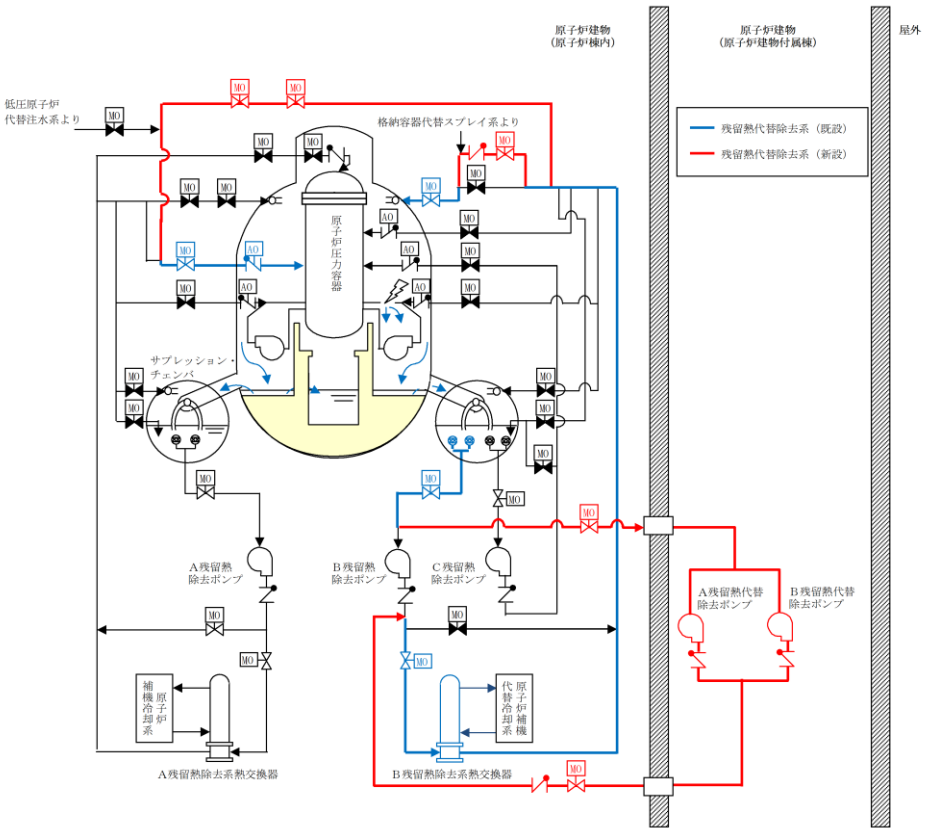


図１　残留熱代替除去系　系統概要図

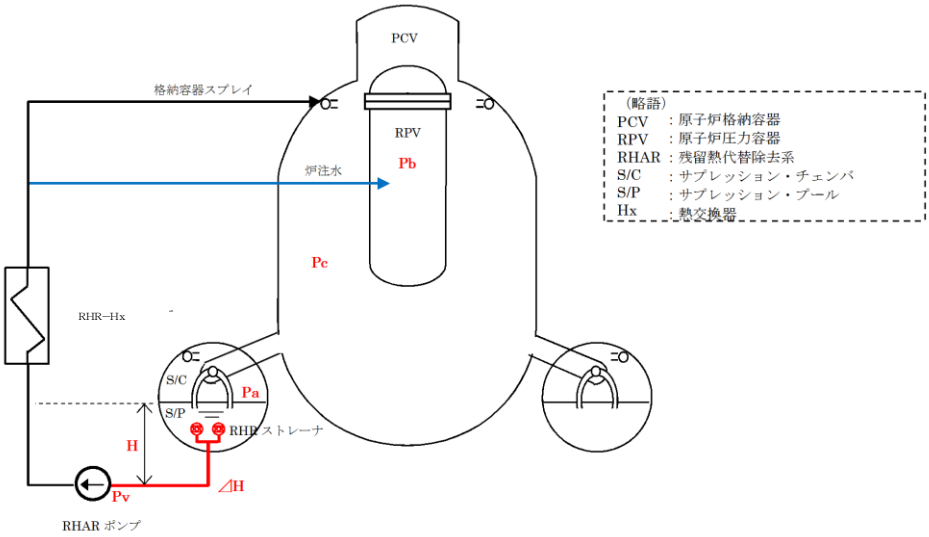


図２　NPSH 評価条件図

表 1　残留熱代替除去系 NPSH 評価条件

項目		2 号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力	－	（本評価では，NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである）
Pv	残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)		有効性評価解析値であるピーク温度 132℃の飽和蒸気圧力
H	S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位レベル(LWL):EL 5.56m とポンプ軸レベル:EL 2.3m の差
ΔH	吸込配管圧損(ストレーナ込)		ポンプ流量 150m^3/h における圧損値
－	残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

(略語)
S/C：サプレッション・チェンバ
S/P：サプレッション・プール

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の条件を元に，（有効 NPSH）≧（必要 NPSH）の式より，有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

（有効 NPSH）＝Pa－Pv＋H－ΔH ≧（必要 NPSH）
Pa≧ [redacted] MPa[gage]

② 高圧原子炉代替注水ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには，流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が，ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH≧必要 NPSH）を満足する必要があり，有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。ここでは高圧原子炉代替注水系において高圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作することを NPSH 評価により確認する。評価条件を表２に示す。

表２　高圧原子炉代替注水系 NPSH 評価条件

	算定値[m]
Ha:吸込み液面に作用する絶対圧力	18.76
H_S：吸込揚程（静水頭）	2.75
H_L：ポンプ吸込配管圧損	2.07
h_s：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	10.79
有効 NPSH（$Ha+H_S-H_L-h_s$）	8.56
必要 NPSH	7.0

表２より，有効 NPSH が必要 NPSH を上回っており，高圧原子炉代替注水ポンプの運転状態において必要 NPSH は確保されている。

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。

56-7

接続図

図１　接続図（低圧代替原子炉代替注水槽への供給（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とする場合））

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。

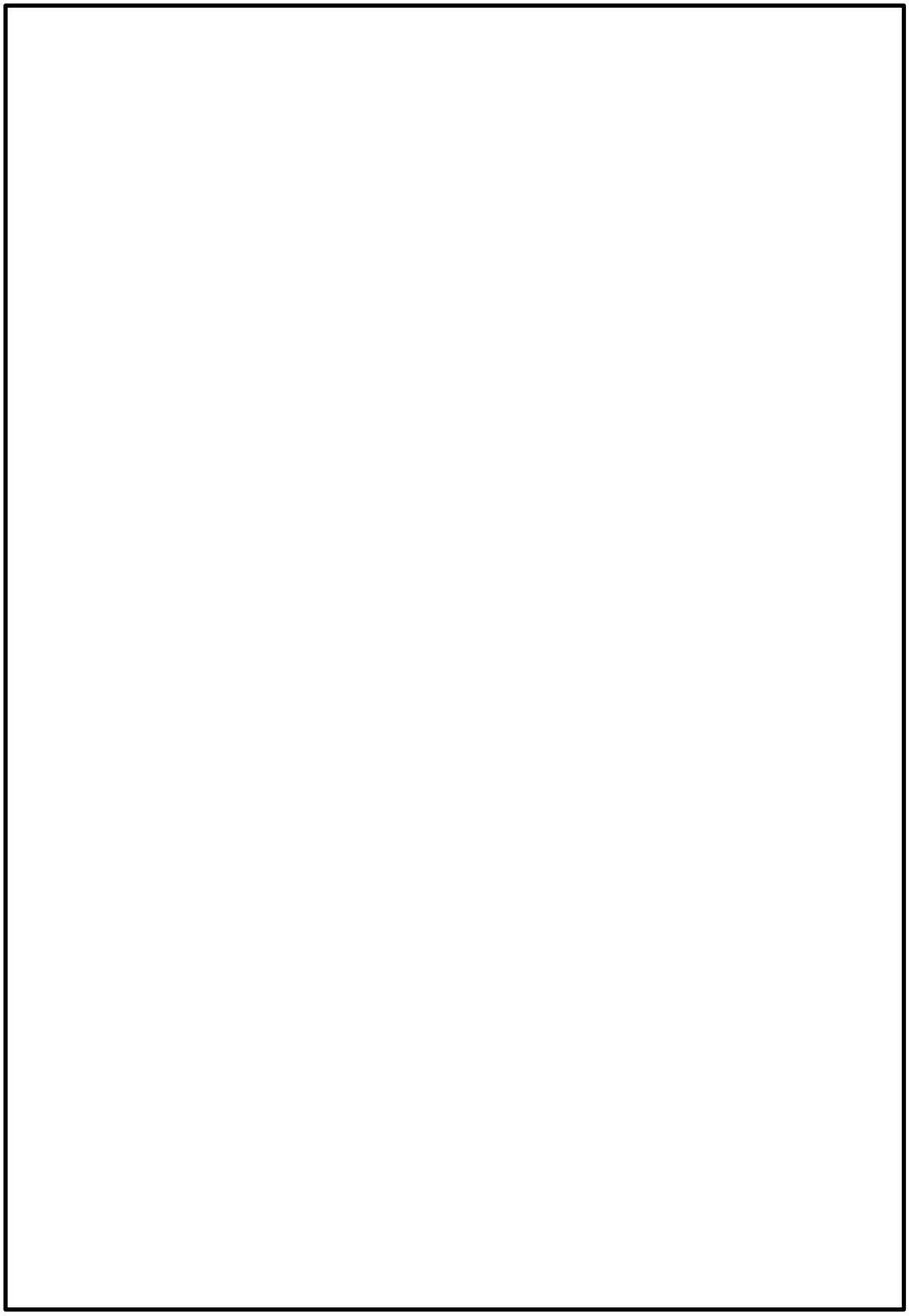


図２　接続図（低圧代替原子炉代替注水槽への供給（海を水源とする場合））

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。

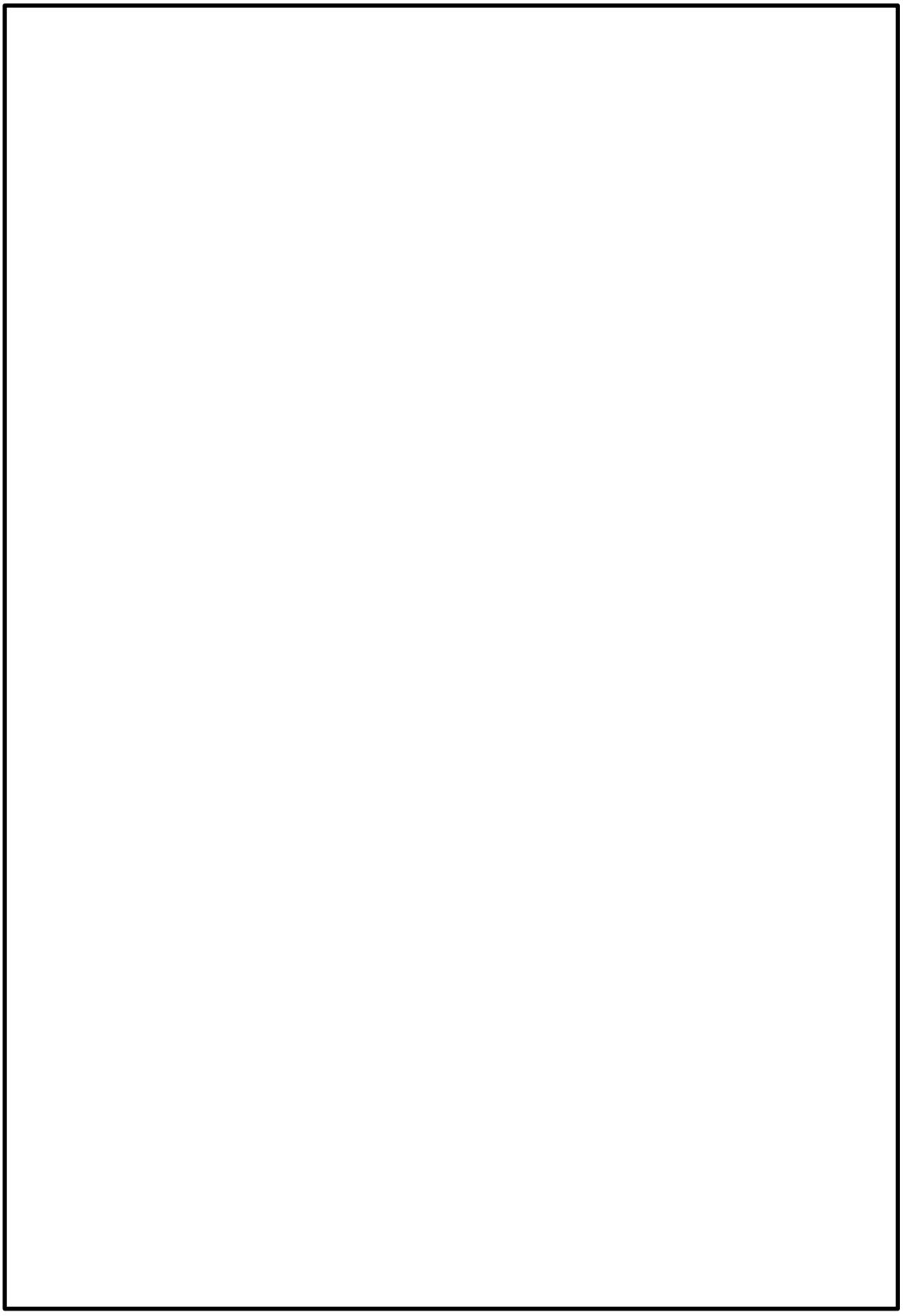


図３　接続図（大量送水車を用いた各系統への水の供給（海を水源とする場合））

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　接続図（大量送水車を用いた各系統への水の供給（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とする場合））

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。

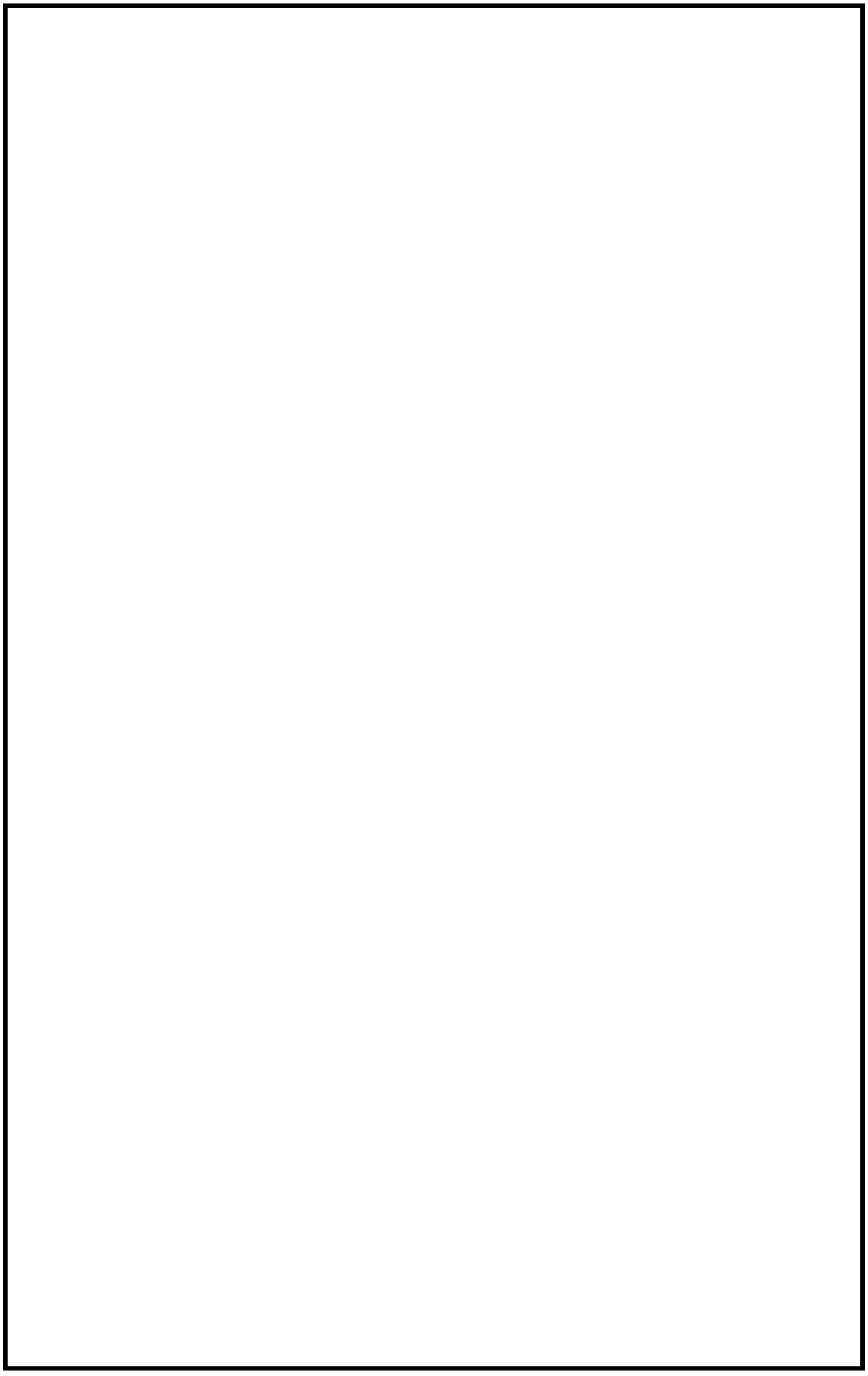


図５　接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（１／３）

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。

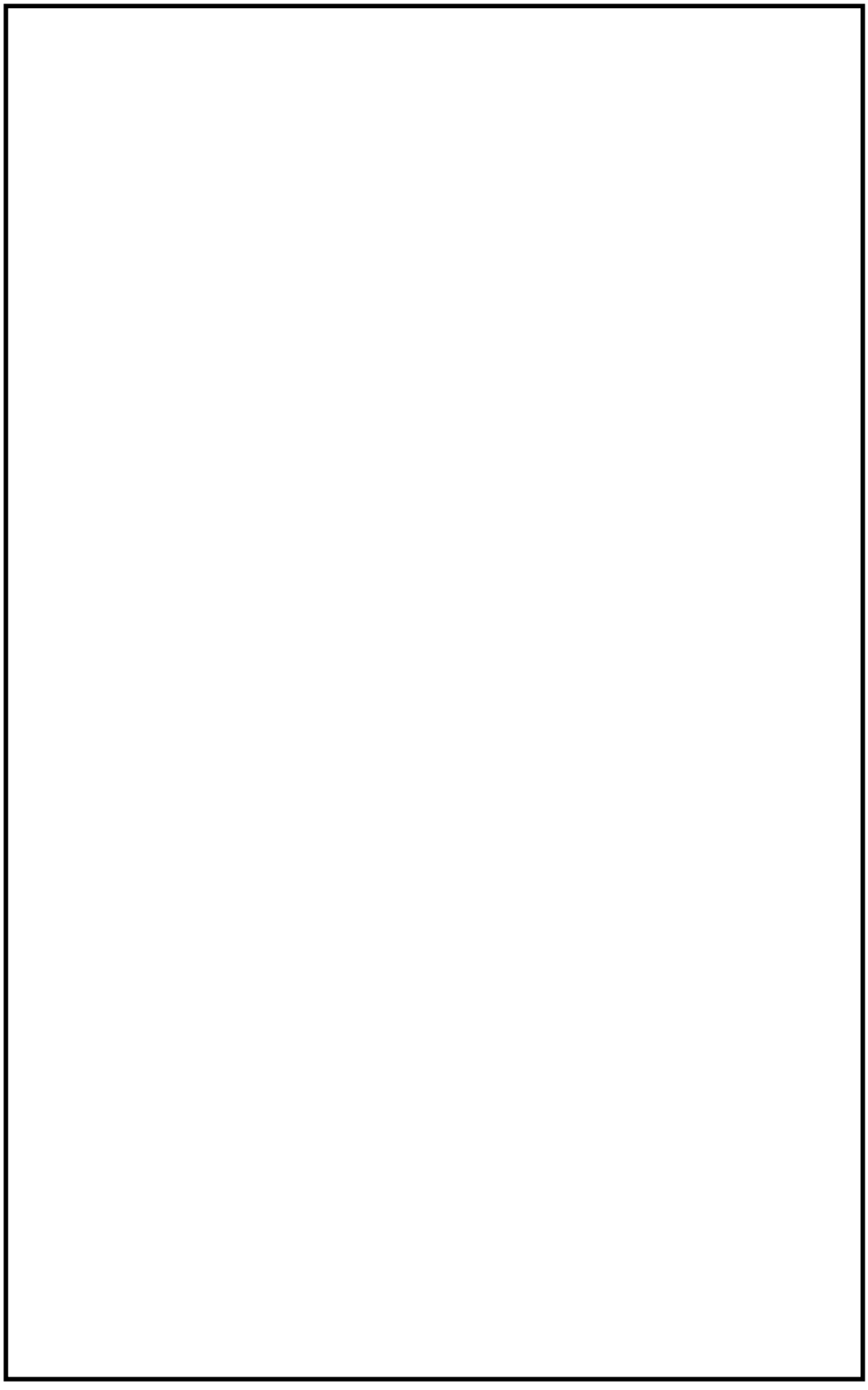


図５　接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（２／３）

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。

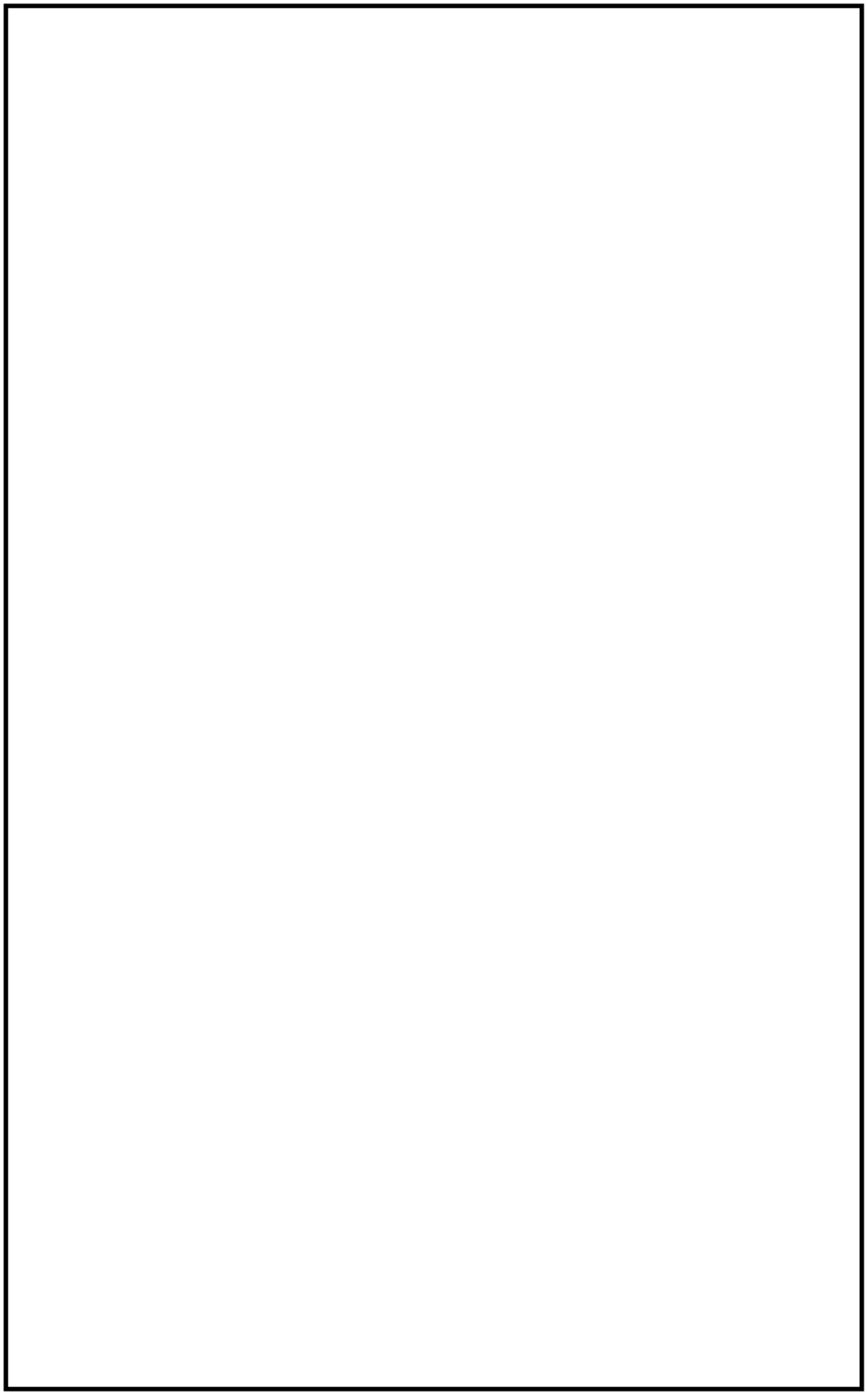


図５　接続図（屋内接続口へ接続する場合のホースルート図）（３／３）

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。

56-8

保管場所図

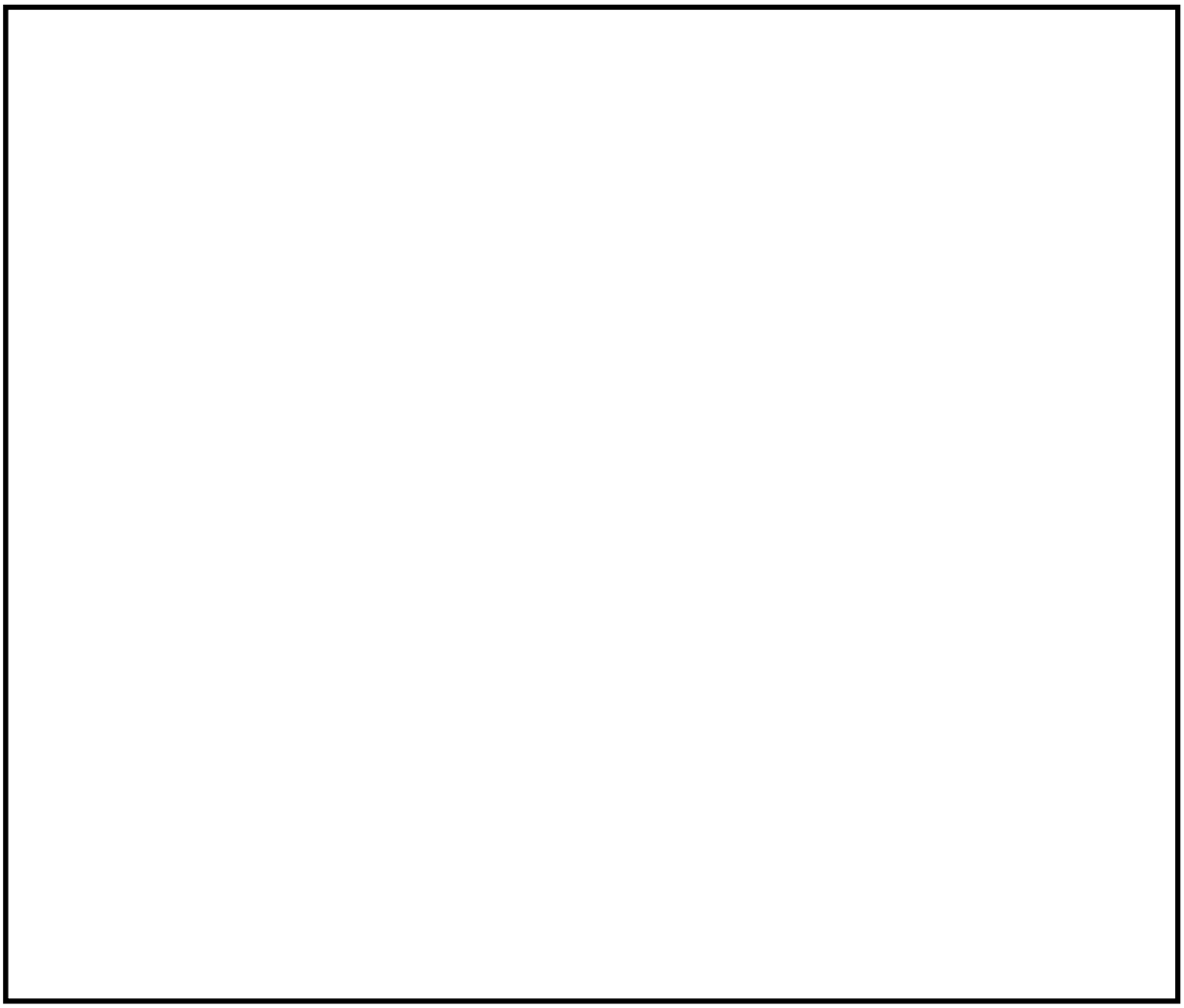


図１　保管場所図（位置的分散）

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。

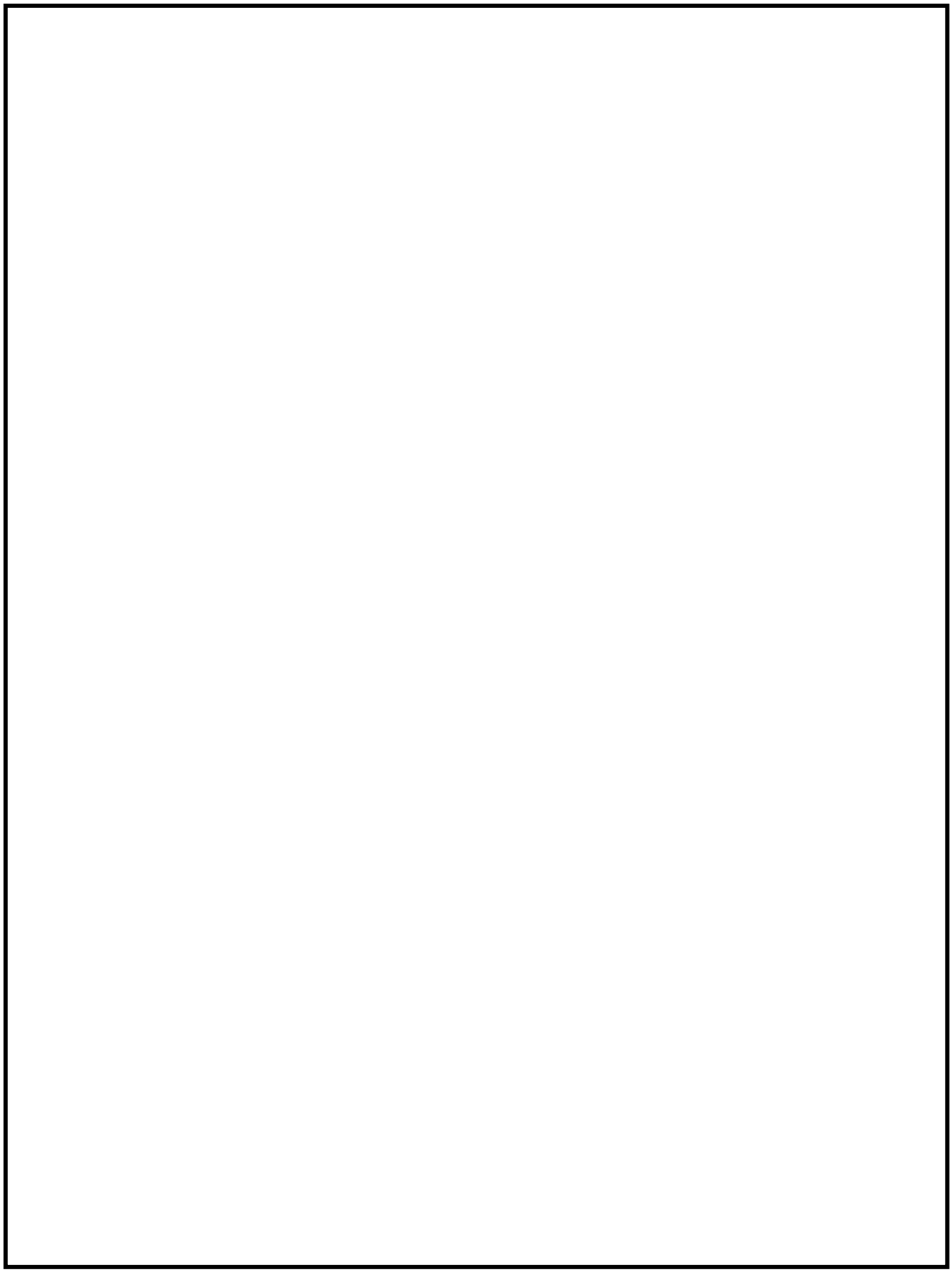


図２　保管場所図（機器の配置）

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。

56-9

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

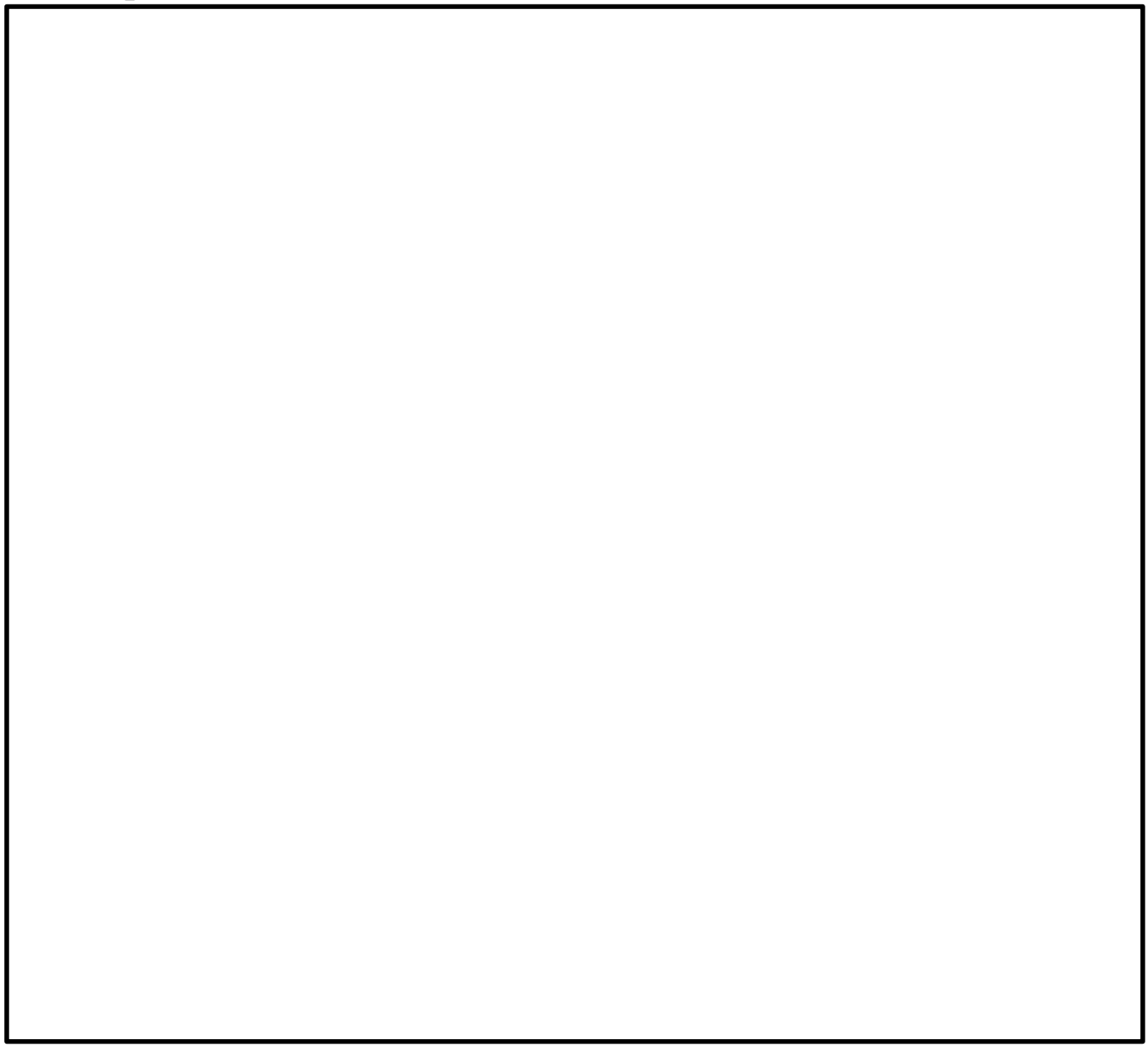


図１　保管場所及びアクセスルート図（屋外）

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。

56-10

その他設備

１．代替淡水源の容量

１．１　輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）

輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）は，重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

１．２　容量

輪谷貯水槽（西１）の容量は約 5,000m^3，輪谷貯水槽（西２）の容量は約 5,000m^3 とする。

１．３　水源使用量

重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち，水使用の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは

【運転中の発電用原子炉における重大事故】

崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

：水使用量　約 3,600m^3/７日間

である。上記，水使用量に対して，水源，移送ルート（配管）全て常設である低圧原子炉代替注水槽の貯水量約 740m^3 が枯渇する前に，可搬型の移送ルートを用いて供給する淡水源として輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を設置する。

上記事故シーケンスにおける水使用量約 3,600m^3 は，輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）の容量約 5,000m^3 を下回るものである。

２．淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，淡水タンクであるろ過水タンク（１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）及び純水タンクを利用した水の供給設備を整備する。

２．１　設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備を図１，２，３に示す。

低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクを水源とした各種注水時において，ろ過水タンク（１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）及び純水タンクが健全な場合には，ろ過水タンク（１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）及び純水タンクから大量送水車及びホースを使用して低圧原子炉代替注水槽又は復水貯蔵タンクへ水を供給できる構成である。

また，ろ過水タンク（１号ろ過水タンク，２号ろ過水タンク及び非常用ろ過水タンク）及び純水タンクから大量送水車及びホースを使用して低圧原子炉代替注水系（可搬型）等へ水を送水できる構成である。

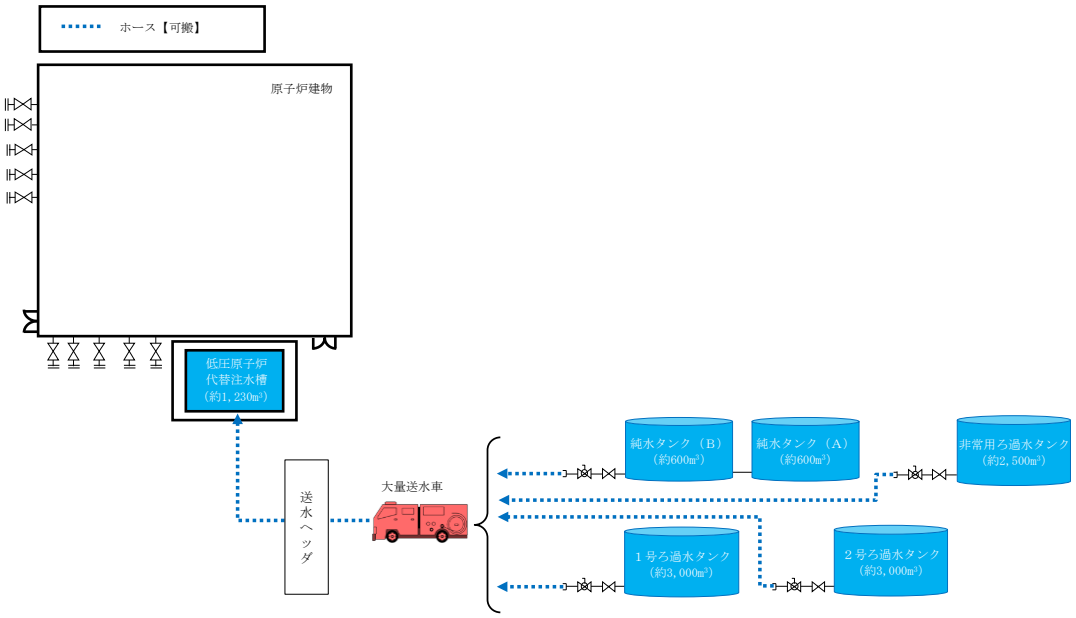


図１　淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から低圧原子炉代替注水槽への供給

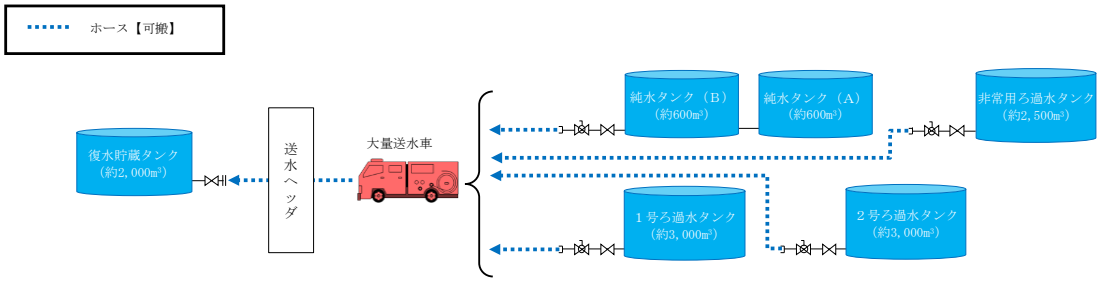


図２　淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から復水貯蔵タンクへの供給

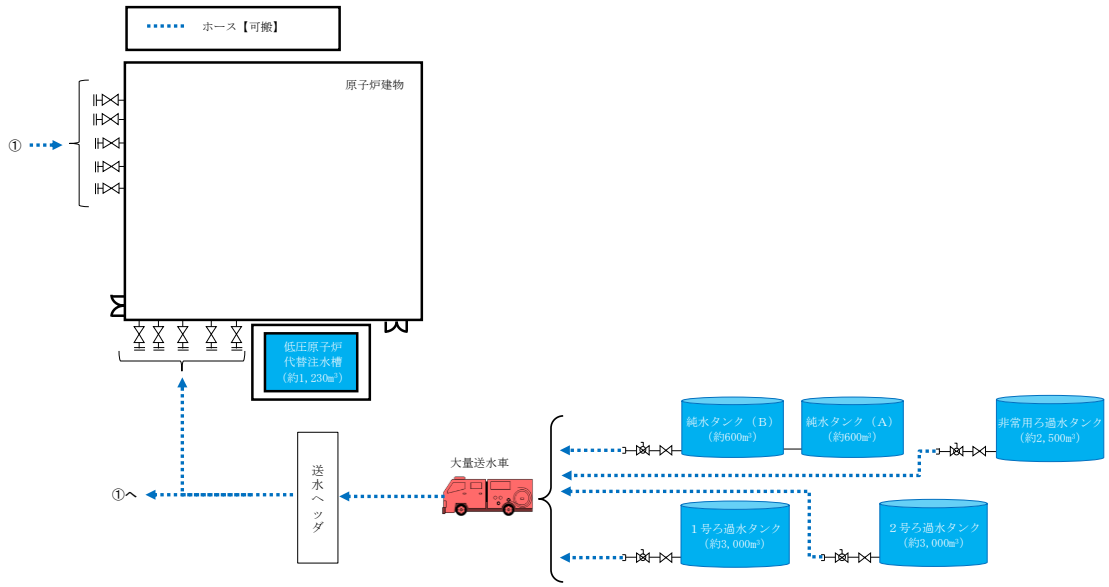


図３　淡水タンク（ろ過水タンク及び純水タンク）から低圧原子炉代替注水系（可搬型）等への送水

３．輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）を利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）を利用した水の供給設備を整備する。

３．１　設備概要

輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）を利用した水の供給設備を図４に示す。

輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした各種注水時において，輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）が健全な場合には，輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）から輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）へ大量送水車及びホースを使用して水を供給できる構成である。

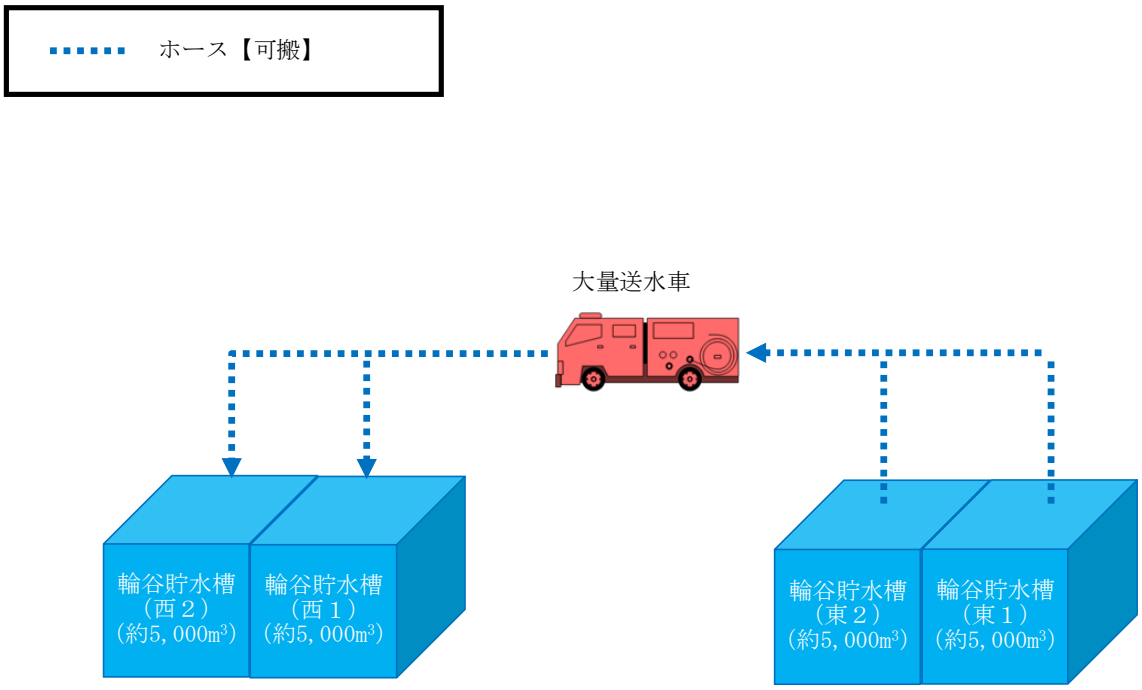


図４　輪谷貯水槽（東１）及び輪谷貯水槽（東２）から輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）への供給

４．複数の海水取水手段の整備

４．１　設備概要

海を水源とし水を移送する場合，取水場所を非常用取水設備からだけではなく２号炉放水槽，１号炉取水槽，３号炉取水管点検立坑及び荷揚場から，又は，可搬型設備を大量送水車だけでなく大型送水ポンプ車から取水することで，多様性を持った設定とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。概要図を図５，６に示す。

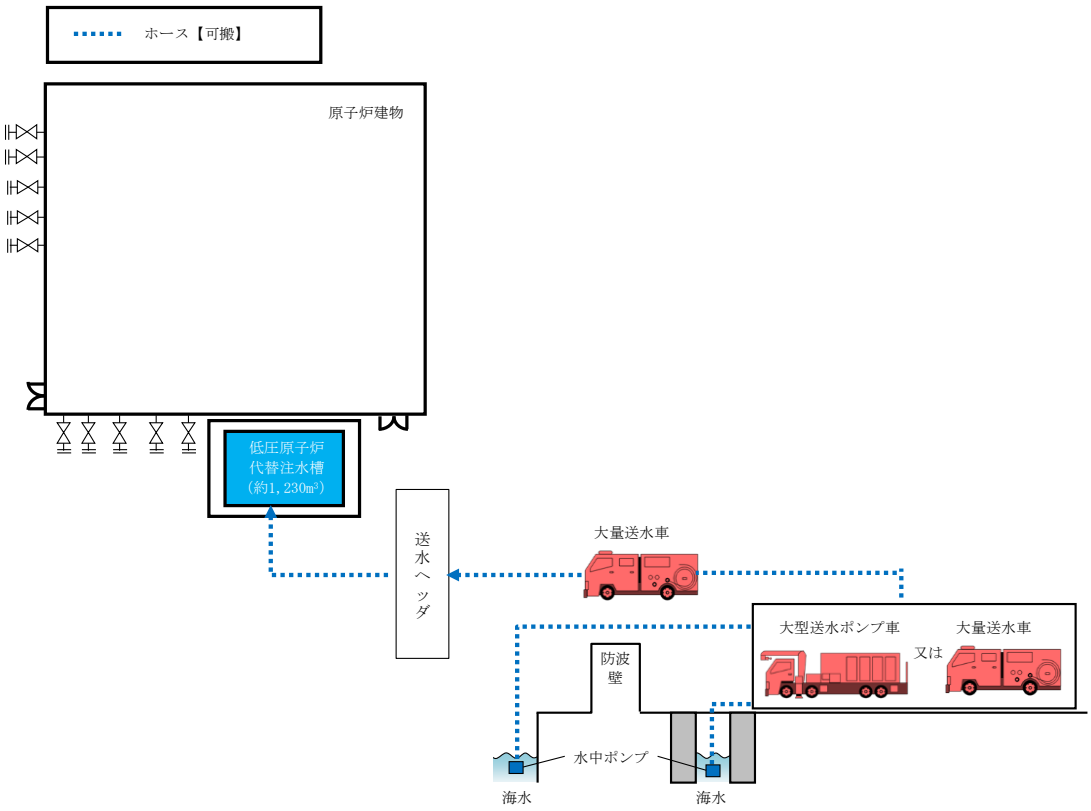


図５　大量送水車又は大型送水ポンプ車を用いた海水の取水

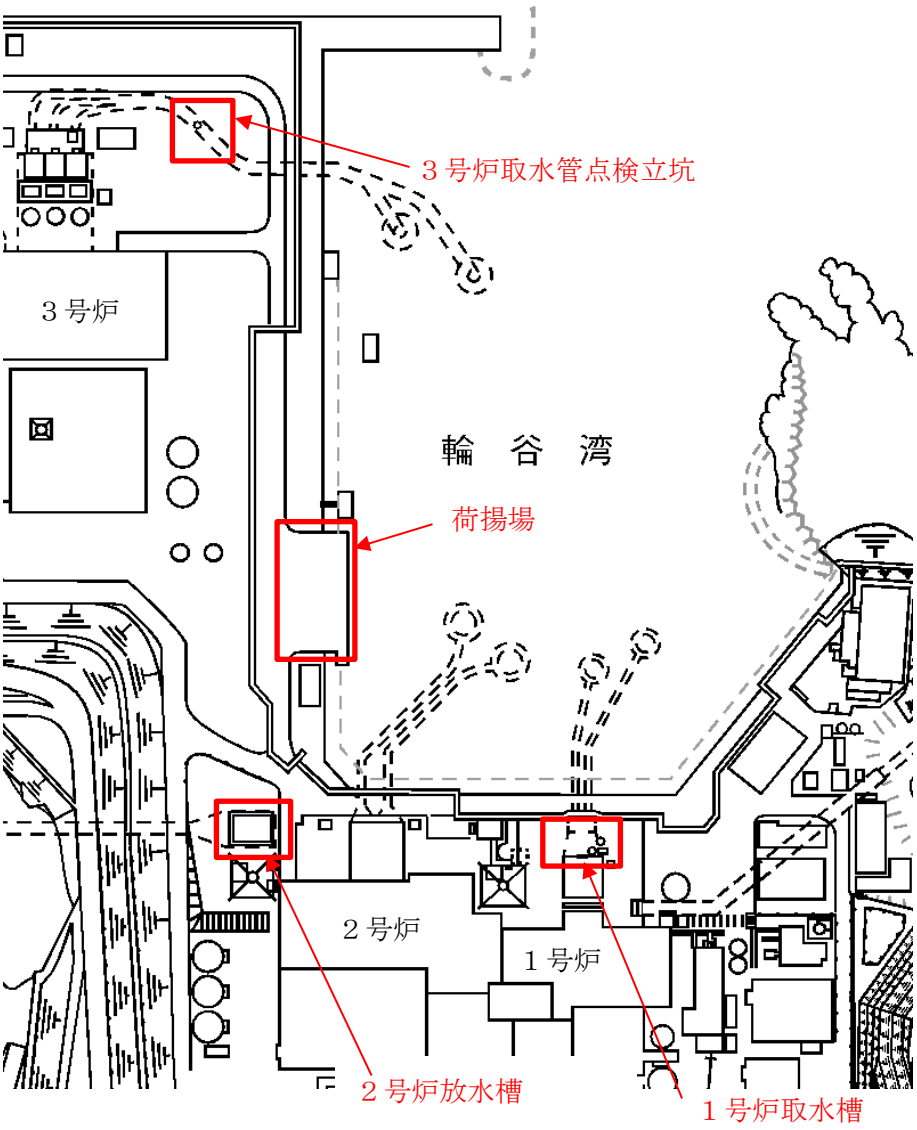


図 6　取水箇所

56-11

送水ヘッダについて

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ペデスタル代替注水系（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」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。

送水ヘッダはクロス媒介金具を組合わせて構成され，注水においては送水ヘッダを使用せずとも，資機材のホース分岐管のみで同時注水も可能であるが，送水ヘッダを用いることで，作業の効率化および被ばく量の低減が図れるため，資機材として位置付けている。

なお，送水ヘッダの最高使用圧力は，接続するホースと同様 1.6MPa であり，クロス媒介金具はホースの保有数に合わせ，２セット分に相当する８個以上を保管する設計とする。

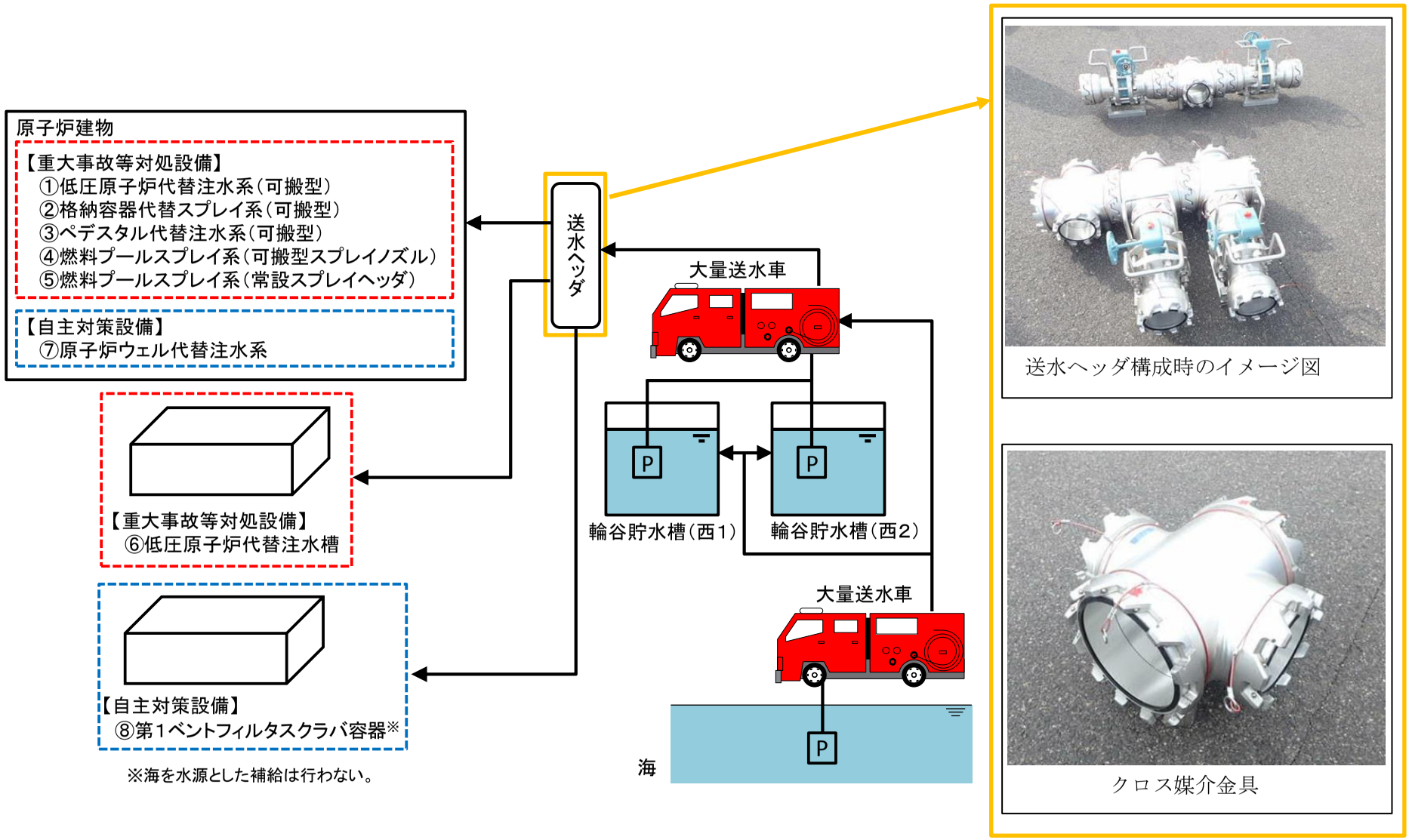

原子炉建物
【重大事故等対処設備】
①低圧原子炉代替注水系（可搬型）
②格納容器代替スプレイ系（可搬型）
③ペデスタル代替注水系（可搬型）
④燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）
⑤燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）
【自主対策設備】
⑦原子炉ウェル代替注水系
送水ヘッダ
大量送水車
【重大事故等対処設備】
⑥低圧原子炉代替注水槽
輪谷貯水槽（西1）
輪谷貯水槽（西2）
大量送水車
【自主対策設備】
⑧第1ベントフィルタスクラバ容器※
海
※海を水源とした補給は行わない。
送水ヘッダ構成時のイメージ図
クロス媒介金具

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ペデスタル代替注水系（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ＴＢ）	8h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）	8.3h	19h	－	－	－	－	－	－
全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	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	－	－	－	－	－	－	－	－
ＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－
運転中の原子炉における重大事故								
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	－	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 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	－	3.1h	5.4h	－	－	－	－	－
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ペデスタル代替注水系（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しない場合。

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対一の関係とし，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。

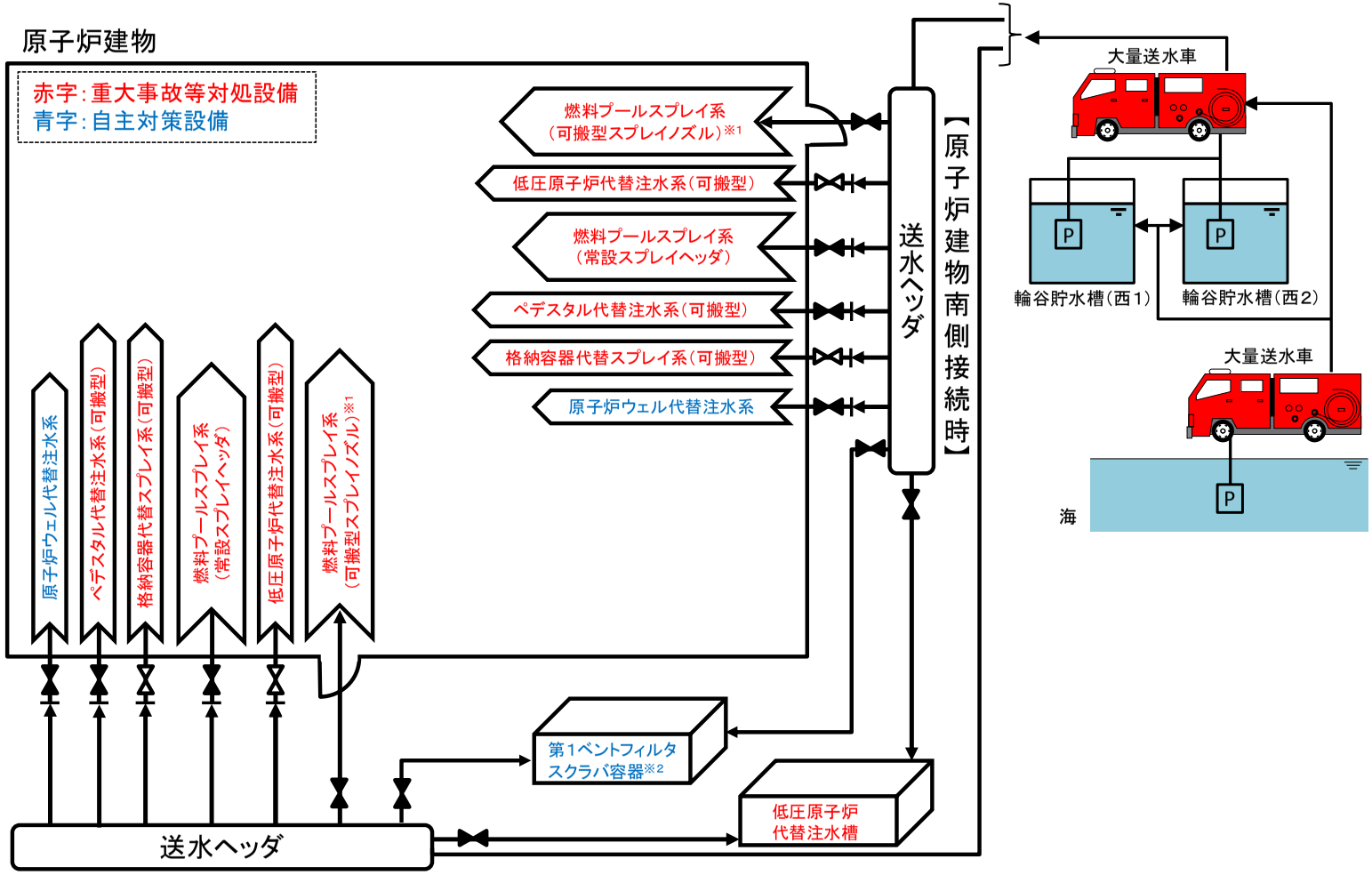
表２　送水ヘッダの接続部と接続する接続口の関係

使用系統※1	隔離弁		接続先の接続口
	名称	設置場所	
①	低圧原子炉代替注水元弁	接続口	低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口
②	格納容器代替スプレイ元弁	接続口	格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口
③	ペデスタル代替注水元弁	接続口	ペデスタル代替注水系（可搬型）接続口
④	ＳＦＰＳ注水ライン流量調節弁	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	ＡＲＷＦ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	FCVS 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ペデスタル代替注水系（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　送水ヘッダの接続状態概要図

３．２　操作性及び切替えの容易性

送水ヘッダを使用する各系統における送水ヘッダの流路構成は，送水ヘッダ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替えが可能な設計とする。

送水ヘッダ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，送水ヘッダ付属の隔離弁は系統構成時にそれぞれ送水先を識別するタグを設置するとともに，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

送水ヘッダ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。

送水ヘッダから各系統及び機器への流路は，それぞれ送水ヘッダ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。

56-12

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）について

１．構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要

構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の主な仕様を以下に示す。また，概要を表１に，設置場所及び監視範囲を図１及び図２に，土石流危険区域方向の状況把握イメージを図３に示す。

＜主な仕様＞

ａ．「設計基準対象施設／常設重大事故等対処設備」として設置する。

ｂ．耐震設計は，「Ｃ（Ｓｓ機能維持)」とし，非常用電源（無停電交流電源）及び代替交流電源設備から給電可能とする。

ｃ．重大事故等発生時に中央制御室において運転員により，また，緊急時対策所において緊急時対策要員により監視可能とする。

表１　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の概要

	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）
外観 (イメージ)	
カメラ構成	可視光と赤外線のデュアルカメラ
ズーム	可視光カメラ：光学ズーム 30 倍 デジタルズーム 12 倍 赤外線カメラ：デジタルズーム１～４倍
遠隔可動	水平可動：360° 上下可動：±90°
暗視機能	可能（赤外線カメラ）
耐震設計	Ｃ（Ｓｓ機能維持）
供給電源	非常用電源（無停電交流電源）※1 代替交流電源設備※2
風荷重	風速（30m/s）による荷重を考慮
積雪荷重	積雪（100cm）による荷重を考慮
台数	ガスタービン発電機建物屋上　１台

※：詳細設計中であり変更の可能性がある。

※１：非常用ディーゼル発電機より電源を供給する。

※２：代替交流電源設備には常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備がある。

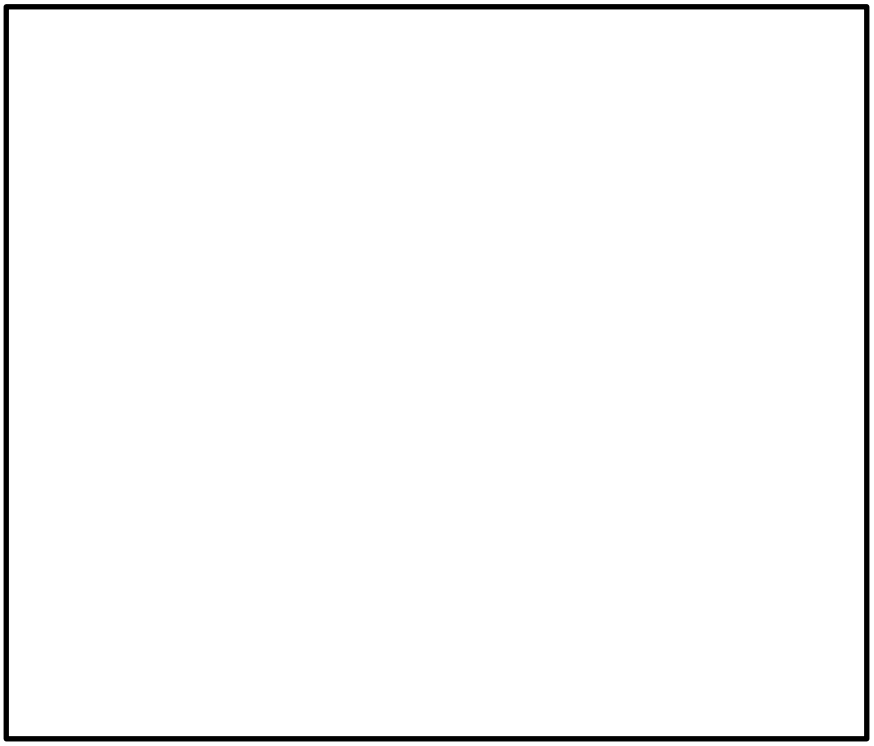


図１　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の設置場所

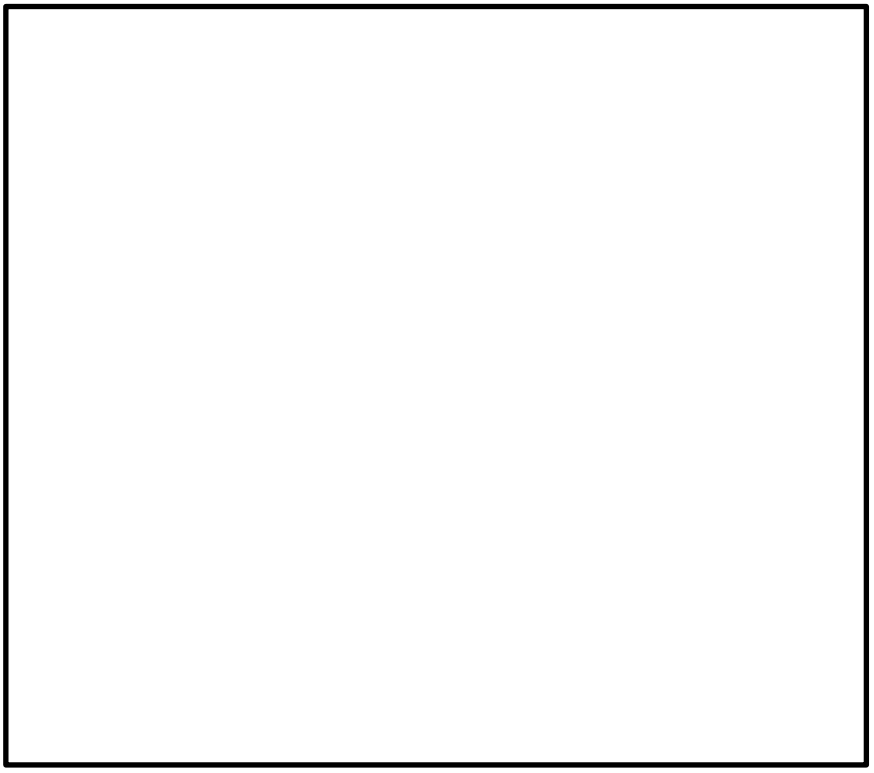
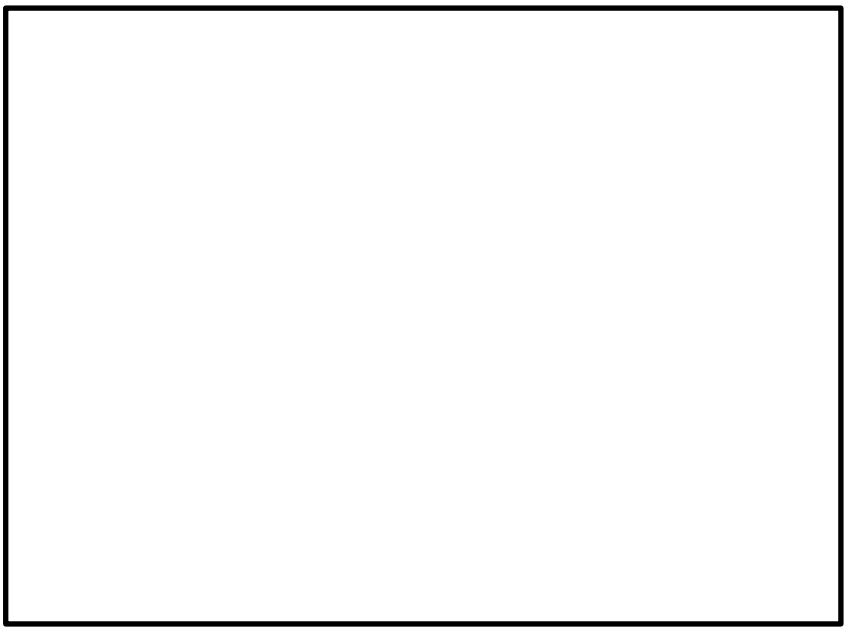


図２　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の監視範囲

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。



（例）構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）にて
輪谷貯水槽（西１／西２）の北側方向

（例）構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）にて
輪谷貯水槽（西１／西２）の南側方向

図３　ガスタービン発電機建物屋上からの土石流危険区域①，②方向の状況把握イメージ

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．条文との適合性について

島根２号炉において，設置許可基準規則第 26 条（原子炉制御室等）及び第 56 条（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）に基づき新設する構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）について，設置許可基準規則の関係条文に係る設計方針を表 2 に，設置許可基準規則の各条文との関係について，整理結果を表 3 に示す。

表２　設置許可基準規則の関係条文に係る設計方針

条文	設計方針
第四条 ［地震による損傷の防止］	Ｃクラスの施設として，静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐えられる設計とする。
第五条 ［津波による損傷の防止］	基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう，防波壁，防波扉等の津波防護施設及び浸水防止設備により津波が到達しない敷地に設置する設計とする。
第六条 ［外部からの衝撃による損傷の防止］	想定される自然現象及び想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して，機能を維持すること若しくは損傷を考慮して代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間での修復等の対応を行うこと又はそれらを適切に組み合わせることにより，その安全機能を損なわない設計とする。
第十条 ［誤操作の防止］	発電用原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように，理解しやすい表示方法とすることで，誤操作を防止できる設計とする。
第十二条 ［安全施設］	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，安全機能の重要度がＭＳ－３であり，期待されている機能を確保し，かつ維持し得る設計とする。
第二十六条 ［原子炉制御室等］	中央制御室から発電用原子炉施設の外の状況を把握できるように，ガスタービン発電機建物屋上に設置した監視カメラの映像により，土石流等の外部状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。
第三十四条 ［緊急時対策所］	緊急時対策所において，ガスタービン発電機建物屋上に設置した監視カメラの映像により，輪谷貯水槽（西１／西２）周辺の土石流の発生状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。
第四十条 ［津波による損傷の防止］	基準津波に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう，防波壁，防波扉等の津波防護施設及び浸水防止設備により津波が到達しない敷地に設置する設計とする。
第四十一条 ［火災による損傷の防止］	火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう，火災の発生防止，火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

表２　設置許可基準規則の関係条文に係る設計方針

条文	設計方針
第四十三条 ［重大事故等対処設備］	・想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮する設計とする。 ・想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できる設計とする。 ・健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。 ・本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備える設計とする。 ・発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。 ・想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じた設計とする。 ・想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。 ・二以上の発電用原子炉施設において共用するものでない設計とする。 ・共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じた設計とする。
第五十六条 ［重大事故等の収束に必要となる水の供給設備］	重大事故等発生時においても，海水注水切替え等の決定・判断を遅滞なく行えるよう，輪谷貯水槽（西１／西２）周辺の土石流の発生状況を確認できる，耐震性を有する設計とする。
第六十一条 ［緊急時対策所］	緊急時対策所において，ガスタービン発電機建物屋上に設置した監視カメラの映像により，輪谷貯水槽（西１／西２）周辺の土石流の発生状況を昼夜にわたり監視できる設計とする。

表３　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の
設置許可基準規則各条文との関係性に係る整理表

【凡例】○：関係条文
－：関係なし

設置許可基準規則条文		関係性	整理結果
第１条	適用範囲	－	適用範囲を示したものであり，要求事項ではないことから，関係条文ではない。
第２条	定義	－	用語の定義であり，要求事項ではないことから関係条文ではない。
第３条	設計基準対象施設の地盤	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の追設に伴う変更はないことから，関係条文ではない。
第４条	地震による損傷の防止	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，地震による損傷の防止に関する設計方針に基づき設置する必要があることから，適用対象である。
第５条	津波による損傷の防止	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，津波による損傷の防止に関する設計方針に基づき設置する必要があることから，適用対象である。
第６条	外部からの衝撃による損傷の防止	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，安全施設（ＭＳ－３）として設置することから，適用対象である。
第７条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，核物質防護対策上必要な機能を有する機器ではないことから，関係条文ではない。
第８条	火災による損傷の防止	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，火災防護対象機器ではないことから，関係条文ではない。
第９条	溢水による損傷の防止等	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器，並びに，燃料プールの冷却機能及び燃料プールへの給水機能を維持するために必要な構築物，系統及び機器ではないことから，関係条文ではない。
第10条	誤操作の防止	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，誤操作の防止に関する設計方針に基づき設置する必要があることから，適用対象である。
第11条	安全避難通路等	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）を設置するが，安全避難通路等に変更はないことから，関係条文ではない。
第12条	安全施設	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，安全施設（ＭＳ－３）として設置することから，適用対象である。
第13条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止に関する解析及び評価において，機能を期待する設備でないことから，関係条文ではない。

表３　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の
設置許可基準規則各条文との関係性に係る整理表

設置許可基準規則条文		関係性	整理結果
第 14 条	全交流動力電源喪失対策設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，全交流動力電源喪失対策設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 15 条	炉心等	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，炉心等に該当しないことから，関係条文ではない。
第 16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設に該当しないことから，関係条文ではない。
第 17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉冷却材圧力バウンダリに該当しないことから，関係条文ではない。
第 18 条	蒸気タービン	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，蒸気タービンに該当しないことから，関係条文ではない。
第 19 条	非常用炉心冷却設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，非常用炉心冷却設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，一次冷却材の減少分を補給する設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 21 条	残留熱を除去することができる設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，残留熱を除去することができる設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 23 条	計測制御系統施設	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，計測制御系統施設に該当しないことから，関係条文ではない。
第 24 条	安全保護回路	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，安全保護回路に該当しないことから，関係条文ではない。
第 25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，反応度制御系統及び原子炉制御系統に該当しないことから，関係条文ではない。
第 26 条	原子炉制御室等	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備に該当することから，適用対象である。
第 27 条	放射性廃棄物の処理施設	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，放射性廃棄物の処理施設に該当しないことから，関係条文ではない。

表３　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の
設置許可基準規則各条文との関係性に係る整理表

設置許可基準規則条文		関係性	整理結果
第 28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，放射性廃棄物の貯蔵施設に該当しないことから，関係条文ではない。
第 29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護に該当しないことから，関係条文ではない。
第 30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，放射線からの放射線業務従事者の防護に該当しないことから，関係条文ではない。
第 31 条	監視設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，放射性物質の濃度及び放射線量の監視設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 32 条	原子炉格納施設	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉格納施設に該当しないことから，関係条文ではない。
第 33 条	保安電源設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，保安電源設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 34 条	緊急時対策所	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，緊急時対策所において必要な指示ができるよう，必要な情報を把握できる設備に該当することから，適用対象である。
第 35 条	通信連絡設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，通信連絡設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 36 条	補助ボイラー	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，補助ボイラーに該当しないことから，関係条文ではない。
第 37 条	重大事故等の拡大の防止等	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重大事故等の拡大の防止等に該当しないことから，関係条文ではない。
第 38 条	重大事故等対処施設の地盤	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の追設に伴う変更はないことから，関係条文ではない。
第 39 条	地震による損傷の防止	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，常設重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備及び常設重大事故防止設備（設計基準拡張）に該当しないことから，関係条文ではない。
第 40 条	津波による損傷の防止	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重大事故等対処施設に該当し，津波による損傷の防止に関する設計方針に基づき設置する必要があることから，適用対象である。
第 41 条	火災による損傷の防止	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重大事故等対処施設に該当することから，適用対象である。

表 3　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の
設置許可基準規則各条文との関係性に係る整理表

設置許可基準規則条文		関係性	整理結果
第 42 条	特定重大事故等対処施設	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，特定重大事故等対処施設に該当しないことから，関係条文ではない。
第 43 条	重大事故等対処設備	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重大事故等対処設備に該当することから，適用対象である。
第 44 条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，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に該当しないことから，関係条文ではない。
第 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	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 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	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 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	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，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に該当しないことから，関係条文ではない。
第 48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉格納容器内の冷却等のための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 50 条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 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	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 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	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，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に該当しないことから，関係条文ではない。
第 53 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。

表３　構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）の
設置許可基準規則各条文との関係性に係る整理表

	設置許可基準規則条文	関係性	整理結果
第 54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 56 条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備として設置することから，適用対象である。
第 57 条	電源設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，電源設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 58 条	計装設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，計装設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 59 条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，運転員が原子炉制御室にとどまるための設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 60 条	監視測定設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，監視測定設備に該当しないことから，関係条文ではない。
第 61 条	緊急時対策所	○	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備に該当することから，適用対象である。
第 62 条	通信連絡を行うために必要な設備	－	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）は，通信連絡を行うために必要な設備に該当しないことから，関係条文ではない。

57条　電源設備

目次

57-1　ＳＡ設備基準適合性一覧表
57-2　配置図
57-3　系統図
57-4　試験及び検査
57-5　容量設定根拠
57-6　アクセスルート図
57-7　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
57-8　高圧発電機車接続に関する説明書
57-9　代替電源設備について
57-10　全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）
57-11　燃料補給に関する補足説明資料

57-1

ＳＡ設備基準適合性　一覧表

第 57-1-1 表　電源設備一覧

	3.14.2.1 可搬型代替交流電源設備	3.14.2.2 常設代替交流電源設備	3.14.2.3 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備	3.14.2.4 可搬型直流電源設備	3.14.2.5 代替所内電気設備	3.14.3.1 非常用交流電源設備	3.14.3.2 非常用直流電源設備	3.14.3.3 燃料補給設備
高圧発電機車	主要設備	－	－	主要設備	－	－	－	－
ガスタービン発電機用軽油タンク	主要設備	主要設備	－	主要設備	－	－	－	主要設備
タンクローリ	主要設備	－	－	主要設備	－	－	－	主要設備
ガスタービン発電機	－	主要設備	－	－	－	－	－	－
ガスタービン発電機用サービスタンク	－	主要設備	－	－	－	－	－	－
ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	－	主要設備	－	－	－	－	－	－
Ｂ－115V系蓄電池	－	－	主要設備	－	－	－	主要設備	－
Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）	－	－	主要設備	－	－	－	主要設備	－
ＳＡ用１１５Ｖ系蓄電池	－	－	主要設備	－	－	－	－	－
230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）	－	－	主要設備	－	－	－	主要設備	－
Ｂ－115V系充電器	－	－	主要設備	－	－	－	主要設備	－
Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ）	－	－	主要設備	主要設備	－	－	主要設備	－
ＳＡ用１１５Ｖ系充電器	－	－	主要設備	主要設備	－	－	－	－
230V系充電器（ＲＣＩＣ）	－	－	主要設備	－	－	－	主要設備	－
230V系充電器（常用）	－	－	－	主要設備	－	－	－	－
緊急用メタクラ	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
メタクラ切替盤	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
高圧発電機車接続プラグ収納箱	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
緊急用メタクラ接続プラグ盤	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
非常用高圧母線Ｃ系	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
非常用高圧母線Ｄ系	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
ＳＡロードセンタ	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
ＳＡ１コントロールセンタ	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
ＳＡ２コントロールセンタ	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
充電器電源切替盤	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
ＳＡ電源切替盤	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
重大事故操作盤	－	－	－	－	主要設備	－	－	－
非常用ディーゼル発電機	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
Ａ－ディーゼル燃料移送ポンプ	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
Ｂ－ディーゼル燃料移送ポンプ	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料移送ポンプ	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
Ａ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	主要設備	－	－	主要設備	－	主要設備	－	主要設備
Ｂ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	主要設備	－	－	主要設備	－	主要設備	－	主要設備
ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	主要設備	－	－	主要設備	－	主要設備	－	主要設備
Ａ－ディーゼル燃料デイタンク	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
Ｂ－ディーゼル燃料デイタンク	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料デイタンク	－	－	－	－	－	主要設備	－	－
Ａ－115V系蓄電池	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
高圧炉心スプレイ系蓄電池	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
Ａ－115V系充電器	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
高圧炉心スプレイ系充電器	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
Ａ－原子炉中性子計装用充電器	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
Ｂ－原子炉中性子計装用充電器	－	－	－	－	－	－	主要設備	－
直流給電車	自主対策設備							
号炉間電力融通ケーブル（常設）	自主対策設備							
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	自主対策設備							
号炉間連絡ケーブル	自主対策設備							
非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備							
常用高圧母線Ａ系	自主対策設備							
常用高圧母線Ｂ系	自主対策設備							

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）

５７条：電源設備					高圧発電機車	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	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		設備の運搬・設置，操作スイッチ操作，接続作業	Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｇ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		内燃機関，発電機	Ｇ，Ｈ
			関連資料		57-4 試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａｂ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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設備	Ａ
			関連資料		57-5　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		57-2　配置図，57-8　高圧発電機車接続図	
		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	Ａａ
			関連資料		57-2　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		57-2　配置図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		57-2　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	Ｂ
			関連資料		57-6　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	Ａｂ
				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	Ｃａ
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ガスタービン発電機用軽油タンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第2号	操作性		弁操作，接続作業	Ｂｆ Ｂｇ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　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）	C
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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）－屋外	Ａｂ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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）

５７条：電源設備					タンクローリ	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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		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	Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　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）	C
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｂ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　配置図	
	第3項	第1号	可搬型SAの容量		その他設備	C
			関連資料		57-5　容量設定根拠，57-11　燃料補給に関する説明資料	
		第2号	可搬型SAの接続性		専用の接続	D
			関連資料		57-2　配置図	
		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		（放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		57-2　配置図	
		第5号	保管場所		屋外（共通要因の考慮対象設備あり）	Ｂａ
			関連資料		57-2　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋外アクセスルートの確保	B
			関連資料		57-6　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	Ａｂ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ガスタービン発電機	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作 操作スイッチ操作	A Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		内燃機関，発電機	Ｇ，Ｈ
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所） 中央制御室操作	Ａａ B
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ガスタービン発電機用サービスタンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	57-2　配置図，57-3　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）		容器（タンク類）	C
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	57-2　配置図，57-3　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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）

５７条：電源設備					ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	57-2　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）		ポンプ	A
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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）	高速回転機器	Ｂｂ
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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		57-5　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	Ａａ
				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	Ｃａ
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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）

５７条：電源設備					B-115V 系蓄電池	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					Ｂ１-115V 系蓄電池（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	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ＳＡ用 115V 系蓄電池	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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	Ｂ
			関連資料		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					B-115V 系充電器	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					Ｂ１-115V 系充電器（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	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ＳＡ用 115V 系充電器	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					230V 系充電器（ＲＣＩＣ）	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					230V 系充電器（常用）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	57-2　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）		その他電源設備	I
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					緊急用メタクラ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作 操作スイッチ操作	A Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所） 中央制御室操作	Ａａ B
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					メタクラ切替盤	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		工具 接続作業	Ｂｂ Ｂｇ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａｂ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					高圧発電機車接続プラグ収納箱	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		接続作業	Ｂｇ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａｂ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					緊急用メタクラ接続プラグ盤	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		接続作業	Ｂｇ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａｂ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					非常用高圧母線Ｃ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	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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	Ａ
			関連資料		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					非常用高圧母線Ｄ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	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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	Ａ
			関連資料		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ＳＡロードセンタ	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	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作 操作スイッチ操作	A Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所） 中央制御室操作	Ａａ B
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ＳＡ１コントロールセンタ	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	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ＳＡ２コントロールセンタ	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	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					充電器電源切替盤	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-10　直流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					ＳＡ電源切替盤	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａａ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					重大事故操作盤	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	57-2　配置図	
		第2号	操作性		操作スイッチ操作	Ｂｄ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　系統図	
		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		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	Ａｄ
				その他（飛散物）	対象外	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　バウンダリ系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	Ｂ
			関連資料		57-2　配置図	
	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（代替対象ＤＢ設備あり）－屋内	Ａａ
				サポート系要因	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図，57-9　交流電源	

島根原子力発電所　２号炉　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

５７条：電源設備					非常用ディーゼル発電機	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）		内燃機関，発電機	G，H
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｄ
				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	Ｃａ
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	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）		内燃機関，発電機	G，H
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			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	Ａｄ
				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	Ｃａ
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					Ａ－ディーゼル燃料移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	－	
		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）		ポンプ	Ａ
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					Ｂ－ディーゼル燃料移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	－	
		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）		ポンプ	A
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料移送ポンプ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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	－	
		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）		ポンプ	A
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					Ａ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第2号	操作性		工具	Ｂｂ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　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）	Ｃ
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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）

５７条：電源設備					Ｂ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第2号	操作性		工具	Ｂｂ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　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）	Ｃ
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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）

５７条：電源設備					ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料貯蔵タンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外設備	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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第2号	操作性		工具	Ｂｂ
			関連資料		57-2　配置図，57-3　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）	C
			関連資料		57-4　試験及び検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が必要	Ｂａ
			関連資料		57-3　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	57-2　配置図，57-3　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		57-2　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		57-5　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）	－
				関連資料	57-2　配置図，57-3　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）

５７条：電源設備					Ａ－ディーゼル燃料デイタンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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		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		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					Ｂ－ディーゼル燃料デイタンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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		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		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料デイタンク	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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		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		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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	対象外（サポート系なし）	－
				関連資料	57-2　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）

５７条：電源設備					A-115V 系蓄電池	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		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

５７条：電源設備					高圧炉心スプレイ系蓄電池	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		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

５７条：電源設備					Ａ－中性子計装用蓄電池	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		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

５７条：電源設備					Ｂ－中性子計装用蓄電池	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		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

５７条：電源設備					A-115V 系充電器	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	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

５７条：電源設備					高圧炉心スプレイ系充電器	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	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

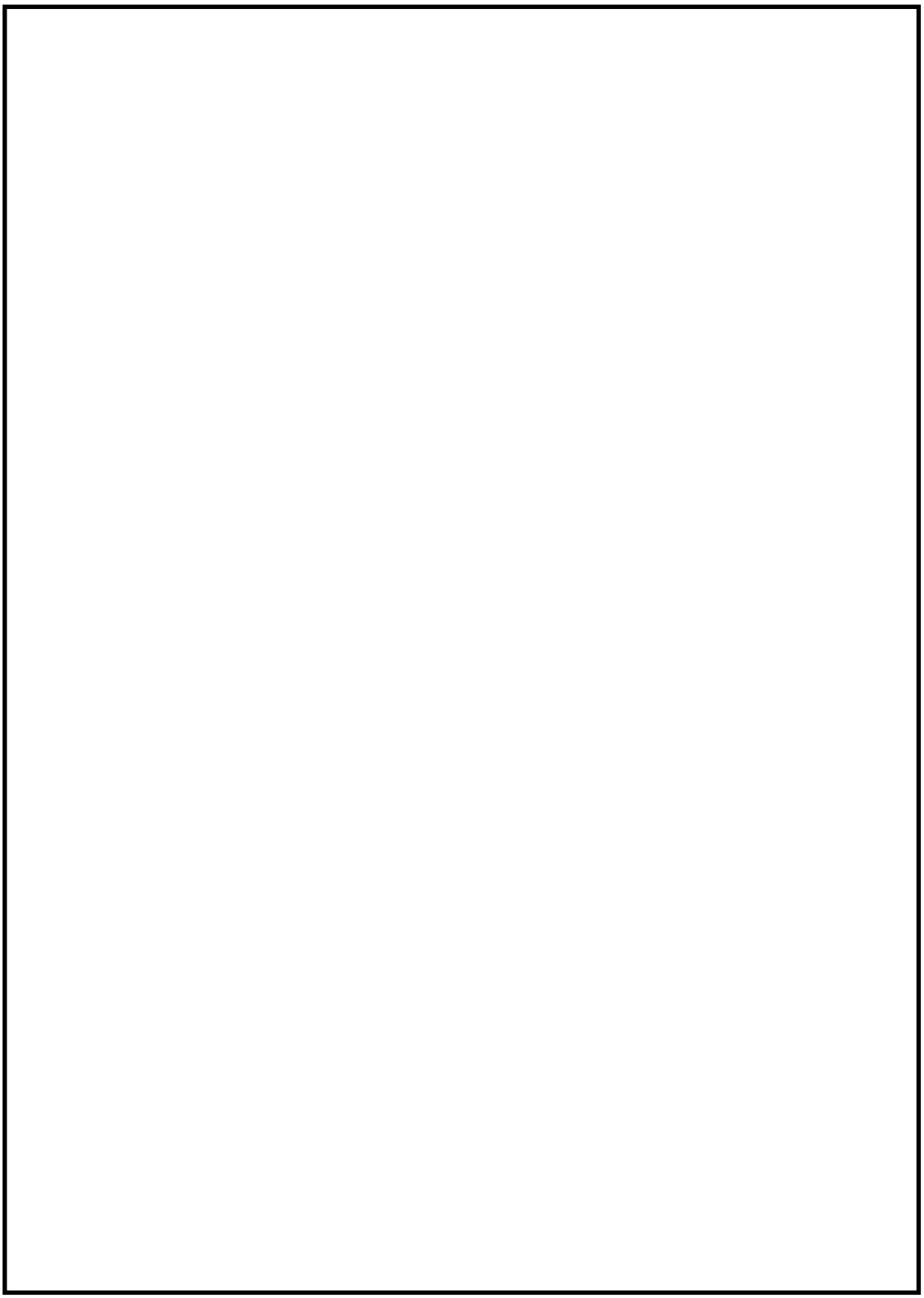
５７条：電源設備					Ａ－中性子計装用充電器	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建物内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	海水を通水しない	対象外
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				関連資料	－	
		第2号	操作性		操作不要	－
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　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）

５７条：電源設備					Ｂ－中性子計装用充電器	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	－	
		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）		その他電源設備	I
			関連資料		－	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用－切替操作が不要	Ｂｂ
			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	Ａｄ
				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）	Ａａ
			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	57-2　配置図	

57-2

配　　置　　図



２号炉保管場所と原子炉建物及び常設代替交流電源設備との離隔距離

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。

島根原子力発電所　2号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を
明示した図面
（可搬型重大事故等対処設備保管箇所・設置場所）
（高圧発電機車）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （可搬型重大事故等対処設備接続箇所） （高圧発電機車）	
中国電力株式会社	

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を
明示した図面
（可搬型重大事故等対処設備保管箇所・設置場所）
（タンクローリ）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（ガスタービン発電機用軽油タンク）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （ガスタービン発電機）
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備操作場所） （ガスタービン発電機中央制御室操作）
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ）
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（ガスタービン発電機用サービスタンク）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（Ｂ－115Ｖ系蓄電池）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（Ｂ－115Ｖ系充電器及び直流盤）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（Ｂ１－115Ｖ系蓄電池（ＳＡ））

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（Ｂ１－115Ｖ系充電器（ＳＡ）及び直流盤）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （ＳＡ用 115V 系蓄電池）	
中国電力株式会社	

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （ＳＡ用 115V 系充電器及びＳＡ対策設備用分電盤（２））
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ））	
中国電力株式会社	

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（230V 系充電器及び直流盤（ＲＣＩＣ））

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （230V 系充電器及び直流盤（常用））
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（代替所内電気設備）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（代替所内電気設備）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（代替所内電気設備）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （代替所内電気設備）	
中国電力株式会社	

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（代替所内電気設備）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（充電器電源切替盤）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （非常用高圧母線C系及びD系）	
中国電力株式会社	

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （設計基準事故対処設備設置場所） （非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（設計基準事故対処設備設置箇所）
（ディーゼル燃料貯蔵タンク）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（設計基準事故対処設備設置場所）
（燃料デイタンク）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を
明示した図面
（常設重大事故等対処設備設置場所）
（Ａ－115V 系及びＡ－原子炉中性子計装用蓄電池）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （Ａ－115Ｖ 系充電器及び直流盤） （Ａ－原子炉中性子計装用充電器及び直流盤）
中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （設計基準事故対処設備設置場所） （高圧炉心スプレイ系蓄電池）	
中国電力株式会社	

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。

島根原子力発電所　２号炉

非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面
（設計基準事故対処設備設置場所）
（高圧炉心スプレイ系充電器及び直流盤）

中国電力株式会社

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。

島根原子力発電所　２号炉	
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池）	
中国電力株式会社	

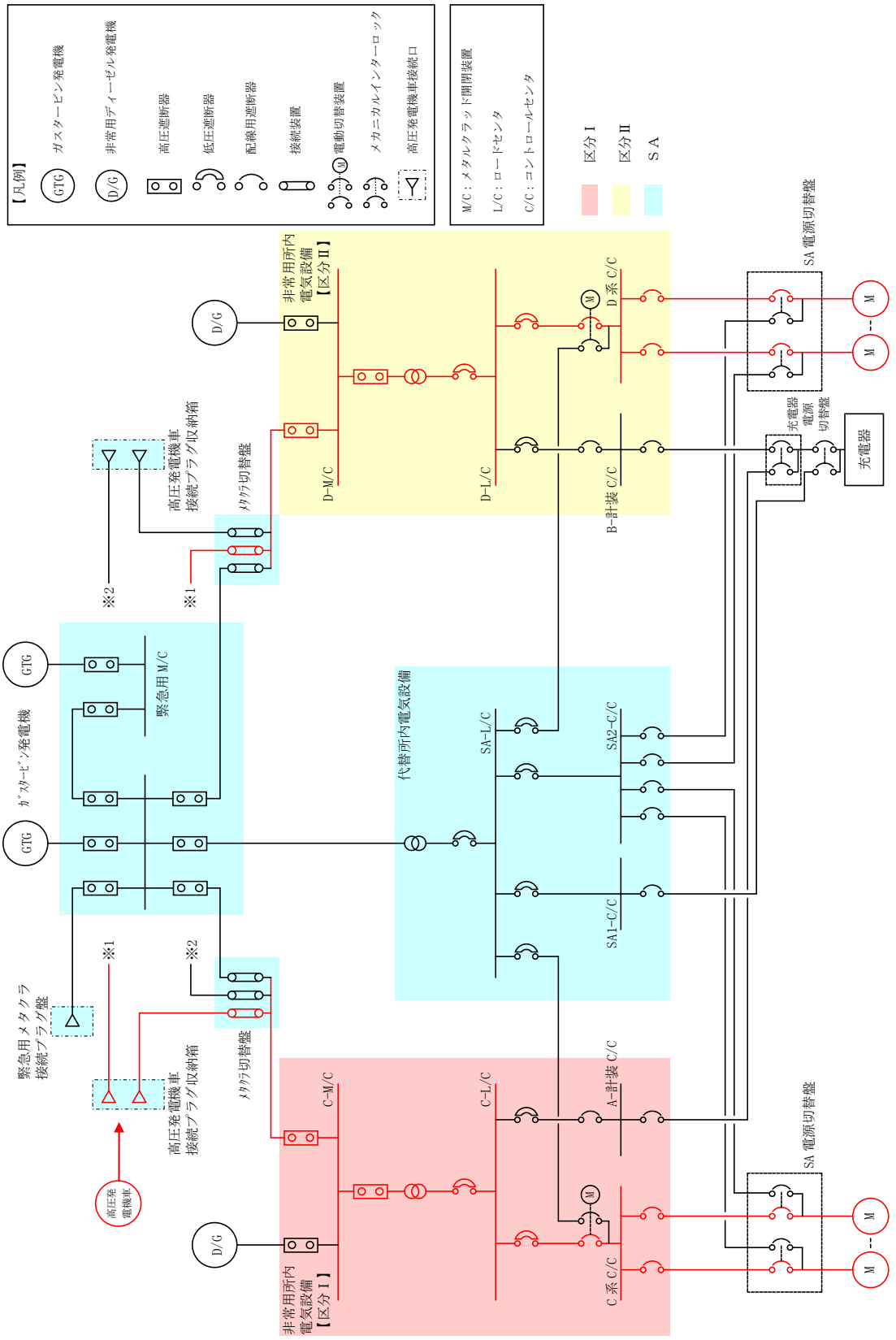
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所　２号炉
非常用電源設備に係わる機器の配置を明示した図面 （常設重大事故等対処設備設置場所） （Ｂ－原子炉中性子計装用充電器及び分電盤）
中国電力株式会社

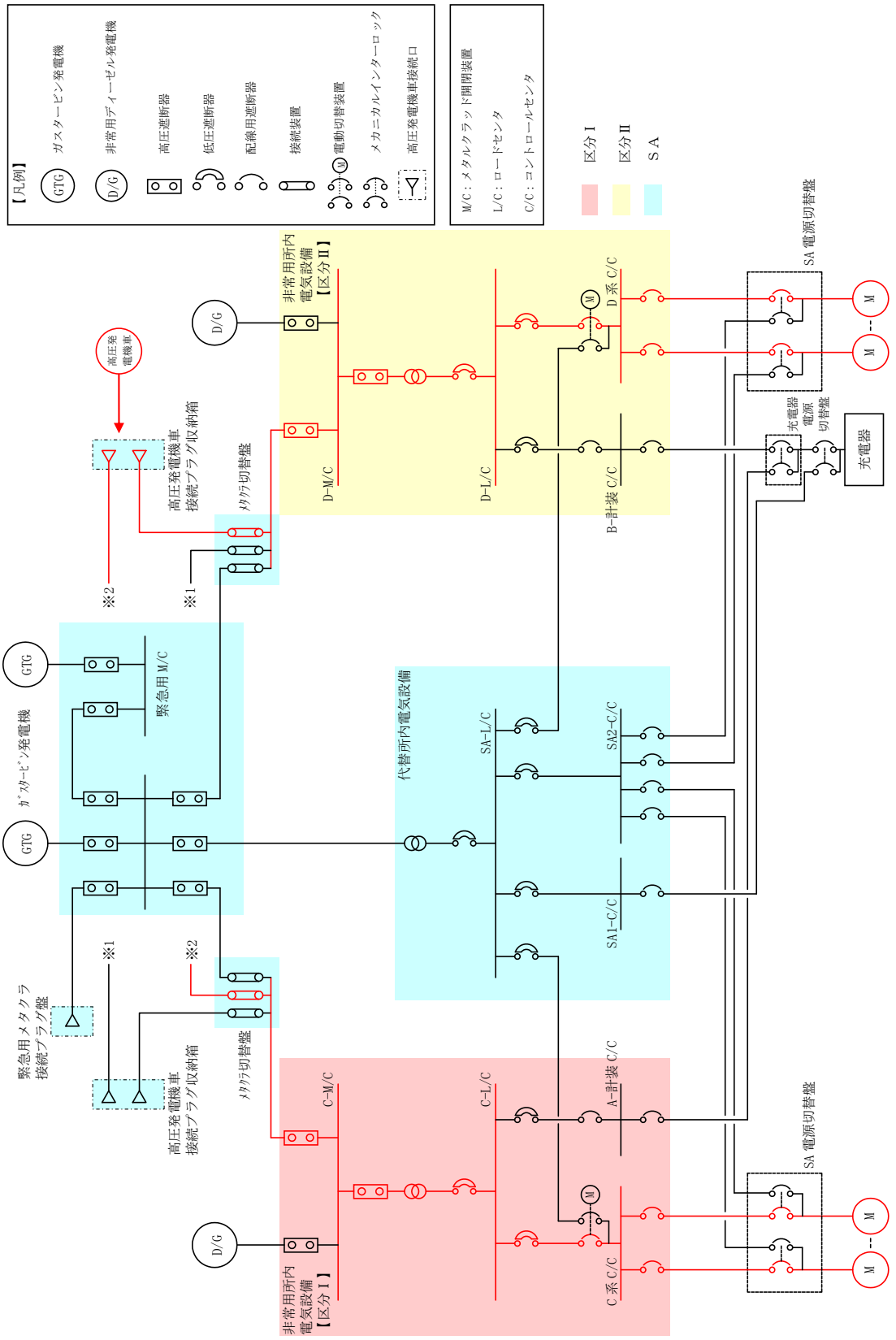
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-3

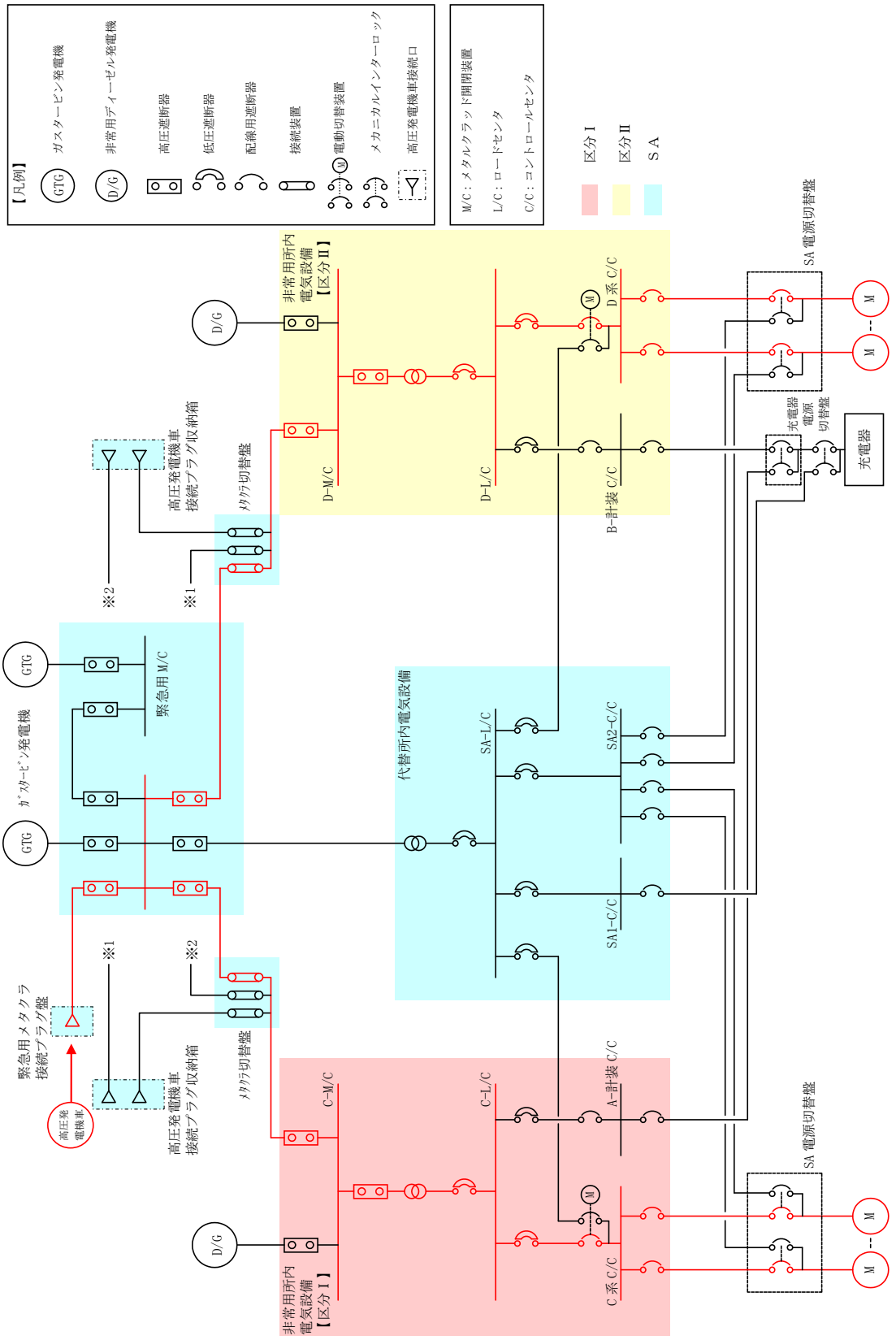
系　　統　　図



第 57-3-1 図　高圧発電機車系統図
（高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）
～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系）

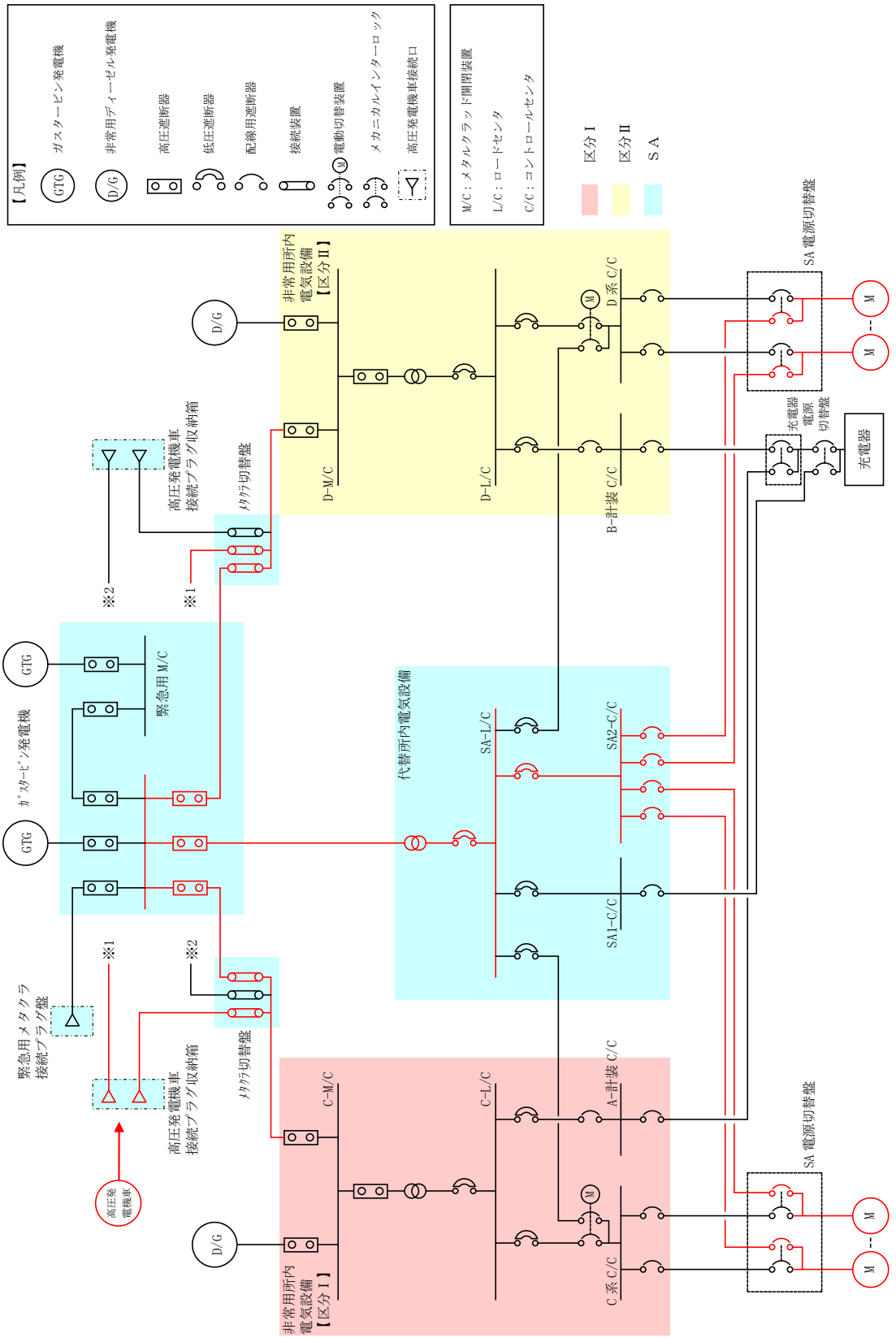


第 57-3-2 図　高圧発電機車系統図
（高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系）

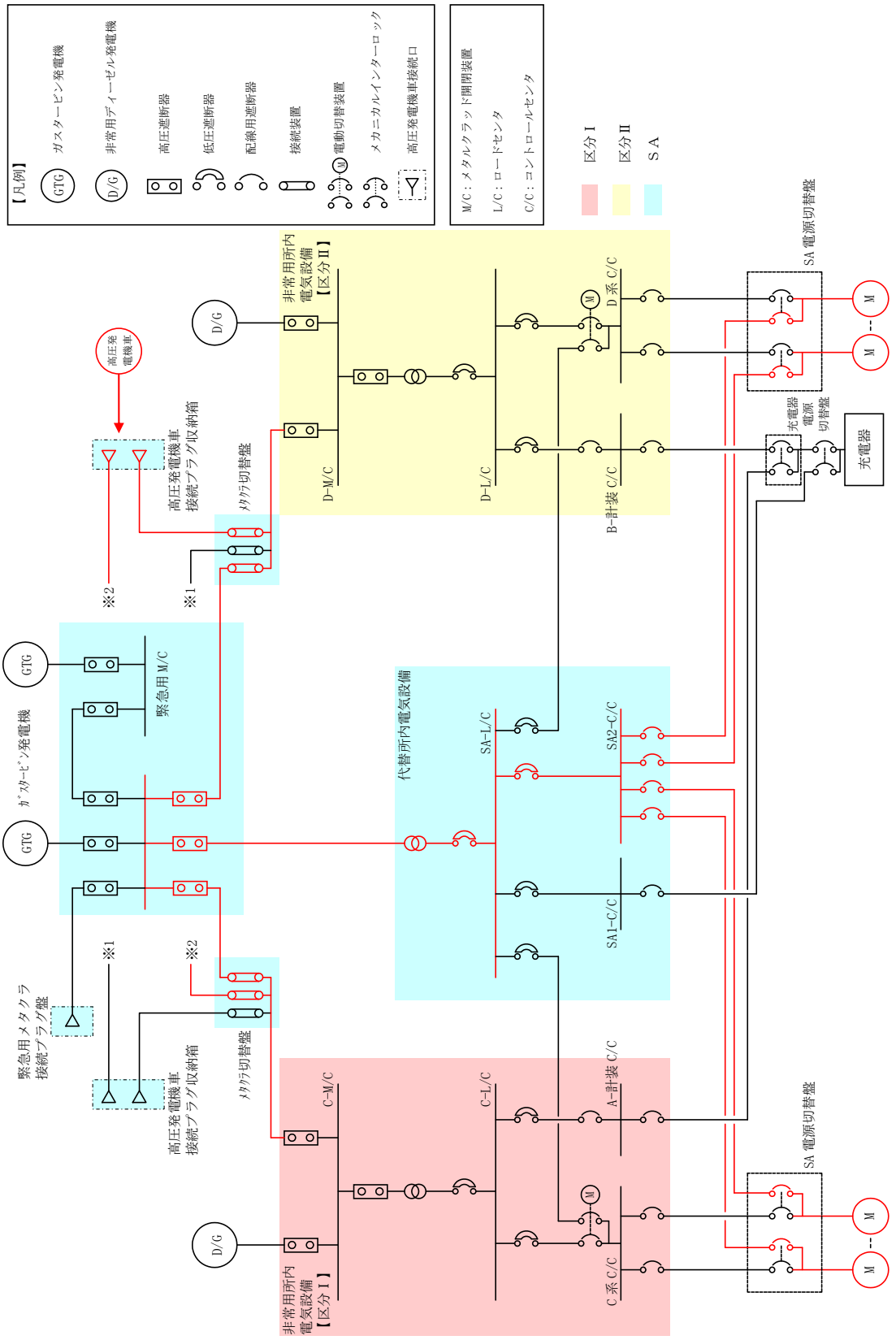


第 57-3-3 図　高圧発電機車系統図

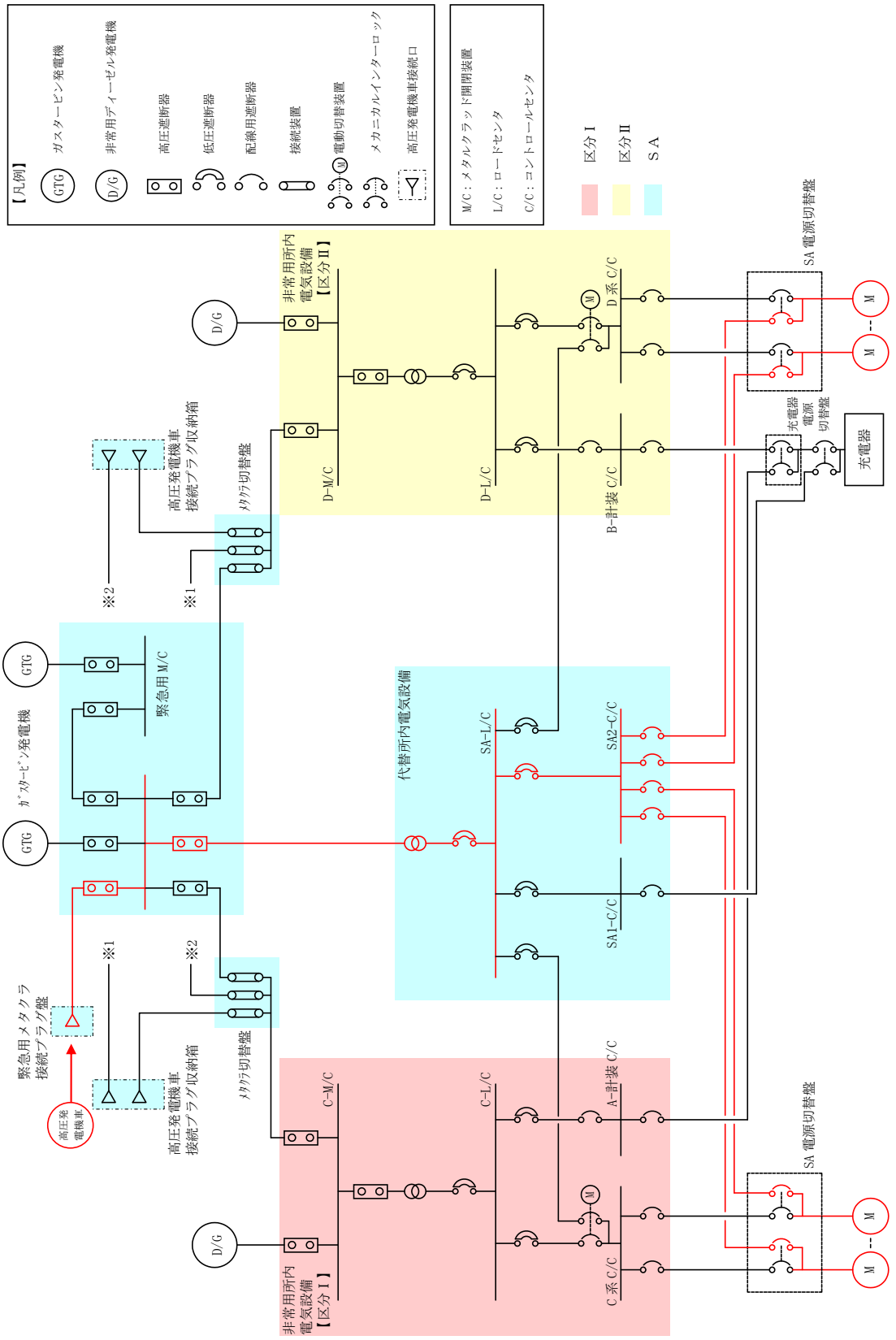
（高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系）



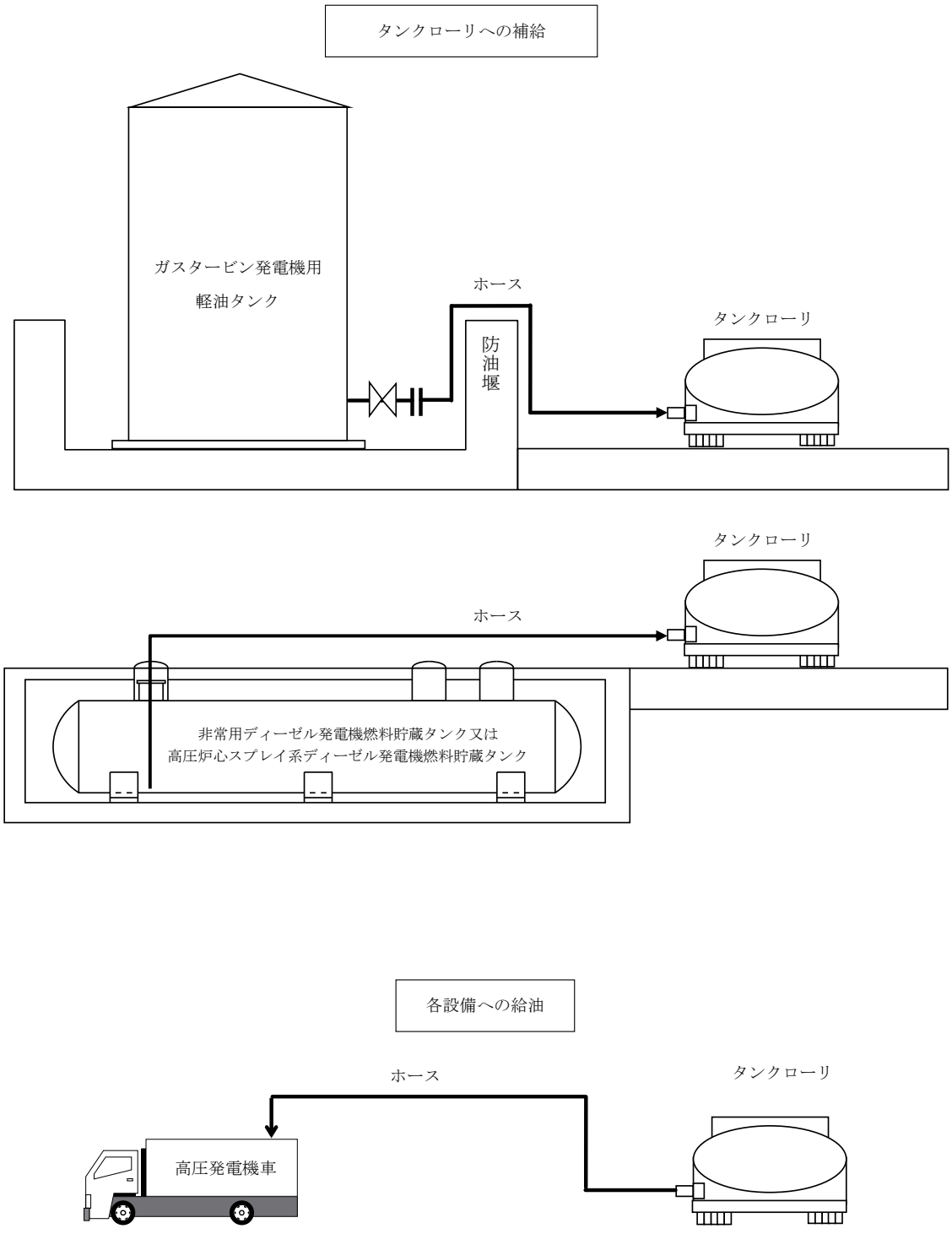
第 57-3-4 図　高圧発電機車系統図
（高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）
～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ）



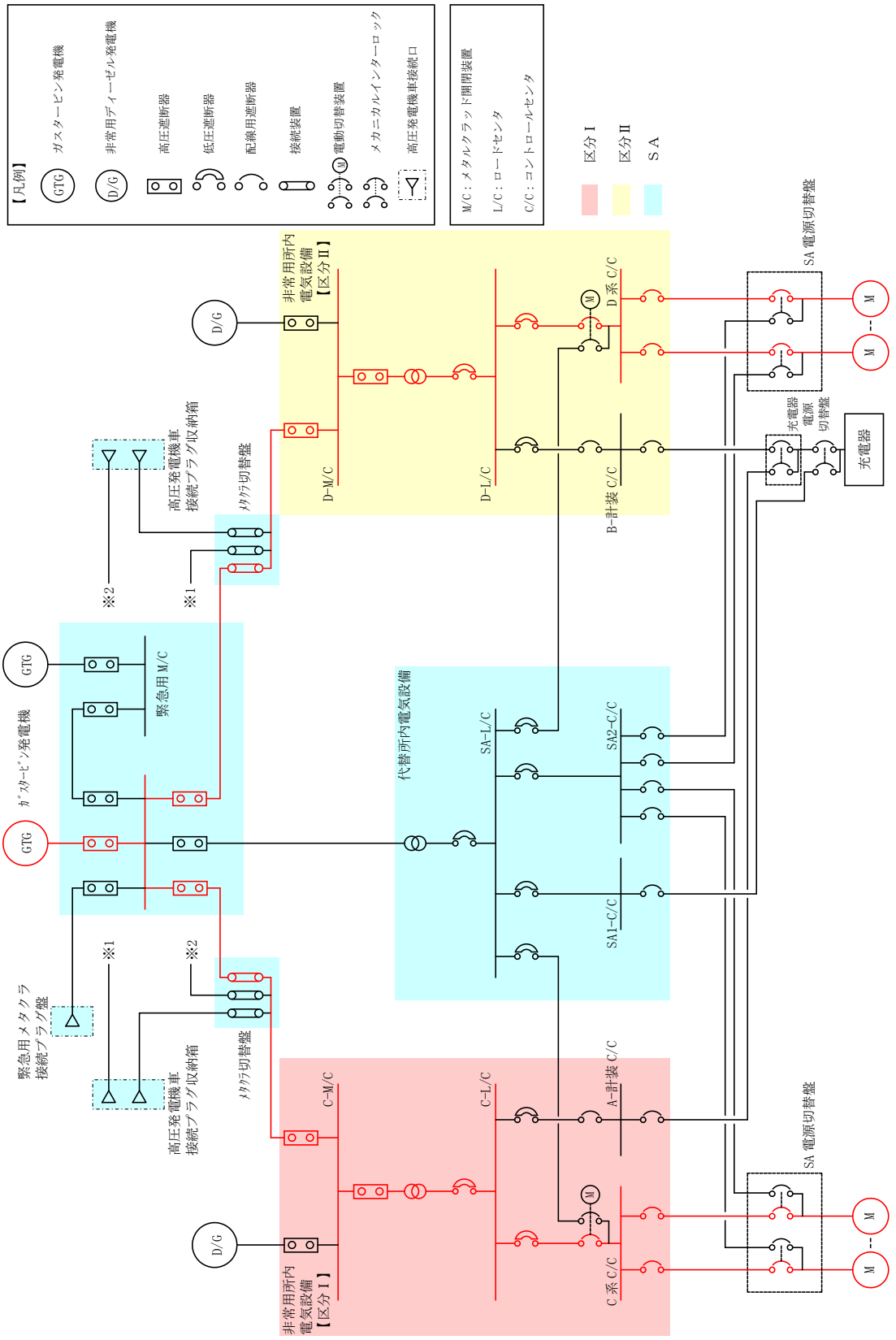
第 57-3-5 図　高圧発電機車系統図
（高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ）



第 57-3-6 図　高圧発電機車系統図
（高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤
～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ）

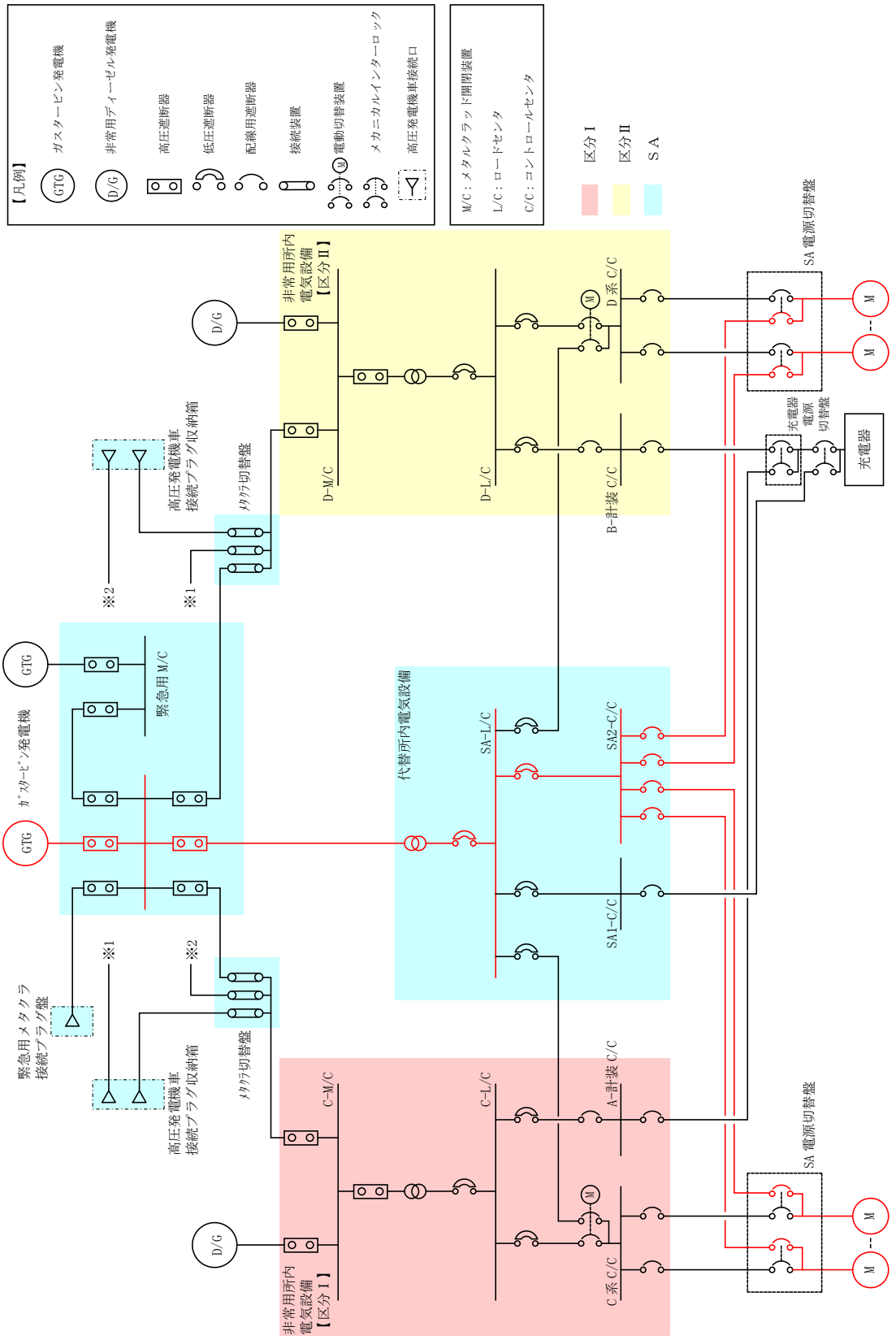


第 57-3-7 図　可搬型代替交流電源設備系統概要図（燃料系統）

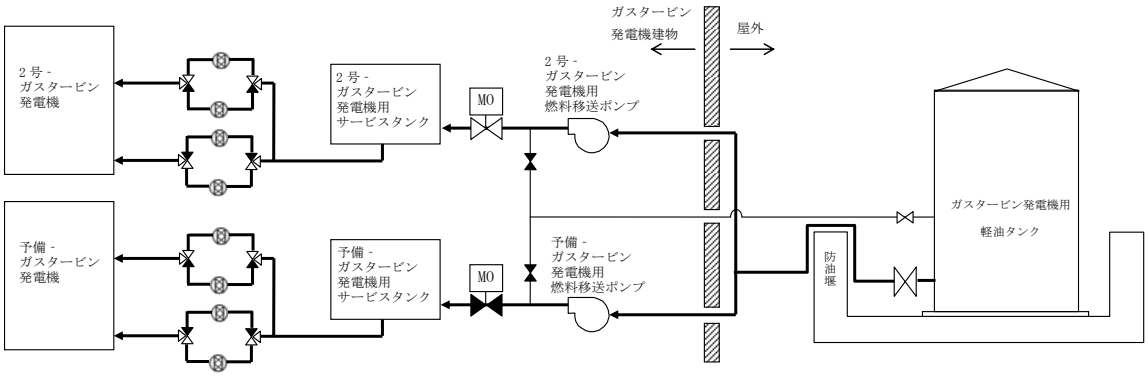


第 57-3-8 図　ガスタービン発電機系統図

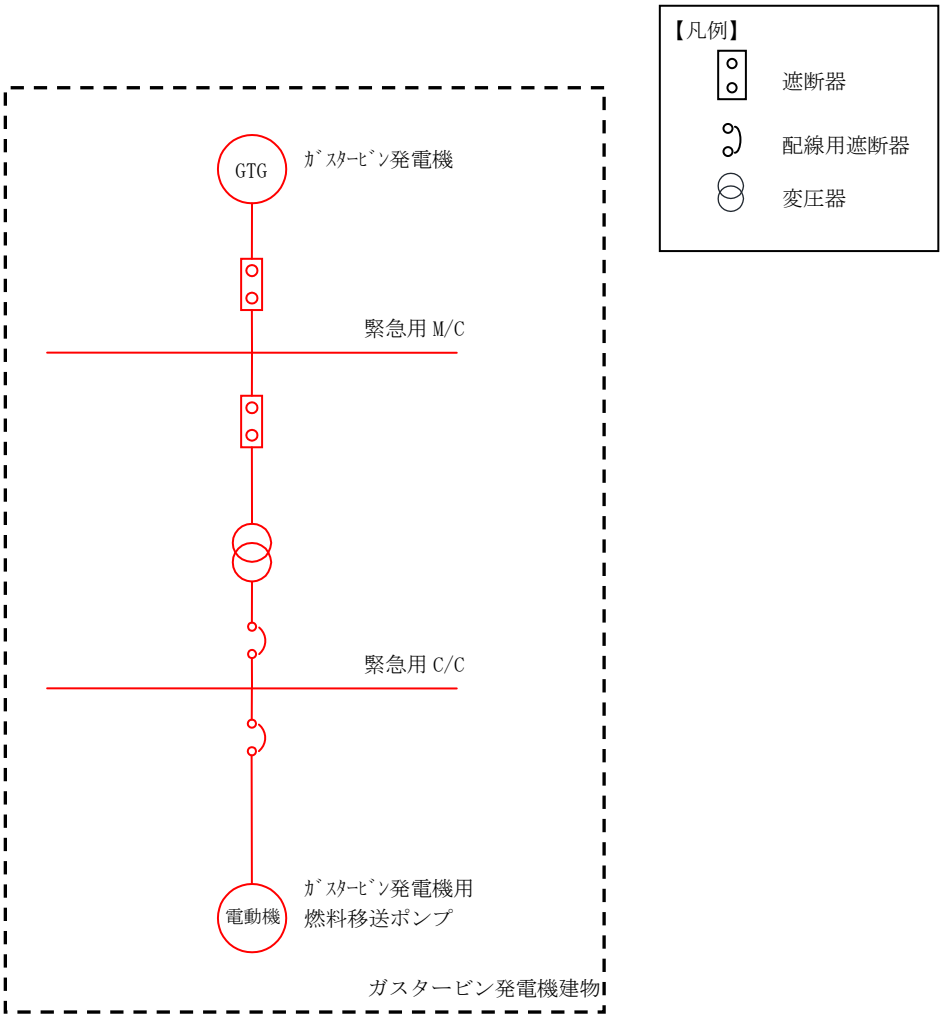
（ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系に供給）



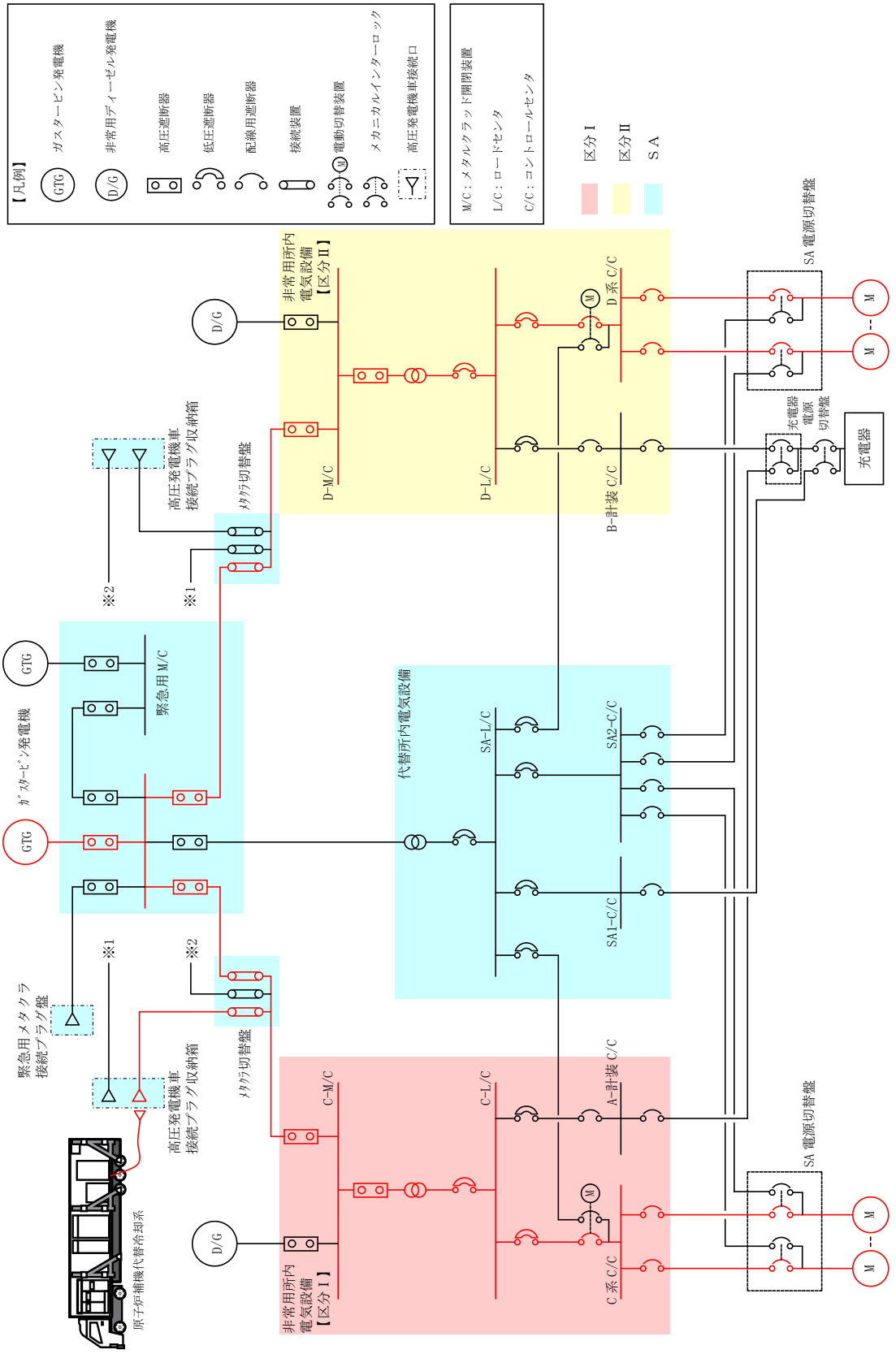
第 57-3-9 図　ガスタービン発電機系統図
（ガスタービン発電機～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ）



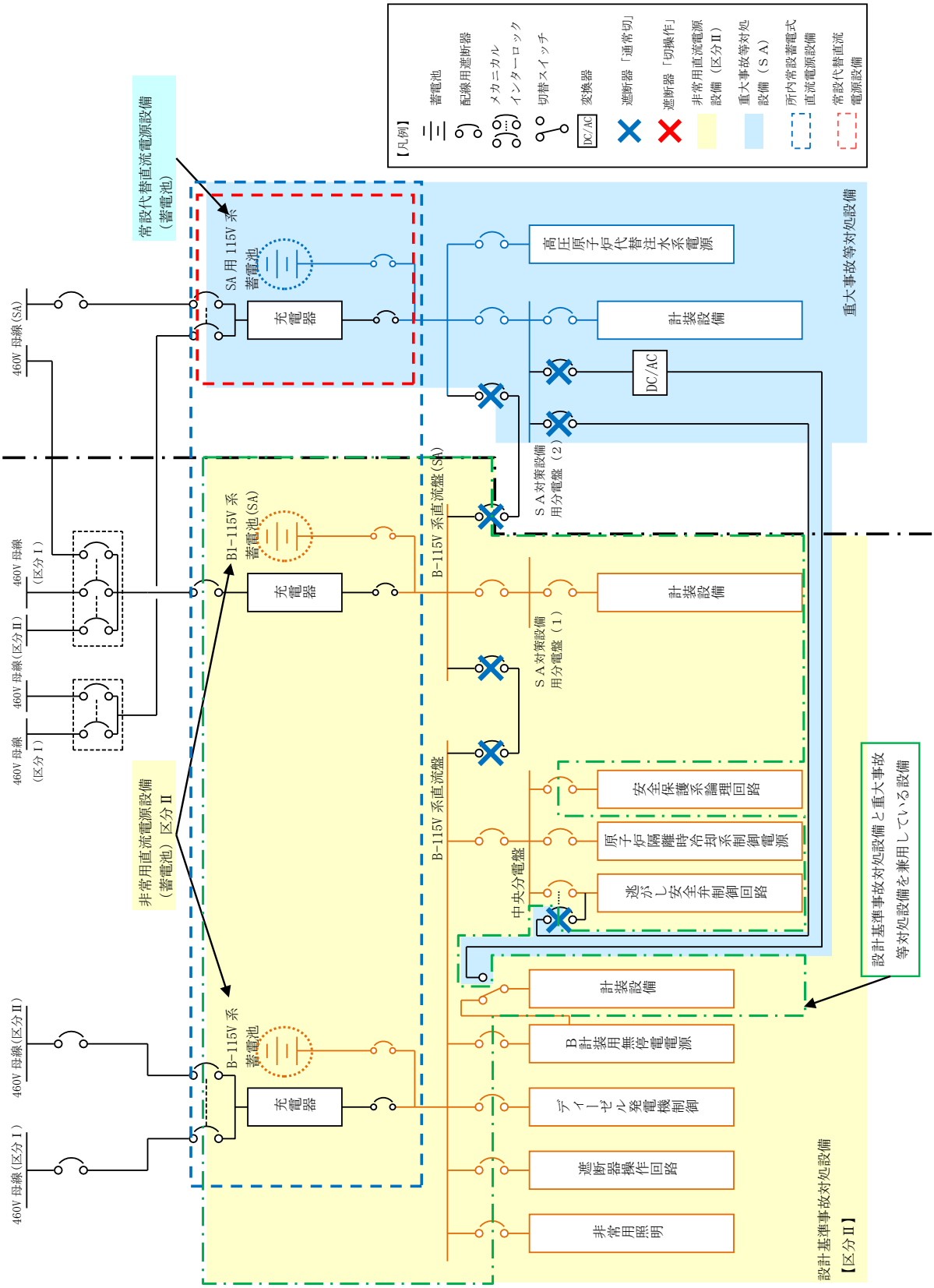
第 57-3-10 図　ガスタービン発電機燃料系統図



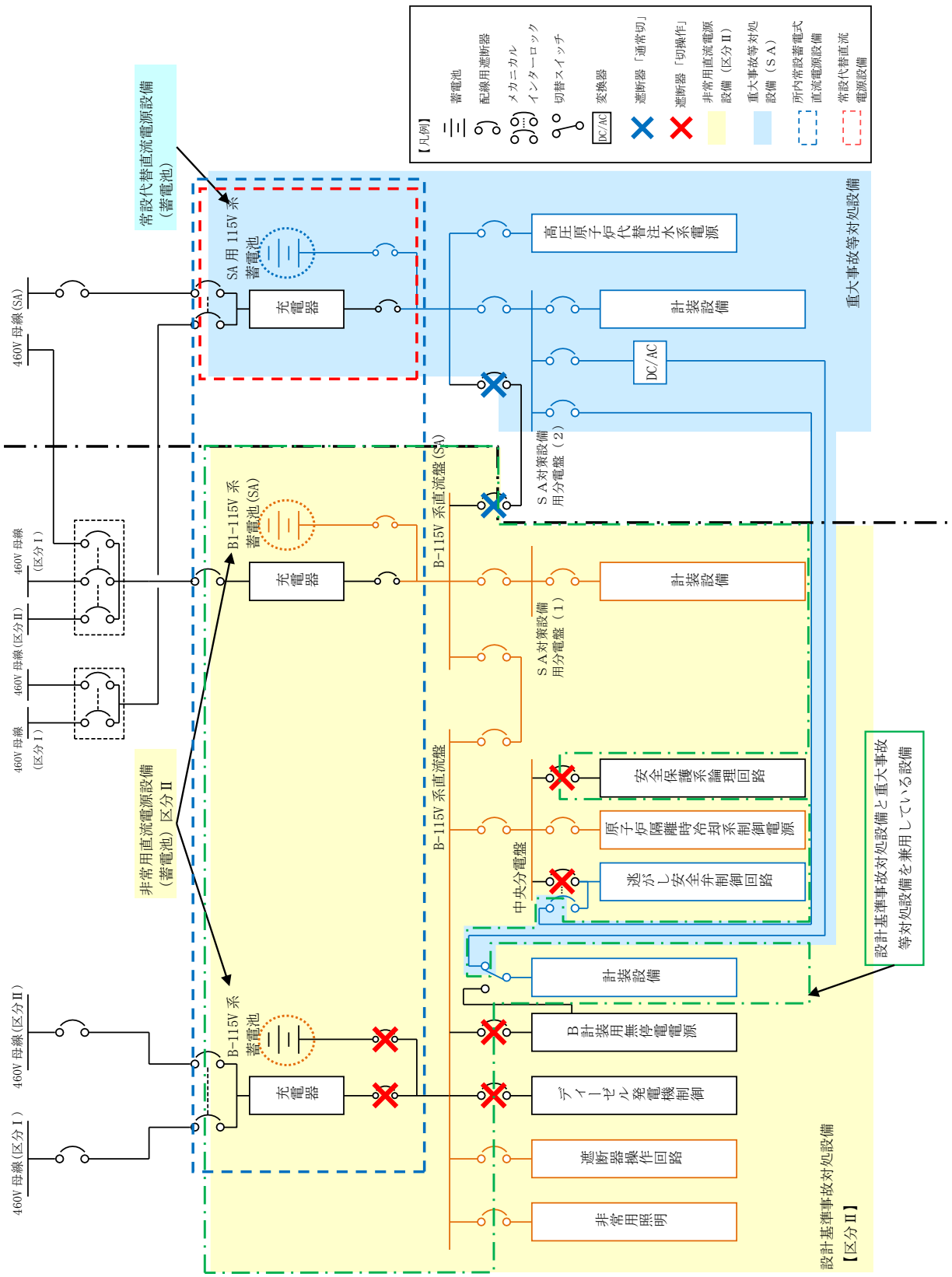
第 57-3-11 図　ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ電源系統図



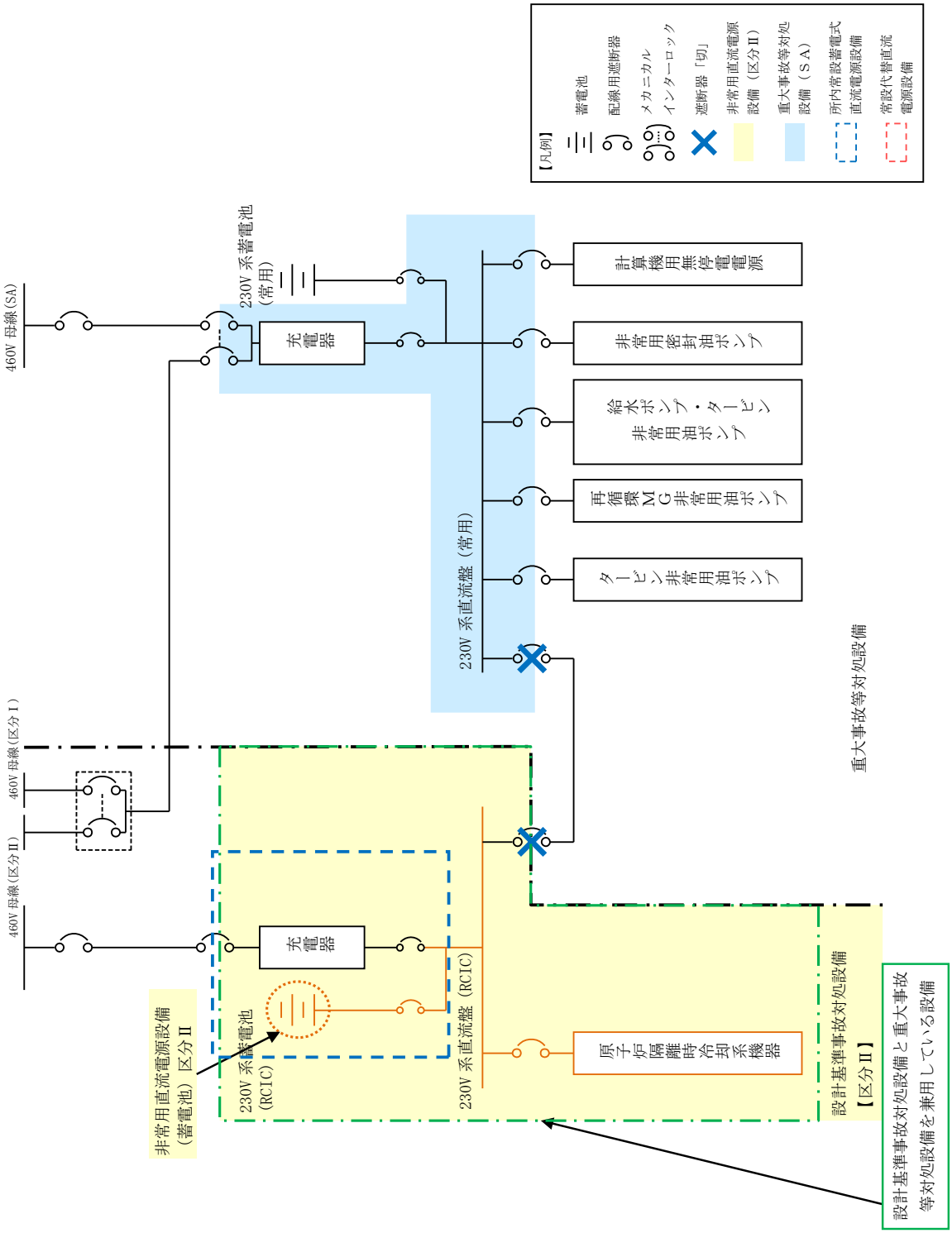
第 57-3-12 図　ガスタービン発電機系統図
（ガスタービン発電機～原子炉補機代替冷却系）



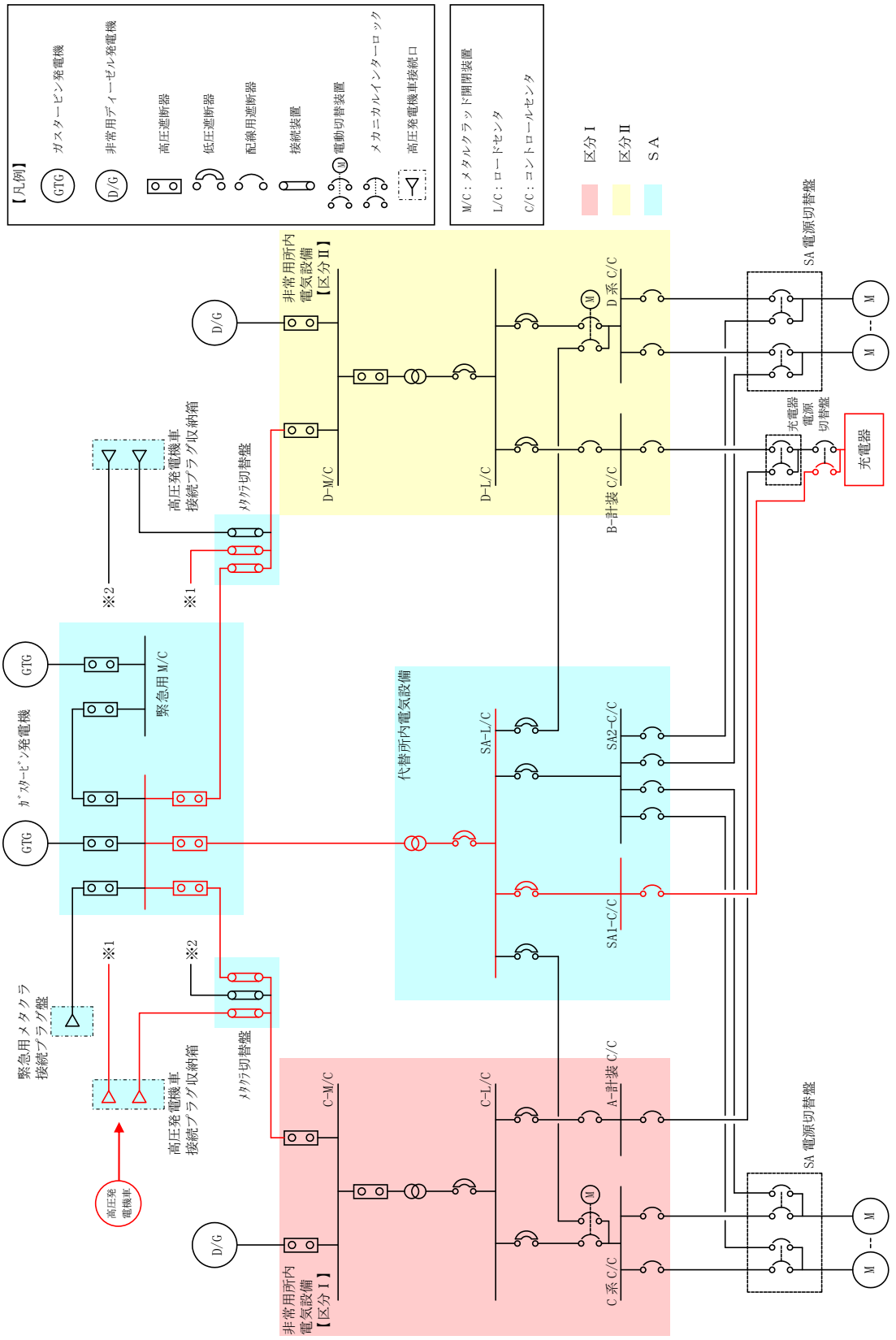
第 57-3-13 図　所内常設蓄電式直流電源設備系統図（直流 115V 系蓄電池）
（全交流動力電源喪失直後～８時間）



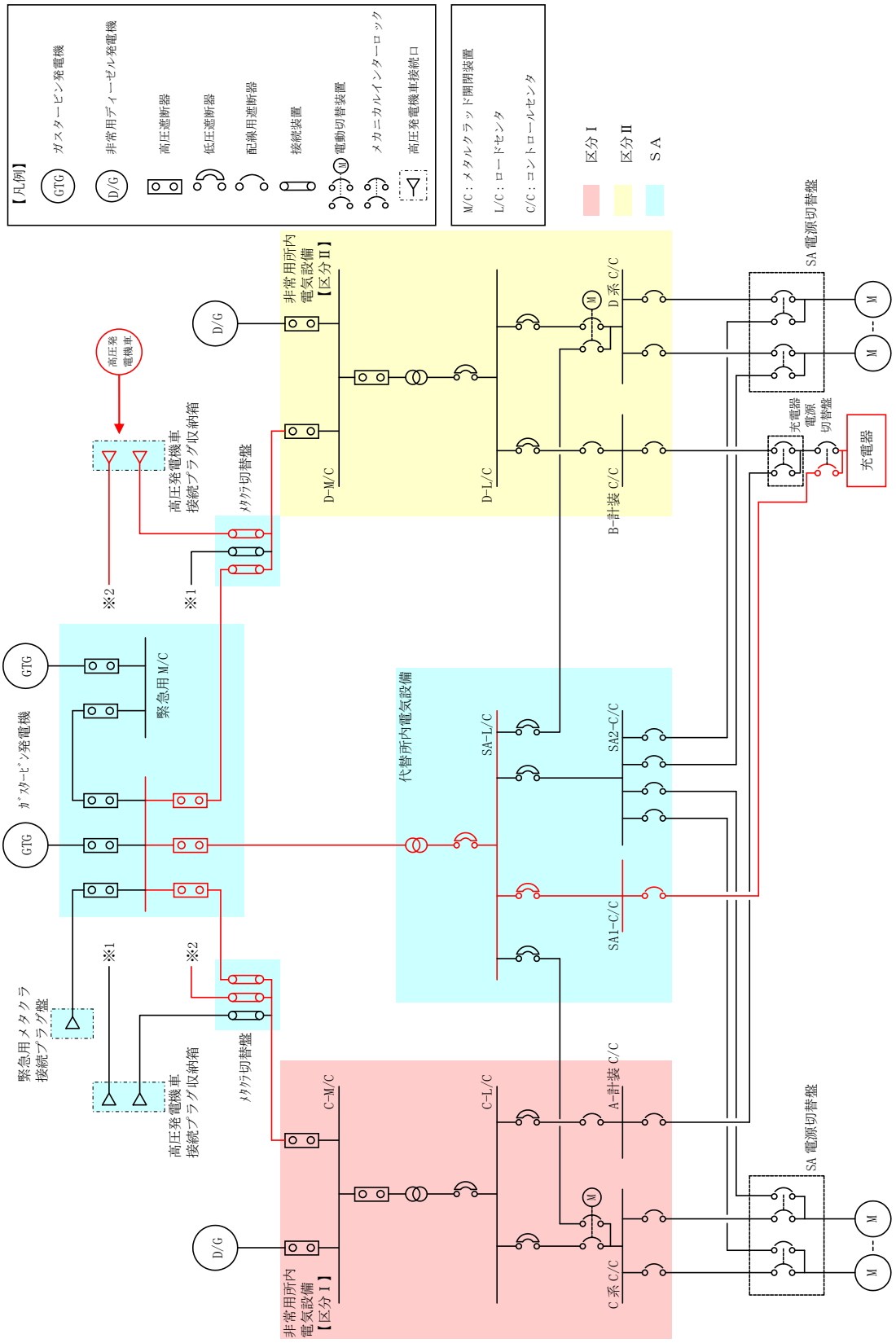
第 57-3-14 図　所内常設蓄電式直流電源設備系統図（直流 115V 系蓄電池）
（全交流動力電源喪失８時間後～24 時間後）



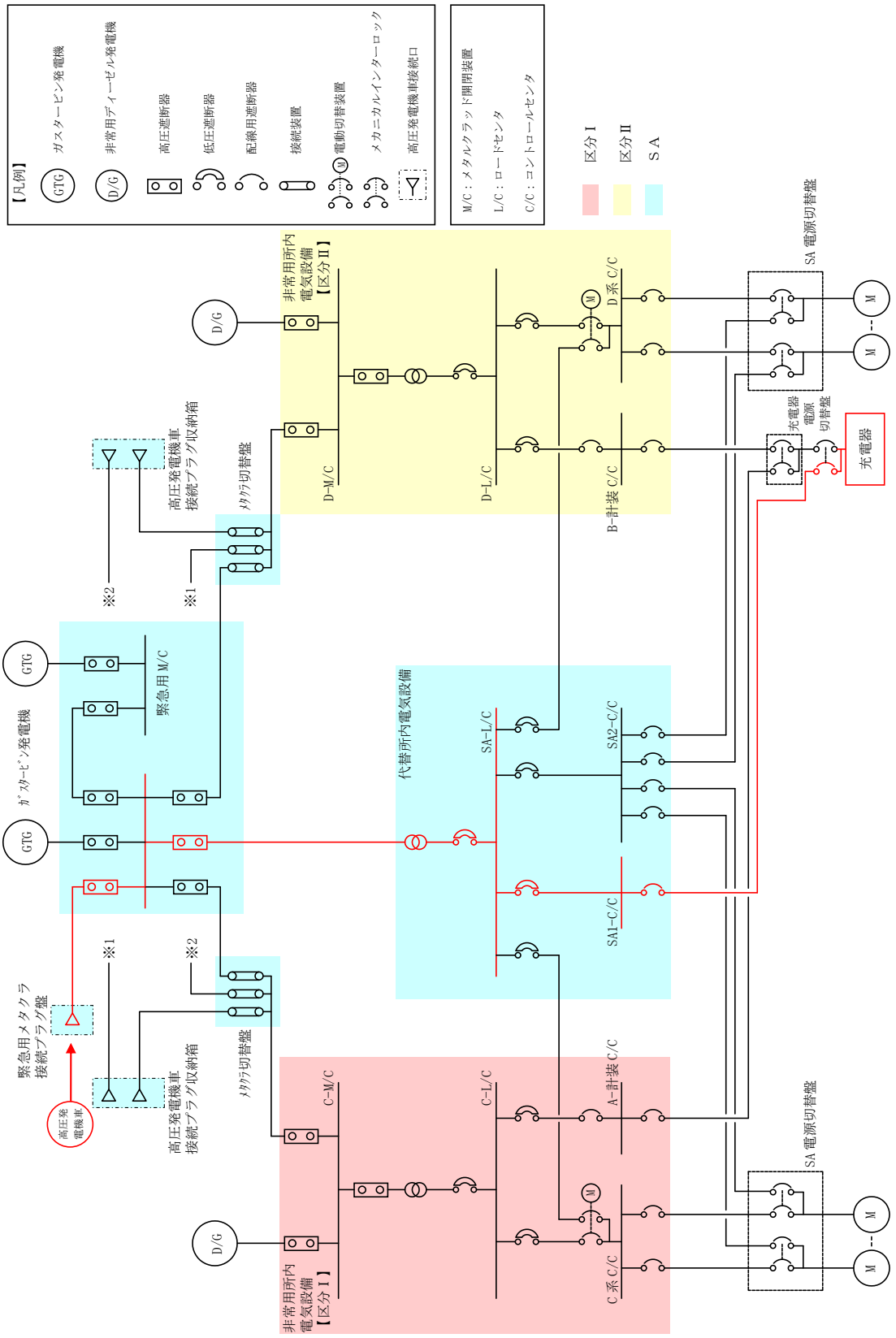
第 57-3-15 図　所内常設蓄電式直流電源設備系統図（直流 230V 系蓄電池）
（全交流動力電源喪失直後～24 時間後）



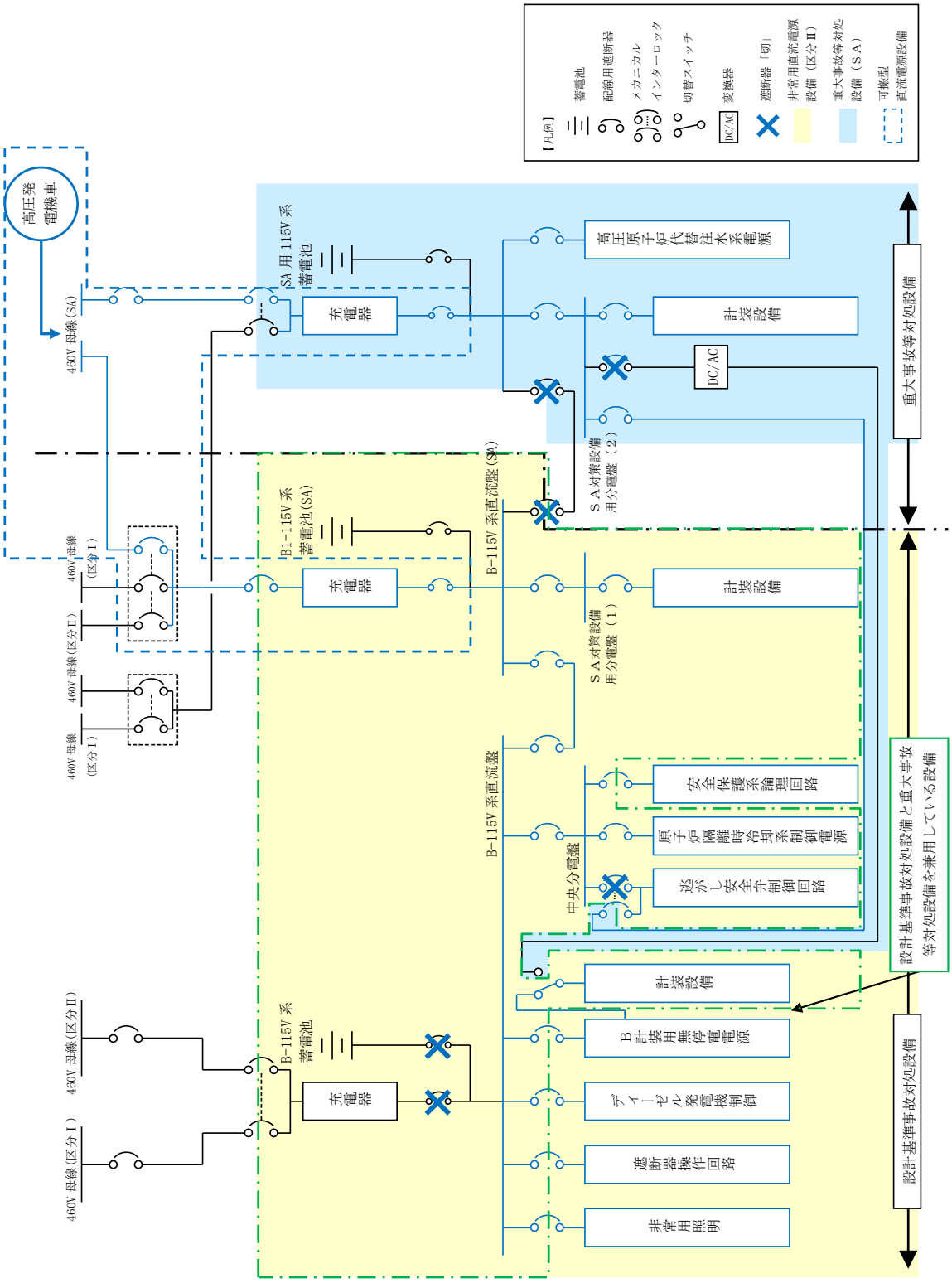
第 57-3-16 図　可搬型直流電源設備系統図
（高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））



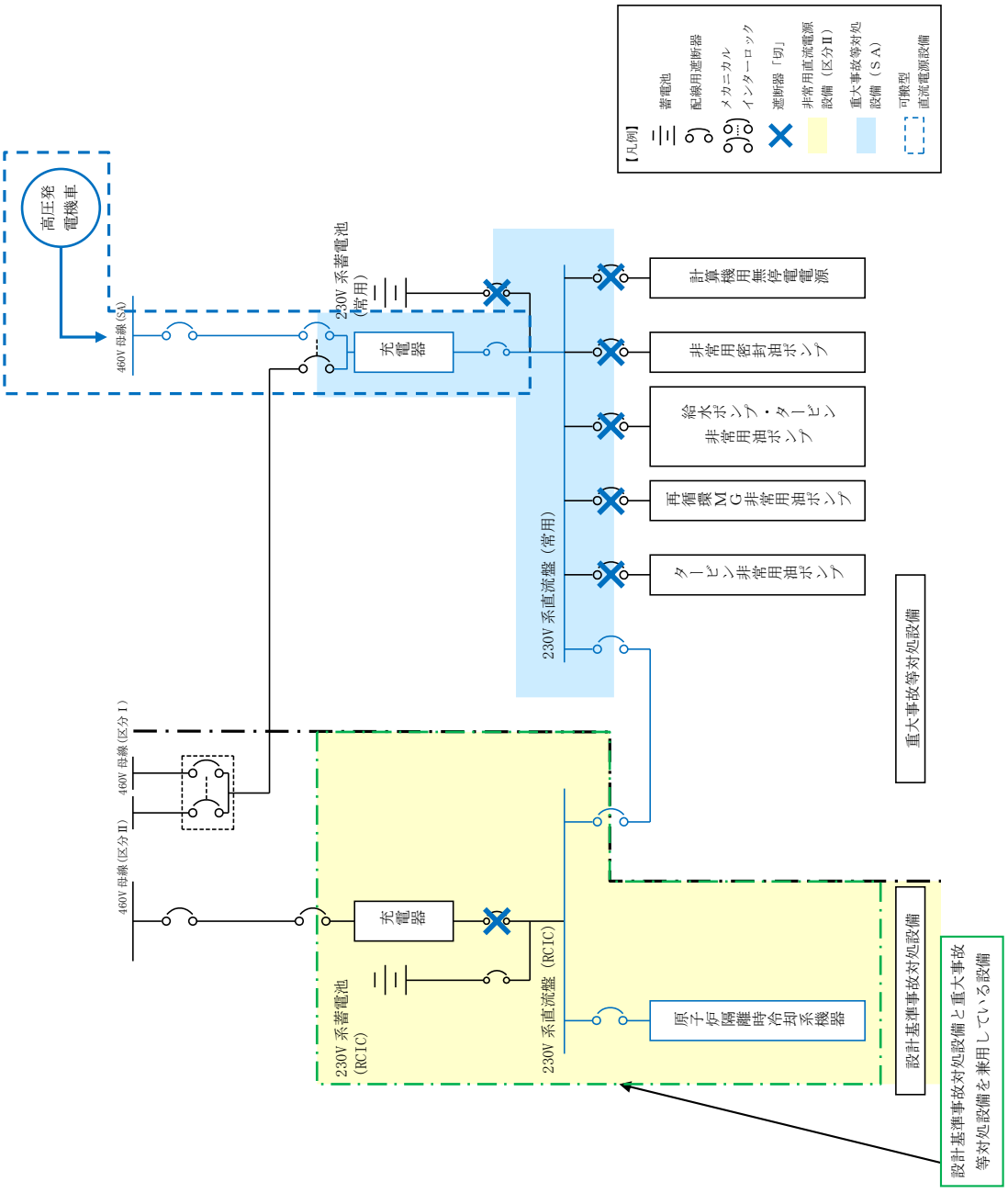
第 57-3-17 図　可搬型直流電源設備系統図
（高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））



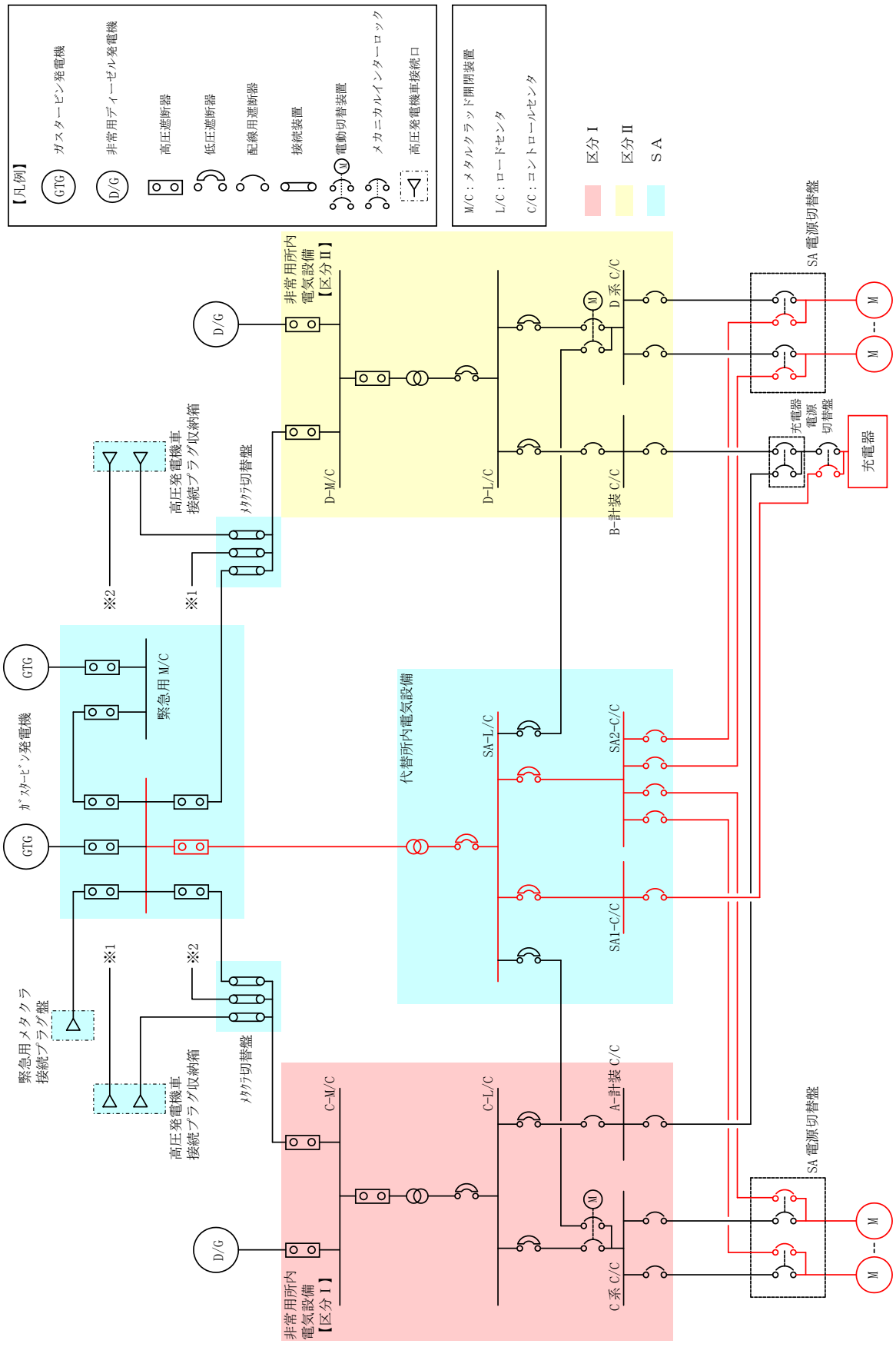
第 57-3-18 図　可搬型直流電源設備系統図
（高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤～
充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））



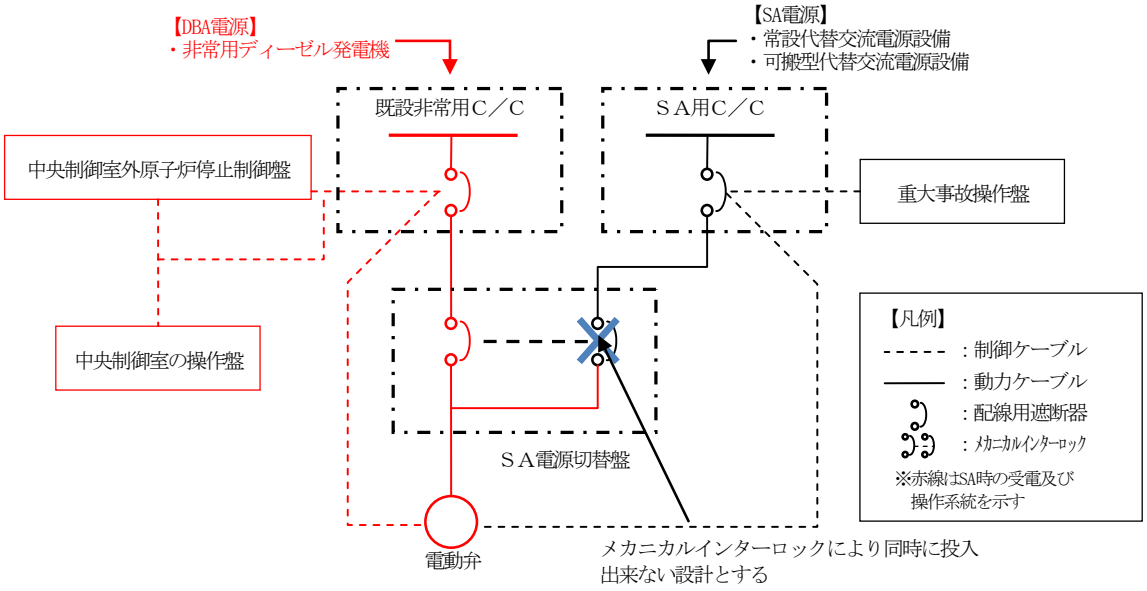
第 57-3-19 図　可搬型直流電源設備系統図（直流 115V 系統）



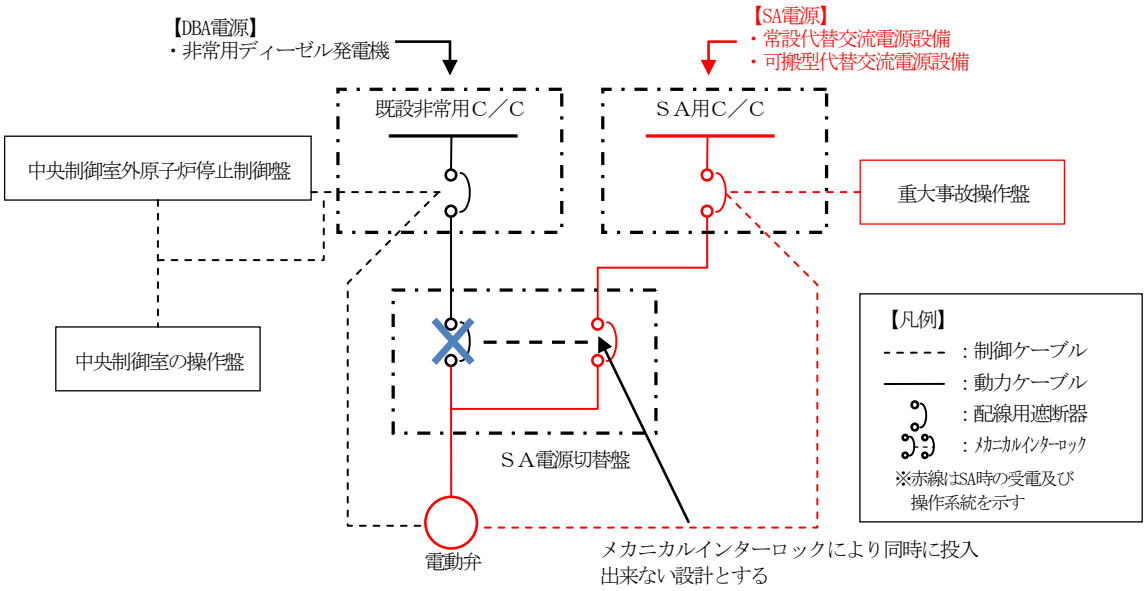
第 57-3-20 図　可搬型直流電源設備系統図（直流 230V 系統）



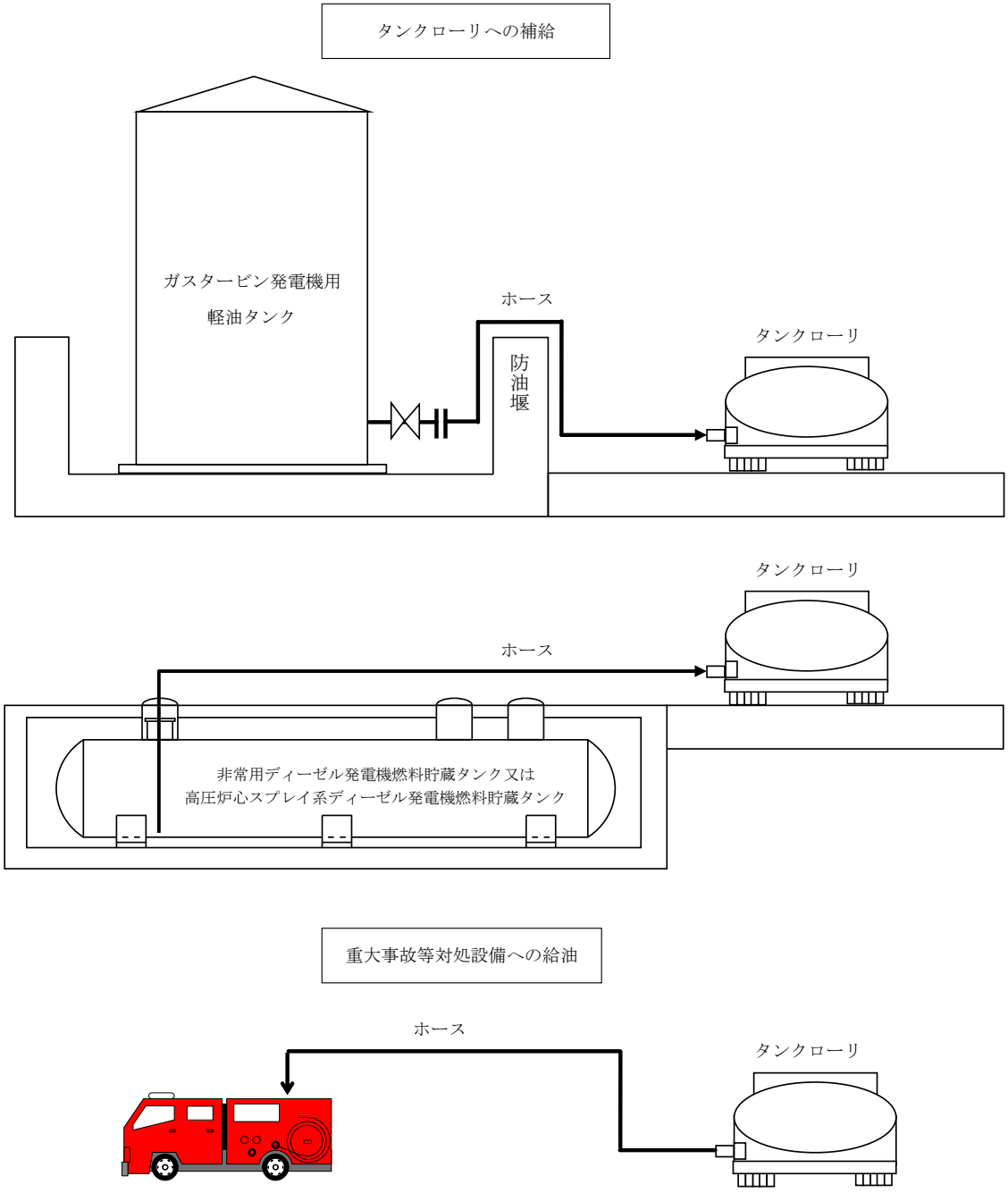
第 57-3-21 図　代替所内電気設備系統図



第 57-3-22 図　代替所内電気設備制御回路系統図
（既設非常用Ｃ／Ｃからの電源供給時）



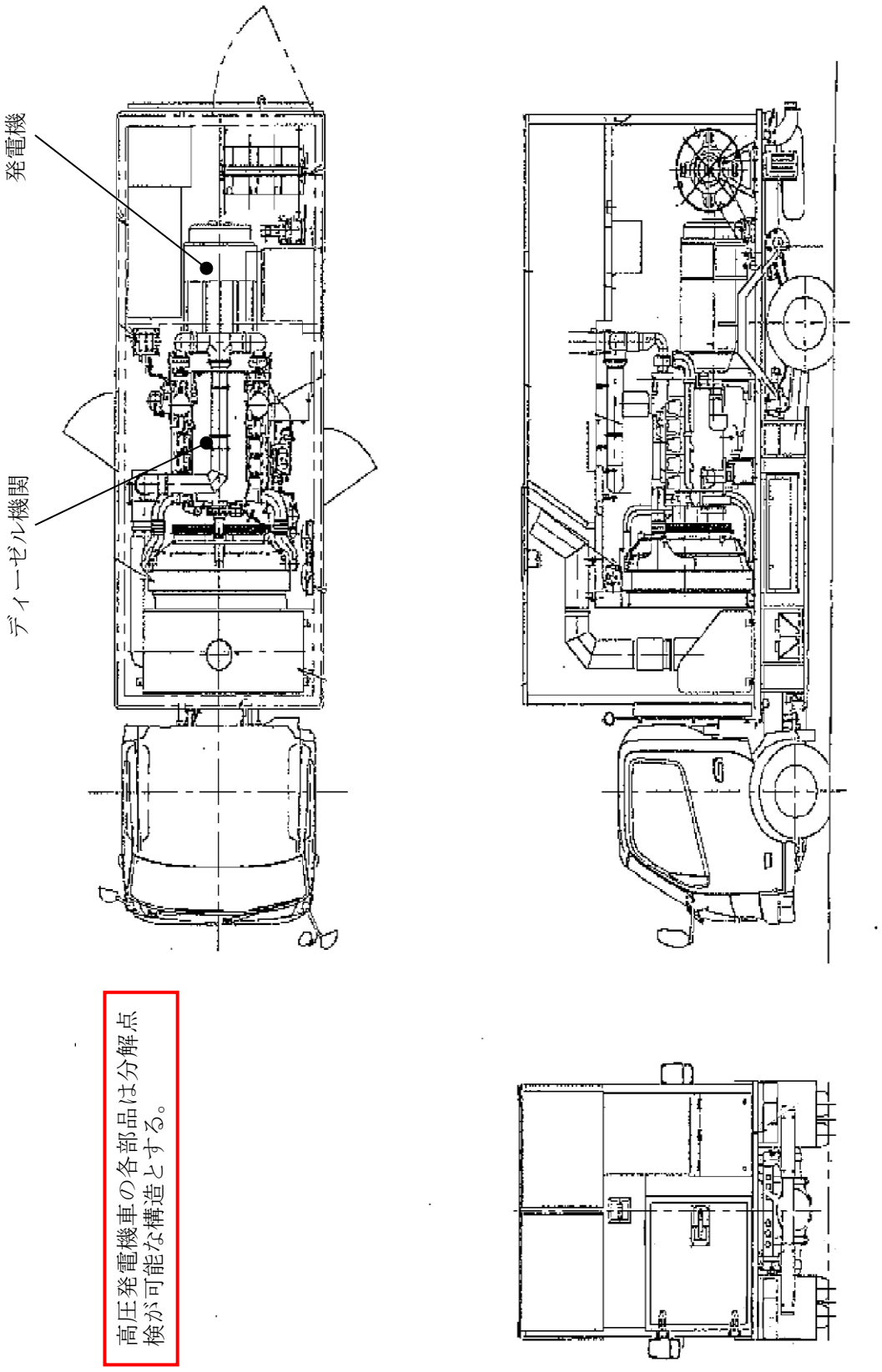
第 57-3-23 図　代替所内電気設備制御回路系統図
（ＳＡ用Ｃ／Ｃからの電源供給時）



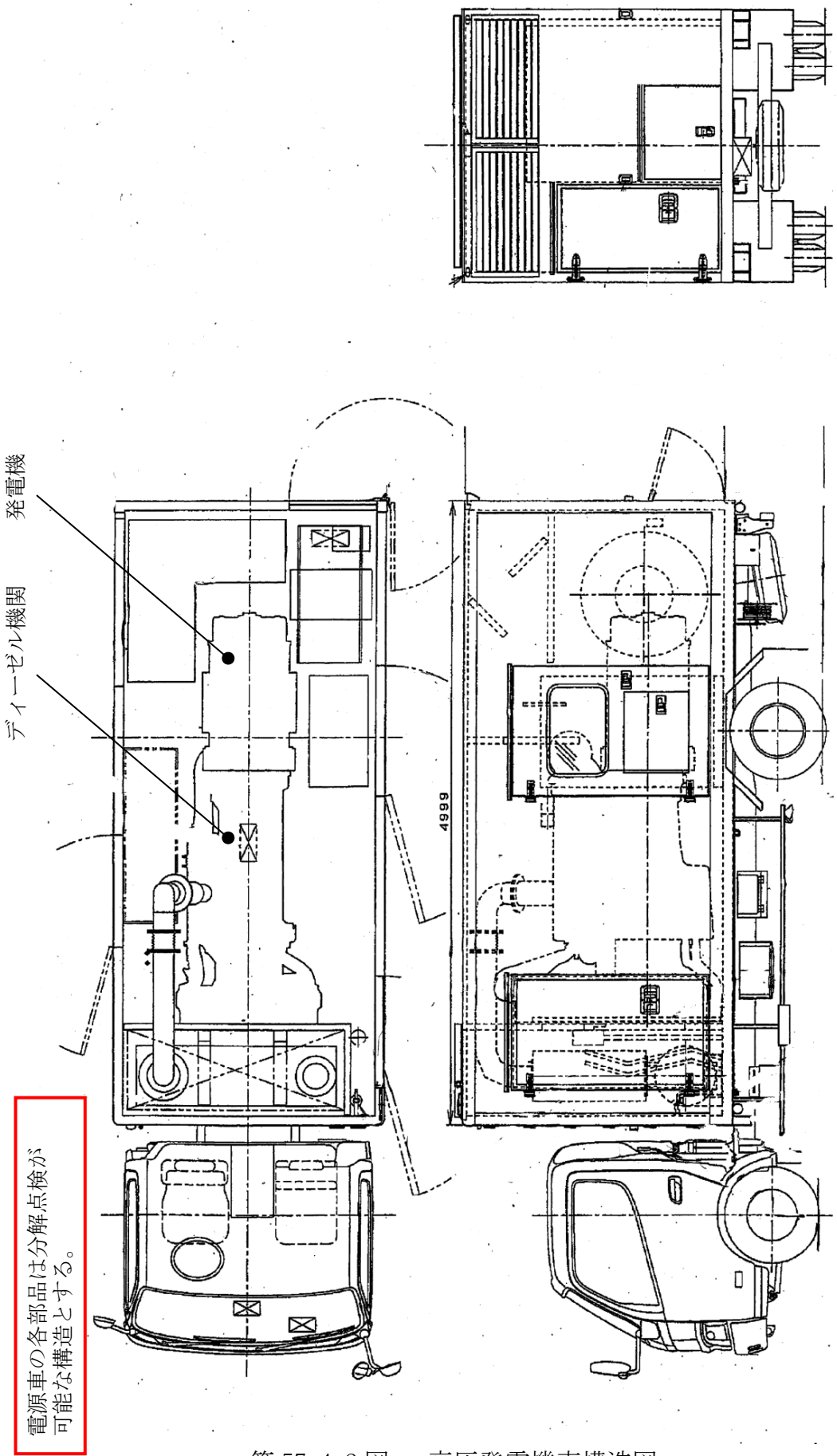
第 57-3-24 図　燃料補給設備系統図

57-4

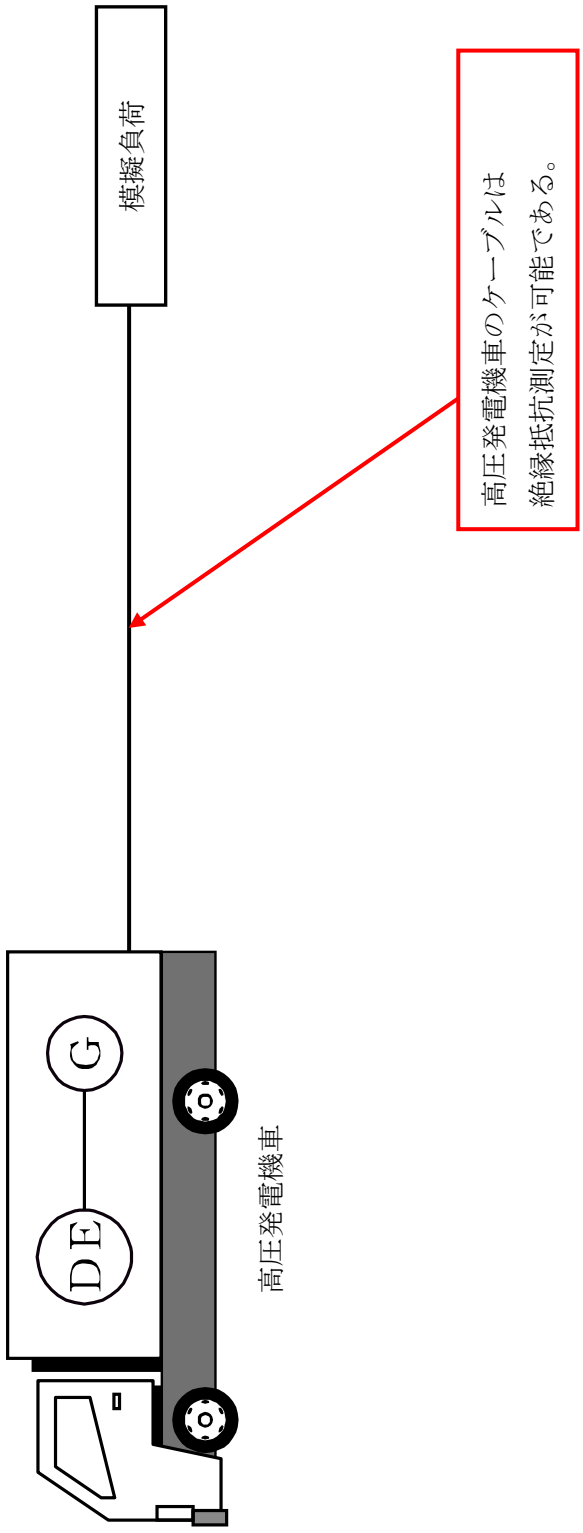
試験及び検査



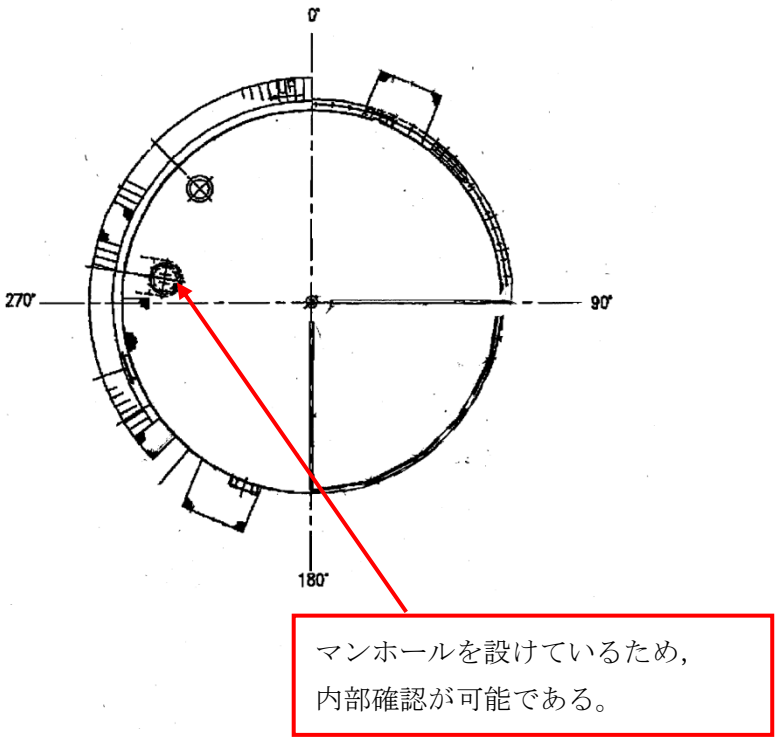
第 57-4-1 図　　高圧発電機車構造図

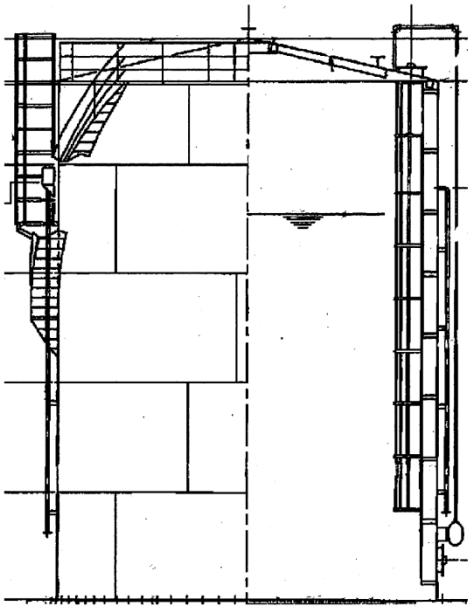


第 57-4-2 図　　高圧発電機車構造図

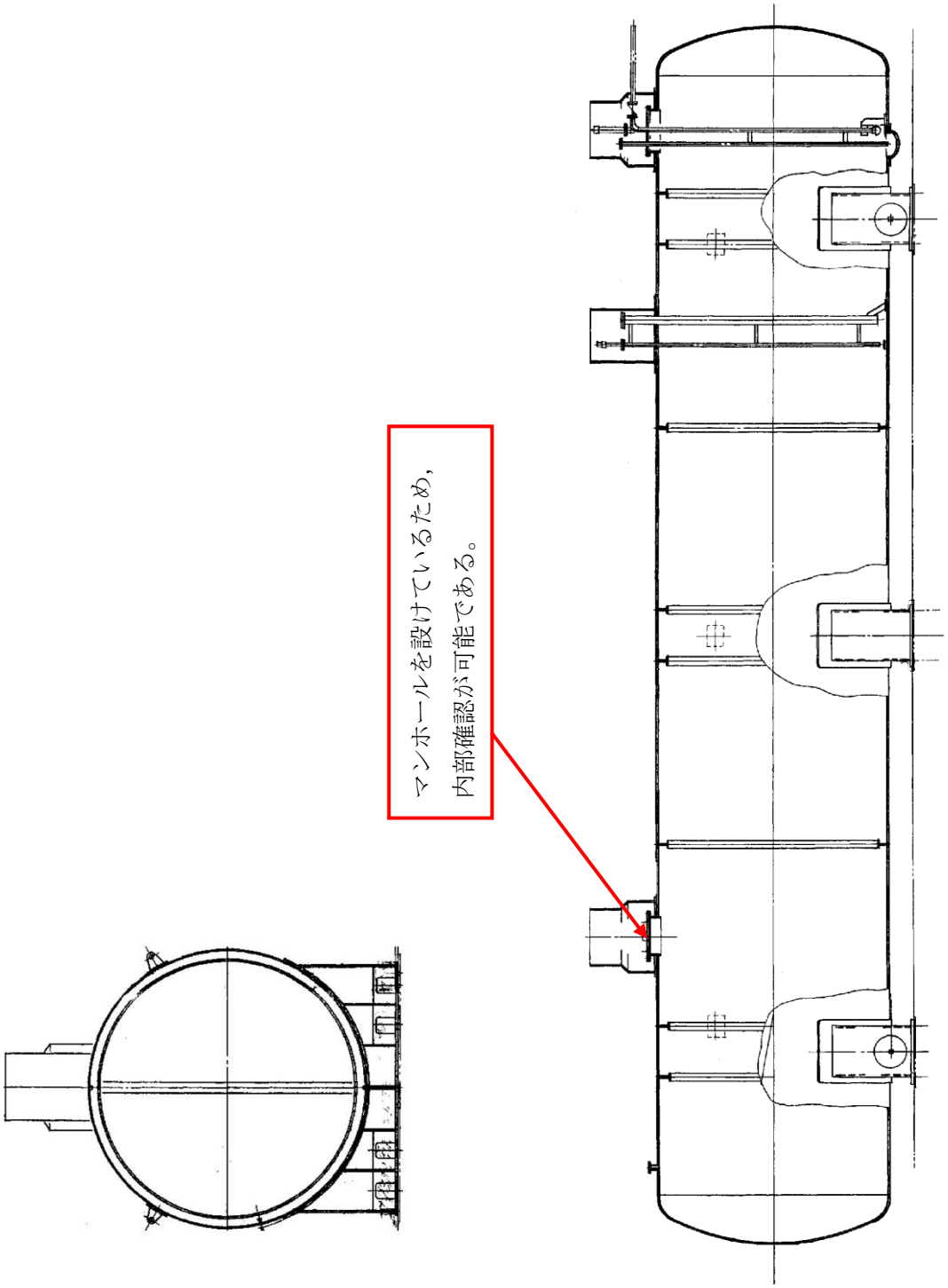


第 57-4-3 図　　高圧発電機車試験系統図

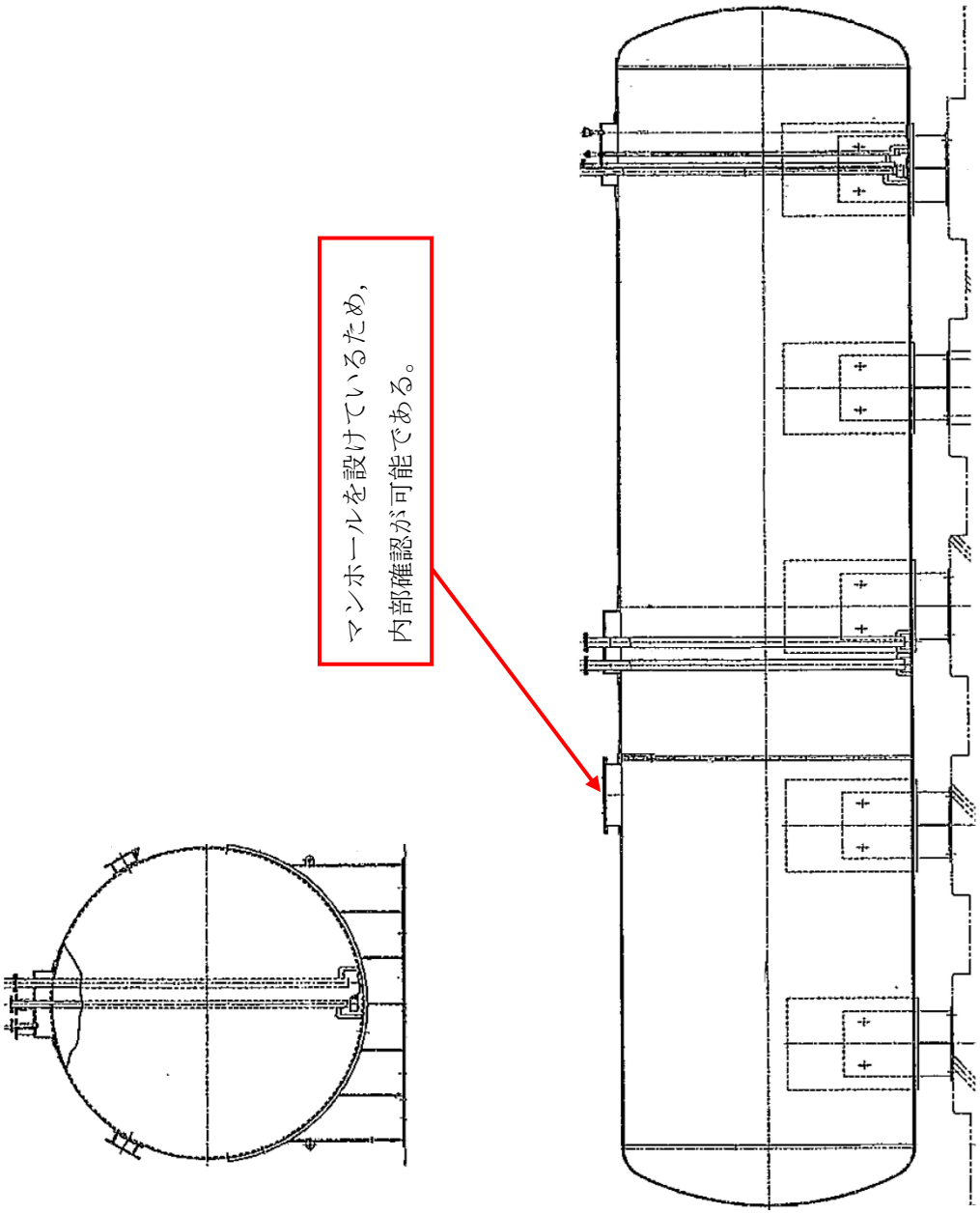




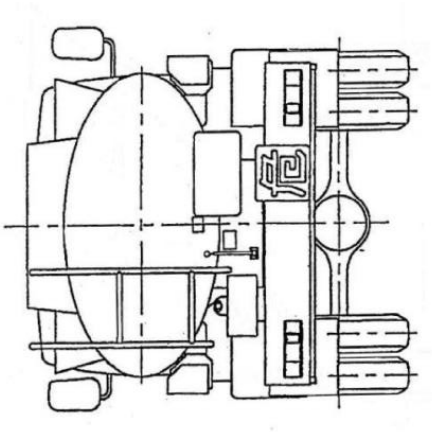
第 57-4-4 図　ガスタービン発電機用軽油タンク構造図

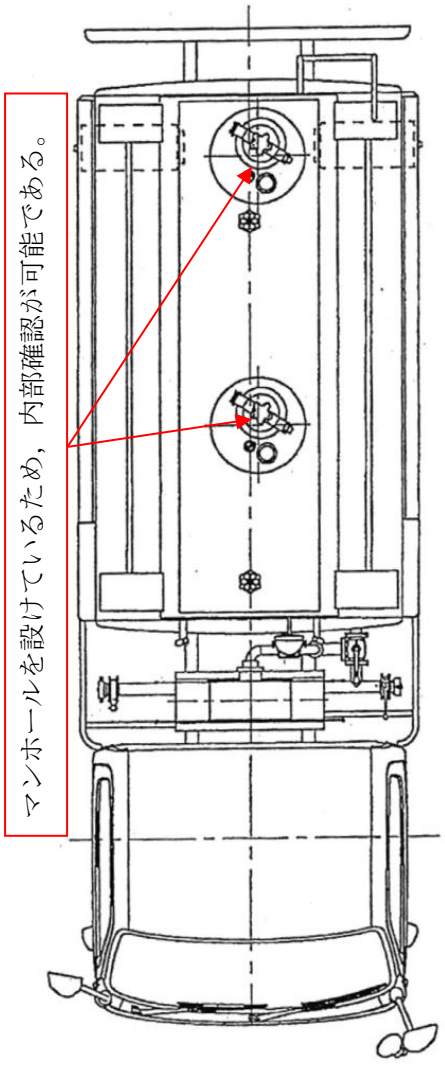


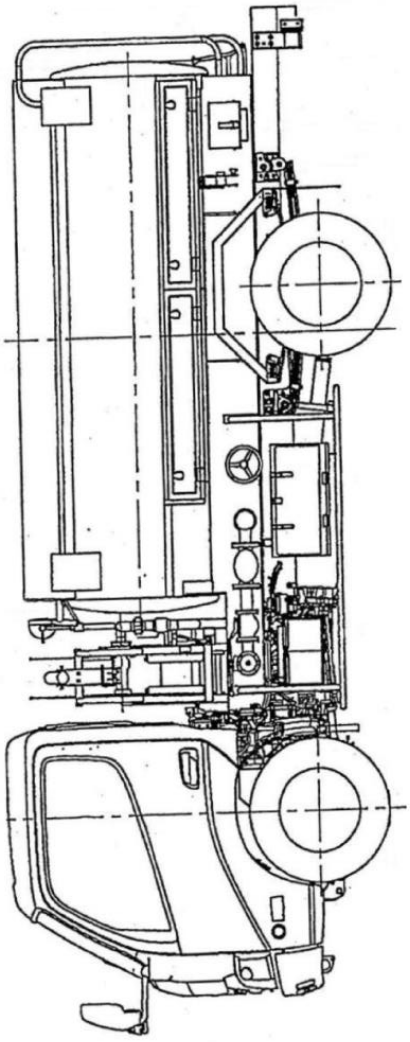
第 57-4-5 図　非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク構造図
（Ａ－ディーゼル燃料貯蔵タンク，ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料貯蔵タンク）



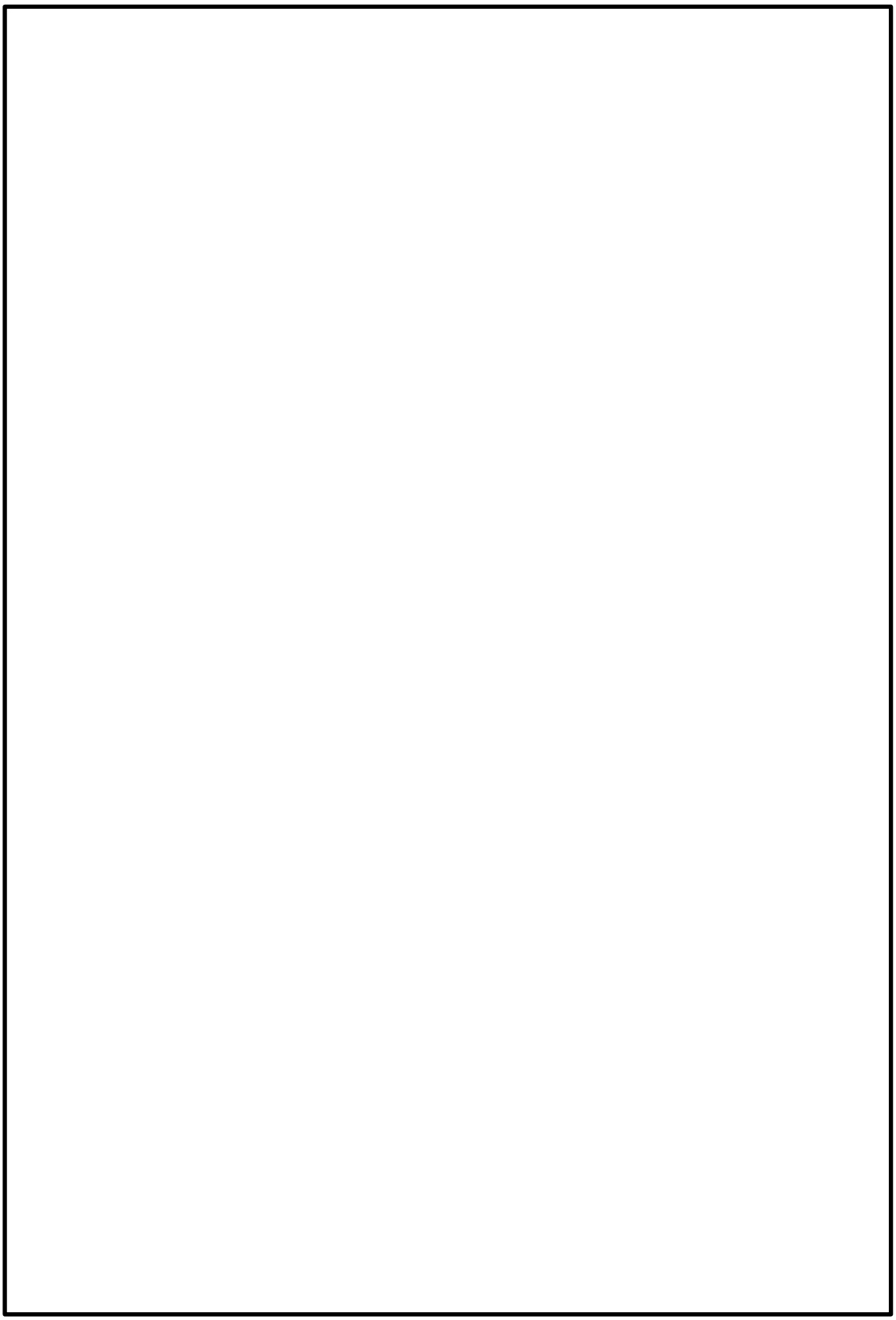
第 57-4-6 図　非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク構造図
（Ｂ－ディーゼル燃料貯蔵タンク）





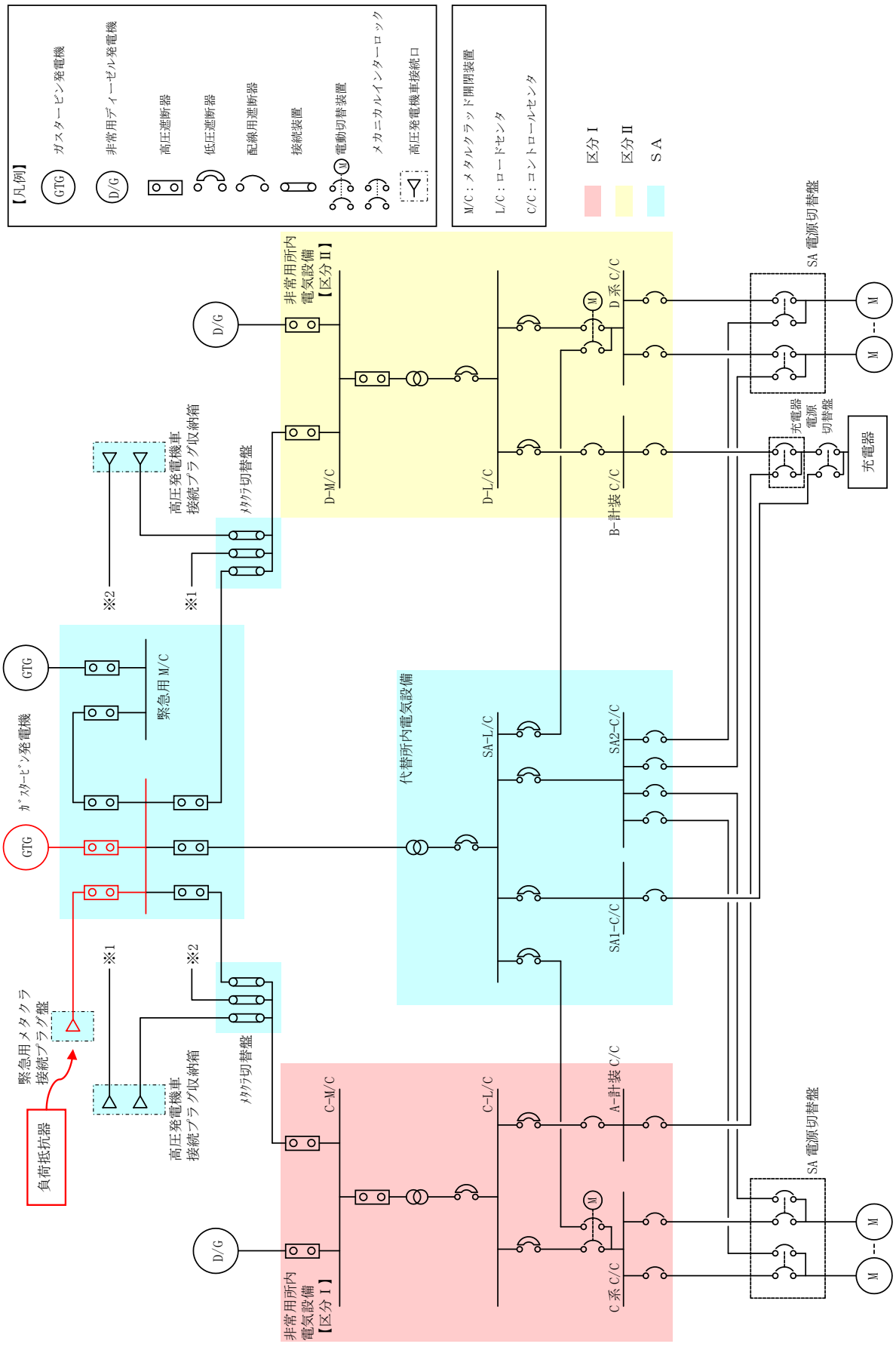


第 57-4-7 図　タンクローリ構造

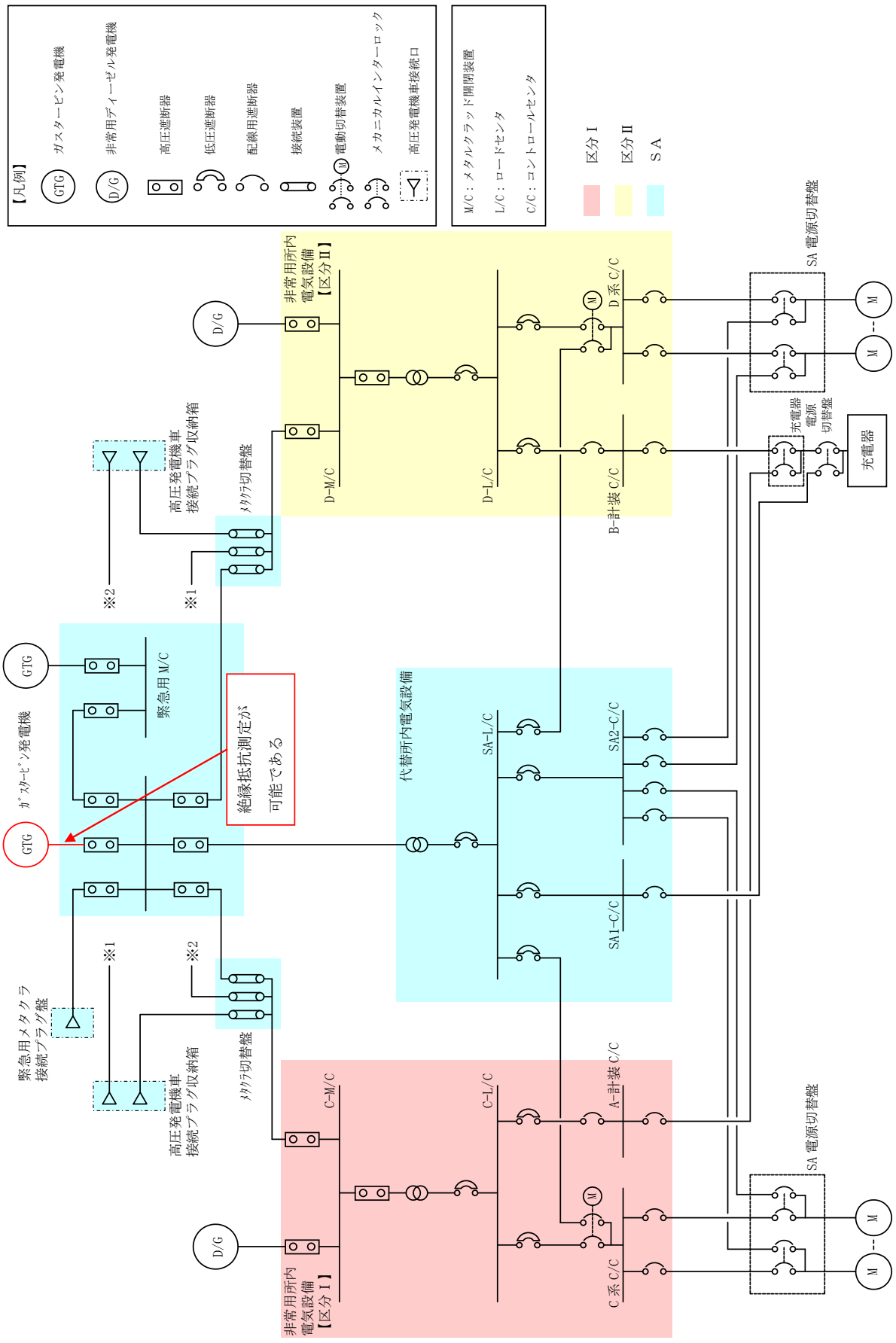


本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

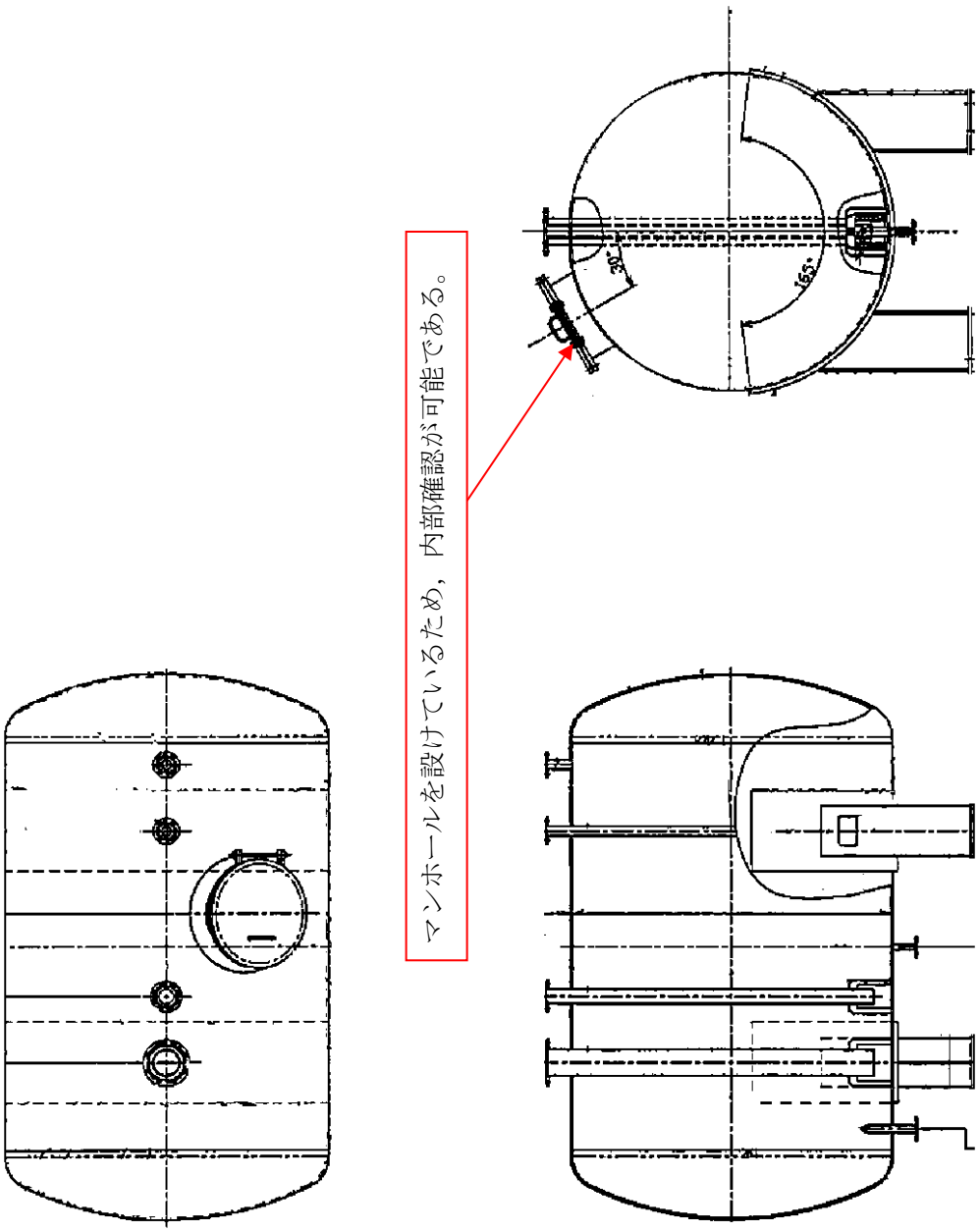
第 57-4-8 図　ガスタービン発電機構造図



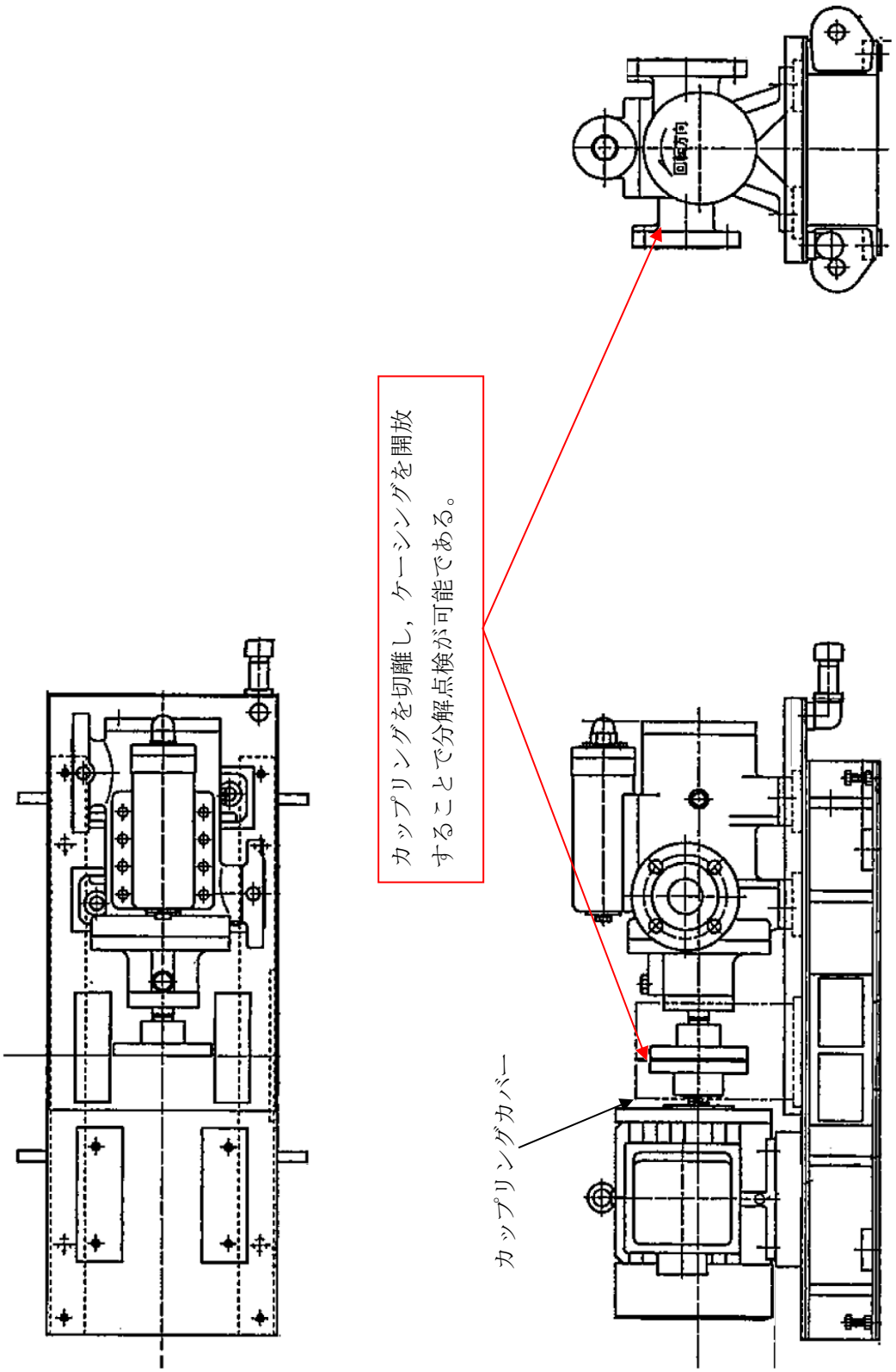
第 57-4-9 図　ガスタービン発電機試験系統図



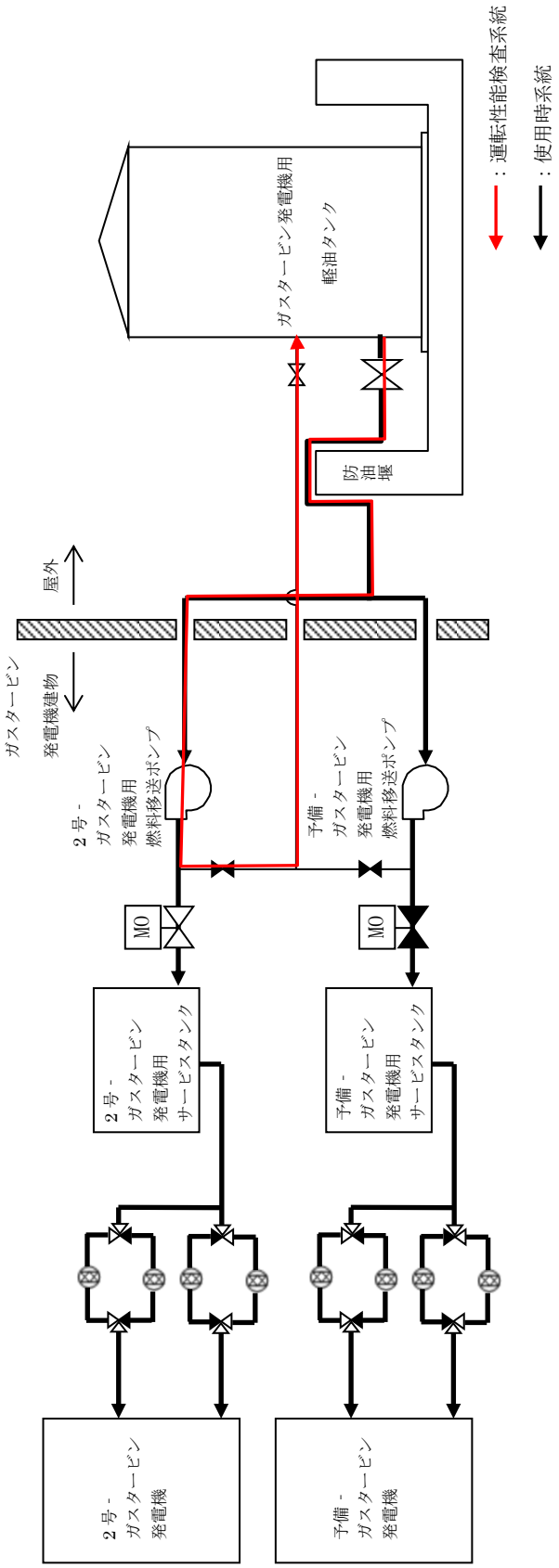
第 57-4-10 図　ガスタービン発電機試験系統図



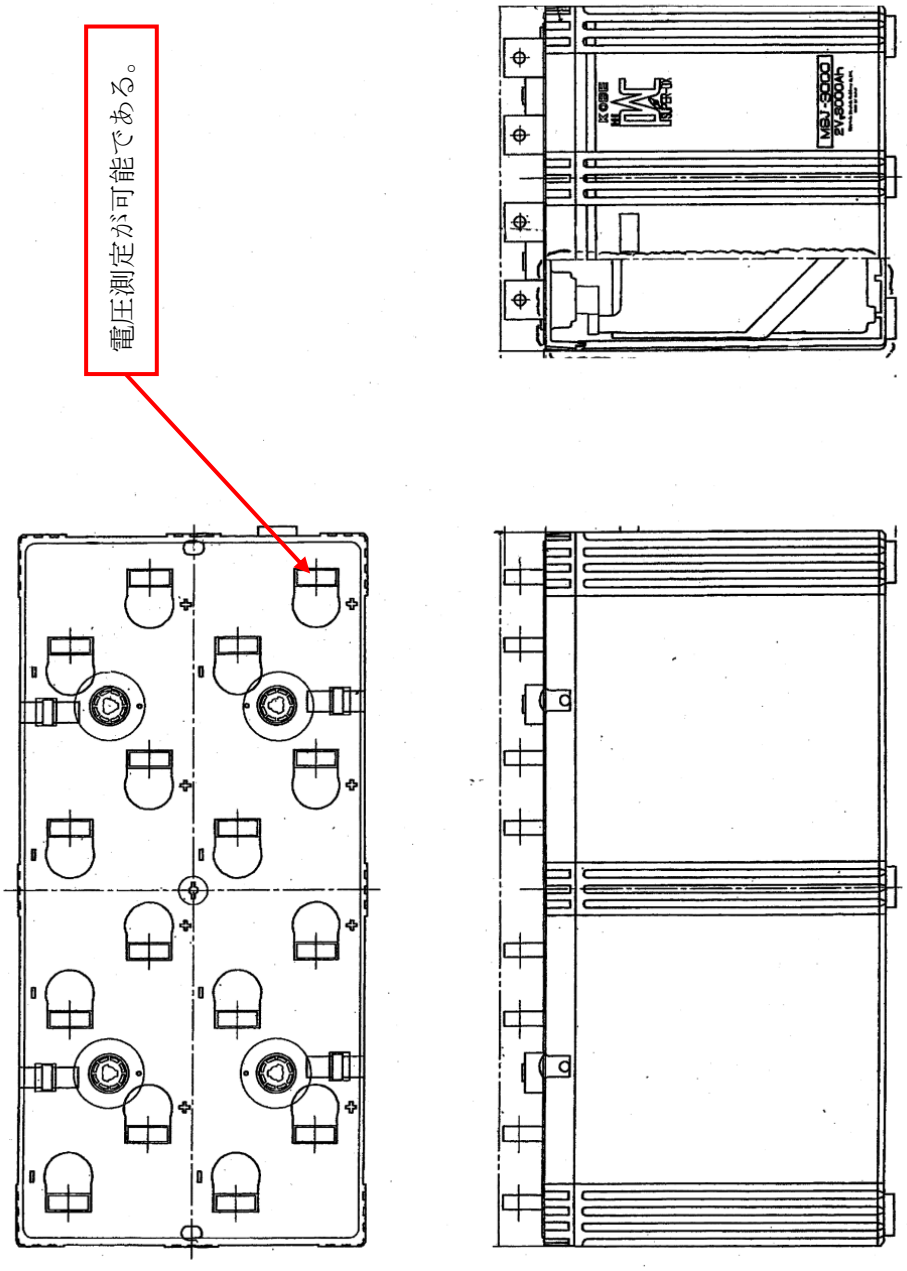
第 57-4-11 図　ガスタービン発電機用サービスタンク構造図



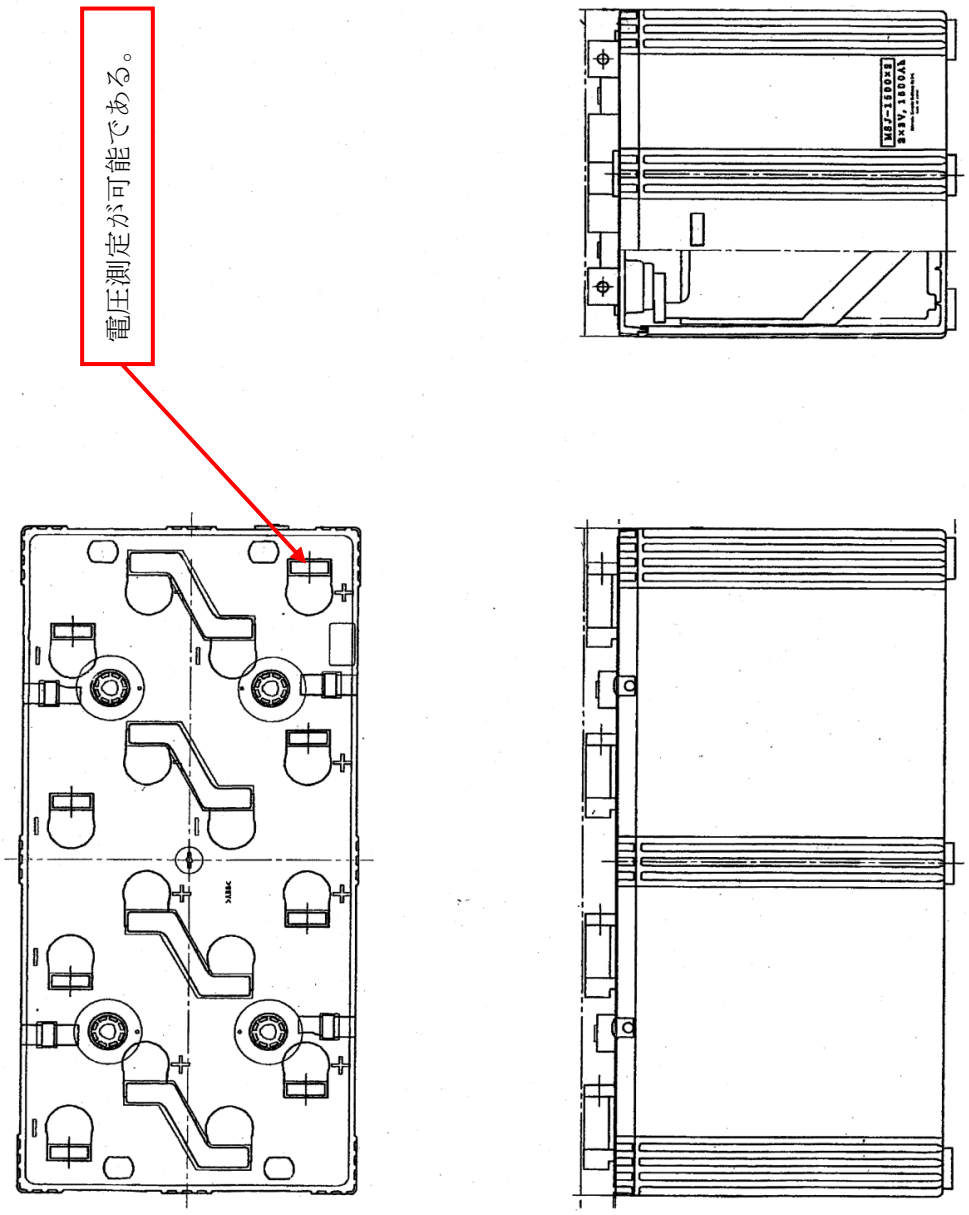
第 57-4-12 図　ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ構造図



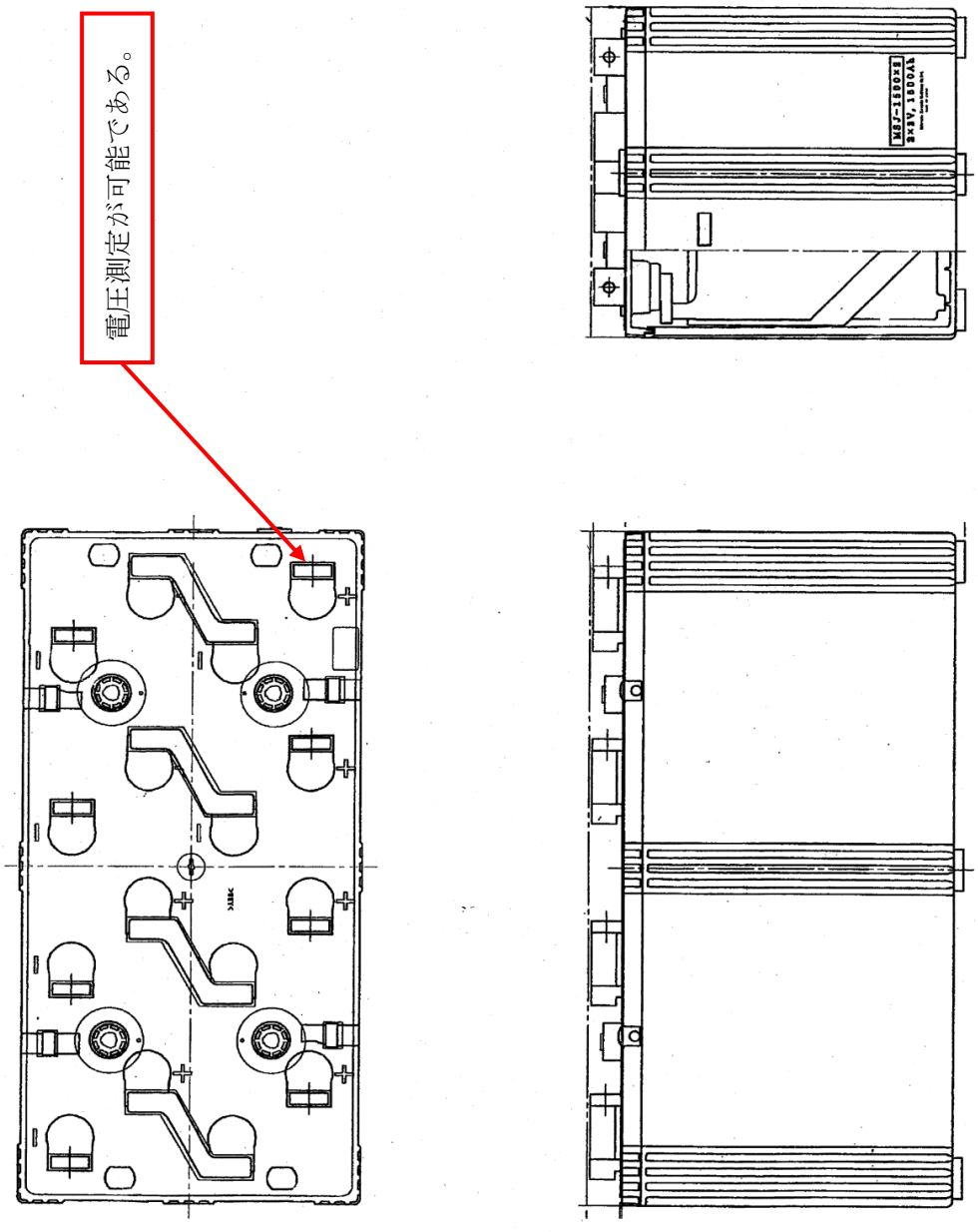
第 57-4-13 図　ガスタービン発電機燃料系統試験系統図



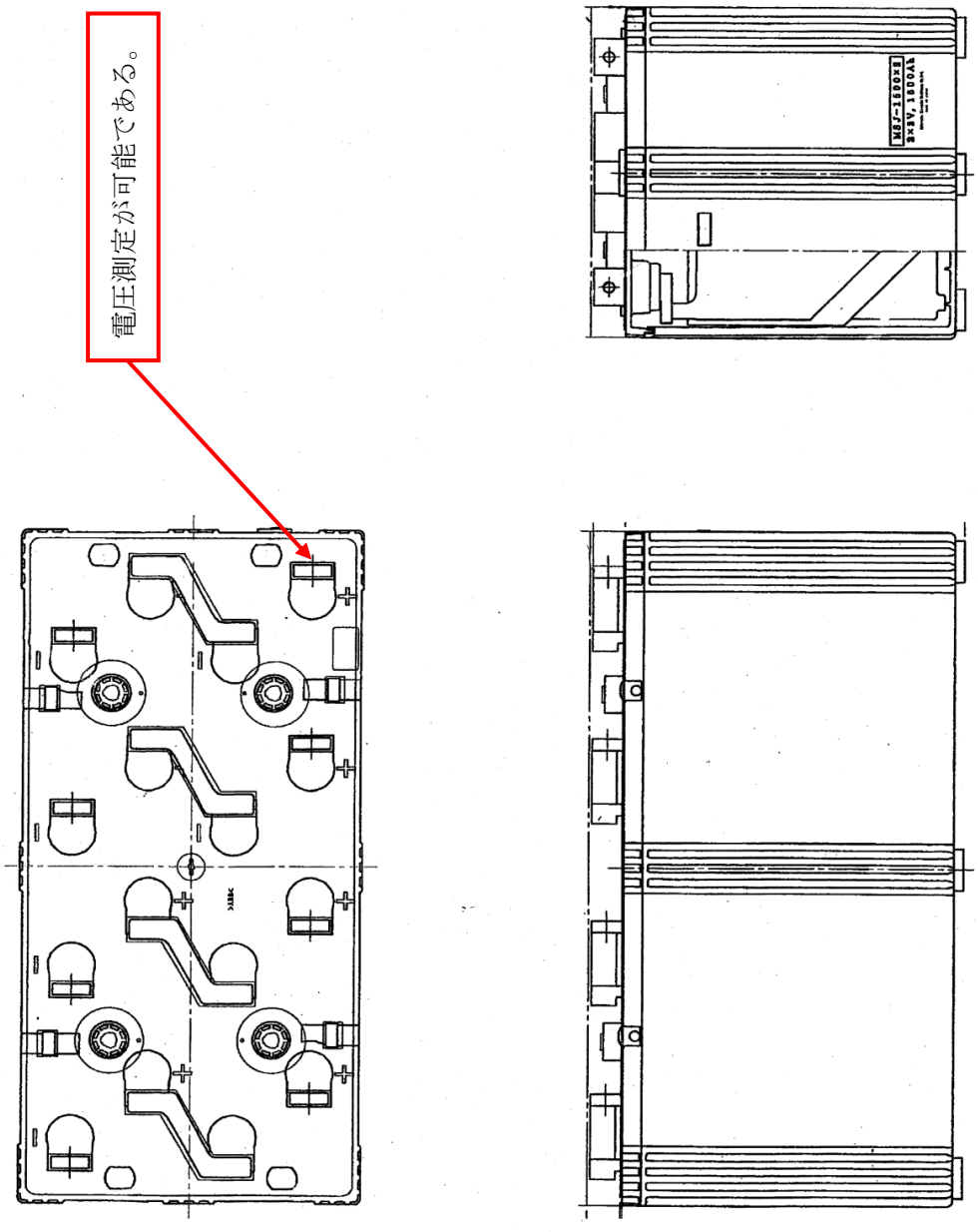
第 57-4-14 図　Ｂ－１１５Ｖ系蓄電池構造図



第 57-4-15 図　Ｂ１－１１５Ｖ系蓄電池（ＳＡ）構造図



第 57-4-16 図　ＳＡ用１１５Ｖ系蓄電池構造図



第 57-4-17 図　２３０Ｖ系蓄電池（ＲＣＩＣ）構造図

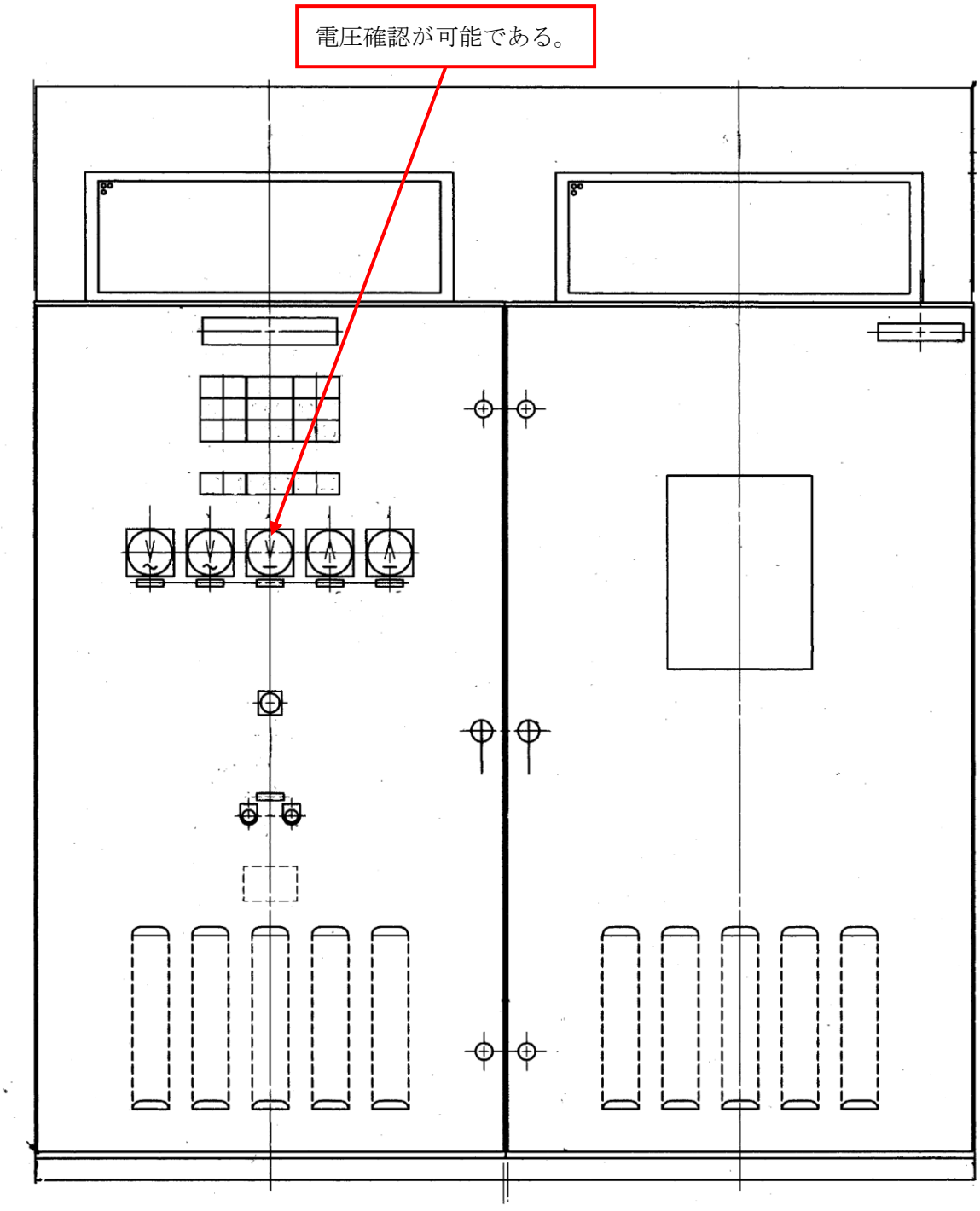
島根原子力発電所２号機　点検計画表

系統テキスト	機器番号	機器名称	保全重要度	点検項目No	点検項目テキスト	保全方式テキスト	保全周期	保全周期単位
所内電気設備系(SES)	2-2267-1B	B-115V系蓄電池	高	1	外観点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外観検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験－１	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	機能・性能試験－２	TBM:定検	1	C

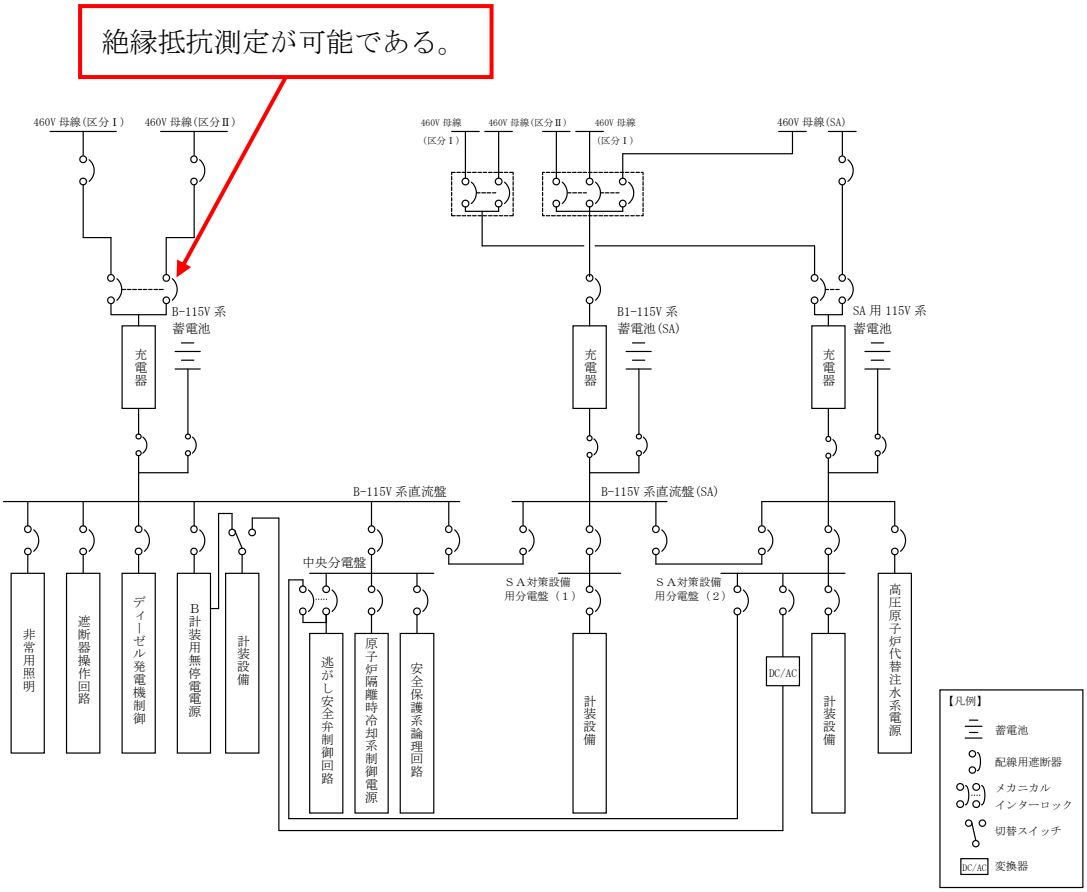
系統テキスト	機器番号	機器名称	保全重要度	点検項目No	点検項目テキスト	保全方式テキスト	保全周期	保全周期単位
所内電気設備系(SES)	2-2267B	B-115V系充電器	高	1	外観点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外観検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験－１	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	消耗品取替－１	TBM:定検	8	Y
				6	消耗品取替－２	TBM:定検	8	Y
				7	特性試験（校正・調整）	TBM:定検	13	M
				8	特性試験（絶縁抵抗測定）	TBM:定検	1	C
				9	特性試験（漏れ電流測定）	TBM:定検	5	C
				10	機能・性能試験－２	TBM:定検	1	C

系統テキスト	機器番号	機器名称	保全重要度	点検項目No	点検項目テキスト	保全方式テキスト	保全周期	保全周期単位
所内電気設備系(SES)	2-2267E-1	230V系蓄電池	高	1	外観点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外観検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験－１	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	機能・性能試験－２	TBM:定検	1	C

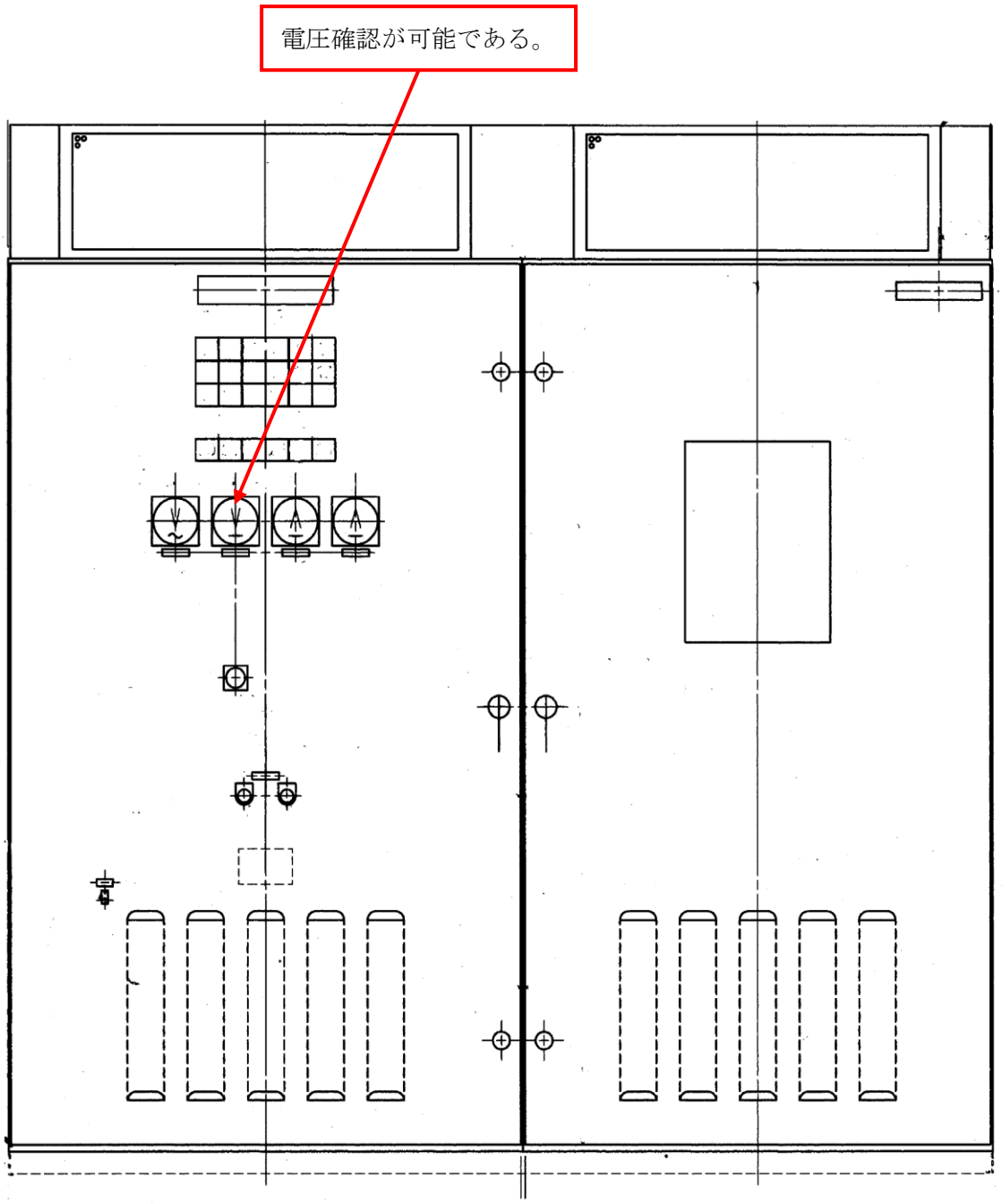
系統テキスト	機器番号	機器名称	保全重要度	点検項目No	点検項目テキスト	保全方式テキスト	保全周期	保全周期単位
所内電気設備系(SES)	2-2267E	230V系充電器	高	1	外観点検	TBM:定検	1	C
				2	【定】外観検査	TBM:定検	10	C
				3	機能・性能試験－１	TBM:定検	1	C
				4	【定】機能・性能検査	TBM:定検	1	C
				5	消耗品取替－１	TBM:定検	8	Y
				6	消耗品取替－２	TBM:定検	8	Y
				7	特性試験（校正・調整）	TBM:定検	13	M
				8	特性試験（絶縁抵抗測定）	TBM:定検	1	C
				9	特性試験（漏れ電流測定）	TBM:定検	5	C
				10	機能・性能試験－２	TBM:定検	1	C



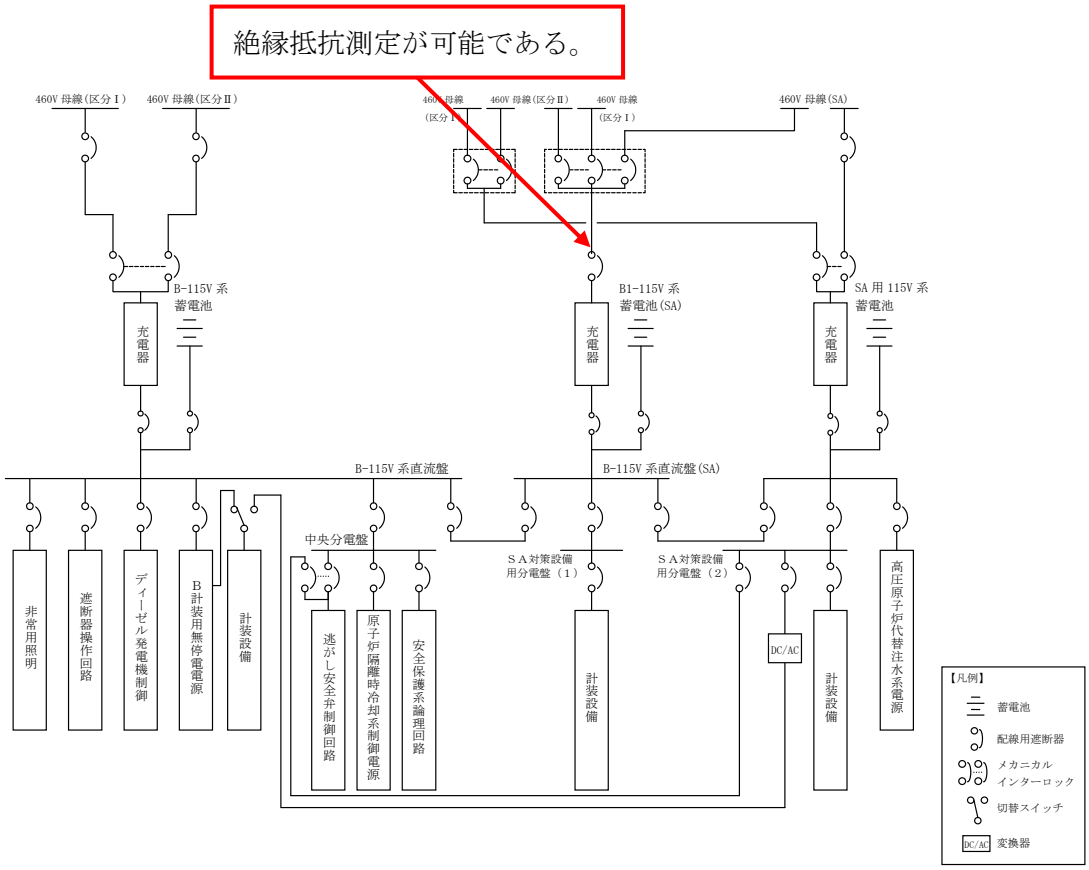
第 57-4-18 図　Ｂ－１１５Ｖ系充電器構造図



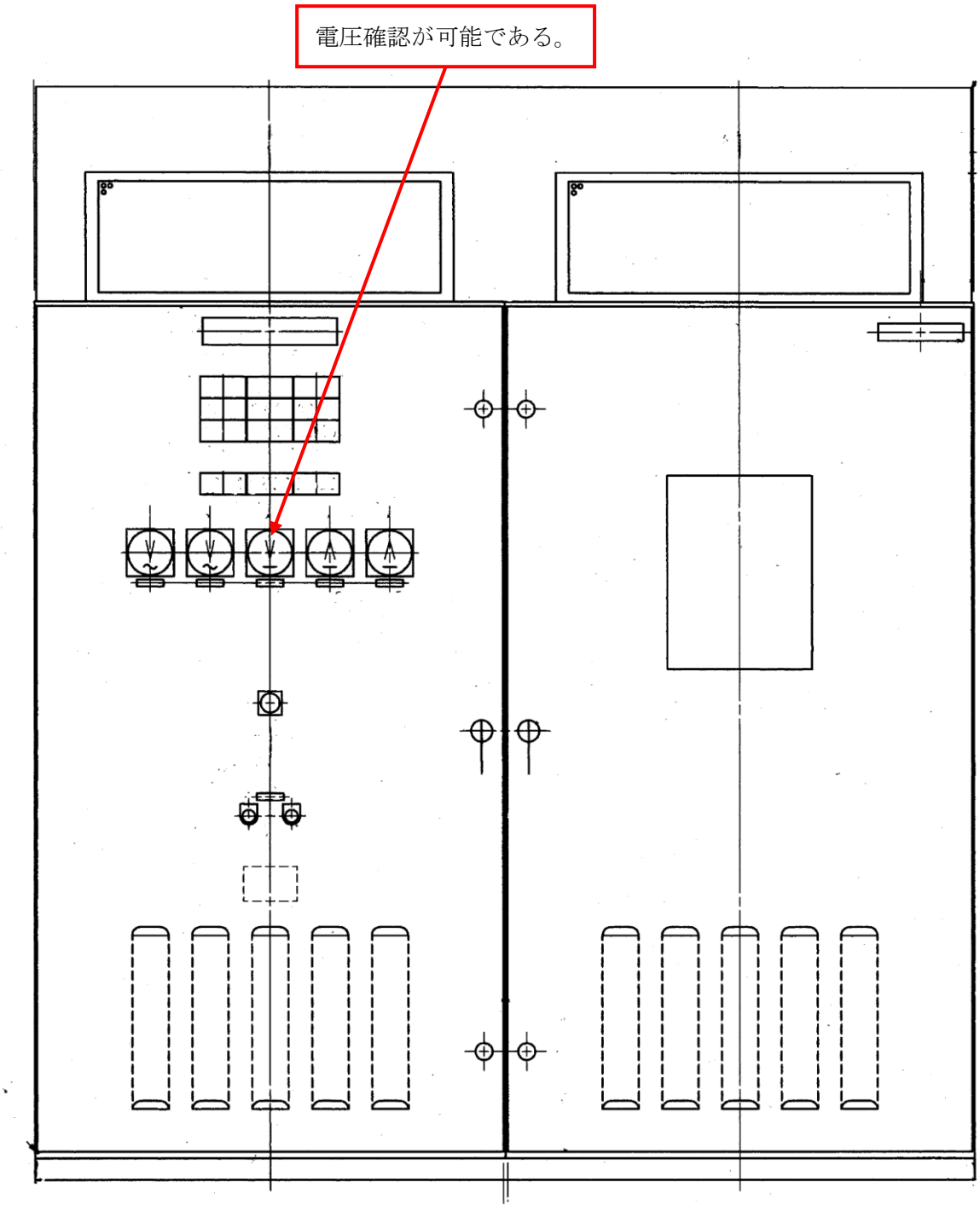
第 57-4-19 図　Ｂ－１１５Ｖ系充電器試験系統図



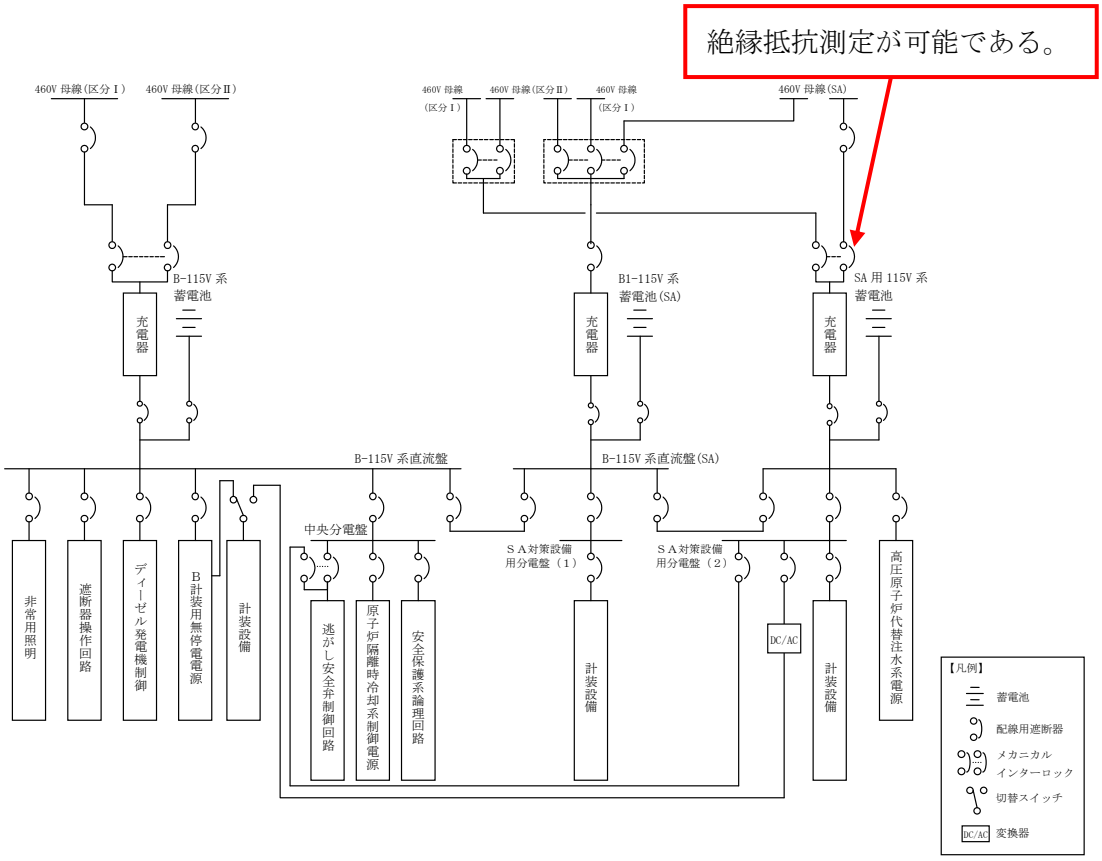
第 57-4-20 図　Ｂ１－１１５Ｖ系充電器（ＳＡ）構造図



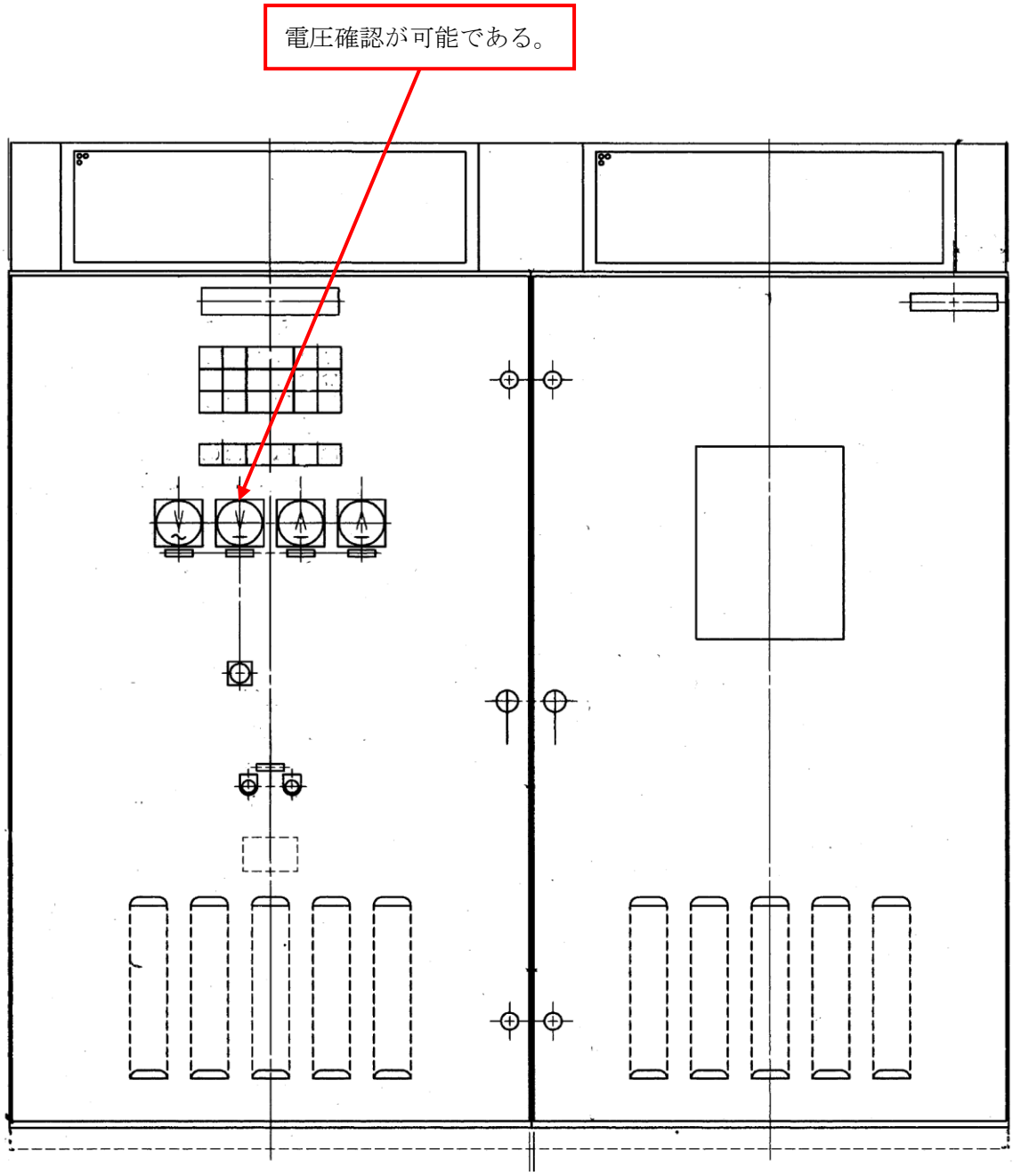
第 57-4-21 図　Ｂ１－１１５Ｖ系充電器（ＳＡ）試験系統図



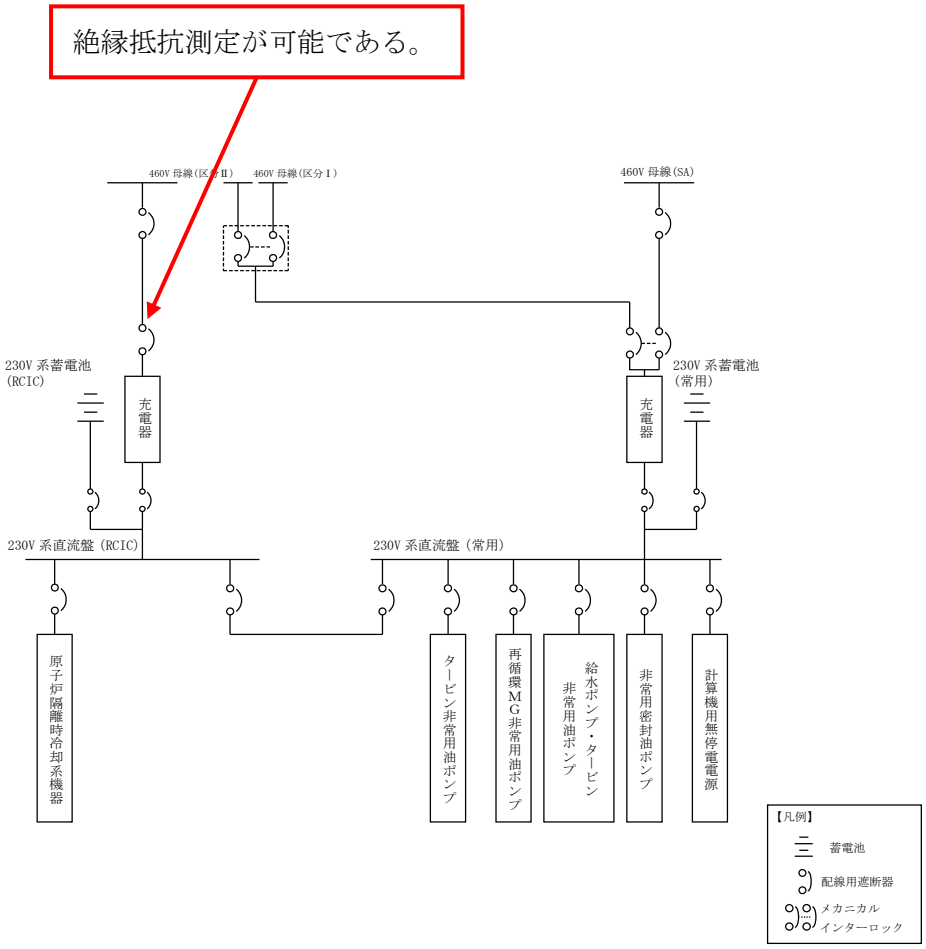
第 57-4-22 図　ＳＡ用１１５Ｖ系充電器構造図



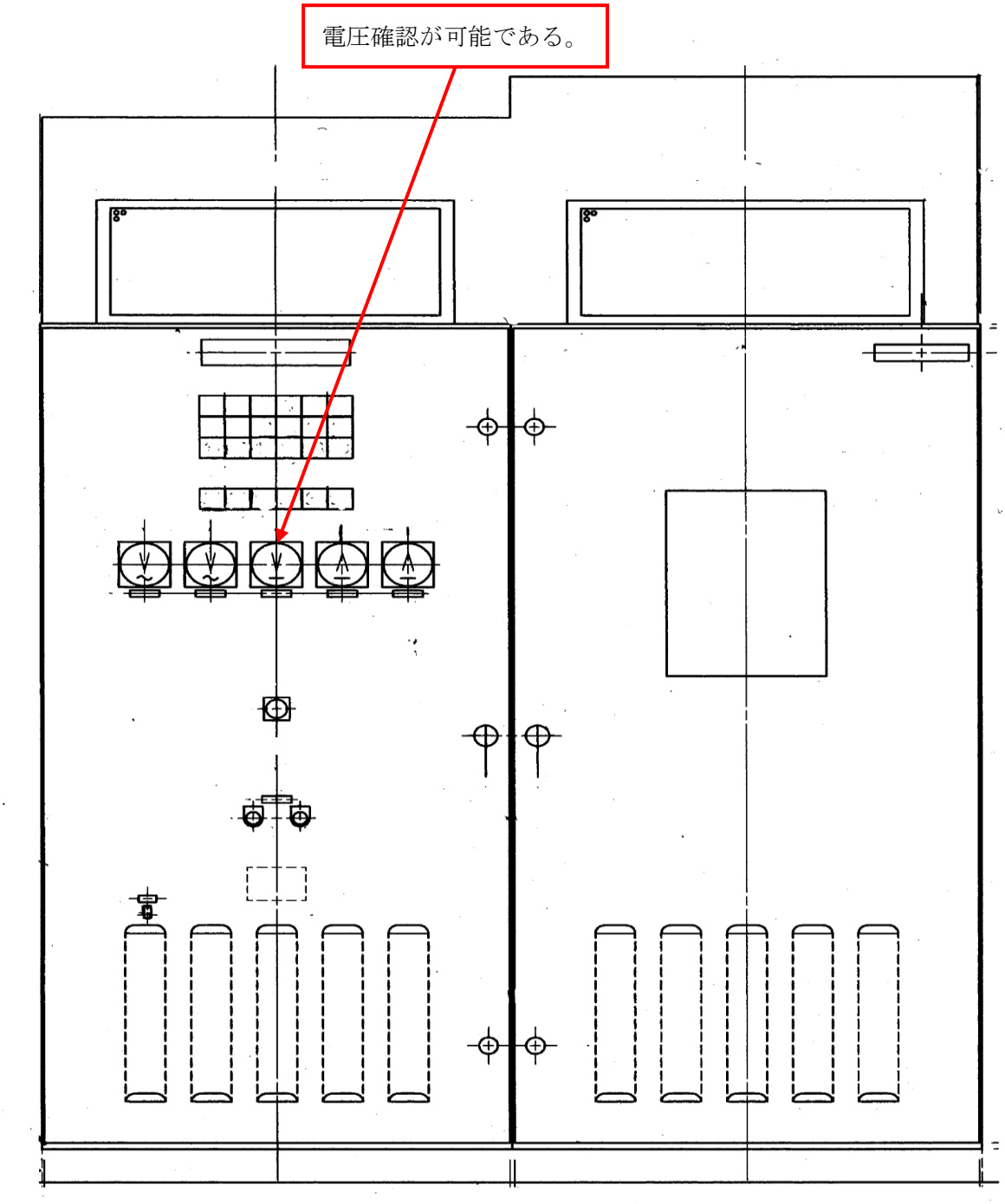
第 57-4-23 図　ＳＡ用１１５Ｖ系充電器（ＳＡ）試験系統図



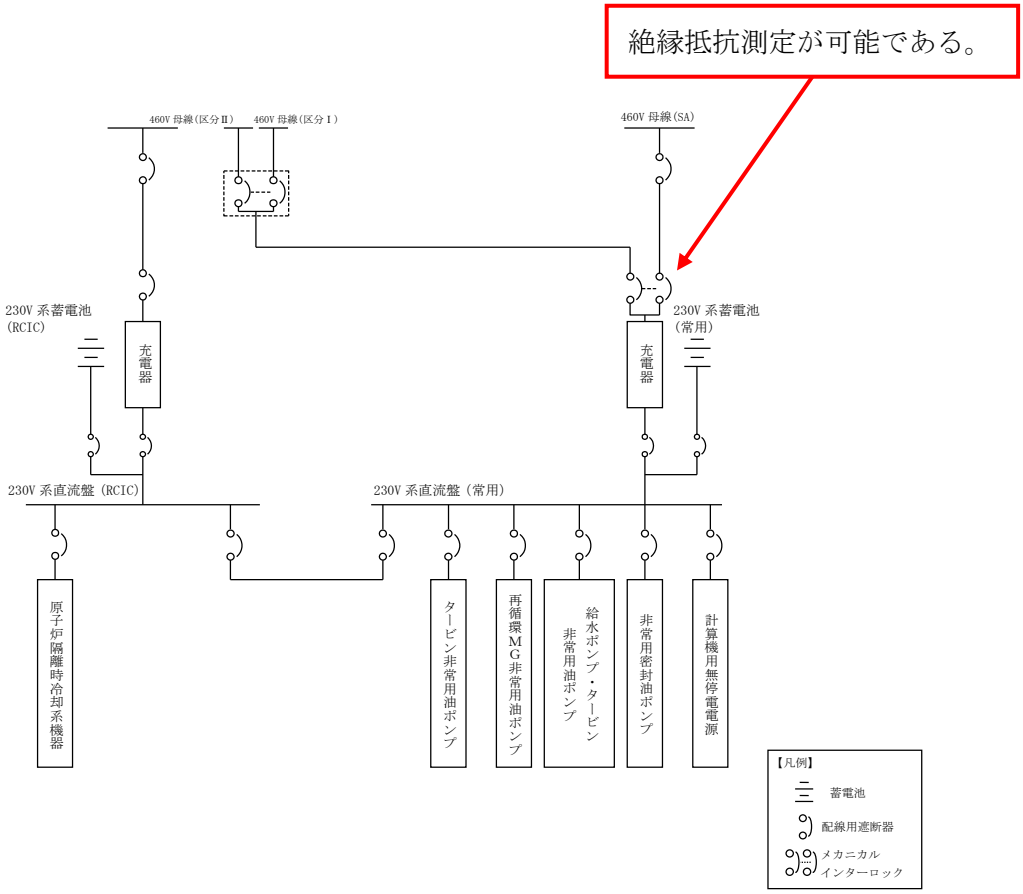
第 57-4-24 図　２３０Ｖ系充電器（ＲＣＩＣ）構造図



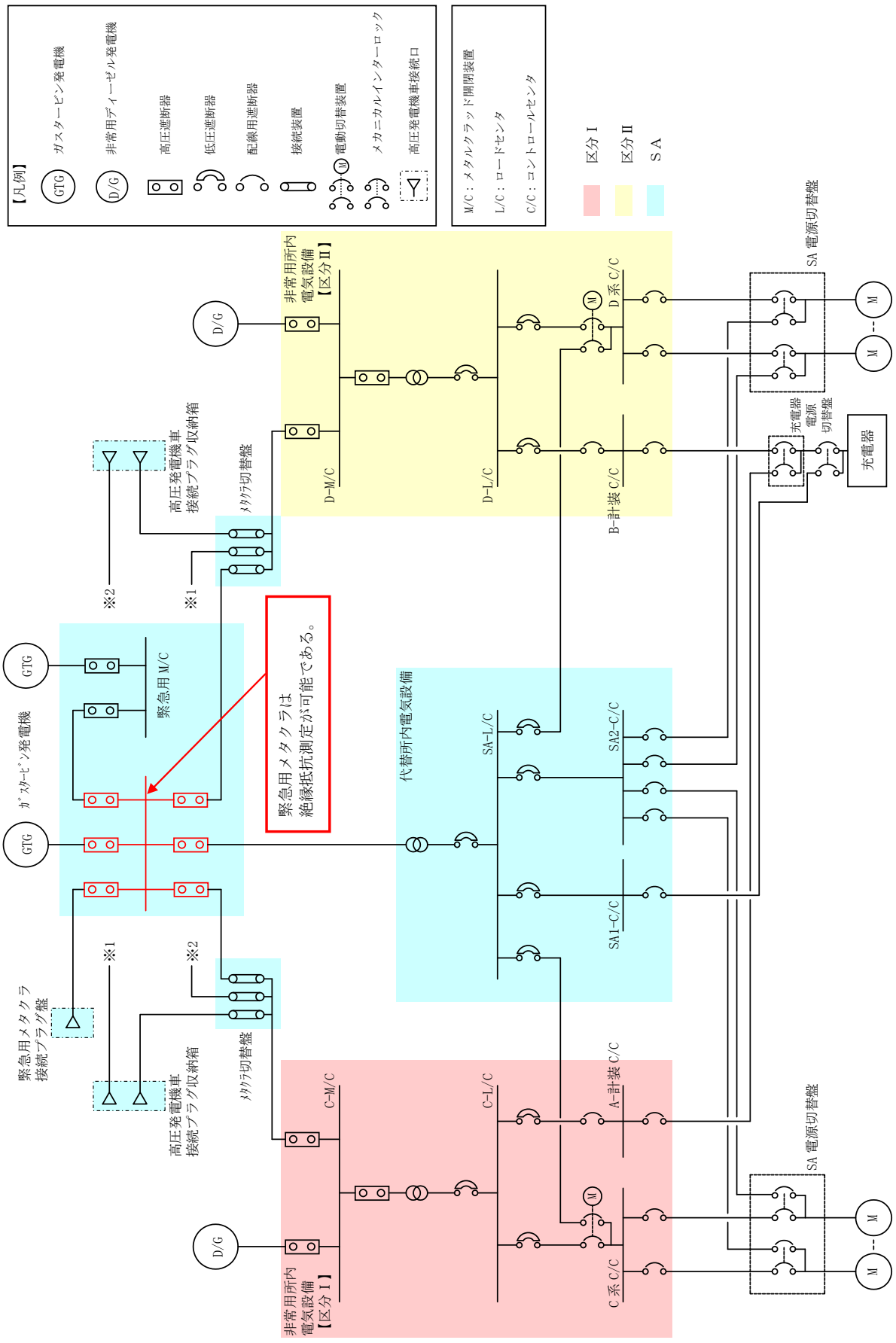
第 57-4-25 図　２３０Ｖ系充電器（ＲＣＩＣ）試験系統図



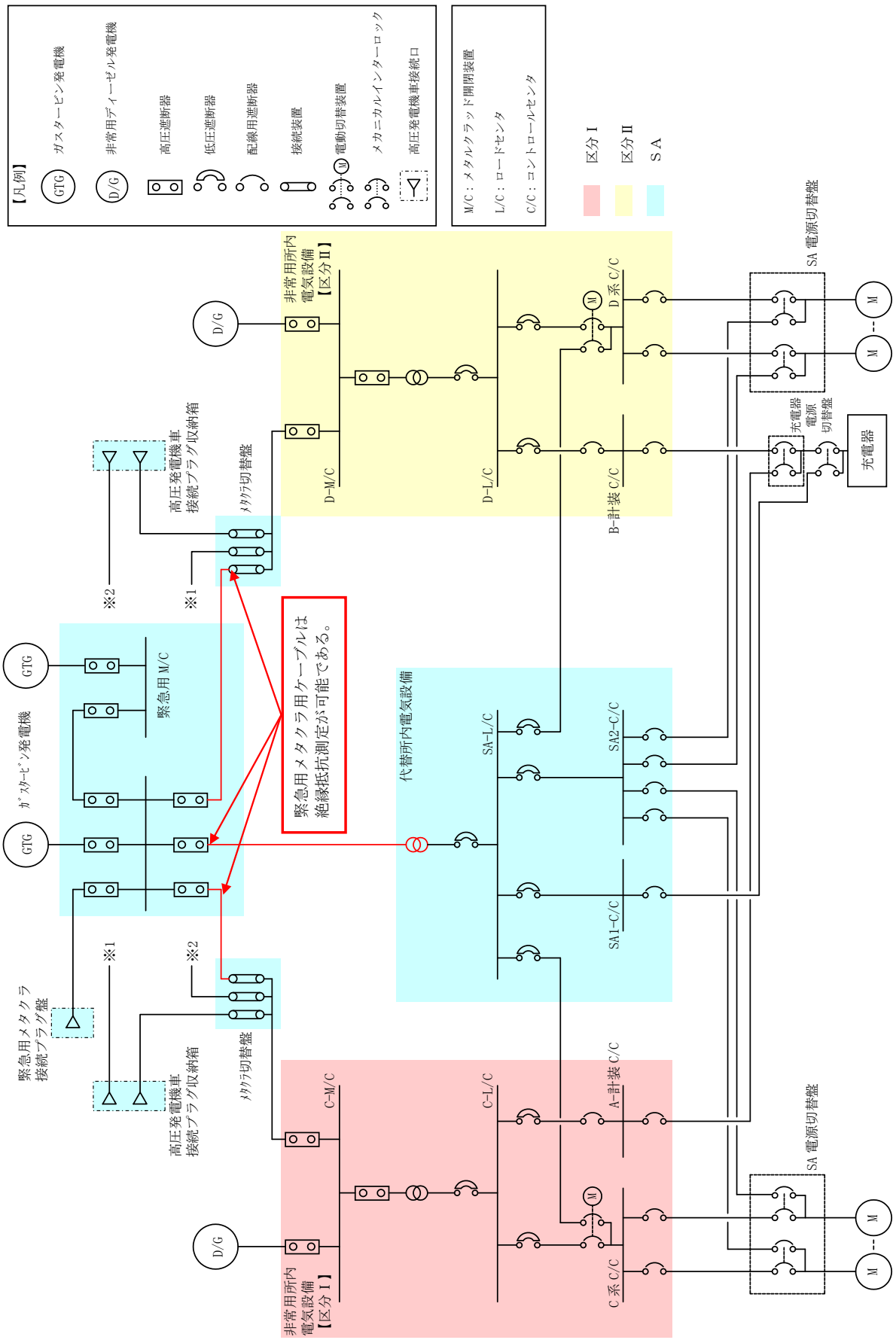
第 57-4-26 図　２３０Ｖ系充電器（常用）構造図



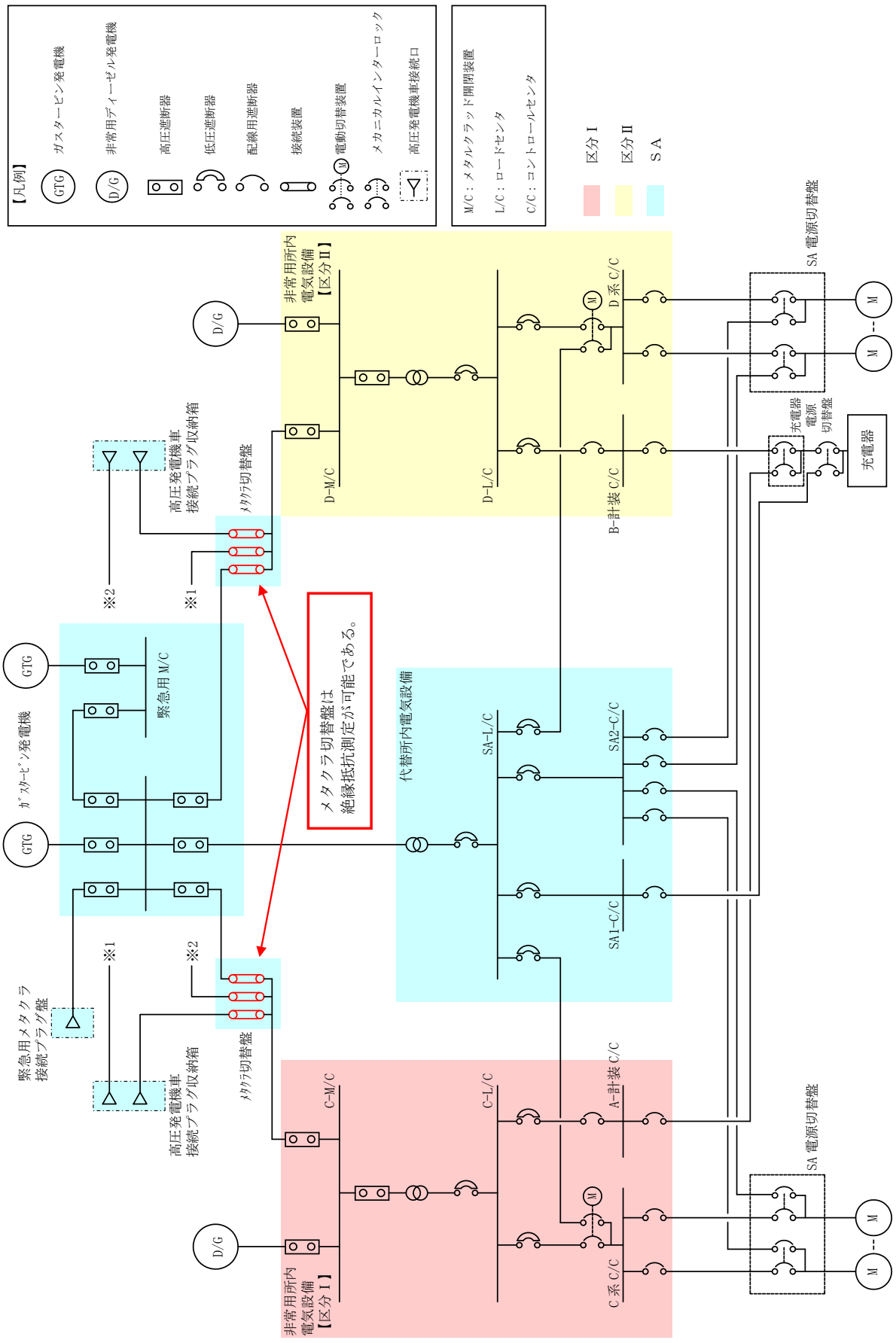
第 57-4-27 図　２３０Ｖ系充電器（常用）試験系統図



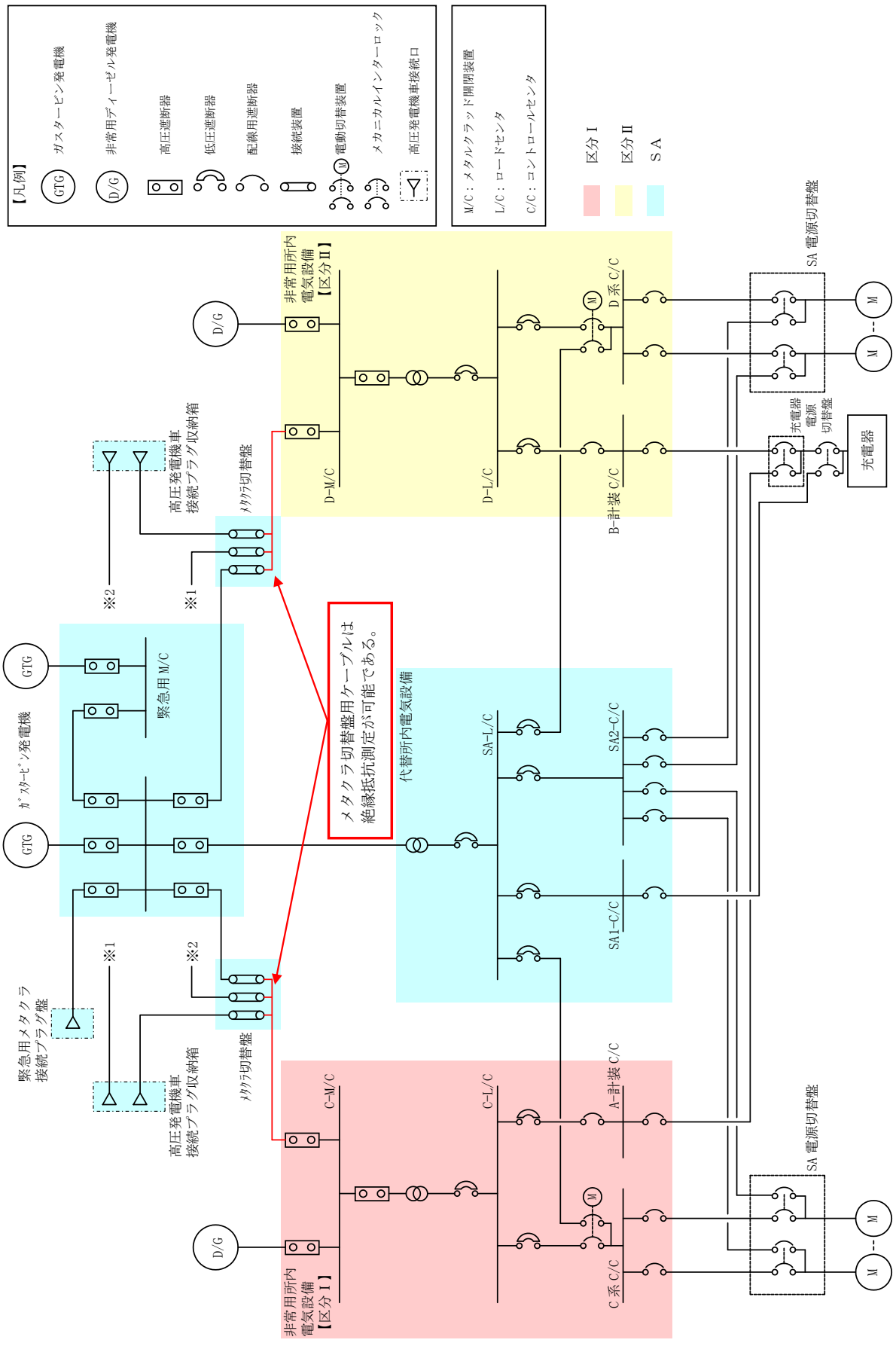
第 57-4-28 図　緊急用メタクラ試験系統図



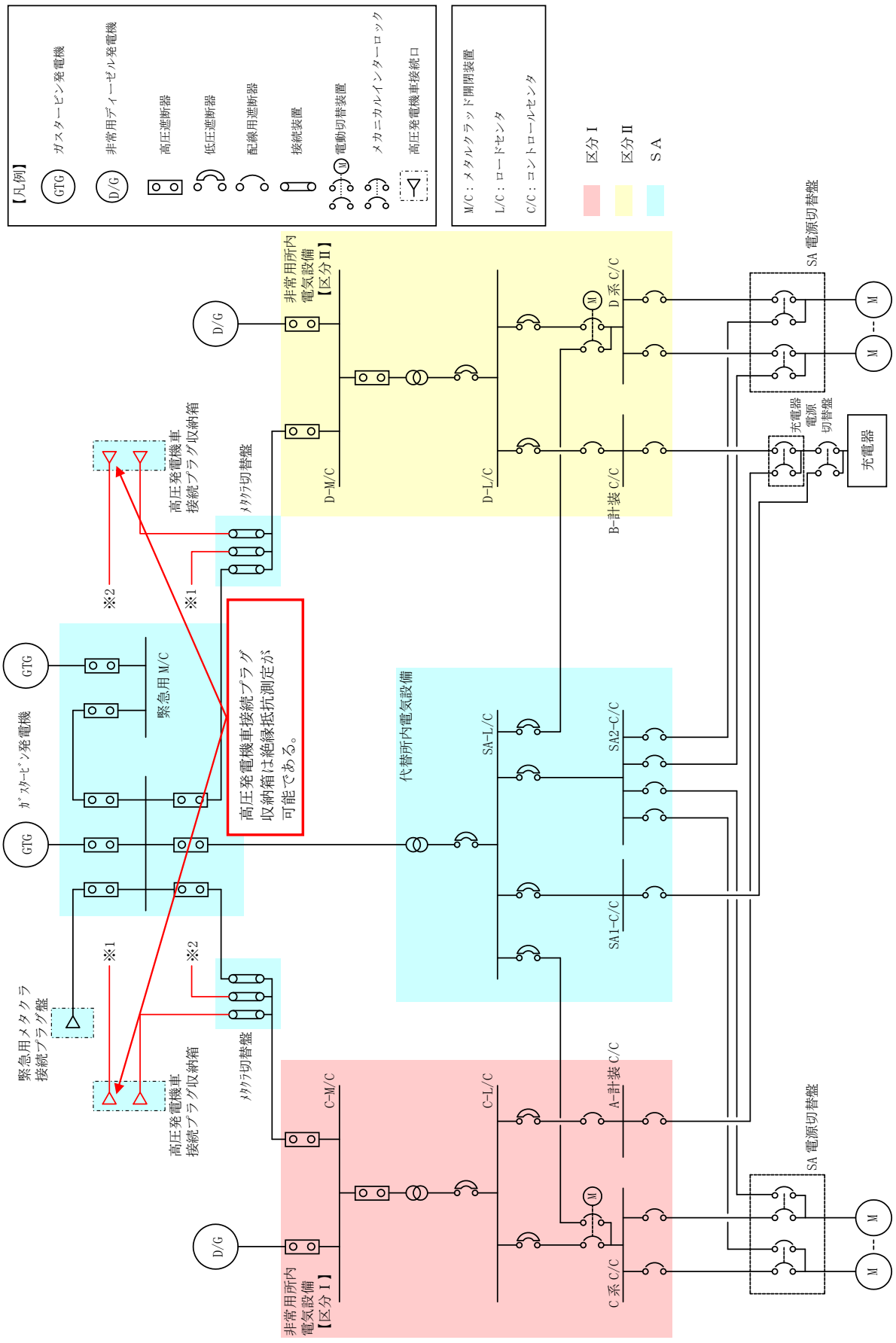
第 57-4-29 図　緊急用メタクラ用ケーブル試験系統図



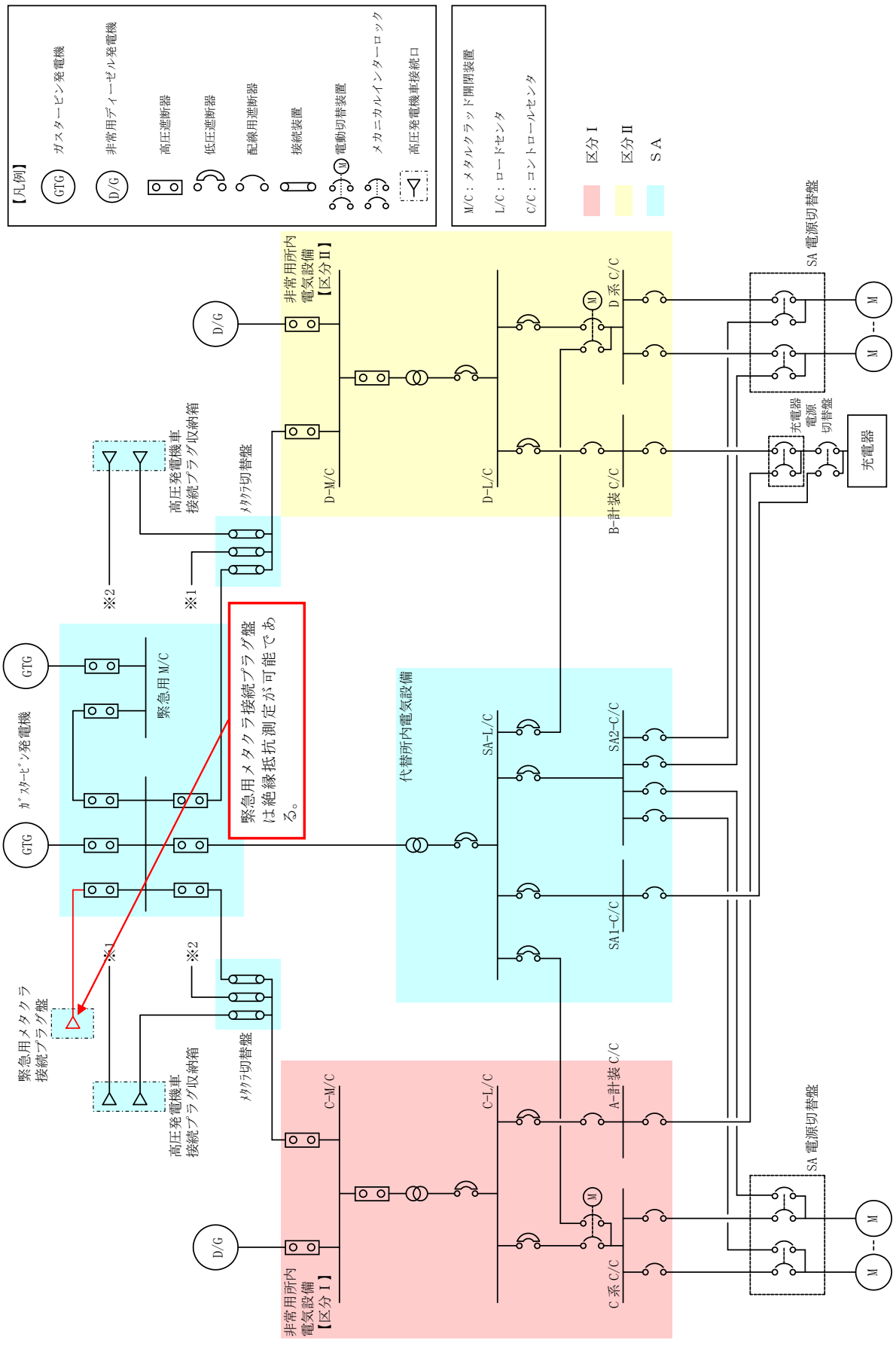
第 57-4-30 図　メタクラ切替盤試験系統図



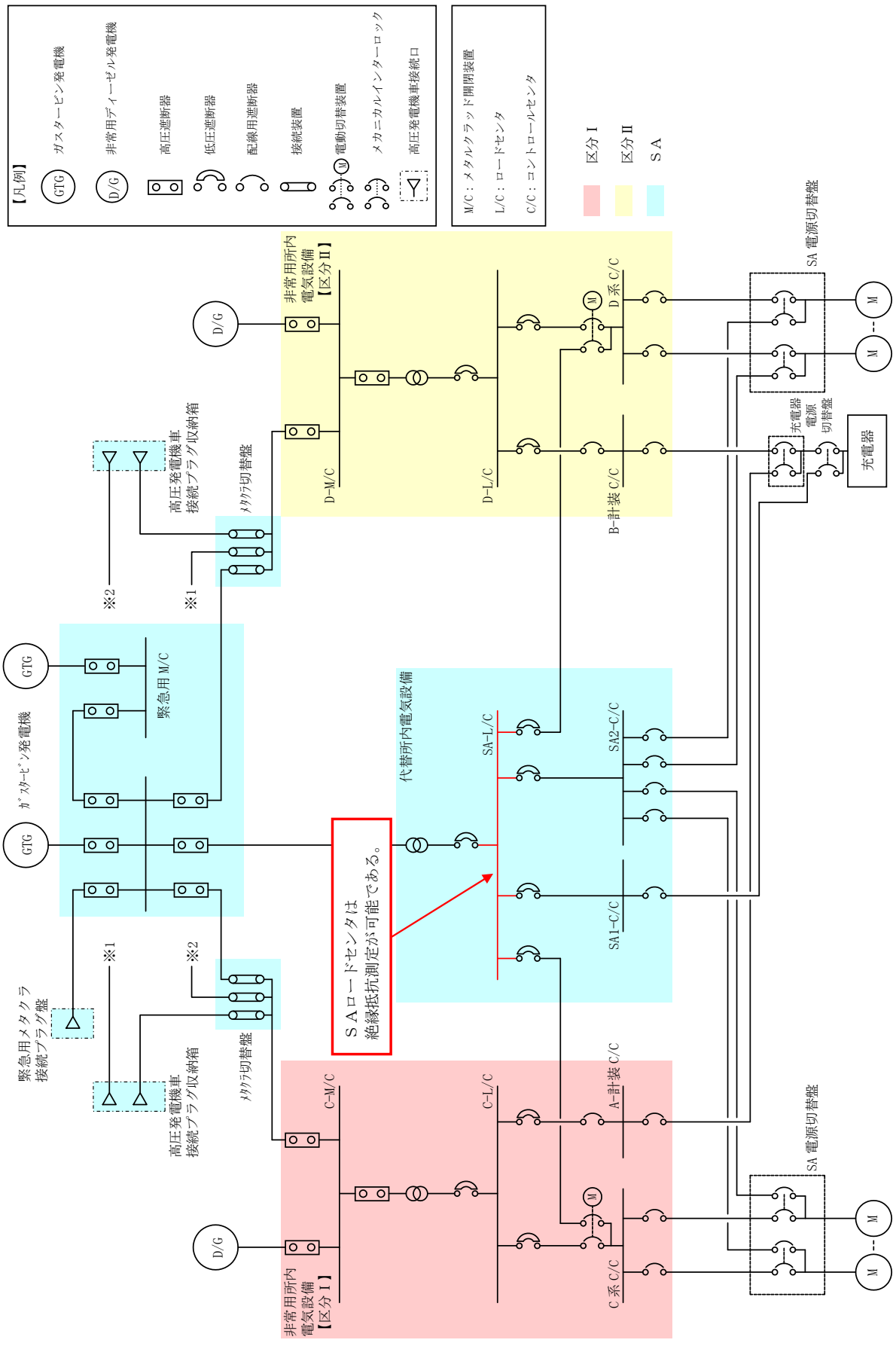
第 57-4-31 図　メタクラ切替盤用ケーブル試験系統図



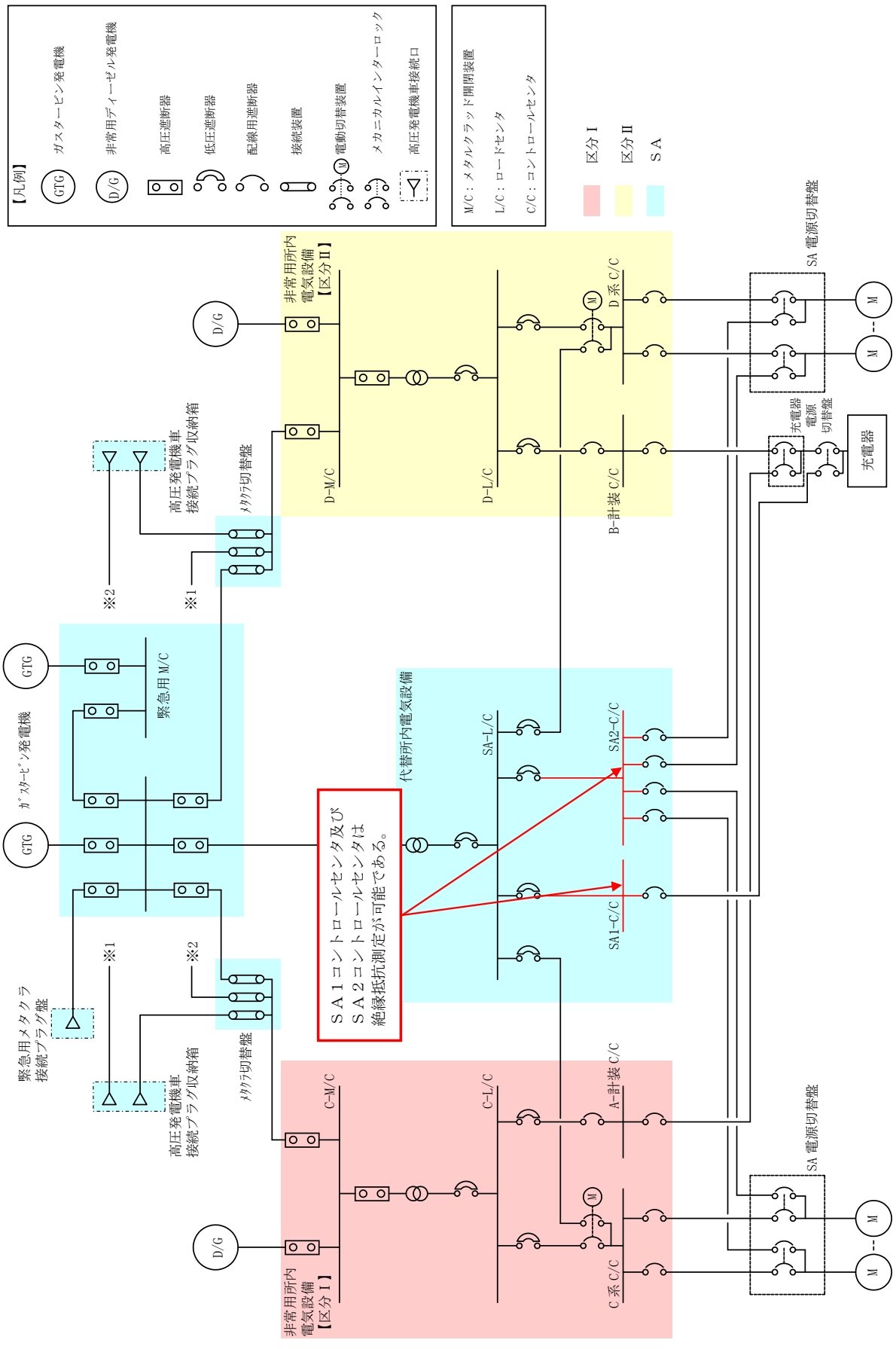
第 57-4-32 図　高圧発電機車接続プラグ収納箱試験系統図



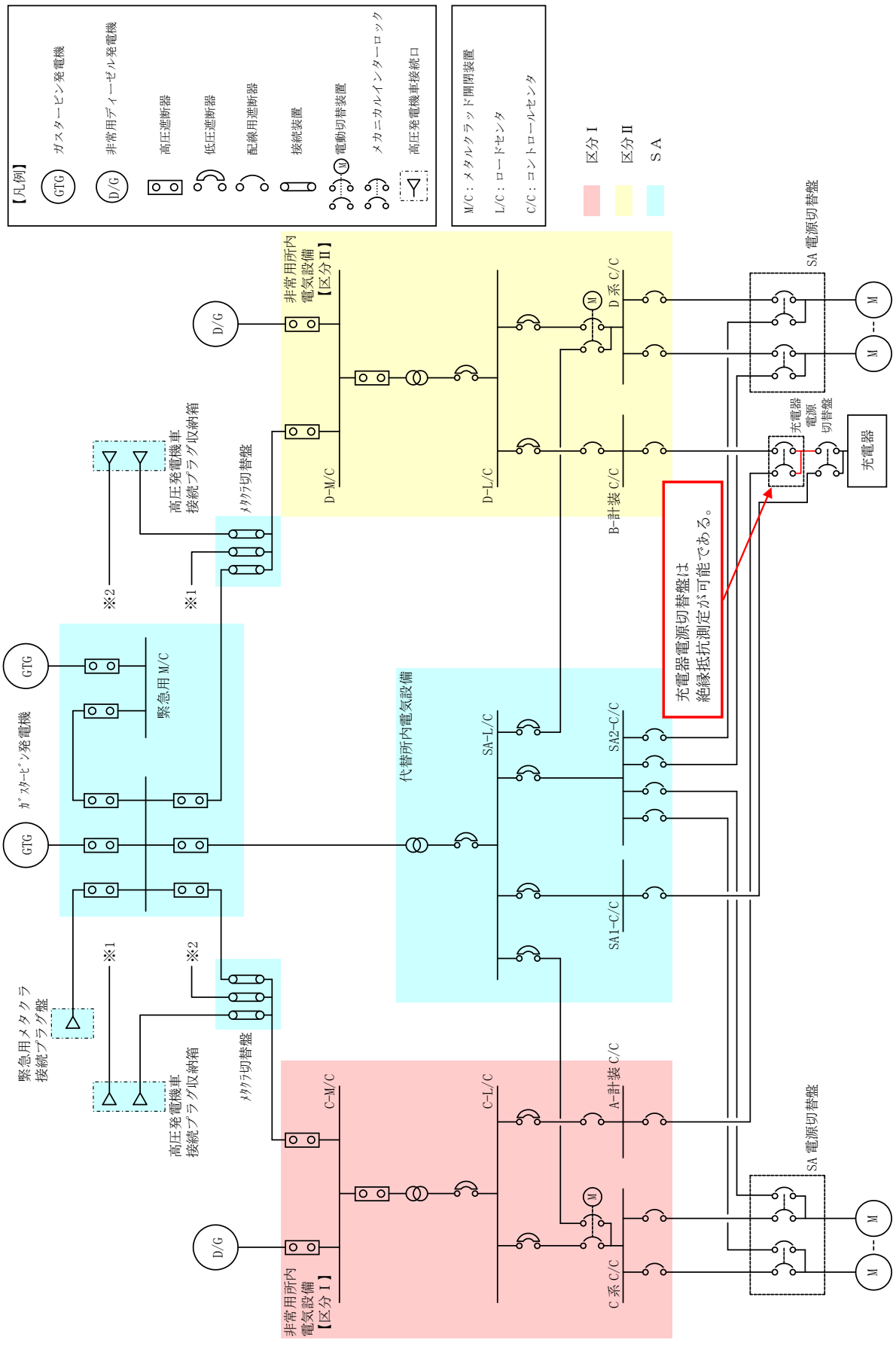
第 57-4-33 図　緊急用メタクラ接続プラグ盤試験系統図



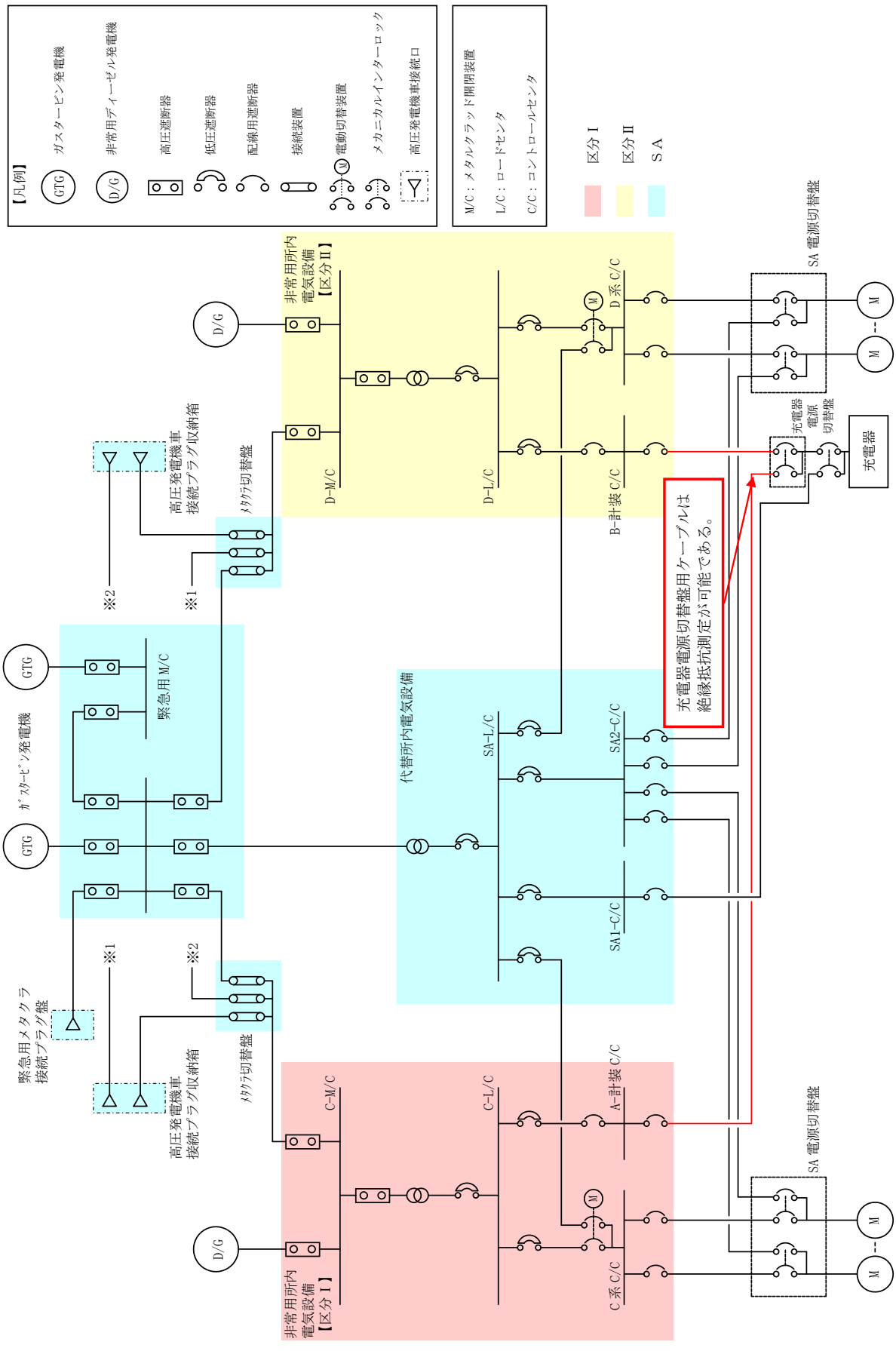
第 57-4-34 図　ＳＡロードセンタ試験系統図



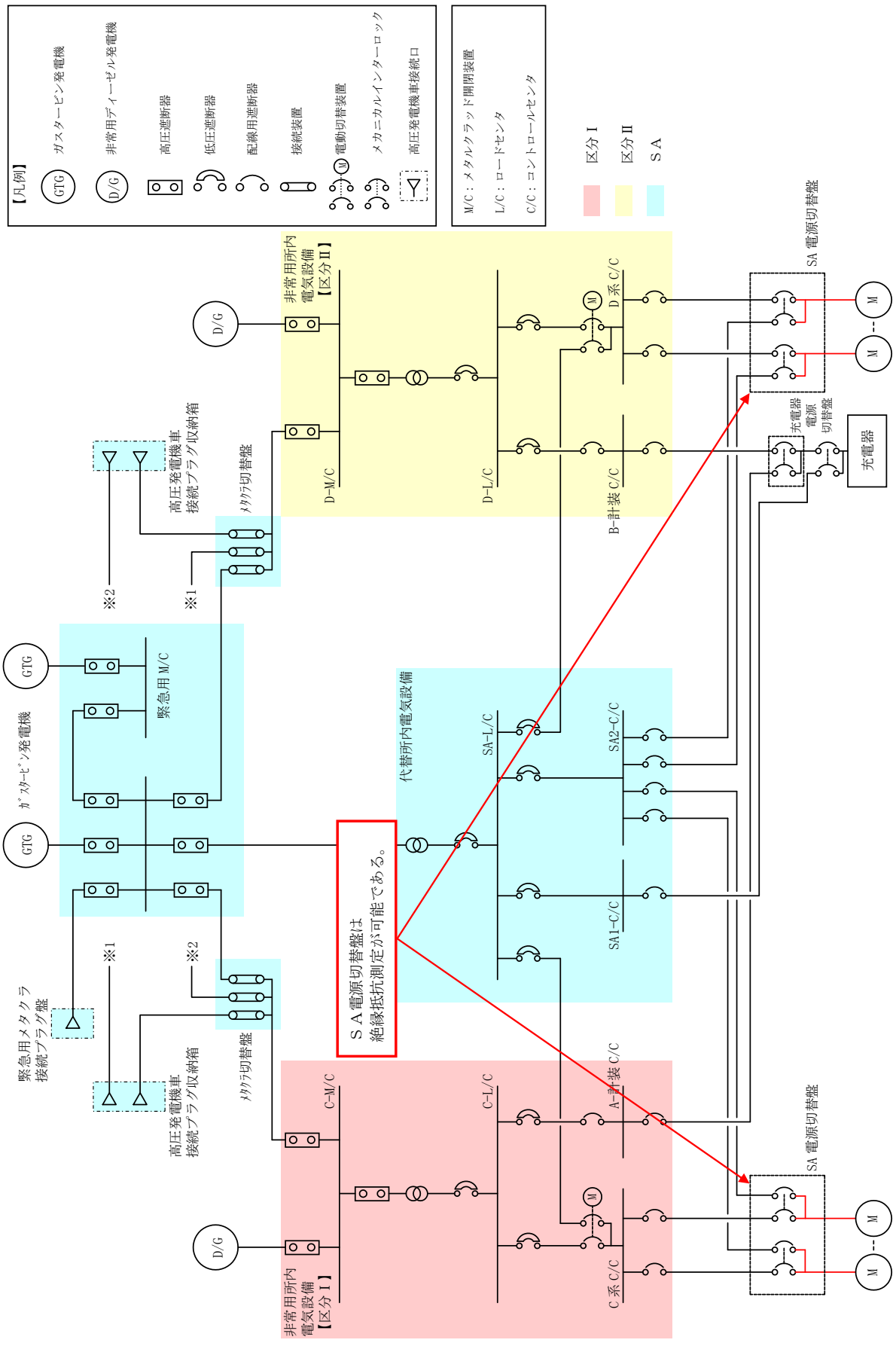
第57-4-35図　ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ試験系統図



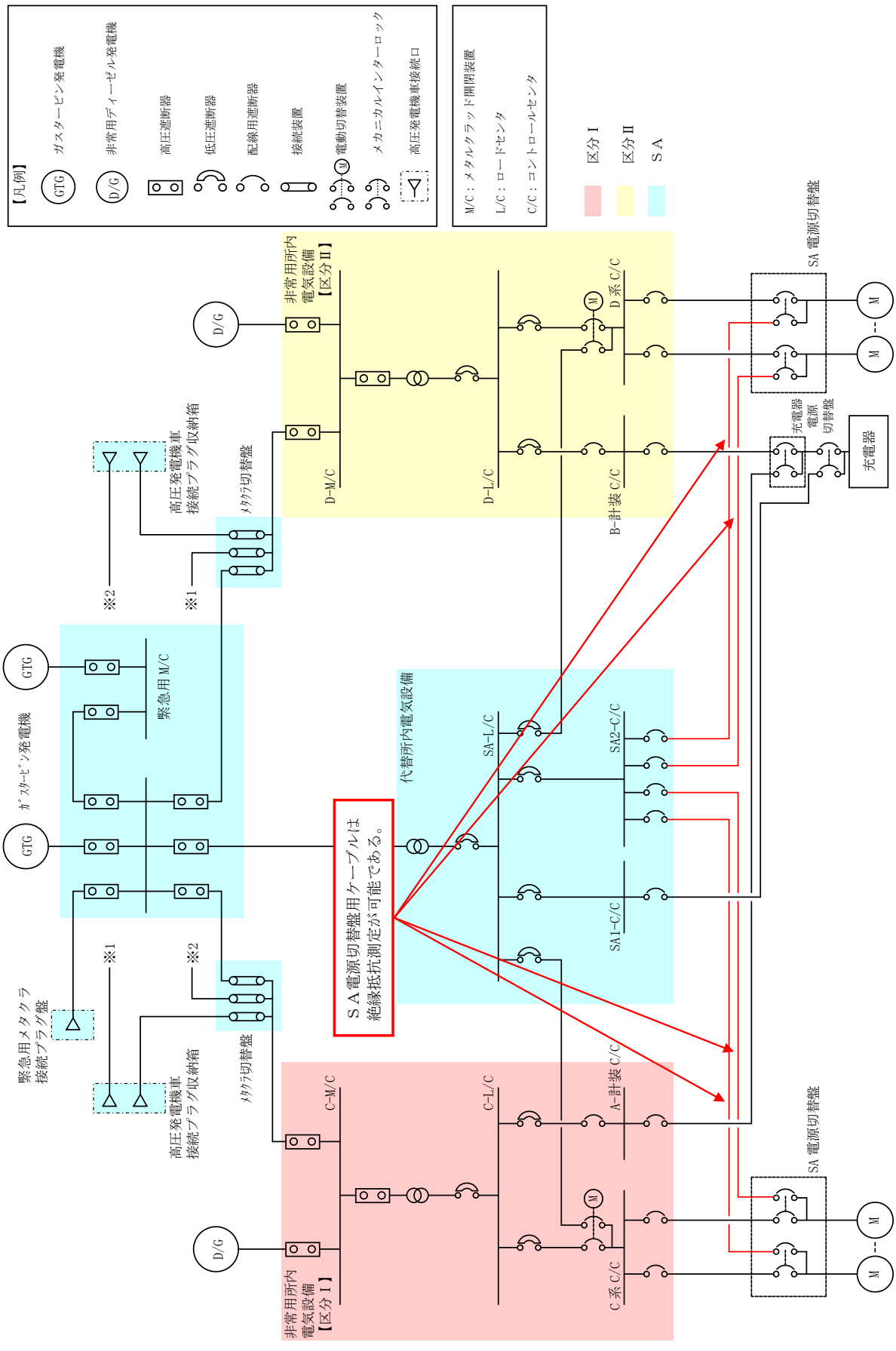
第 57-4-36 図　充電器電源切替盤試験系統図



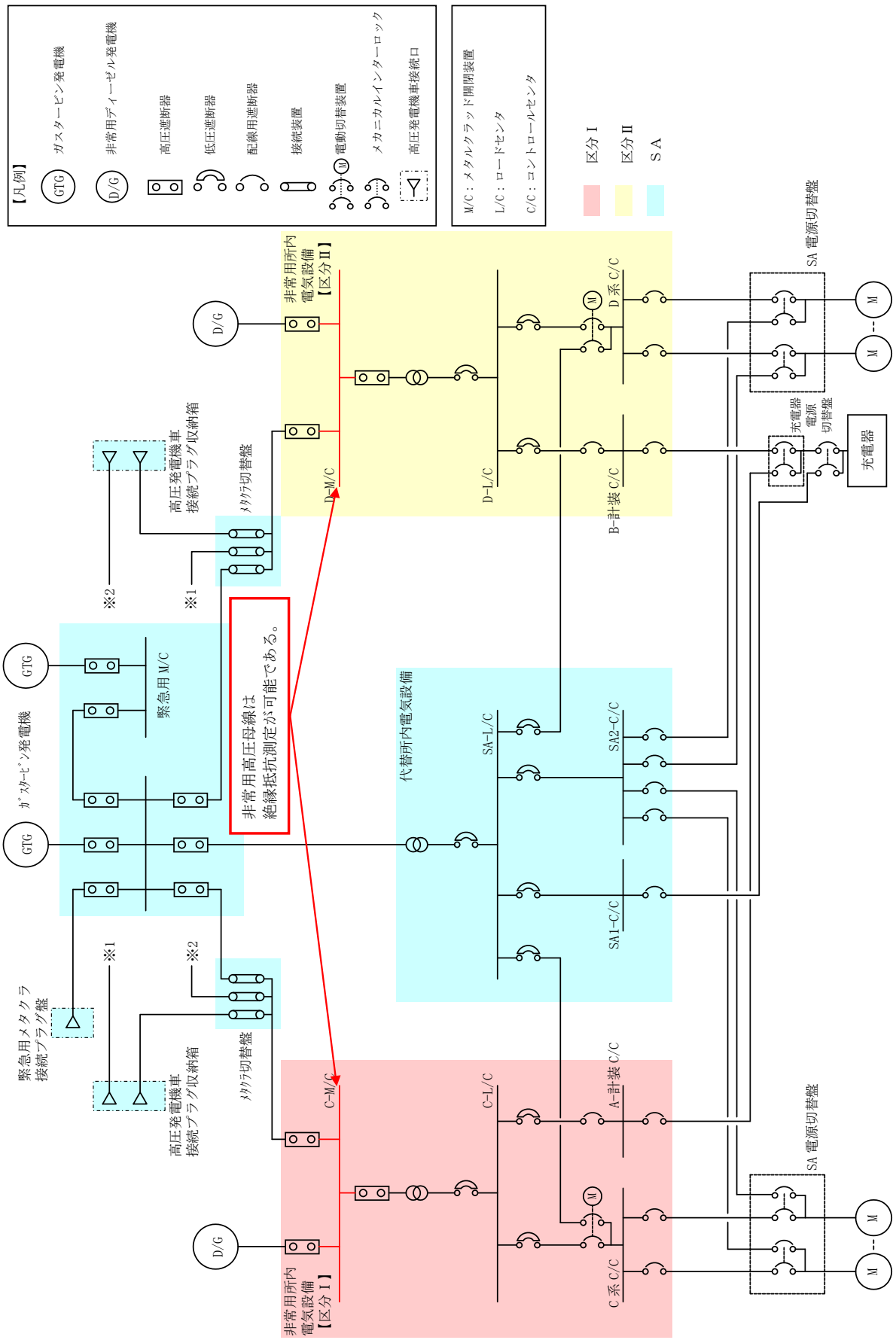
第 57-4-37 図　充電器電源切替盤用ケーブル試験系統図



第 57-4-38 図　ＳＡ電源切替盤試験系統図



第 57-4-39 図　ＳＡ電源切替盤用ケーブル試験系統図



第 57-4-40 図　非常用高圧母線試験系統図

57-5
容量設定根拠

名　　称		高圧発電機車
台　　数	台	6（予備1）
容　　量	kVA/台	500

【設　定　根　拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために高圧発電機車を配備する。

1.　容量

①ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源

②代替所内電気設備から，常設充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））を経由し，直流負荷への給電

①　ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源として使用する場合に必要な負荷は以下のとおり，最大負荷約 790kW 及び連続最大負荷約 590kW である。したがって，十分余裕を有する高圧発電機車３台分を必要容量（1,200kW＝500kVA×力率 0.8×３台）とする。

名称	負荷容量 (kW)
通信連絡設備	約 8
計装用無停電電源装置	約 36
Ｂ－115V 系充電器	約 48
Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）	約 24
ＳＡ用 115V 系充電器	約 24
230V 系充電器（ＲＣＩＣ）	約 48
230V 系充電器（常用）	約 48
Ｂ－非常用ガス処理系排風機	約 22
Ｂ－中央制御室非常用再循環送風機	約 30
Ｂ－中央制御室送風機	約 180
電源内蔵型照明電源盤※1	約 30
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置※2	約 15
その他	約 77
連続最大合計負荷 （最大負荷）	約 590kW （約 790kW）

【設　定　根　拠】（続き）

※1：LED ライト（三脚タイプ），プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)を含む。
※2：ブローアウトパネル閉止装置の状態監視を含む。

② ①項において充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））へ給電するため，①項に包含される。

名　　称		ガスタービン発電機用軽油タンク
個数	－	1
容量	m^3/個	約 560
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設　定　根　拠】

ガスタービン発電機用軽油タンクは，重大事故等対処時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，７日間連続運転する場合に必要となる燃料を保有する。

１．容量

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備のうち，燃料補給を必要とする設備は以下のとおりである。

条文	重大事故等対処設備
46 条	高圧発電機車
47 条	大量送水車
48 条	大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置
49 条	大量送水車
50 条	大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置
51 条	大量送水車
52 条	可搬式窒素供給装置
54 条	大量送水車，大型送水ポンプ車
55 条	大型送水ポンプ車
56 条	大量送水車
57 条	ガスタービン発電機，高圧発電機車
61 条	緊急時対策所用発電機

【設　定　根　拠】（続き）

ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は，重大事故等対処時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7日間（168時間）の連続運転にて消費する燃料を基に設定する。

なお，緊急時対策所用発電機（61 条）については，ガスタービン発電機用軽油タンクを燃料源としていないため，ガスタービン発電機用軽油タンクの容量の算定には含めていない。

また，高圧発電機車については，同時にその機能を発揮することを想定していないため，ガスタービン発電機用軽油タンクの容量の算定には含めていない。

使用機器	①台数（台）※2	②燃料消費率（m^3/h）	①×②×168時間 燃料消費量（m^3/168時間）
大量送水車	1		
ガスタービン発電機※1	1		
大型送水ポンプ車	1		
可搬式窒素供給装置	1		
計			420.4

※１：ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※２：島根２号炉で必要となる台数

※３：大量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

以上のとおり，使用する設備に対して，7日間（168時間）連続運転した場合の必要燃料量は420.4m^3であり，それ以上の容量として，ガスタービン発電機用軽油タンクの容量は約560m^3とする。

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）

【参考】

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備であって燃料補給を必要とする設備のうち，高圧発電機車（46，57 条），可搬式窒素供給装置（48 条），大型送水ポンプ車（54，55 条），大量送水車（47，54，56 条）は上記設備と同時に使用するものではない。仮に，各設備が 7 日間（168 時間）連続運転した場合の燃料消費量は以下のとおり 190.3m^3 となり，上記設備における必要燃料量 420.4m^3 を下回る。

使用機器	①台数（台）※1	②燃料消費率（m^3/h）	①×②×168 時間 燃料消費量（m^3/168 時間）
高圧発電機車	3		
大型送水ポンプ車	2		
大量送水車	2		
可搬式窒素供給装置	1		
計			190.3

※１：島根２号炉で必要となる台数

※２：高圧発電機車は２種類あり，それぞれの燃料消費率が [redacted] と [redacted] であることから，燃料消費率が高い方を用いて算出

※３：大量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

２．最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用圧力は，開放型タンクであることから静水頭とする。

３．最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用軽油タンクの最高使用温度は，屋外環境の最高温度（約 40℃）を上回る温度として，66℃とする。

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。

名　　称		非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク
個数	－	2（Ａ－ディーゼル燃料貯蔵タンク） 3（Ｂ－ディーゼル燃料貯蔵タンク） 1（ＨＰＣＳ－ディーゼル燃料貯蔵タンク）
容量	m^3/個	約 170 約 100 約 170
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	40

【設　定　根　拠】

非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（以下「ディーゼル燃料貯蔵タンク」という。）は，重大事故等対処時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，７日間連続運転する場合に必要となる燃料を保有する。

１．容量

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備のうち，燃料補給を必要とする設備は以下のとおりである。

条文	重大事故等対処設備
46 条	高圧発電機車
47 条	大量送水車
48 条	大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置
49 条	大量送水車
50 条	大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置
51 条	大量送水車
52 条	可搬式窒素供給装置
54 条	大量送水車，大型送水ポンプ車
55 条	大型送水ポンプ車
56 条	大量送水車
57 条	ガスタービン発電機，高圧発電機車
61 条	緊急時対策所用発電機

【設　定　根　拠】（続き）

ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は，重大事故等対処時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備，非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機が，７日間（168 時間）の連続運転にて消費する燃料を基に設定する。

なお，ガスタービン発電機（57 条）緊急時対策所用発電機（61 条）については，ディーゼル燃料貯蔵タンクを燃料源としていないため，ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量の算定には含めていない。

また，高圧発電機車，大型送水ポンプ車及び可搬式窒素供給装置については，同時にその機能を発揮することを想定していないため，ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量の算定には含めていない。

使用機器	①台数（台）※2	②燃料消費率（m^3/h）	①×②×168 時間 燃料消費量（m^3/168 時間）
大量送水車	1		
非常用ディーゼル発電機※1	2		
高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機※1	1		
計			710.5

※１：ディーゼル燃料デイタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※２：島根２号炉で必要となる台数

※３：大量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

以上のとおり，使用する設備に対して，７日間（168 時間）連続運転した場合の必要燃料量は 710.5m^3 であり，それ以上の容量として，ディーゼル燃料貯蔵タンクの容量は合計約 810m^3 とする。

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）

【参考】

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において配備を要求される設備であって燃料補給を必要とする設備のうち，高圧発電機車（46，57 条），可搬式窒素供給装置（48，50，52 条），大型送水ポンプ車（48，50，54，55 条），大量送水車（47，51，56 条）は上記設備と同時に使用するものではない。仮に，各設備が 7 日間（168 時間）連続運転した場合の燃料消費量は以下のとおり 190.3m^3 となり，上記設備における必要燃料量 710.5m^3 を下回る。

使用機器	①台数（台）※1	②燃料消費率（m^3/h）	①×②×168 時間 燃料消費量（m^3/168 時間）
高圧発電機車	3		
大型送水ポンプ車	2		
大量送水車	2		
可搬式窒素供給装置	1		
計			190.3

※１：島根２号炉で必要となる台数

※２：高圧発電機車は２種類あり，それぞれの燃料消費率が［　　］と［　　］であることから，燃料消費率が高い方を用いて算出

※３：大量送水車の燃料消費率は取水用ポンプと送水用ポンプの燃料消費率の合計

２．最高使用圧力の設定根拠

ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用圧力は，開放型タンクであることから静水頭とする。

３．最高使用温度の設定根拠

ディーゼル燃料貯蔵タンクの最高使用温度は，屋外環境の最高温度（約 40℃）を踏まえて 40℃とする。

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。

名　　称		タンクローリ
個数	－	1（予備 1）
容量	m^3/台	約 3.0
最高使用圧力	kPa	24kPa
最高使用温度	℃	40

【設　定　根　拠】

タンクローリは，重大事故等対処時に大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置，高圧発電機車に燃料を補給する。なお，ガスタービン発電機用軽油タンクの設定根拠と同様に，重大事故等対処時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料補給を想定する。

1．容量

タンクローリの容量は，以下のとおり大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置に対して，最短で３時間に１回の燃料補給が必要となることから，その対応が可能となるように容量を設定する。

○大量送水車への給油頻度：n_1

○大型送水ポンプ車への給油頻度：n_2

○可搬式窒素供給装置への給油頻度：n_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。

【設　定　根　拠】（続き）

大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置の燃料が枯渇しないためには，上記のとおり最短で３時間に１回の頻度での給油が必要となる。

大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置への給油シーケンスは以下のとおり 85 分となり，必要給油頻度である３時間以内に納まることから燃料を枯渇させることはない。

［ガスタービン発電機用軽油タンクから大量送水車，可搬式窒素供給装置，大型送水ポンプ車への給油シーケンス］

①
②
③
④
⑤
⑥
⑦
⑧
⑨
⑩

合計必要時間：③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＝85 分　＜　180 分

（軽油残量：

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）

[ディーゼル燃料貯蔵タンクから大量送水車，可搬式窒素供給装置，大型送水ポンプ車への給油シーケンス]

①

②

③

④

⑤

⑥

⑦

⑧

⑨

⑩

合計必要時間：③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＝81 分　＜　180 分

（軽油残量：

※各重大事故等対処設備へ 1 回目の給油を行うのは，プラント被災から５時間 20 分後までとなることから，手順①～⑩をプラント被災から５時間 20 分後までに実施する。

２回目以降の給油では手順①②の作業は不要であり，手順③～⑩の作業を繰り返す。

以上から，必要給油頻度を満足し，シーケンスにおいて必要となる給油量（1.735m^3）を上回る容量として，タンクローリの容量は約 3.0m^3 とする。

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）

２．最高使用圧力の設定根拠

　タンク内圧が上昇すると，20＜タンク内圧≦24kPa[gage]の範囲内で安全装置が作動し，内圧の上昇が抑えられることから，最高使用圧力は 24kPa[gage]とする。

３．最高使用温度の設定根拠

　タンクローリの最高使用温度は，屋外環境の最高温度（約 40℃）を踏まえて 40℃とする。

名　　称		ガスタービン発電機
台数	台	1（予備1）
容量	kVA/台	約6,000

【設　定　根　拠】

ガスタービン発電機は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

1.　容量

ガスタービン発電機から電力を供給する「有効性評価で期待する負荷」に加え，「評価上期待していない不要負荷であるが，ガスタービン発電機の負荷として考慮する必要がある負荷」を抽出した結果，ガスタービン発電機の最大所要負荷は「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷 約4,360kW，連続最大負荷 約4,268kW）である。

起動順序	主要機器	負荷容量(kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約111
②	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系，モニタリング・ポスト他（自動投入負荷）	約877
③	Ｂ－原子炉補機冷却水ポンプ	約360
④	Ｄ－原子炉補機冷却水ポンプ	約360
⑤	Ｂ－原子炉補機海水ポンプ	約410
⑥	Ｄ－原子炉補機海水ポンプ	約410
⑦	Ｃ－残留熱除去ポンプ	約560
⑧	Ｂ－残留熱除去ポンプ	約560
⑨	Ｂ－中央制御室送風機	約180
⑩	Ｂ－中央制御室非常用再循環送風機	約30
⑪	Ｂ－中央制御室冷凍機	約300
⑫	Ｂ－燃料プール冷却水ポンプ	約110
連続最大合計負荷（最大負荷）		約4,268 （約4,360）

【設　定　根　拠】（続き）

したがって，発電機の出力は最大所要負荷である約 4,360kW（連続最大負荷：約 4,268kW）に対し十分な余裕を有する約 4,800kW とする。

なお，発電機の容量は以下のとおり，約 6,000kVA とする。

$$Q \geqq \frac{P}{pf} = \frac{4,800}{0.80} = 6,000$$

Q　：発電機の容量（kVA）
P　：発電機の定格出力（kW）　＝4,800
pf　：力率　＝0.80

名　　称		ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
個　　数	―	1（予備 1）
容　　量	m^3/h/個	約 4.0
吐出圧力	MPa	約 0.5
最高使用圧力	MPa	0.98
最高使用温度	℃	66
原 動 機 出 力	kW/個	約 3.7

【設　定　根　拠】

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，重大事故等対処時にガスタービン発電機用軽油タンクからガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。なお，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり，100%容量を 1 台設置する。

1．容量の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの容量は，ガスタービン発電機の 1 基の単位時間あたりの燃料最大消費量[　　]をガスタービン発電機に供給するため，それよりも容量の大きい約 4.0m^3/h とする。

2．吐出圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの必要となる吐出圧力は，以下のとおり，約 0.2MPa である。

① 供給源と移送先との差圧	:	[　　]
② 供給源から移送先までの静水頭	:	
③ 配管・機器圧力損失	:	
合計	: 約 0.2 MPa	

以上より，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの吐出圧力は約 0.2 MPa を上回る圧力として，約 0.5MPa とする。

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）

３．原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と吐出圧力を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり1.4kWとなる。

$$Pu=\frac{10^3}{60}\times Q\times p$$

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

$$P=\frac{10^3\times Q\times p}{60\times \eta}$$

Pu：水動力（kW）

P：軸動力（kW）

Q：容量（m^3/min）

η：ポンプ効率(%)

p：全圧力（MPa）

（引用文献：日本工業規格　ＪＩＳ　Ｂ　８３１２（2002）
「歯車ポンプ及びねじポンプー試験方法」）

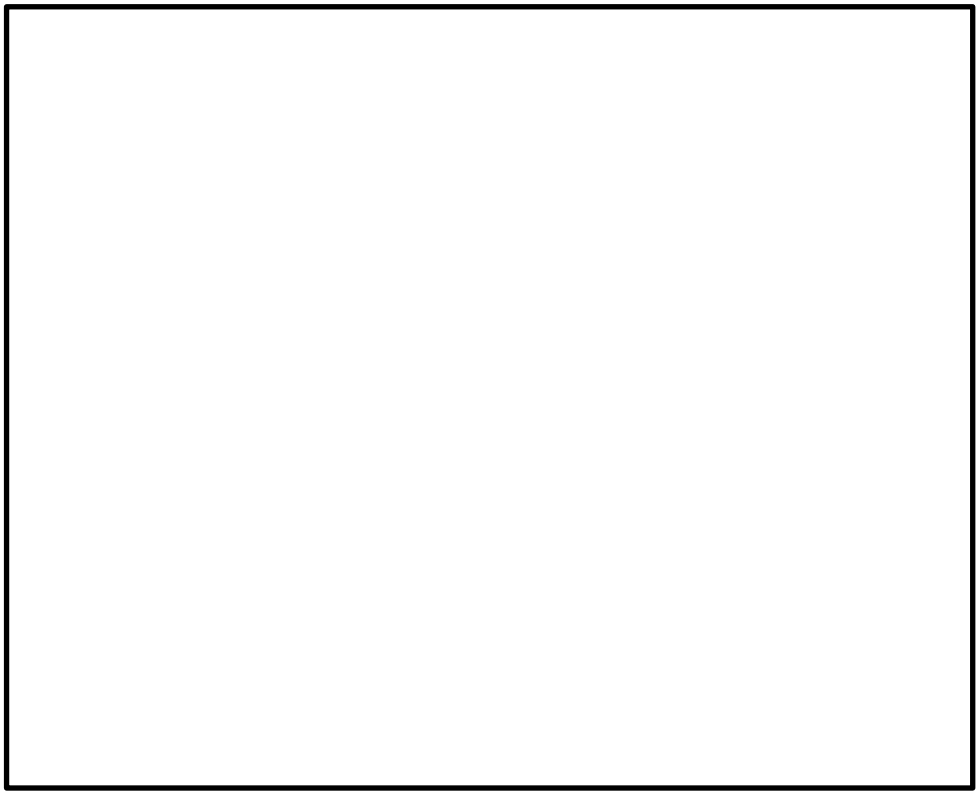
ここで，[　　]

$P=$[　　]$\fallingdotseq 1.4kW$

原動機出力は，必要軸動力1.4kWを上回る出力として，約3.7kWとする。

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）



第 57-5-1 図　ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ性能曲線

４．最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用圧力は，ポンプ吐出圧力約 0.5MPa[gage]を上回る圧力として，0.98MPa[gage]とする。

５．最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの最高使用温度は，屋外環境の最高温度（約 40℃）を上回る温度として，66℃とする。

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。

名　　称		ガスタービン発電機用サービスタンク
個数	―	1（予備 1）
容量	m^3/個	約 7.9
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	℃	66

【設　定　根　拠】

ガスタービン発電機用サービスタンクは，重大事故等対処時にガスタービン発電機へ燃料を供給するために設置する。

1．容量の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は，ガスタービン発電機 1 基の定格出力運転時の燃料消費率を基に，仮にガスタービン発電機用燃料移送ポンプや配管が故障した場合でも，タンクローリや仮設ホースによる補給が可能となる準備時間を考慮して，ガスタービン発電機が 2 時間以上連続して運転が可能となる容量とする。

以上より，ガスタービン発電機用サービスタンクの容量は，約 4.2 m^3 以上である 7.9 m^3 とする。

2．最高使用圧力の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用圧力は，開放型タンクであることから静水頭とする。

3．最高使用温度の設定根拠

ガスタービン発電機用サービスタンクの最高使用温度は，屋外環境の最高温度（約 40℃）を上回る温度として，66℃とする。

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。

名　　称		所内常設蓄電式直流電源設備
Ｂ－115V 系蓄電池	Ah	3,000
Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）	Ah	1,500
230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）	Ah	1,500

【設　定　根　拠】

Ｂ－115V 系蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ），230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）は設計事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，負荷切離しを行わずに８時間，その後，必要な負荷以外を切離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

１．容量

各蓄電池の負荷は以下の通りとなる。

Ｂ－115V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	０～１分	１～510 分※2
Ｍ／Ｃ遮断器操作回路	281	0
Ｌ／Ｃ遮断器操作回路	53	0
非常用ディーゼル発電機初期励磁※1	0(230)※1	0
非常用照明	50	50
制御電源（制御盤関係）	65	65
計装用無停電交流電源装置	154	154
合計（Ａ）	603	269

※１：非常用ディーゼル発電機初期励磁電流はＭ／Ｃ及びＬ／Ｃ遮断器操作回路電流（遮断器投入・開放電流）と重なって操作されることはなく，各動作時間は１分未満である。また，非常用ディーゼル発電機初期励磁電流はＭ／Ｃ及びＬ／Ｃ制御電源電流より小さいため，電流値の大きいＭ／Ｃ及びＬ／Ｃ遮断器操作回路電流に１分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※２：事象発生後８時間後から負荷切替作業を実施するが，作業時間を考慮し 8.5 時間電源給電を継続するものとして容量を計算する。

【設　定　根　拠】（続き）

Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）負荷一覧表

負荷名称	0～480 分	481～1439 分	1439～1440 分
Ｍ／Ｃ遮断器操作回路※3	0	0	100
非常用照明	0	10	10
制御電源（制御盤関係）	0	15	15
ＳＡ対策設備用分電盤（１）	30	30	30
合計（Ａ）	30	55	155

※３：常設代替交流電源設備からの電源供給を考慮し，24 時間後に遮断器を投入する。

230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）負荷一覧表

負荷名称	0～１分	１分～480 分	481 分～1440 分
ＲＣＩＣ復水ポンプ※4	60	24	24
ＲＣＩＣ真空ポンプ	58	23	23
ＲＣＩＣ注入弁※4	86	0	0
その他の弁※4,5	82	0	0
合計（Ａ）	286	47	47

※４：間欠運転機器については，電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（SBA S 0601-2014）による時間当たりの平均電流値（約 13A）の合計よりも，RCIC 復水ポンプ単体が定格連続運転した時の定格電流値が上回るため，RCIC 復水ポンプが定格連続運転するものとして蓄電池容量を計算する。

※５：RCIC ミニマムフロー弁，RCIC 復水器冷却水入口弁，RCIC タービン蒸気入口弁を含む。

・Ｂ－115V 系蓄電池の容量計算結果

①１分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.56 \times 603] = 423\text{Ah}$$

K_1：0.56（１分），I_1：603（A）

②8.5 時間（510 分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [8.79 \times 603 + 8.79 \times (269 - 603)] = 2,956\text{Ah}$$

K_1：8.79（510 分），K_2：8.79（509 分）

I_1：603（A），I_2：269（A）

上記計算より，Ｂ－115V 系蓄電池の蓄電池容量は約 3,000Ah を選定する。

【設　定　根　拠】（続き）

・Ｂ１－115V系蓄電池の容量計算結果

①24 時間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [23.88 \times 30 + 15.88 \times (55 - 30) + 0.56 \times (155 - 55)] = 1,462\text{Ah}$$

K_1：23.88（1440 分），K_2：15.88（959 分），K_3：0.56（1 分）

I_1：30（A），I_2：55（A），I_3：155（A）

上記計算より，B1-115V 系蓄電池（ＳＡ）の蓄電池容量は 1,500Ah を選定する。

・230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）の容量計算結果

①１分間供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.66 \times 286] = 236\text{Ah}$$

K_1：0.66（１分），I_1：286（A）

②８時間供給（480 分）で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [8.72 \times 286 + 8.72 \times (47 - 286)] = 513\text{Ah}$$

K_1：8.72（480 分），K_2：8.72（479 分）

I_1：286（A），I_2：47（A）

③24 時間（1440 分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_3 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1)] = \frac{1}{0.8} \times [24.32 \times 286 + 24.32 \times (47 - 286)] = 1,429\text{Ah}$$

K_1：24.32（1440 分），K_2：24.32（1439 分）

I_1：286（A），I_2：47（A）

上記計算より，230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）の蓄電池容量は 1,500Ah を選定する。

名　　称		常設代替直流電源設備
ＳＡ用 115V 系蓄電池	Ah	1,500

【設　定　根　拠】

ＳＡ用 115V 系蓄電池は設計事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，負荷切離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

１．容量

蓄電池の負荷は以下の通りとなる。

ＳＡ用 115V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	０～１分	１～1439 分	1439～1440 分
高圧原子炉代替注水系電動弁	346	0.2	110
ＳＡ対策設備用分電盤（２）	43.5	43.5	43.5
制御電源（自動減圧系）	3.1	3.1	3.1
合計（A）	392.6	46.8	156.6

・ＳＡ用115V系蓄電池の容量計算結果

①１分供給で必要となる蓄電池容量

$$C_1 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1] = \frac{1}{0.8} \times [0.56 \times 392.6] = 275\text{Ah}$$

K_1：0.56（１分），I_1：393（A）

②24 時間（1440 分）供給で必要となる蓄電池容量

$$C_2 = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2)]$$

$$= \frac{1}{0.8} \times [23.88 \times 392.6 + 23.88 \times (46.8 - 392.6) + 0.56 \times (156.6 - 46.8)] = 1,474\text{Ah}$$

K_1：23.88（1440 分），K_2：23.88（1439 分），K_3：0.56（１分）

I_1：392.6（A），I_2：46.8（A），I_3：156.6（A）

上記計算より，ＳＡ用 115V 系蓄電池の蓄電池容量は約 1,500Ah を選定する。

名　　称		Ｂ１－115V 系充電器(ＳＡ)
出力	A	約 200

【設　定　根　拠】

Ｂ１－115V 系充電器(ＳＡ)は，直流制御電源を供給しながらＢ１－115V 系蓄電池(ＳＡ)を 10 時間で回復充電できる設計とし，また，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合，高圧発電機車を代替所内電気設備に接続することにより，Ｂ１－115V 系充電器(ＳＡ)を経由し，24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系等の必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1.　容量

Ｂ１－115V 系蓄電池(ＳＡ)回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
制御電源（制御盤関係）	15
Ｂ１－115V 系蓄電池(ＳＡ)の回復充電電流	150
合計	165

全交流電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
直流照明	9.5
制御電源（制御盤関係）	15
合計	25※1

※１：小数点以下は切り上げ

したがって，Ｂ－115V 系充電器の出力は，Ｂ１－115V 系蓄電池(ＳＡ)回復充電時の最大負荷 165A に対し，　200A とする。

名　　称		ＳＡ用 115V 系充電器
出力	A	約 200

【設　定　根　拠】

ＳＡ用 115V 系充電器は，直流制御電源を供給しながらＳＡ用 115V 系蓄電池を 10 時間で回復充電できる設計とし，また，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合，高圧発電機車を代替所内電気設備に接続することにより，ＳＡ用 115V 系充電器を経由し，24 時間にわたり高圧代替注水系等の必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1.　容量

ＳＡ用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
制御電源（制御盤関係）	47
ＳＡ用 115V 系蓄電池の回復充電電流	150
合計	197

全交流電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
制御電源（制御盤関係）	47
合計	47

※１：小数点以下は切り上げ

したがって，ＳＡ用 115V 系充電器の出力は，ＳＡ用 115V 系蓄電池回復充電時の最大負荷 197A に対し，200A とする。

名　　称		230V 系充電器(常用)
出力	A	約 200

【設　定　根　拠】

230V 系充電器(常用)は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合，高圧発電機車を代替所内電気設備に接続することにより，230V 系充電器(常用)を経由し，24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系等の必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1.　容量

全交流電源喪失時に必要となる最大負荷

負荷名称	負荷電流(A)
ＲＣＩＣ真空ポンプ	23
ＲＣＩＣ復水ポンプ	24
合計	47

したがって，230V 系充電器(常用)の出力は，全交流電源喪失時に必要となる最大負荷 47A に対し，200A とする。

名　　称		緊急用メタクラ
母線定格電流	A	約 1,200

【設　定　根　拠】

緊急用メタクラは，常設重大事故等対処設備として 2 号機用と予備用を設置する。

緊急用メタクラは，設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合に重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

1.　容量

緊急用メタクラの母線電流はガスタービン発電機からの電力供給設備であることから，ガスタービン発電機の定格電流以上に設定する。

（1）ガスタービン発電機の定格電流である 503A に対し，十分余裕を考慮し，1,200A とする。

ガスタービン発電機の定格電流：6,000kVA÷√3÷6.9kV＝ 503A

名　　称		メタクラ切替盤
母線定格電流	A	約 1,200

【設　定　根　拠】

メタクラ切替盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1.　容量

メタクラ切替盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力をガスタービン発電機又は高圧発電機車から受電するため，母線定格電流は容量の大きいガスタービン発電機の定格電流以上とする。

したがって，母線定格電流は，以下に示すようにガスタービン発電機の定格電流503A に余裕を考慮し，1200A とする。

ガスタービン発電機の定格電流：6,000kVA÷$\sqrt{3}$÷6.9kV＝503A

名　　称		高圧発電機車接続プラグ収納箱 緊急用メタクラ接続プラグ盤
定格電流	A	約 280

【設　定　根　拠】

高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1.　容量

高圧発電機車接続プラグ収納箱及び緊急用メタクラ接続プラグ盤は，高圧発電機車３台が接続可能であることから，高圧発電機車３台の定格電流以上に設定する。

（１）高圧発電機車３台の定格電流である 約 132A に対し，十分余裕を考慮し，280A とする。

名　　称		ＳＡロードセンタ
母線定格電流	A	約 1,200

【設　定　根　拠】

ＳＡロードセンタは，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1.　容量

（１）低圧原子炉代替注水設備運転時

負荷出力合計は約 440kW である。

負荷名称	出力 (kW)
低圧原子炉代替注水ポンプ	210
ＳＡ１コントロールセンタ	230
合計	440

（２）残留熱代替除去ポンプ運転時

負荷出力合計は約 400kW である。

負荷名称	出力 (kW)
ＳＡ１コントロールセンタ	230
ＳＡ２コントロールセンタ	170
合計	400

低圧原子炉代替注水ポンプと残留熱代替除去ポンプは同時運転しないため，動力変圧器所要容量は最大負荷の大きい低圧原子炉代替注水ポンプを運転時の負荷 550kVA（＝440kW÷力率 0.8）に余裕を考慮し，600kVA とする。

したがって，母線定格電流は 754A（＝600kVA÷√3÷460V）に余裕を考慮し、1,200A とする。

名　　称		ＳＡ１コントロールセンタ
母線定格電流	A	約 400

【設　定　根　拠】

ＳＡ１コントロールセンタは，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1.　容量

負荷出力合計は約 230kW である。

負荷名称	出力(kW)
低圧原子炉代替注水設備　非常用送風機	15
代替注水設備　空調換気制御盤（SA）	0.2
第１ベントフィルタ格納槽非常用送風機	3.7
第１ベントフィルタ出口水素濃度	25
重大事故設備交流電源用変圧器盤	25
第１フィルタベント設備ドレン移送ポンプ	11
第１ベントフィルタ格納槽排水ポンプ	30
第１ベントフィルタスクラバ水サンプリング	20
230V 系充電器（常用）	48
Ｂ１－115V 系充電器（SA）	24
ＳＡ用 115V 系充電器	24
合計	227※1

※1：小数点以下は切り上げ

したがって，378A（＝230kW÷力率 0.8÷√3÷440V）に余裕を考慮し，400A とする。

名　　称		ＳＡ２コントロールセンタ
母線定格電流	A	約 400

【設　定　根　拠】

ＳＡ２コントロールセンタは，設計基準事故等対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1.　容量

負荷出力合計は約 170kW である。

負荷名称	出力 (kW)
格納容器水素濃度（ＳＡ） 格納容器酸素濃度（ＳＡ）	20
Ａ－残留熱代替除去ポンプ	75
Ｂ－残留熱代替除去ポンプ	75
合計	170

したがって，279A（＝170kW÷力率 0.8÷√3÷440V）に余裕を考慮し，400A とする。

名　　称		非常用高圧母線Ｃ系・Ｄ系
遮断器定格電流	A	約 1,200

【設　定　根　拠】

非常用高圧母線Ｃ系・Ｄ系は，常設重大事故等対処設備として設置する。

非常用高圧母線Ｃ系・Ｄ系は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

1.　容量

非常用高圧母線Ｃ系（又はＤ系）は，ガスタービン発電機からの電力を通電可能な設計とする。

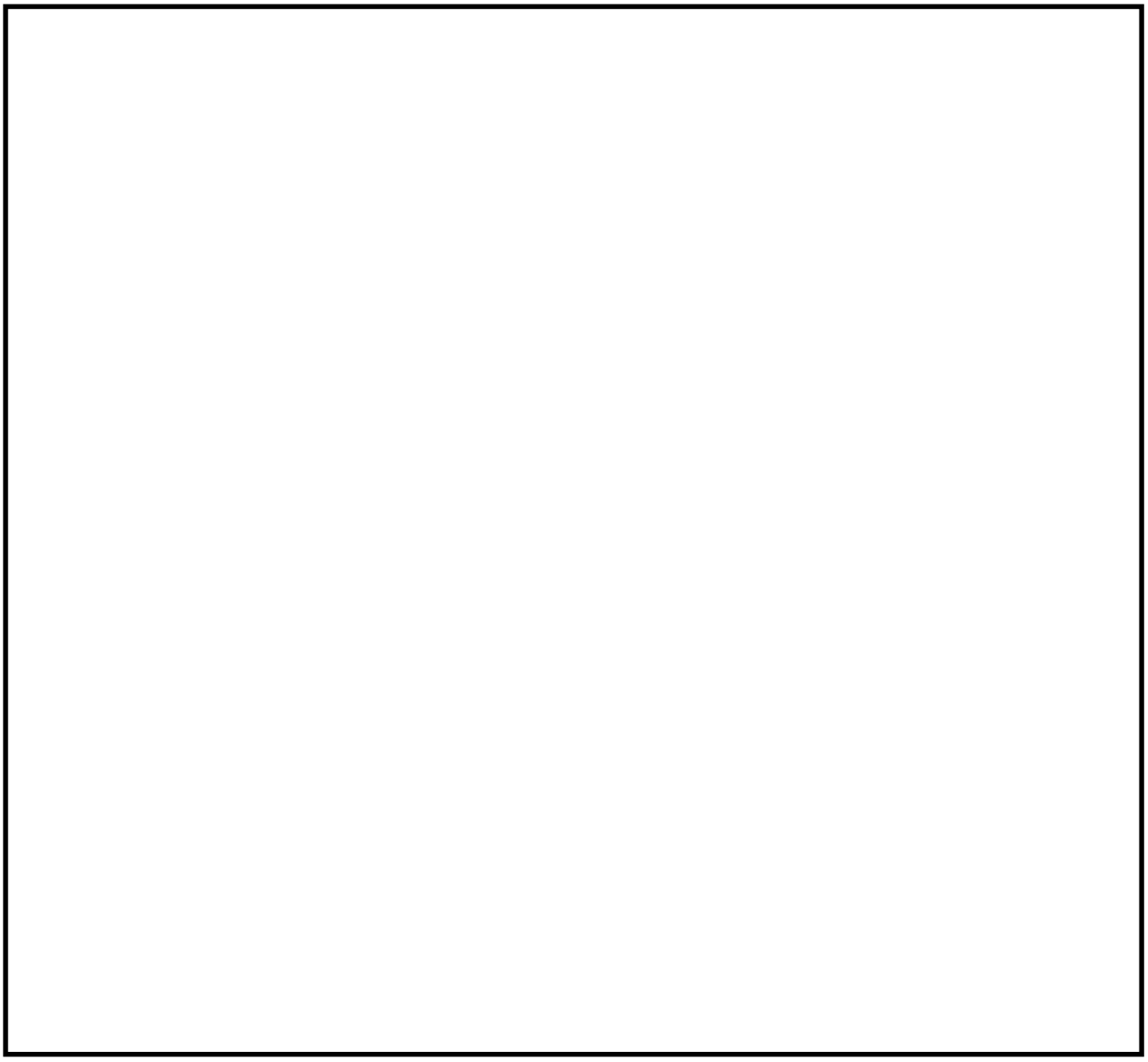
したがって，非常用高圧母線Ｃ系（又はＤ系）の母線電流容量は，以下に示すようにガスタービン発電機の定格電流 503A に余裕を考慮した設計とする。

ガスタービン発電機の定格電流：6,000kVA÷√3÷6.9＝503A

なお，非常用高圧母線Ｃ系（又はＤ系）は，非常用ディーゼル発電機 1 基分の定格電流 611A に十分な余裕を考慮し，定格電流約 1,200A を有する設計とする。

57-6
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



第 57-6-1 図　保管場所及びアクセスルート図

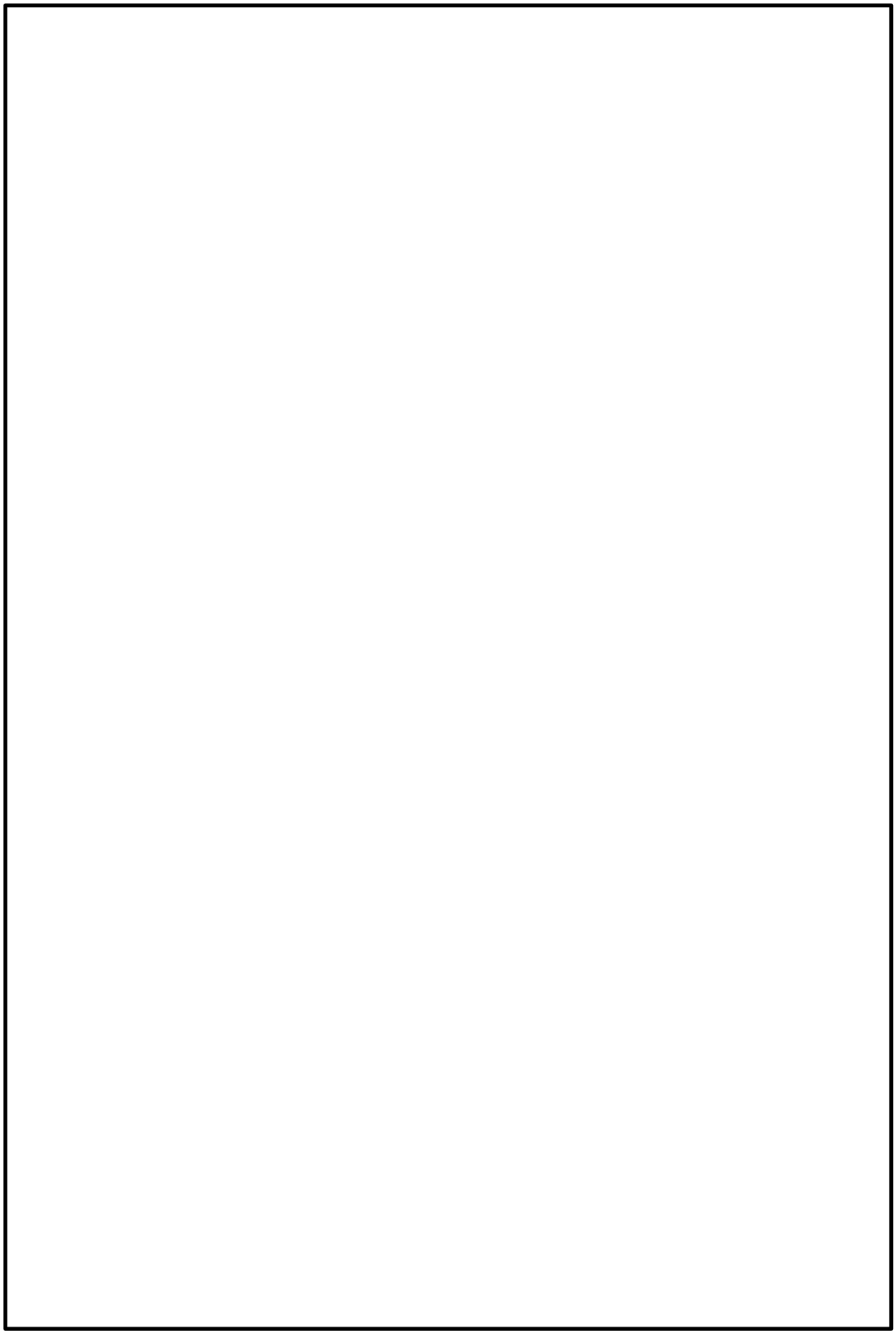
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 57-6-2 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（1／10）

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。

第 57-6-3 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（2／10）

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。



第 57-6-4 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（3／10）

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。

第 57-6-5 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（4／10）

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。

第 57-6-6 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（5／10）

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。

第 57-6-7 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（6／10）

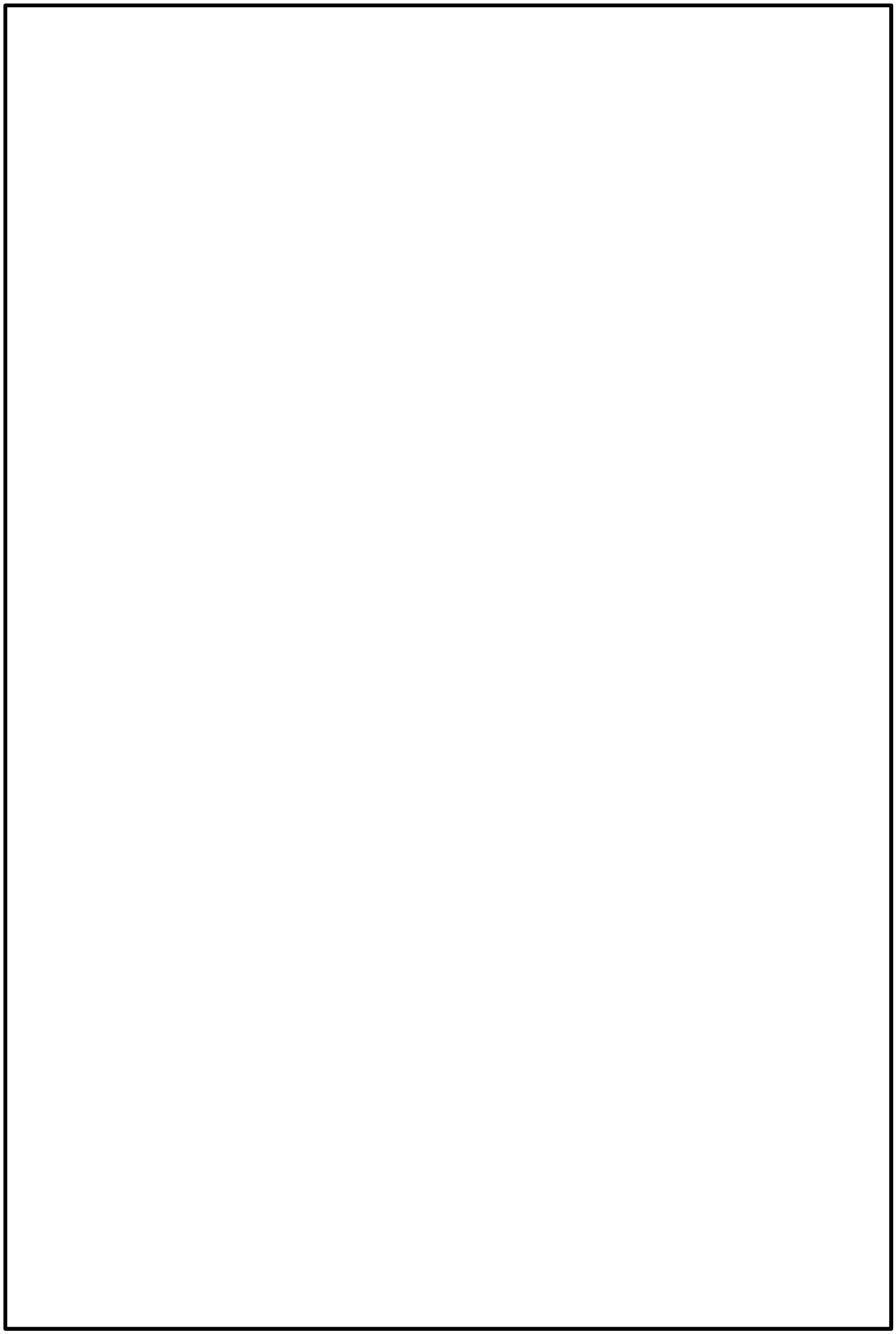
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 57-6-8 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（7／10）

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。

第 57-6-9 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（8／10）

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。



第 57-6-10 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（9／10）

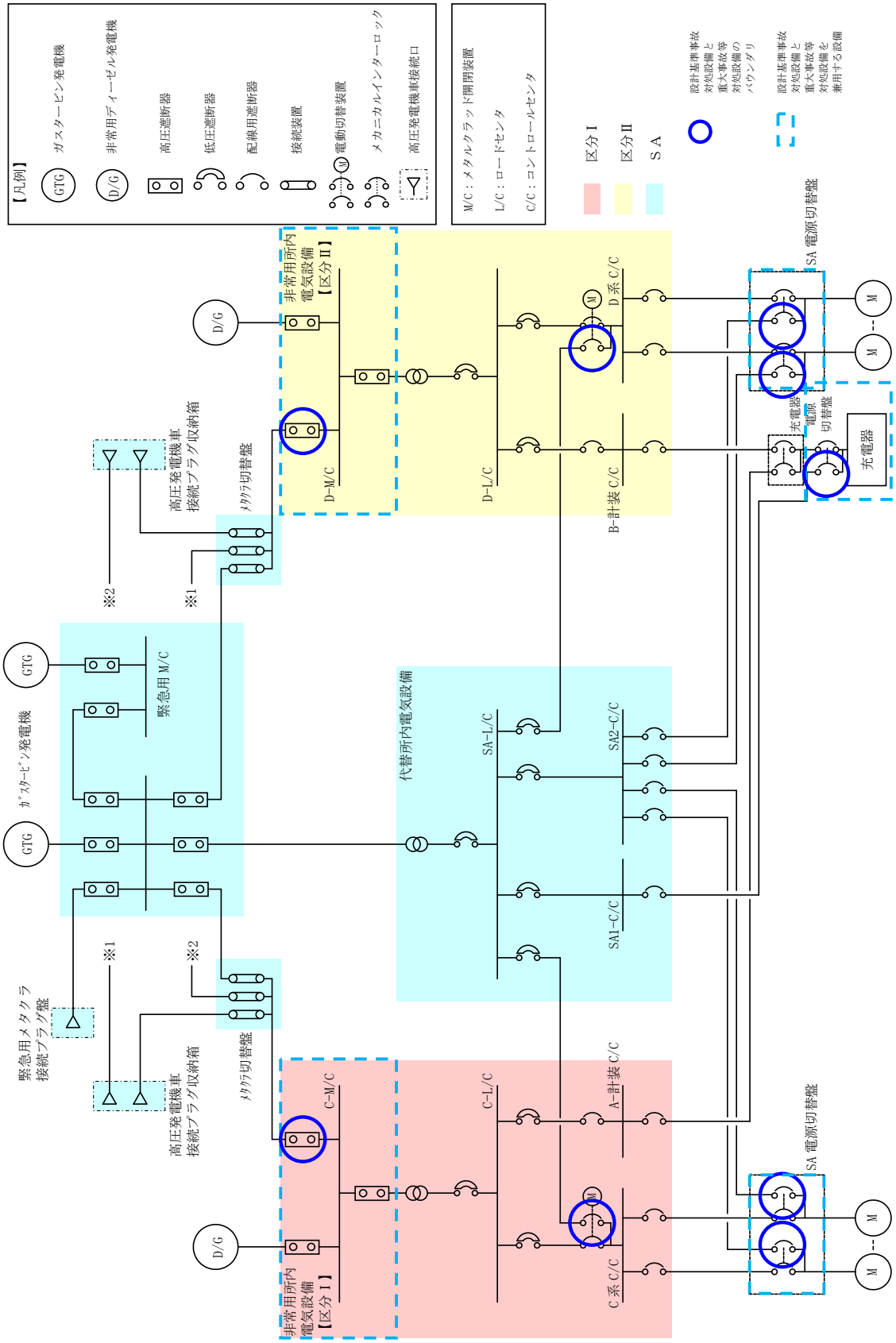
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 57-6-11 図　重大事故等時　電源設備屋内アクセスルート図（10／10）

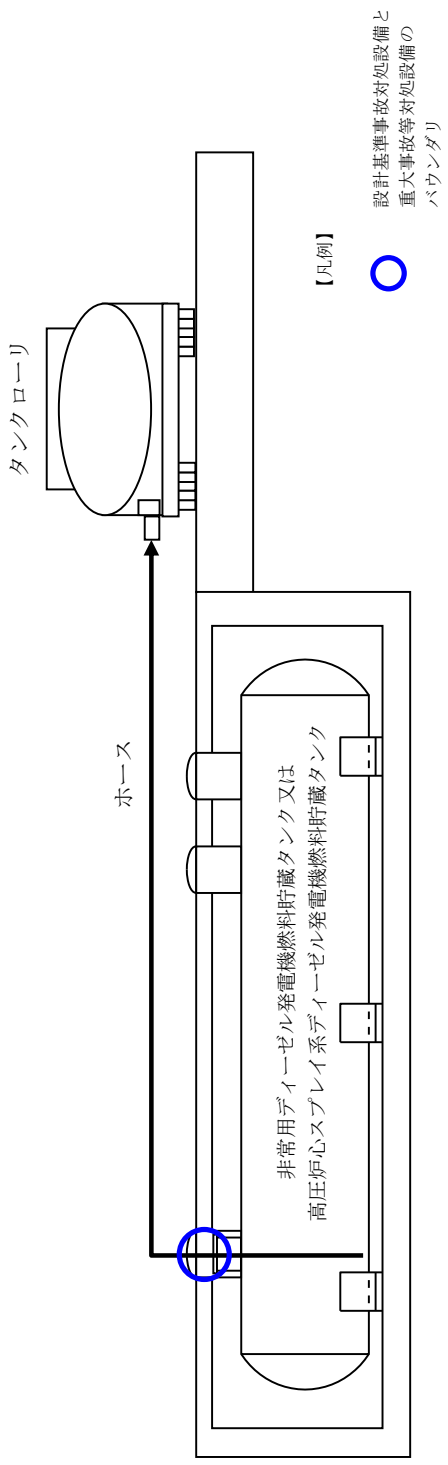
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

57-7

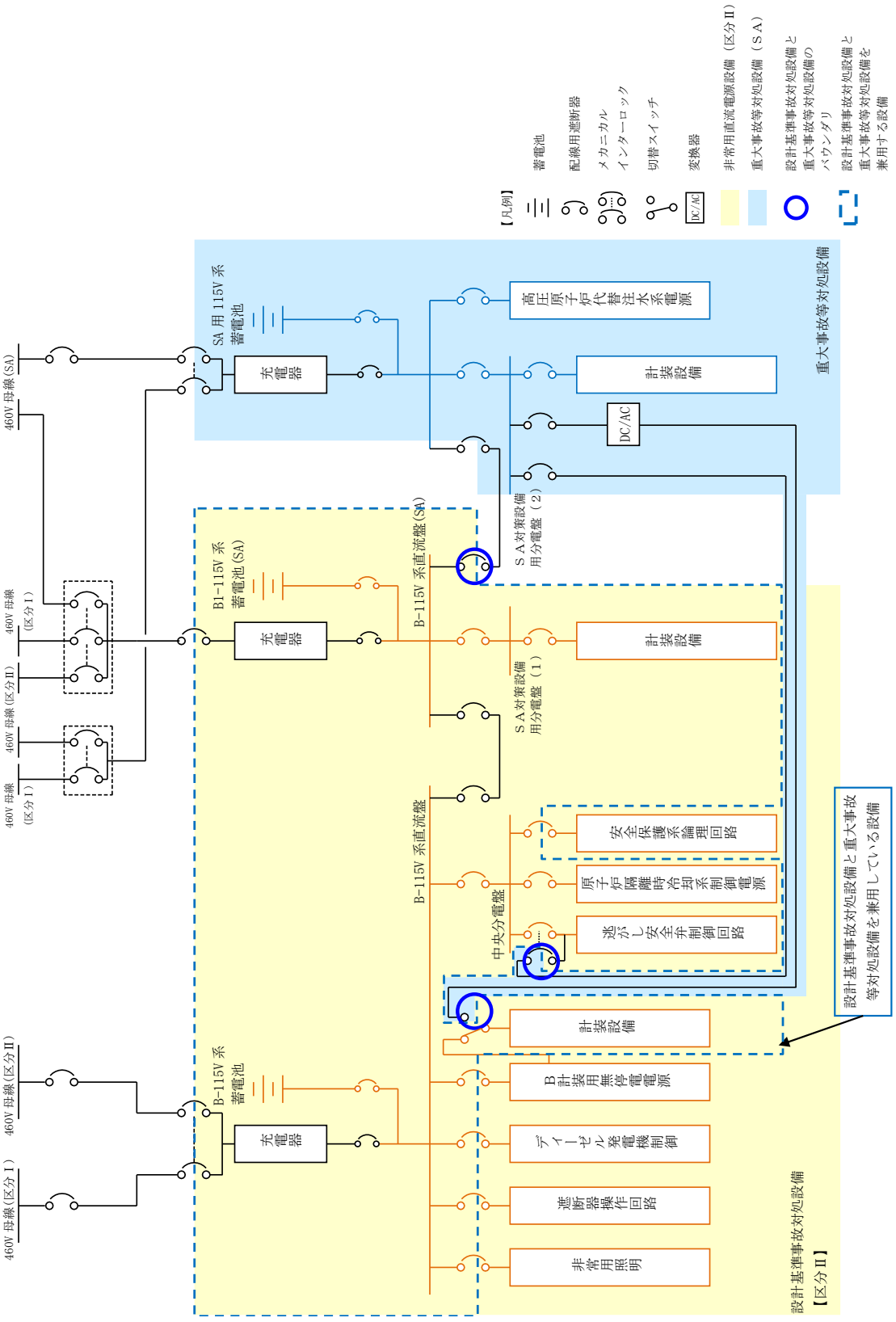
設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図



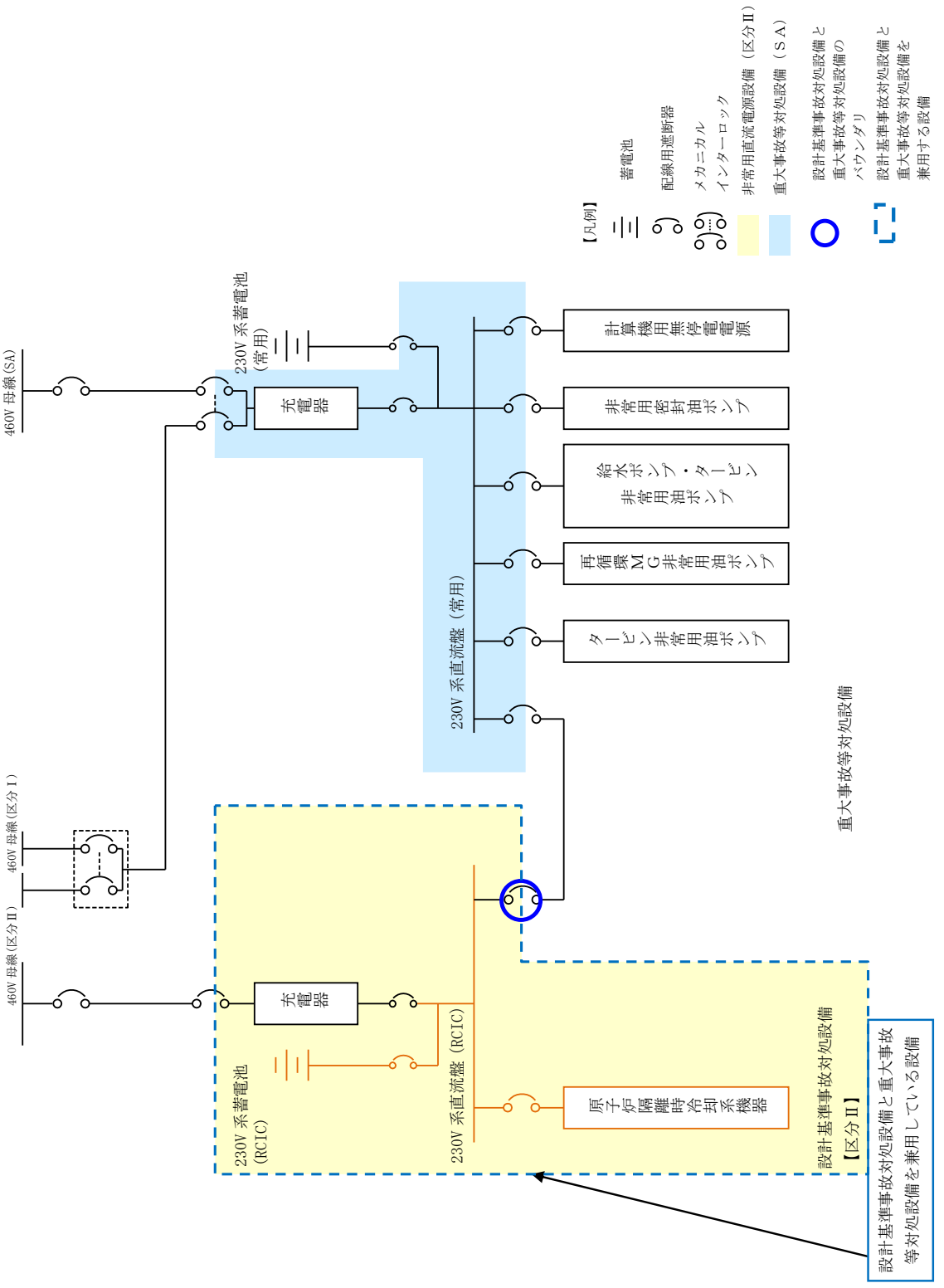
第 57-7-1 図　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
（交流電源）



第 57-7-2 図　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
（非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク）



第 57-7-3 図　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
（115V 系直流電源）



第 57-7-4 図　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図
(230V 系直流電源)

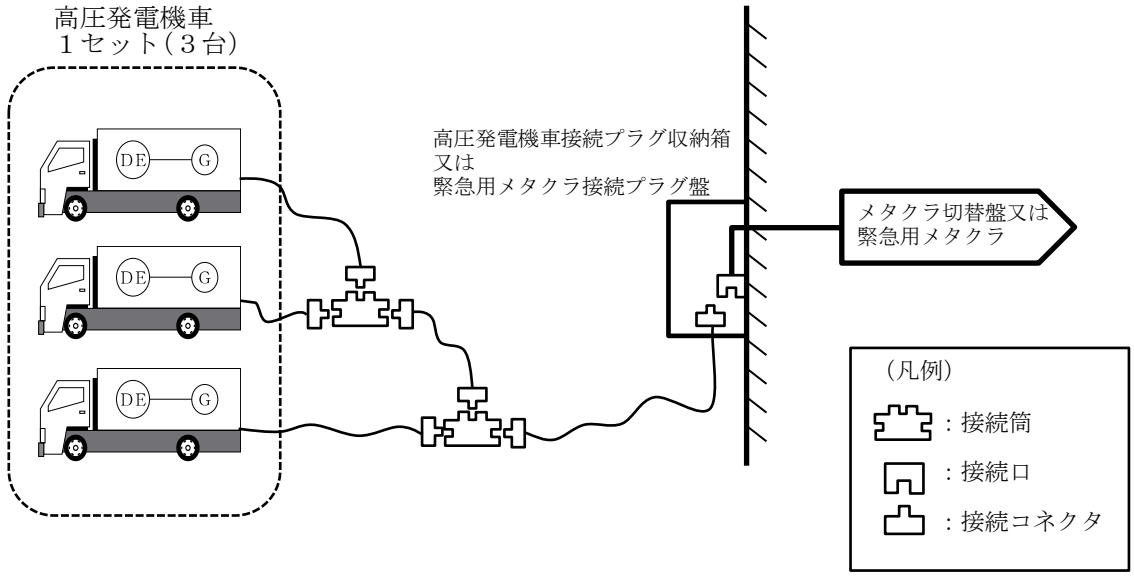
57-8

高圧発電機車接続に関する説明書

１．高圧発電機車の運用について

高圧発電機車については，可搬型代替交流電源設備として，ガスタービン発電機が使用不能な場合のバックアップ電源として使用する場合に，３台を１セットとして並列運転する運用である。

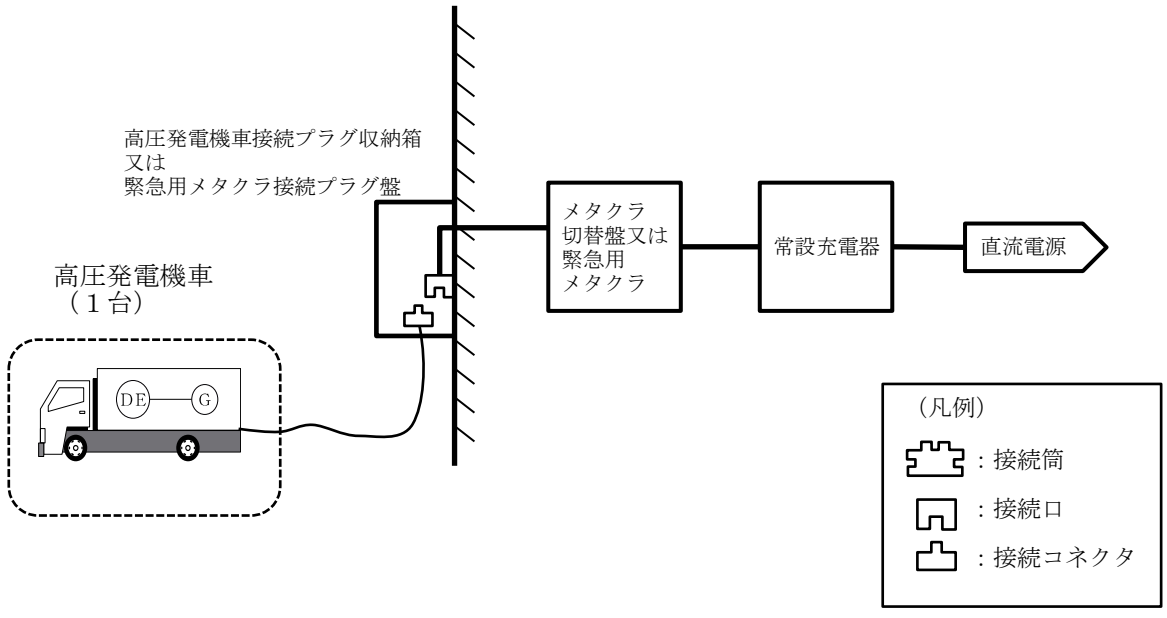
以下に，可搬型代替交流電源設備としての３台並列運転の概略図を示す。



第 57-8-1 図　可搬型代替交流電源設備の３台並列運転概略図

また，可搬型直流電源設備として高圧発電機車を使用する場合は，高圧発電機車１台を使用して，常設充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用））に対して電源供給を行う運用である。

以下に，可搬型直流電源設備としての１台運転の概要図を示す。



第 57-8-2 図　可搬型直流電源設備の運転概略図

２．高圧発電機車接続方法について

高圧発電機車は以下の６ルートにて接続可能な設計とする。

①　高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）
～非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

・・・第 57-8-3 図～第 57-8-4 図

②　高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

・・・第 57-8-5 図～第 57-8-6 図

③　高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤
～非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

・・・第 57-8-7 図～第 57-8-8 図

④　高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）
～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ（代替所内電気設備へ接続）

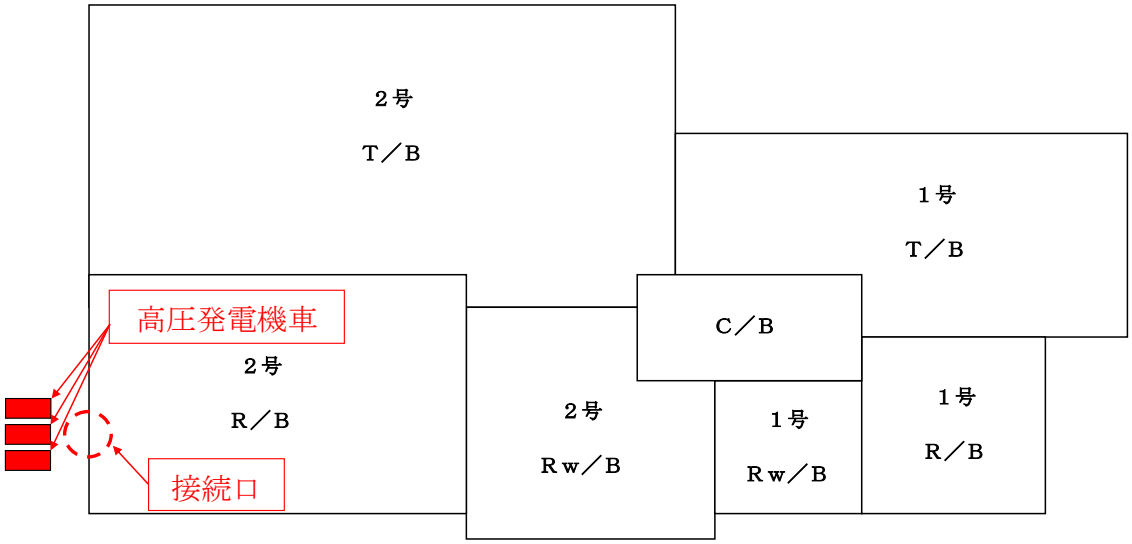
・・・第 57-8-9 図～第 57-8-10 図

⑤　高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）
～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ（代替所内電気設備へ接続）

・・・第 57-8-11 図～第 57-8-12 図

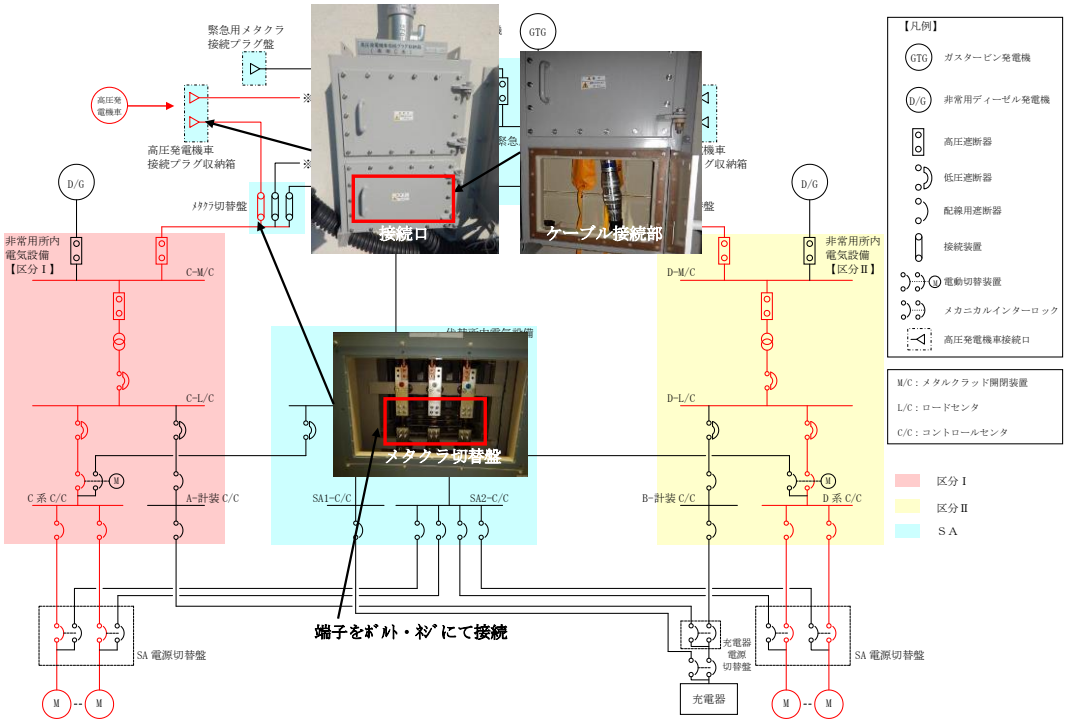
⑥　高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤
～非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（代替所内電気設備へ接続）

・・・第 57-8-13 図～第 57-8-14 図

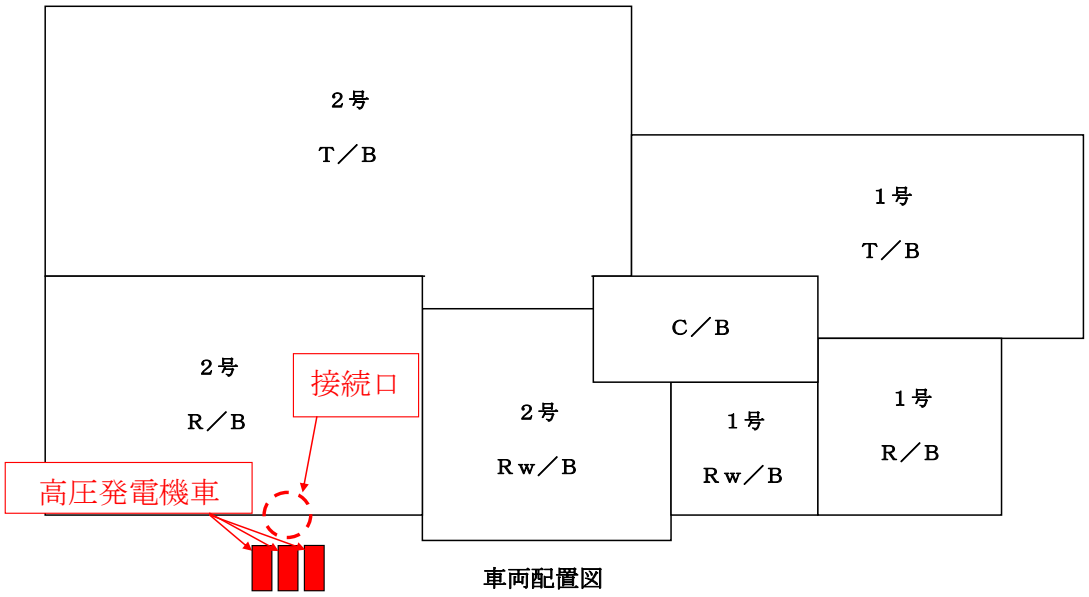


車両配置図

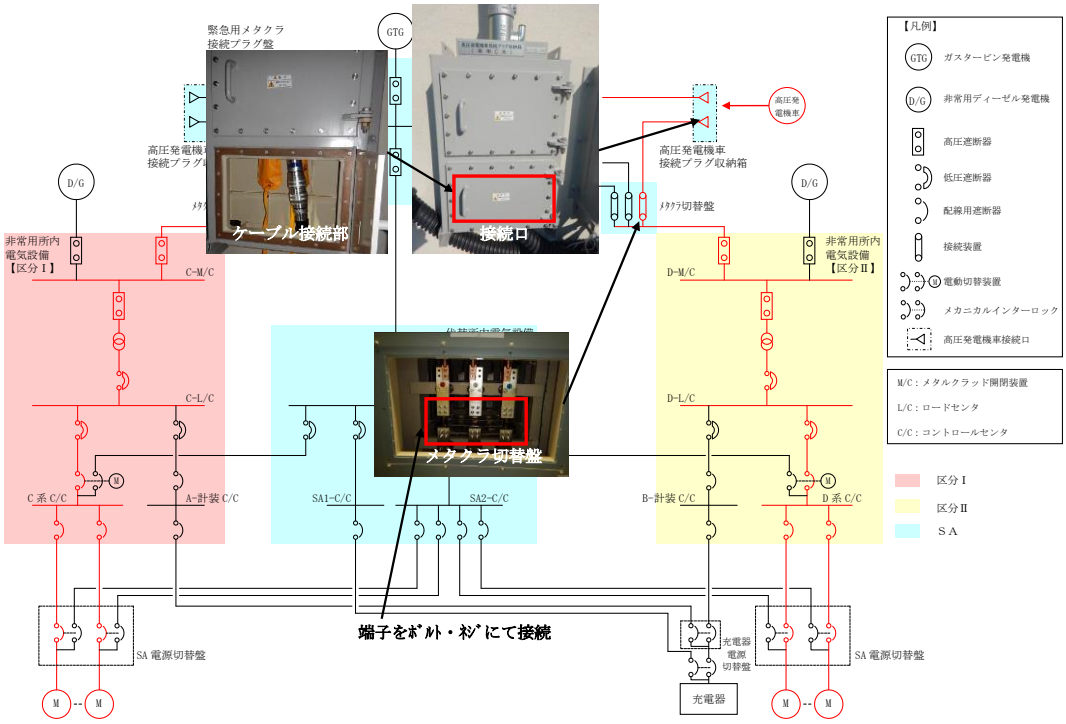
第 57-8-3 図　高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）



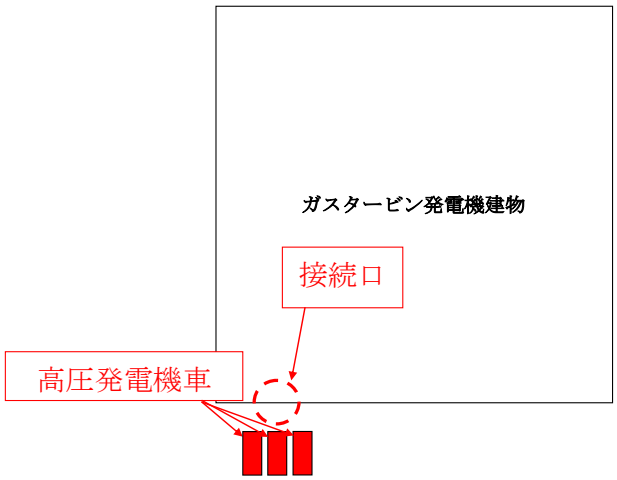
第 57-8-4 図　接続ルート（概略）_ 高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）



第 57-8-5 図　高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

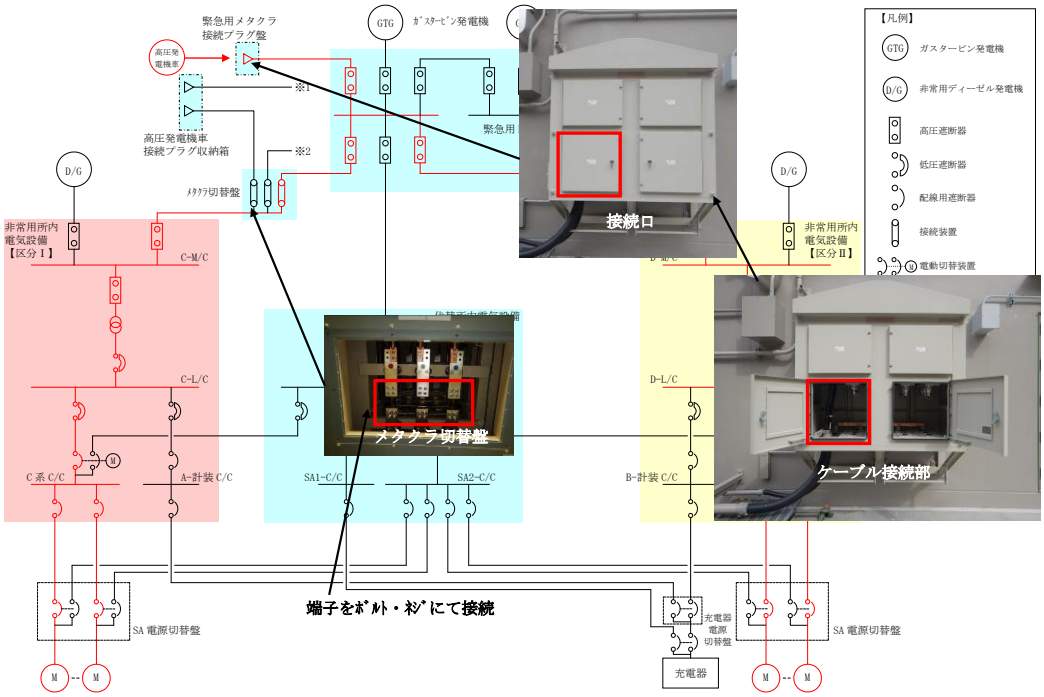


第 57-8-6 図　接続ルート（概略）_ 高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

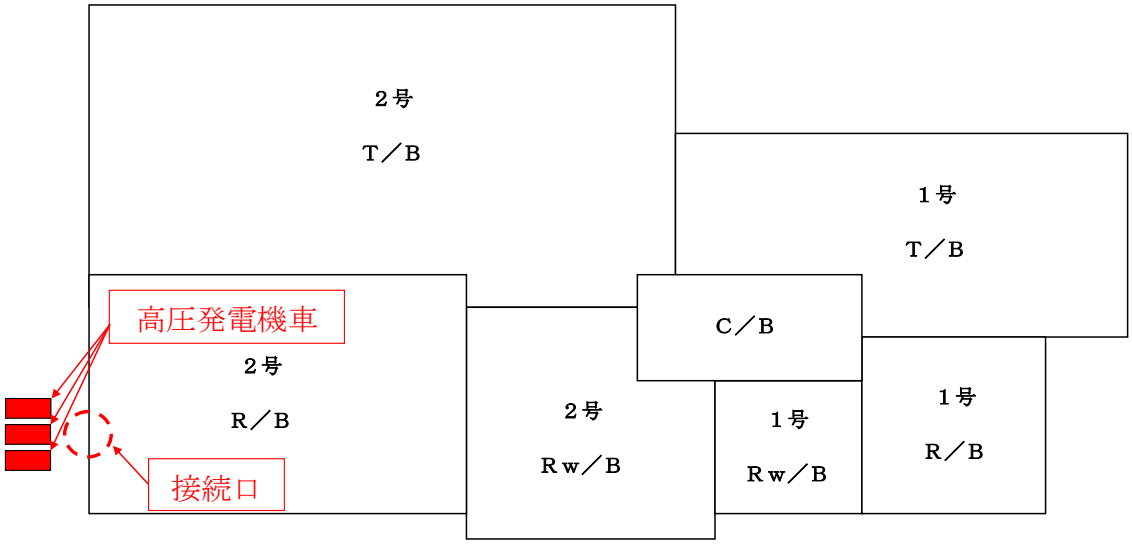


車両配置図

第 57-8-7 図　高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
緊急用メタクラ接続プラグ盤～
非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

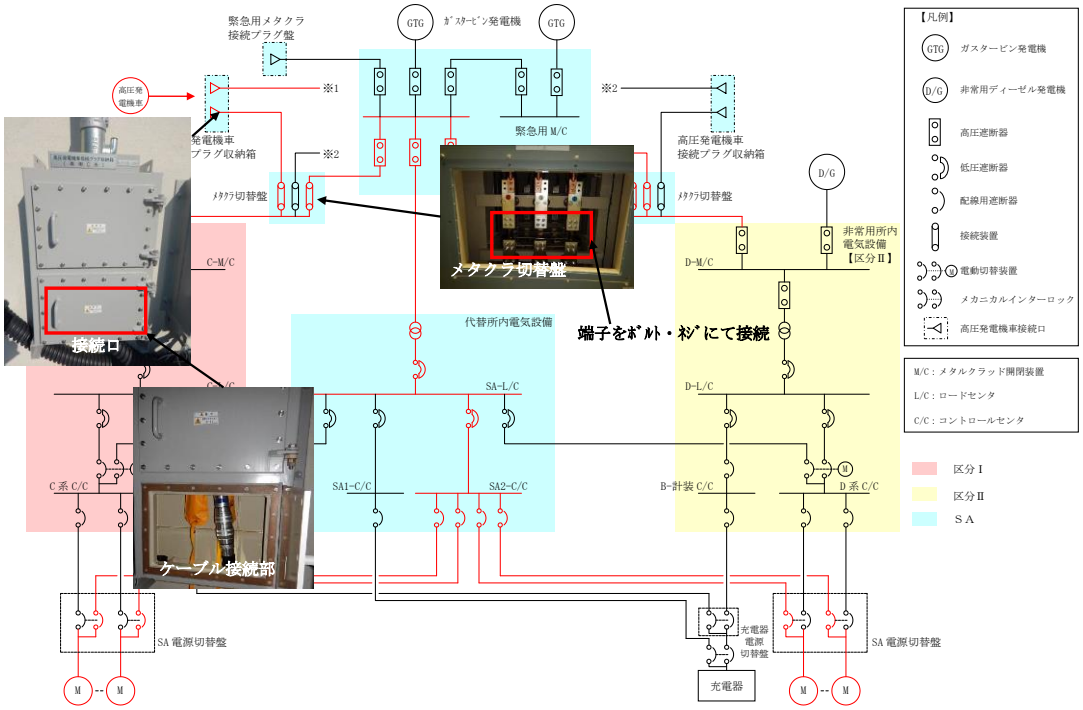


第 57-8-8 図　接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
緊急用メタクラ接続プラグ盤～
非常用高圧母線Ｃ系又はＤ系（非常用所内電気設備へ接続）

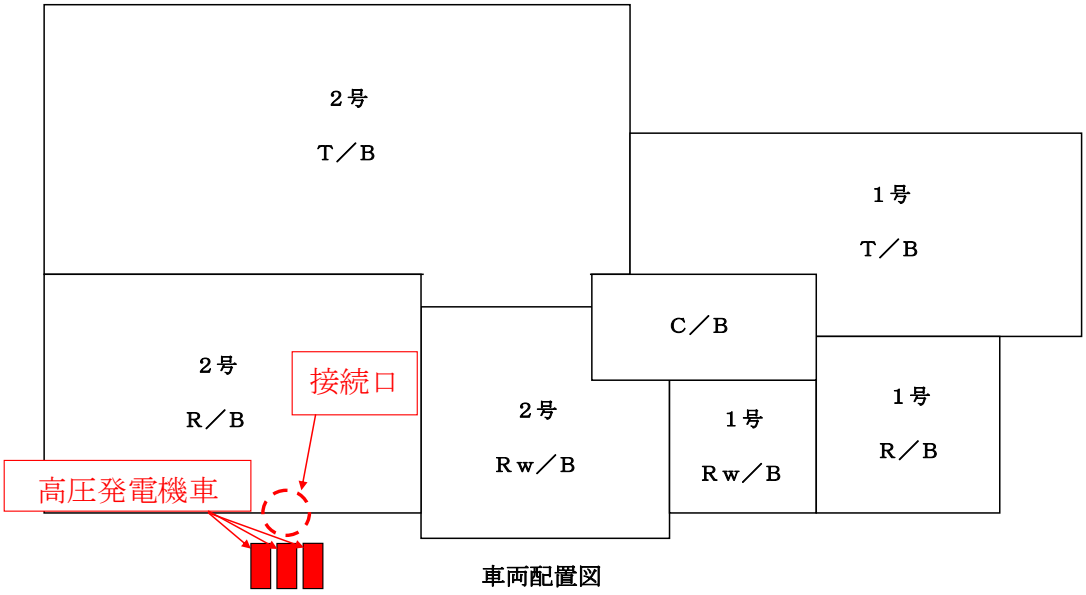


車両配置図

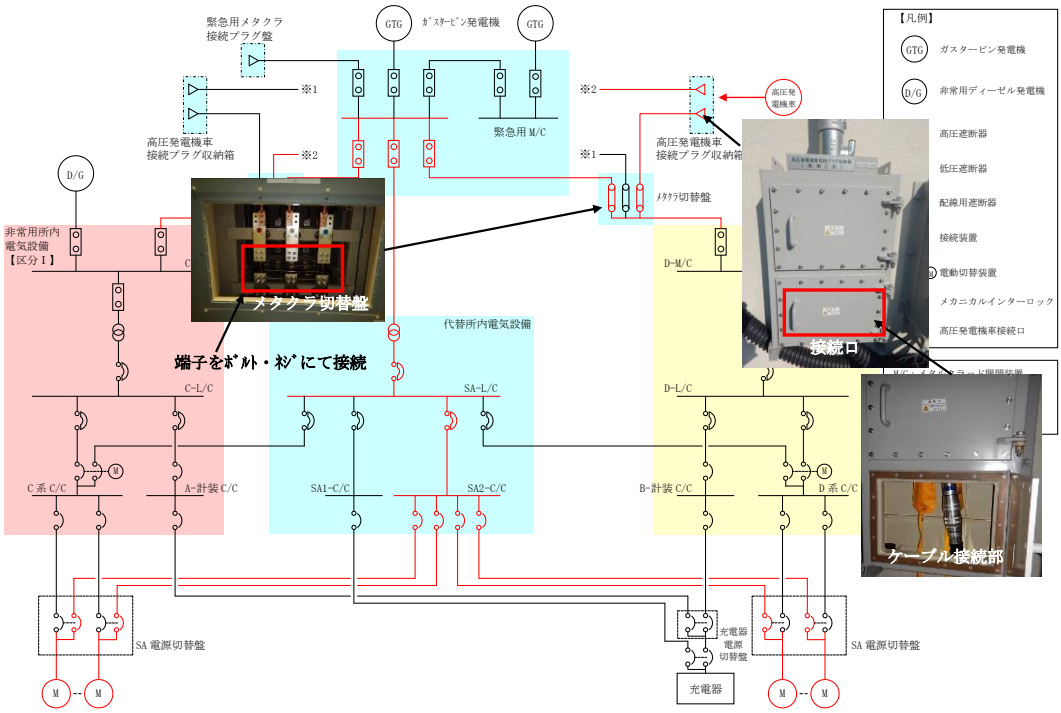
第 57-8-9 図　高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ
（代替所内電気設備へ接続）



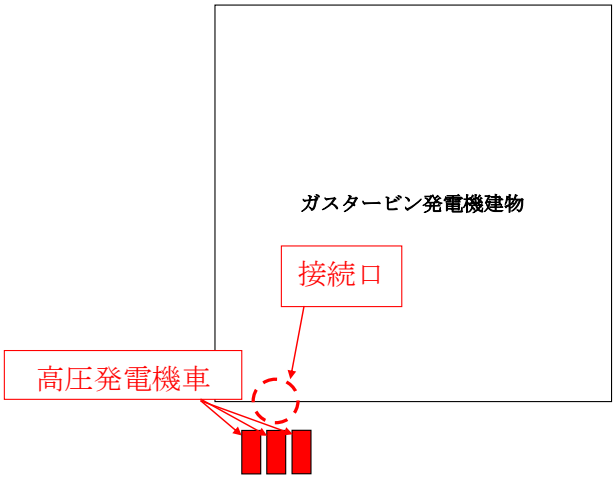
第 57-8-10 図　接続ルート（概略）_ 高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～
ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ
（代替所内電気設備へ接続）



第 57-8-11 図　高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ
（代替所内電気設備へ接続）

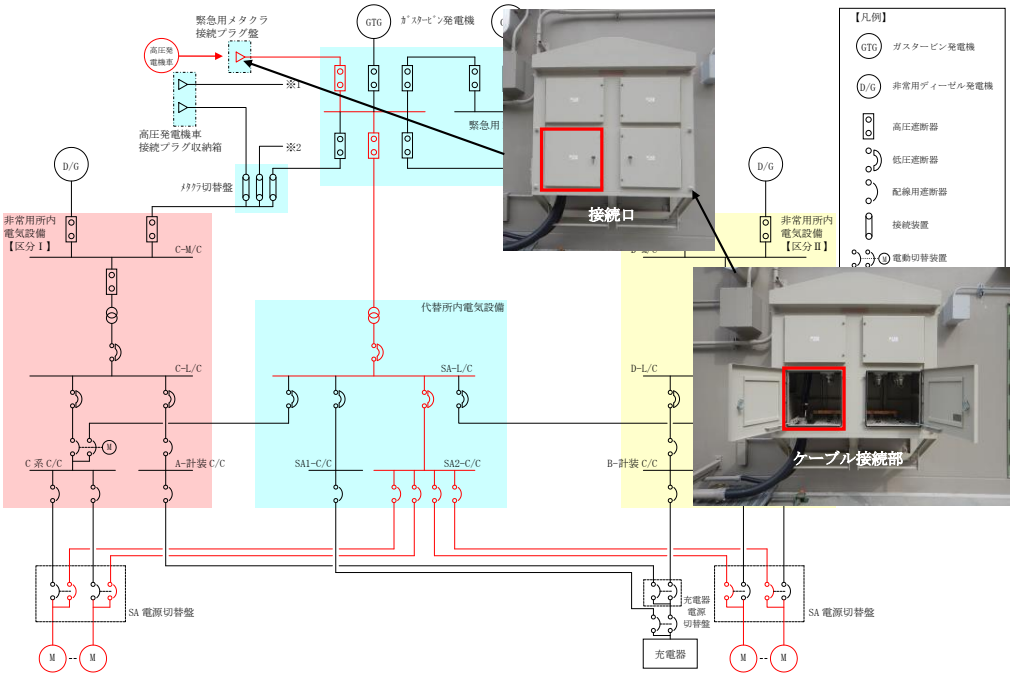


第 57-8-12 図　接続ルート(概略)_ 高圧発電機車～
高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～
ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ
（代替所内電気設備へ接続）



車両配置図

第 57-8-13 図　高圧発電機車配置場所_高圧発電機車～
緊急用メタクラ接続プラグ盤～
ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ
（代替所内電気設備へ接続）



第 57-8-14 図　接続ルート（概略）_ 高圧発電機車～
緊急用メタクラ接続プラグ盤～
ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ
（代替所内電気設備へ接続）

57-9

代替電源設備について

1.　代替電源設備について

1.1　重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.2　重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.3　代替所内電気設備による給電

2.　自主対策設備について

2.1　概略系統図

2.2　直流給電車

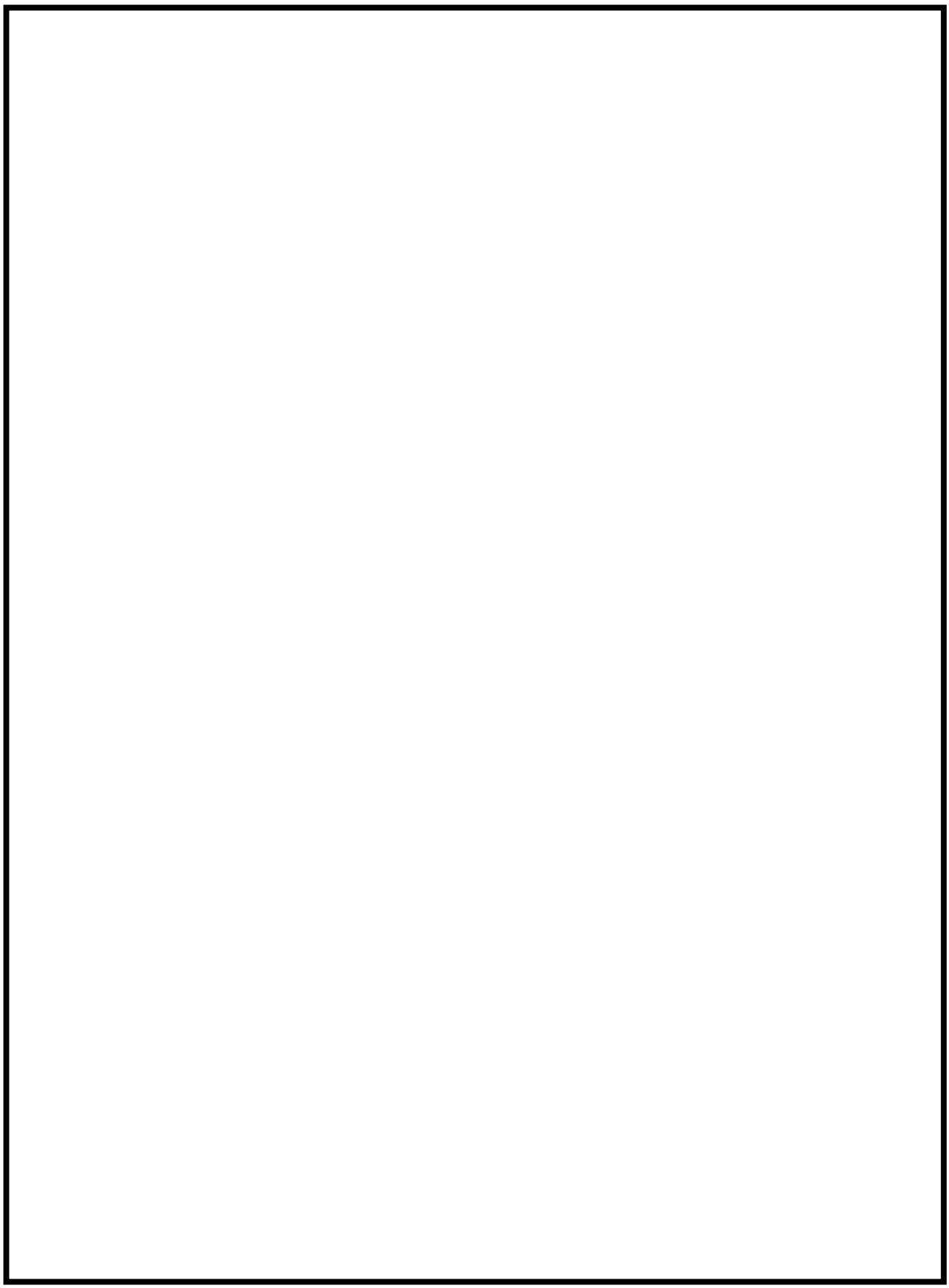
2.3　号炉間電力融通電気設備

2.4　非常用コントロールセンタ切替盤

1.　代替電源設備について

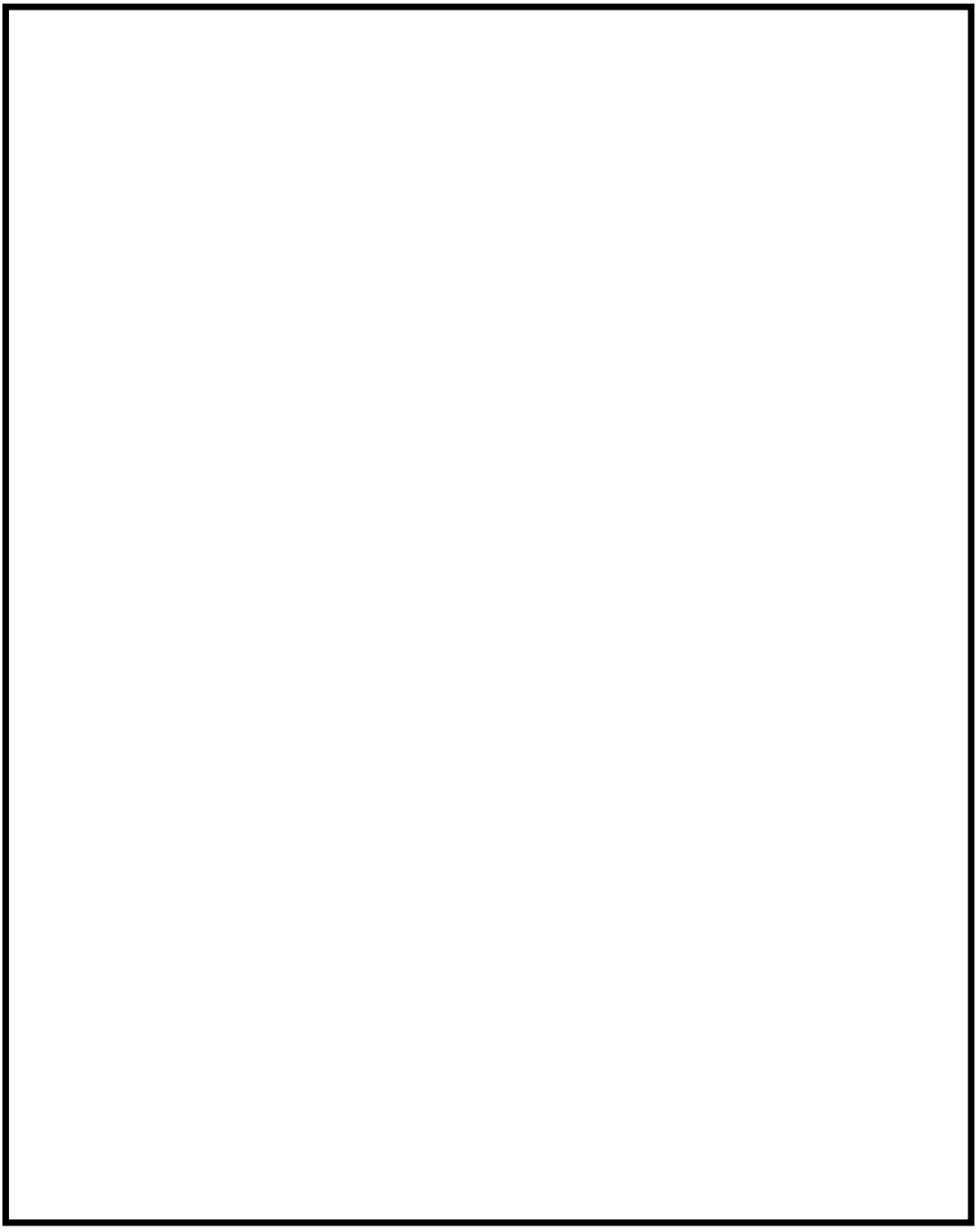
東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故においては,津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するともに，非常用ディーゼル発電機及びM／C等は津波の浸水被害により,多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

島根原子力発電所２号炉においては,設計基準事故対処設備として非常用ディーゼル発電機及びメタクラ等の電気設備を設置している。２号炉の敷地高さはEL15m であり，施設の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させないとともに,取水路及び放水路等の経路から流入させない設計としている。また，隔壁によって区画化された電気室に設置し，多重化を図ることによりに互いに独立させており,共通要因により同時に機能喪失することなく,人の接近性を確保できる設計としている。(第 57-9-1 図, 第 57-9-2 図)



第 57-9-1 図　非常用ディーゼル発電機及び非常用M／Cの配置

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。



第 57-9-2 図　蓄電池（非常用）及び計装用電源設備の配置

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。

しかしながら,これら設計基準事故対処設備の電気設備が機能喪失した場合においても,重大事故等に対処できるよう常設又は可搬の代替電源等の設備を設置する。

これら常設又は可搬の代替電源等の設備は，設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条に要求事項が示されている。

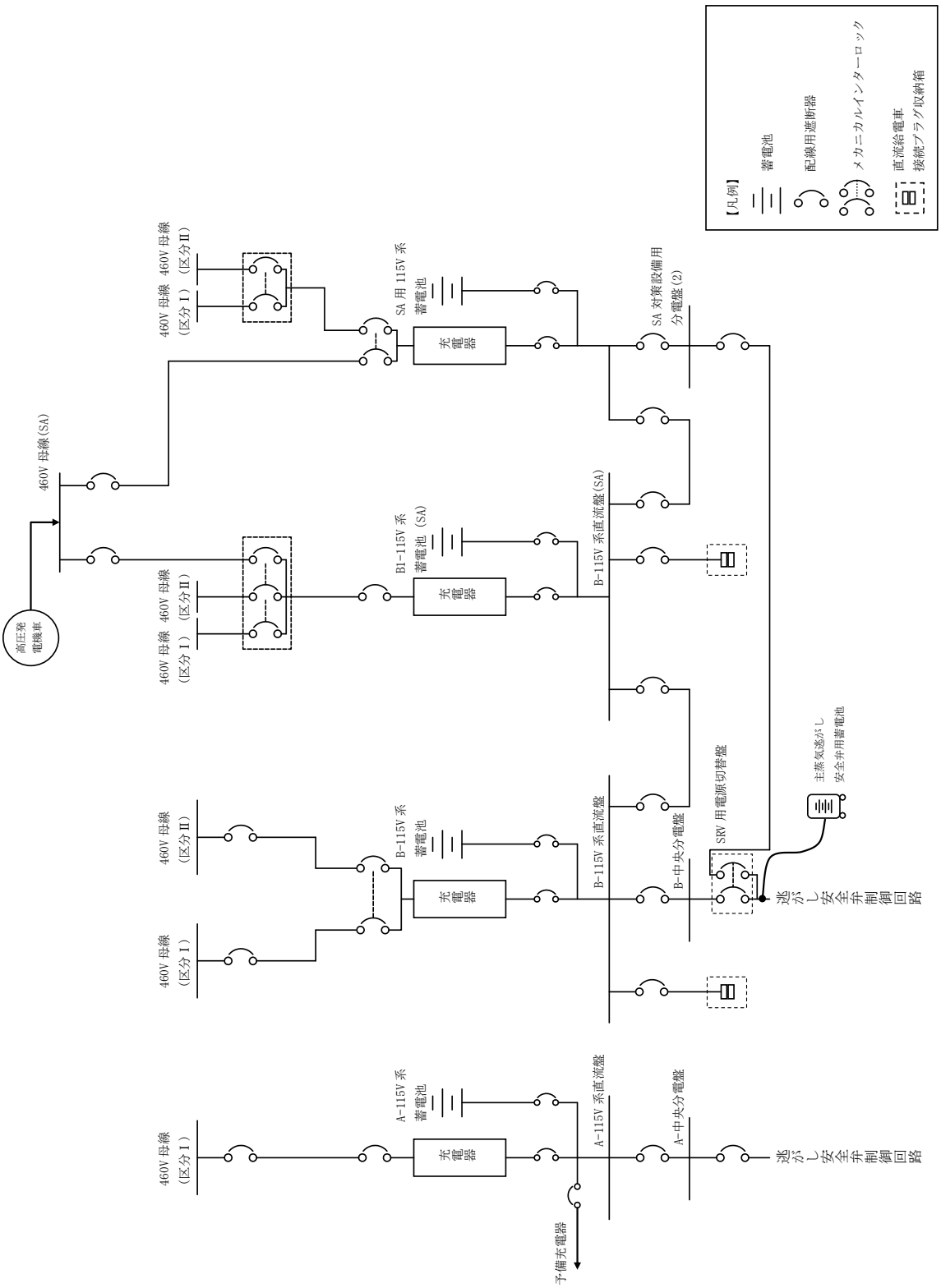
また，設置許可基準規則第 57 条及び技術基準規則第 72 条以外で，代替電源からの給電が要求される条文を第 57-9-1 表に示す。

また，代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記に示す。

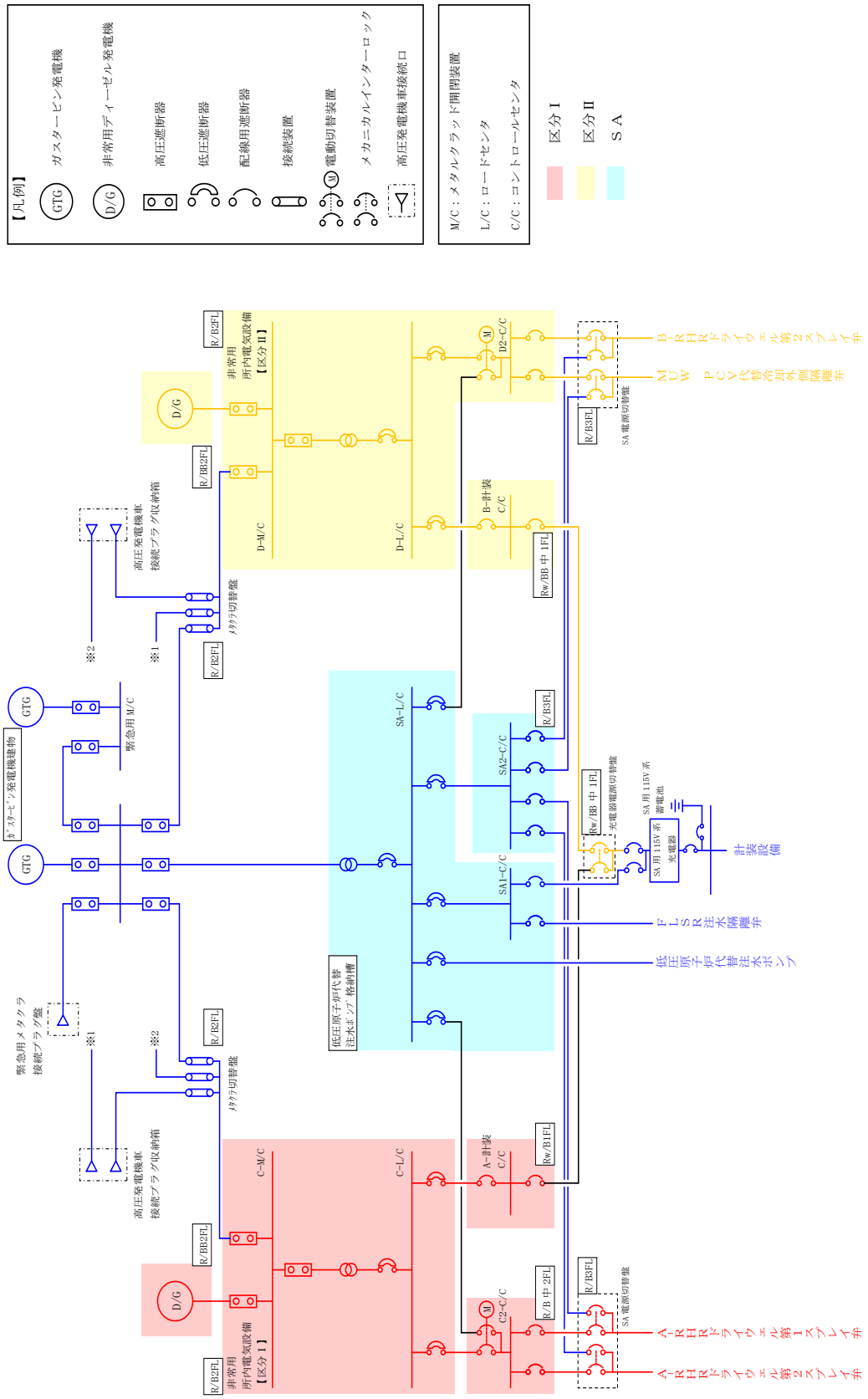
設置許可基準規則 46 条／技術基準規則第 61 条：57-9-(46-1)
設置許可基準規則 51 条／技術基準規則第 66 条：57-9-(51-1)
設置許可基準規則 52 条／技術基準規則第 67 条：57-9-(52-1)
設置許可基準規則 53 条／技術基準規則第 68 条：57-9-(53-1)
設置許可基準規則 54 条／技術基準規則第 69 条：57-9-(54-1)
設置許可基準規則 59 条／技術基準規則第 74 条：57-9-(59-1)
設置許可基準規則 60 条／技術基準規則第 75 条：57-9-(60-1)
設置許可基準規則 62 条／技術基準規則第 77 条：57-9-(62-1)

第 57-9-1 表　代替電源からの給電が要求される条文

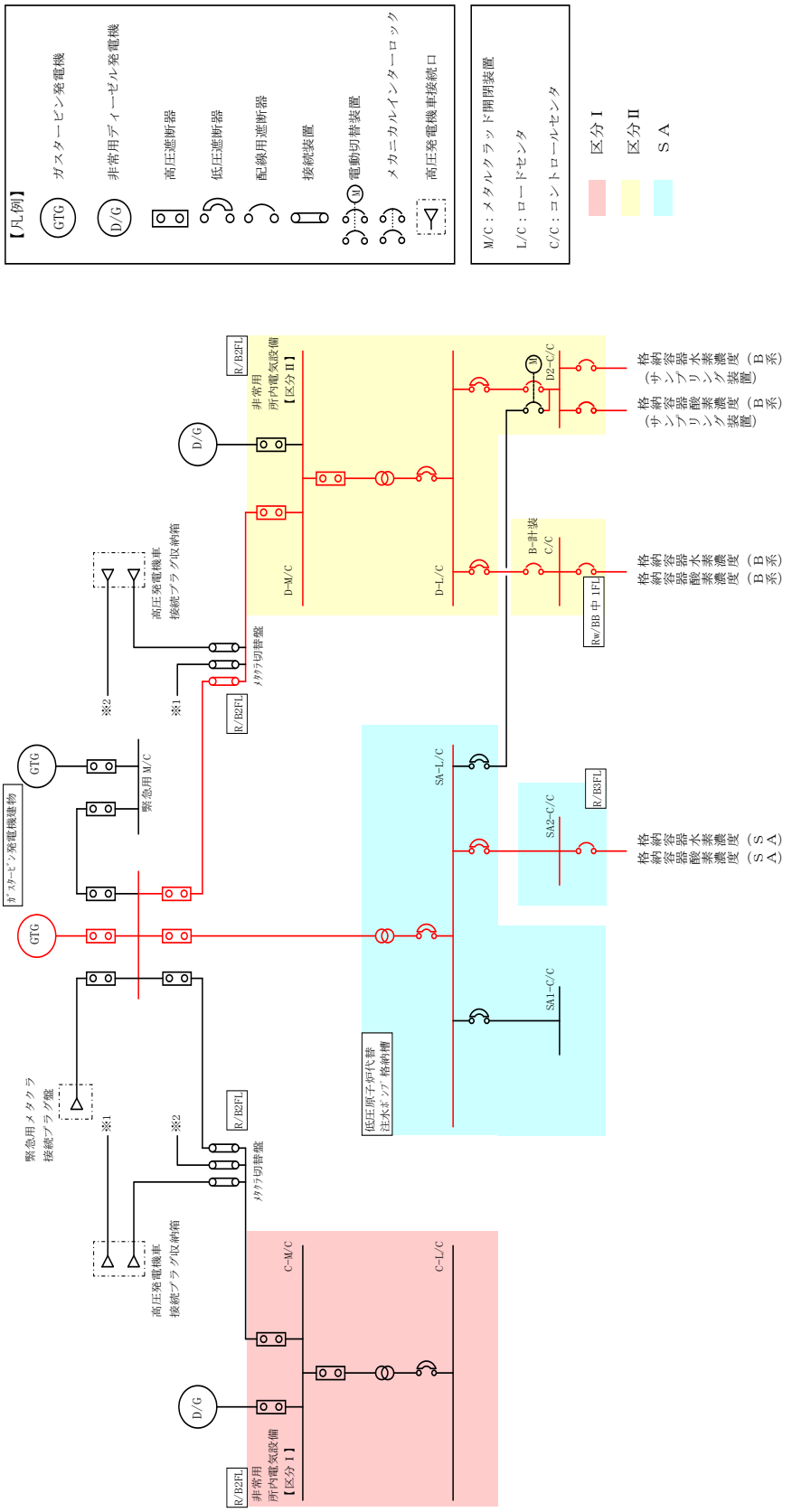
設置許可基準規則／技術基準条文番号			記載内容	備考
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は，代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため，3.18 緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は，代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18 緊急時対策所で示す。



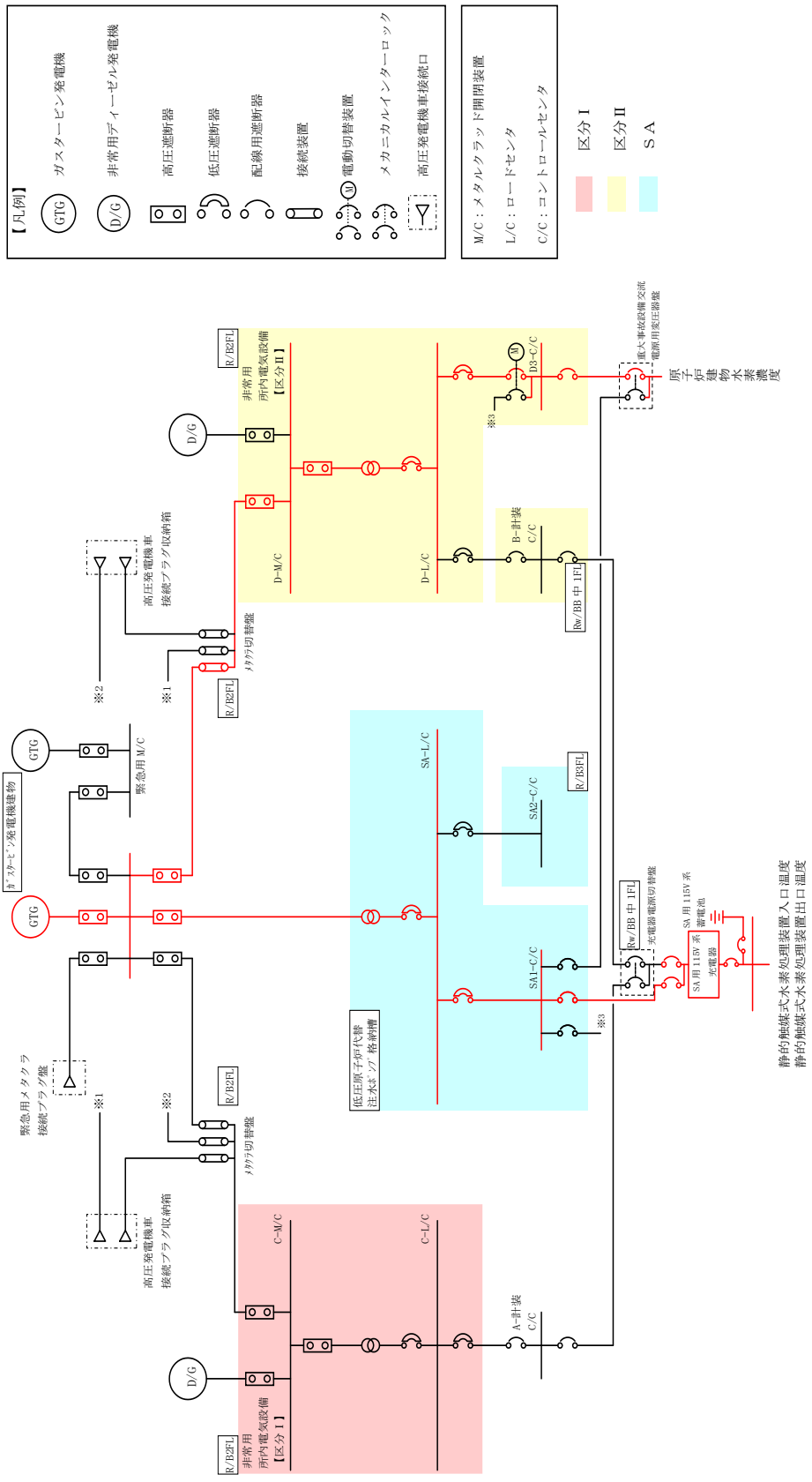
第 57-9-(46-1)図　単線結線図（46 条）



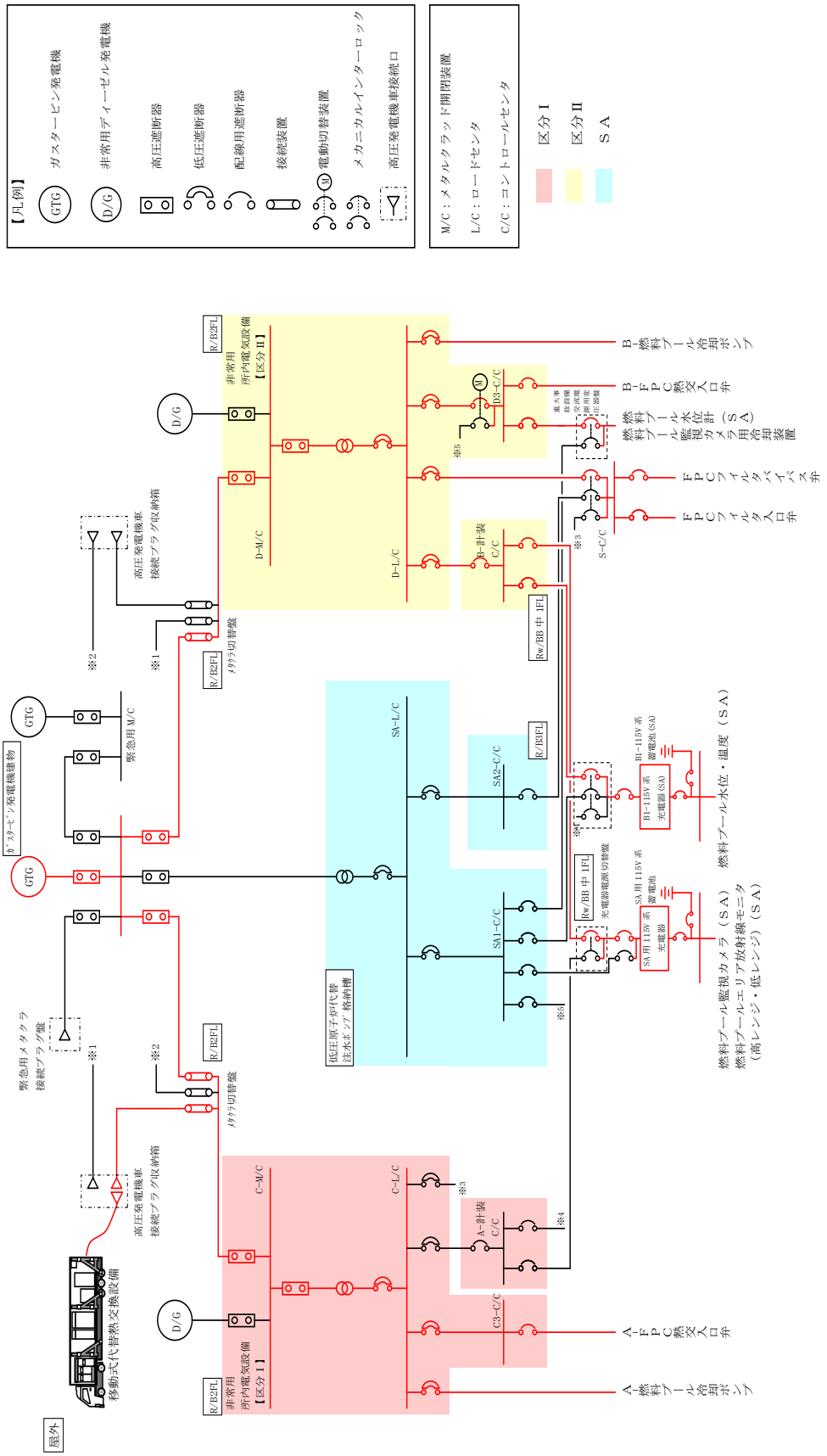
第 57-9-(51-1)図　単線結線図（51 条）



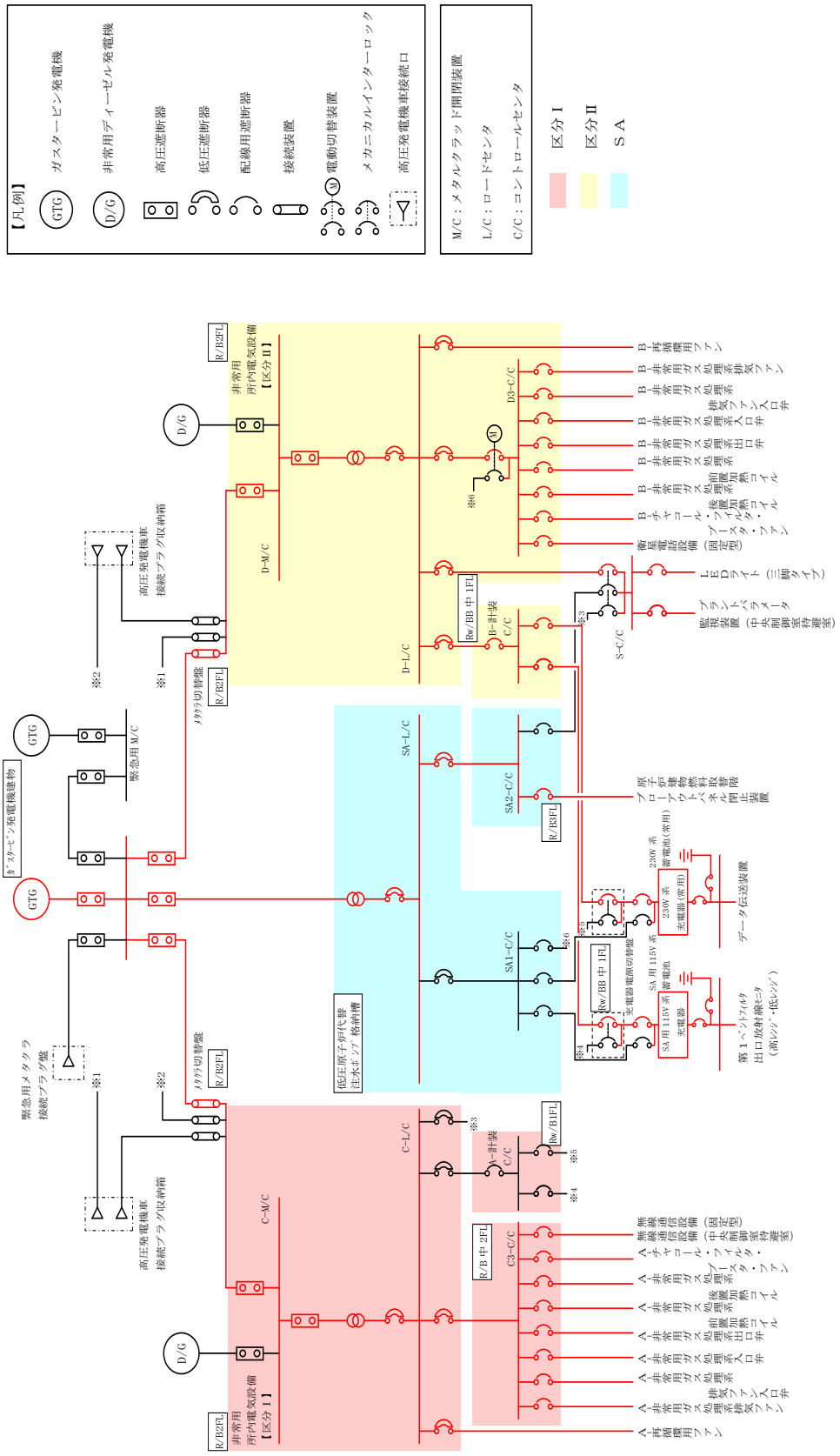
第 57-9-(52-1)図　単線結線図（52 条）



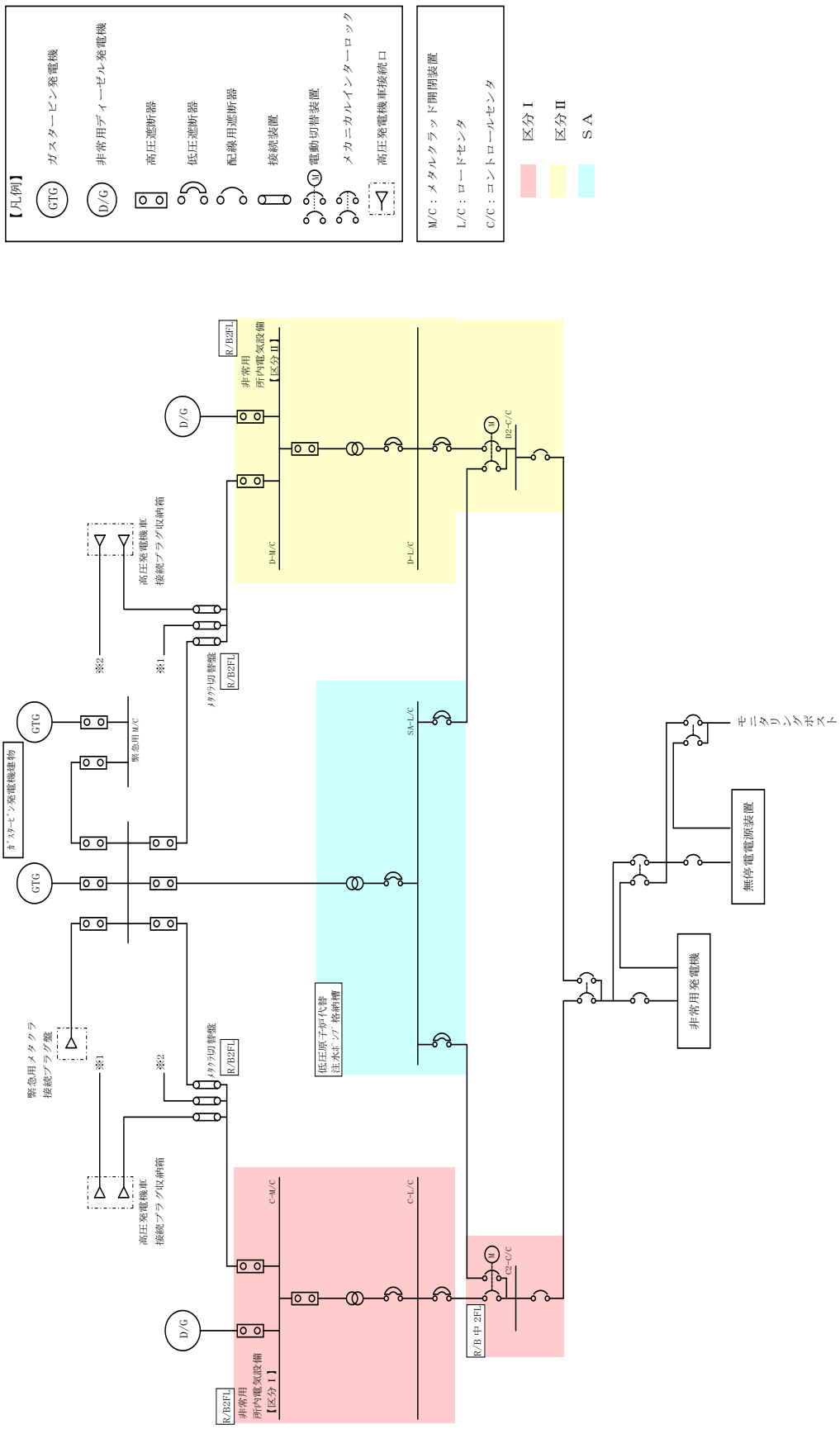
第 57-9-(53-1)図　単線結線図（53 条）



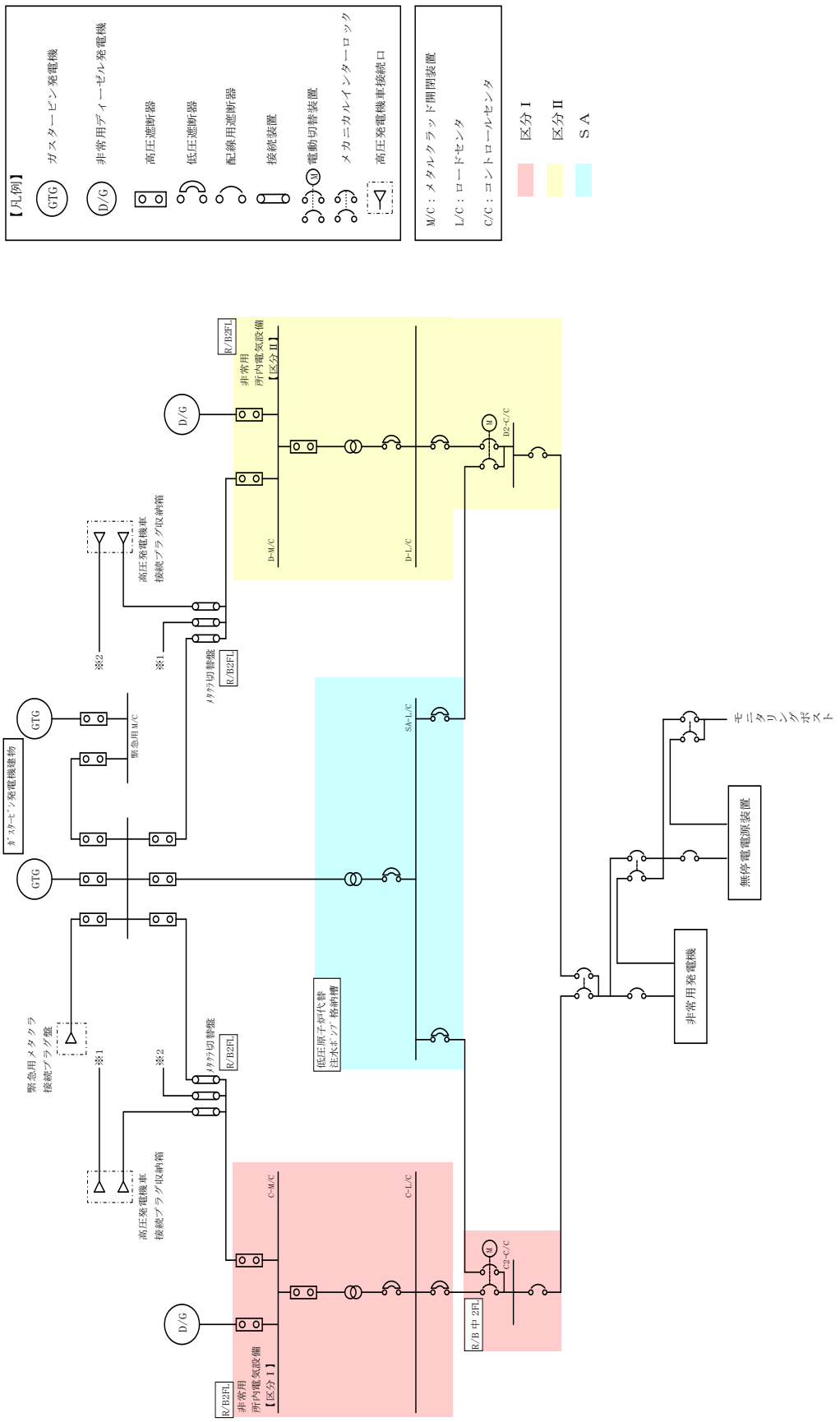
第 57-9-(54-1)図　単線結線図（54 条）



第 57-9-(59-1)図　単線結線図（59 条）



第 57-9-(60-1)図　単線結線図（60 条）



第 57-9-(62-1)図　単線結線図（62 条）

1.1　重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1　ガスタービン発電機

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として,非常用ディーゼル発電機を設置しており,非常用ディーゼル発電機が故障した場合の常設代替交流電源設備として，ガスタービン発電機を設置している。

ガスタービン発電機は,非常用ディーゼル発電機と異なり,冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できるとともに,燃料系統はディーゼル燃料貯蔵タンクとは独立した軽油タンクから補給することができることから,非常用ディーゼル発電機と多様性を有した設計としている。

また，非常用ディーゼル発電機から100m以上離れた位置に設置しており，位置的分散を図った設計としている。

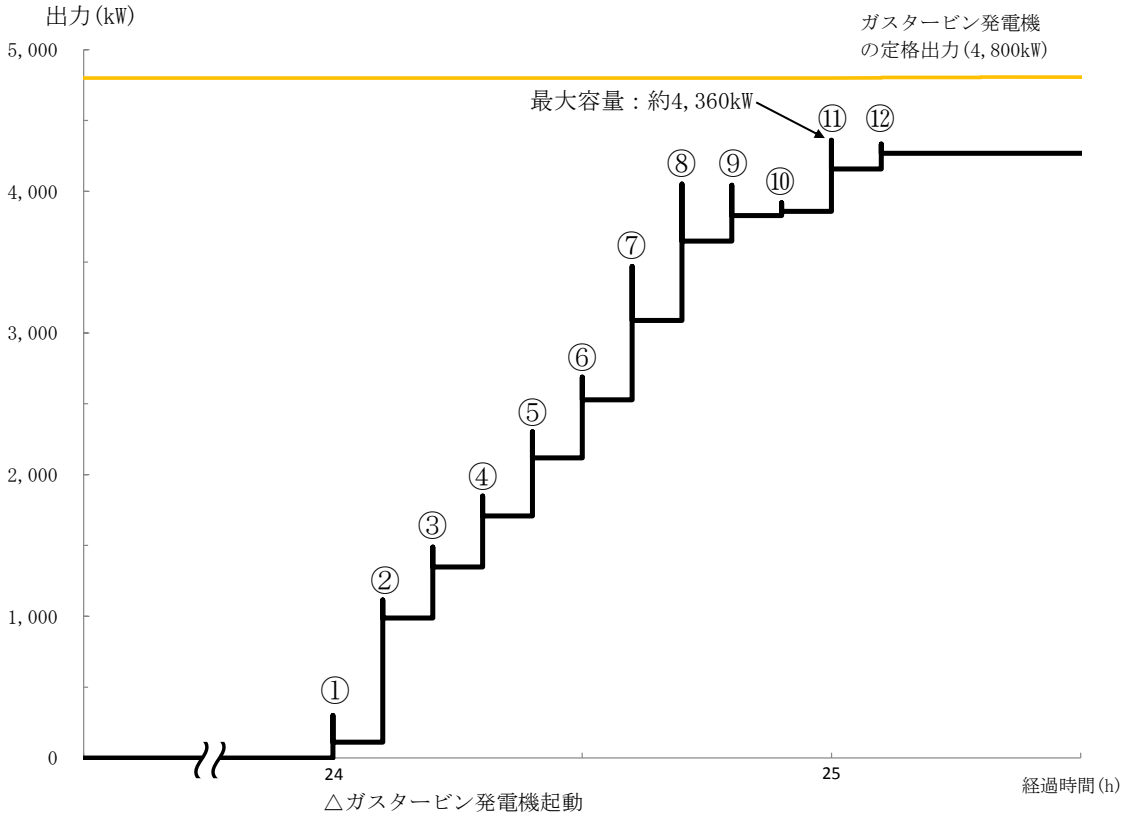
ガスタービン発電機は1台あたり約4,800kWの発電装置を1台設置しており,第57-9-2表のとおり「有効性評価で期待する負荷」に加え,「評価上期待していない不要負荷であるが,ガスタービン発電機の負荷として考慮する必要がある負荷」を抽出した結果，ガスタービン発電機の最大所要負荷は「全交流動力電源喪失(長期ＴＢ)」を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量(最大負荷 約4,360kW，連続最大負荷 約4,268kW）であり，この電源容量に対して十分な容量を確保している。

第 57-9-2 表　ガスタービン発電機の負荷（添付資料 57-9-1 参照）

起動順序	主要機器	負荷容量 (kW)	負荷起動時の最大負荷容量 (kW)	定常時の最大負荷容量 (kW)
①	ガスタービン発電機付帯設備	約 111	約 300	約 111
②	充電器，非常用照明，非常用ガス処理系，モニタリング・ポスト他（自動投入負荷）	約 877	約 1,116	約 988
③	Ｂ－原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,489	約 1,348
④	Ｄ－原子炉補機冷却水ポンプ	約 360	約 1,849	約 1,708
⑤	Ｂ－原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2,303	約 2,118
⑥	Ｄ－原子炉補機海水ポンプ	約 410	約 2,689	約 2,528
⑦	Ｃ－残留熱除去ポンプ	約 560	約 3,471	約 3,088
⑧	Ｂ－残留熱除去ポンプ	約 560	約 4,052	約 3,648
⑨	Ｂ－中央制御室送風機	約 180	約 4,043	約 3,828
⑩	Ｂ－中央制御室非常用再循環送風機	約 30	約 3,920	約 3,858
⑪	Ｂ－中央制御室冷凍機	約 300	約 4,360	約 4,158
⑫	Ｂ－燃料プール冷却水ポンプ	約 110	約 4,333	約 4,268

また，ガスタービン発電機用軽油タンクにより，重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し，ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて燃料の補給ができる手順を整備する。

代替交流電源（常設及び可搬型）の非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については 57-3 系統図参照のこと。



第 57-9-3 図　ガスタービン発電機負荷積上_全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

1.1.2　高圧発電機車

重大事故等対処設備として設置しているガスタービン発電機との多様化を図り,機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として高圧発電機車を配備している。高圧発電機車は,以下の２つのケースについて必要な負荷へ給電できる電源としている。

①ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源
②代替所内電気設備から，充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））を経由し，直流負荷への給電

具体的な負荷は以下のとおりである。

①ガスタービン発電機が使用不能の場合のバックアップ電源として使用する場合に必要な負荷は第 57-9-3 表のとおり，最大負荷約 790kW 及び連続最大負荷約 590kW である。したがって，十分余裕を有する高圧発電機車３台分を必要容量（1,200kW＝500kVA×力率 0.8×３台）とする。

第 57-9-3 表　高圧発電機車の負荷（ケース①）

名称	負荷容量(kW)
通信連絡設備	約 8
計装用無停電電源装置	約 36
Ｂ－115V 系充電器	約 48
Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）	約 24
ＳＡ用 115V 系充電器	約 24
230V 系充電器（ＲＣＩＣ）	約 48
230V 系充電器（常用）	約 48
Ｂ－非常用ガス処理系排風機	約 22
Ｂ－中央制御室非常用再循環送風機	約 30
Ｂ－中央制御室送風機	約 180
電源内蔵型照明電源盤※1	約 30
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置※2	約 15
その他	約 77
連続最大合計負荷 （最大負荷）	約 590kW（約 790kW） 第 57-9-4 図参照

※1：LED ライト（三脚タイプ），プラントパラメータ監視装置(中央制御室待避室)を含む。

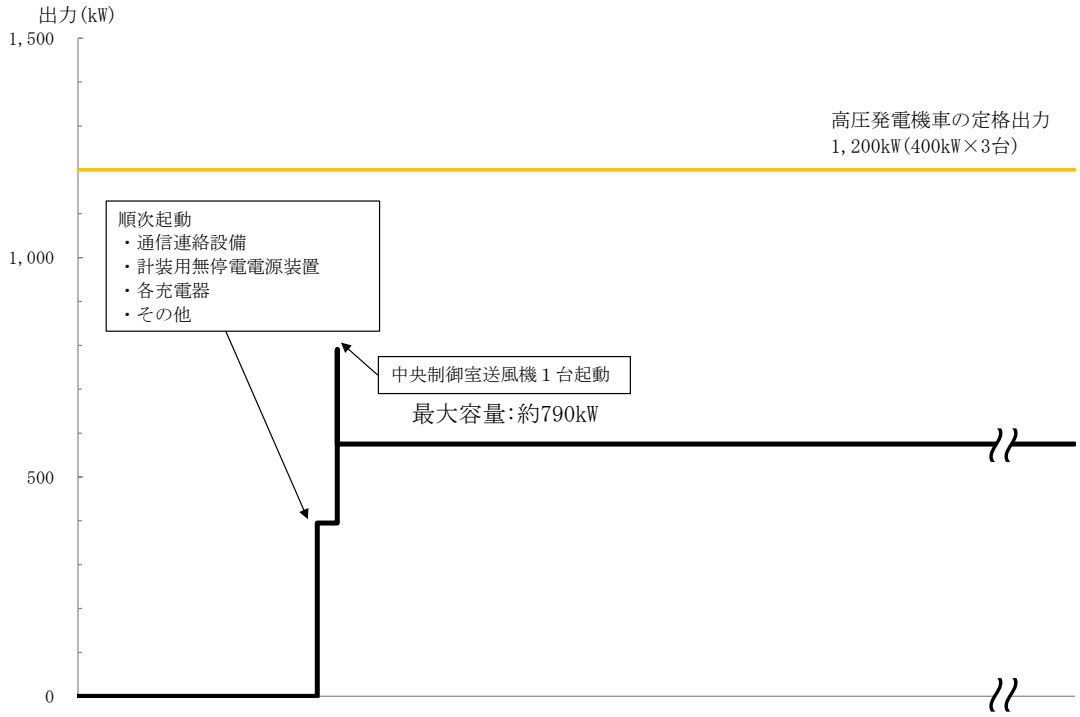
※2：ブローアウトパネル閉止装置の状態監視を含む。

② ①項において充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））へ給電するため，①項に包含される。

ケース①～②において，常設代替電源が使用できない場合には，接続に時間を要するものの，保管場所を分散しており，２箇所以上の接続口から機動的に給電できる電源車による受電を行う。(57-8)

高圧発電機車の燃料（軽油）は，ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクにより，重大事故等発生後７日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し，タンクローリを用いて燃料の補給ができる手順を整備する。(57-11)

代替交流電源（常設及び可搬型）の非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については 57-3 系統図参照のこと。



第 57-9-4 図　高圧発電機車負荷積上

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.2.1 所内常設蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を供給する設計基準事故対処設備として,蓄電池（非常用）を設置している。

蓄電池（非常用）は，３系統６組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。

蓄電池（非常用）のうちＡ－115V 系蓄電池（区分Ⅰ）は，全交流動力電源喪失から約 70 分後に不要な負荷の切離しを行うことで，電源が必要な設備に対して約８時間供給できる容量設計とする。

蓄電池（非常用）のうちＢ－115V 系蓄電池（区分Ⅱ）は，全交流動力電源喪失から約８時間の間，電源が必要な設備に対して供給できる容量設計とする。８時間以降は蓄電池が枯渇することから所内常設蓄電式直流電源設備としてＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）と組み合わせて使用する。また，重大事故等対処設備である常設代替直流電源設備としてＳＡ用 115V 系蓄電池を設置しており，全交流動力電源喪失から約 24 時間の間，電源が必要な負荷に対して供給できる容量設計とする。

蓄電池（非常用）のうち高圧炉心スプレイ系蓄電池（区分Ⅲ）は，全交流動力電源喪失から約８時間の間，電源が必要な設備に対して供給できる設計とする。

蓄電池（非常用）のうち原子炉中性子計装用蓄電池 A 系及び B 系は，全交流動力電源喪失から約４時間の間,電源が必要な設備に対して供給できる容量設計とする。

蓄電池（非常用）のうち 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）は全交流動力電源喪失から約 24 時間の間，電源が必要な設備に対して供給できる容量設計とする。

全交流動力電源喪失後８時間を経過した時点以降に廃棄物処理建物地下中１階の計装用電気室の直流盤でＢ－115V 系蓄電池の不要負荷の切離し，並びに必要負荷の電源供給元をＢ－115V 系蓄電池からＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）に切り替えることで，合計 24 時間以上にわたって直流電源を供給することが可能な設計としている。

これは，有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」における評価条件（24 時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するものである。

各蓄電池の容量評価については，57-5 容量設定根拠参照のこと。

所内蓄電式直流電源設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

1.2.2 可搬型直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（蓄電池（非常用）及びＳＡ用 115V 系蓄電池）との多様化を図り，機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として，高圧発電機車と代替所内電気設備と充電器（Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器，230V 系充電器（常用））を組み合わせた可搬型直流電源設備を配備している。

可搬型直流電源設備は，全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇するおそれがある場合に，常設蓄電池に代わり，直流電源を必要な機器に供給する。

Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），230V 系充電器（常用）の容量は，24 時間にわたり原子炉隔離時冷却系等重大事故等の対処に必要な直流設備の容量（115V 系：25A，230V 系：47A）に対し，十分な容量（115V 系：200A，230V 系：200A）を確保している。

ＳＡ用 115V 系充電器の容量は，24 時間にわたり高圧原子炉代替注水系等の対処に必要な直流設備の容量（47A）に対し，十分な容量（200A）を確保している。

また高圧発電機車へは継続的に燃料供給を行うことで，24 時間以上にわたって直流電源を供給できる。

高圧発電機車の燃料（軽油）は，ガスタービン発電機用軽油タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクにより，重大事故等発生後 7 日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保している。

Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ），ＳＡ用 115V 系充電器及び 230V 系充電器（常用）の容量評価については，57-5 設定根拠参照のこと。

可搬型直流電源設備の回路構成については，57-3 系統図参照のこと。

1.3　代替所内電気設備による給電について

設置許可基準規則の第 47 条，48 条，及び 49 条の重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることを要求されている。

このため，第47条の低圧原子炉代替注水系，第48条の原子炉補機代替冷却系，格納容器フィルタベント系，第 49 条の格納容器代替スプレイ系への電源供給については，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備２系統が機能喪失した場合にも，必要な重大事故防止設備へ電力を供給するため，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお，設置許可基準規則第 51 条のペデスタル代替注水系におけるＡ－ＲＨＲドライウェル第１スプレイ弁，Ａ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁及びＭＵＷ　ＰＣＶ代替冷却外側隔離弁，格納容器代替スプレイ系（可搬型）におけるＢ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁については，多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備もしくは代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から電源供給が可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建物付属棟地下１階，地上２階，地上中２階に設置する非常用電気室の２系統の非常用所内電気設備

・Ｃ，Ｄ－非常用高圧母線（Ｍ／Ｃ）
・Ｃ，Ｄ－非常用ロードセンタ（Ｌ／Ｃ）
・Ｃ，Ｄ－非常用コントロールセンタ（Ｃ／Ｃ）
　Ｃ１－Ｃ／Ｃ，Ｃ２－Ｃ／Ｃ，Ｃ３－Ｃ／Ｃ
　Ｄ１－Ｃ／Ｃ，Ｄ２－Ｃ／Ｃ，Ｄ３－Ｃ／Ｃ

この場合，非常用所内電気設備の２系統（メタクラ，ロードセンタ，コントロールセンタ）が機能を喪失しても，代替所内電気設備を使用することにより，原子炉又は原子炉格納容器を安定状態に収束させることが可能な設計とする。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下の通りである。（第 57-9-7 図）

・ガスタービン発電機
・緊急用メタクラ
・メタクラ切替盤
・高圧発電機車接続プラグ収納箱
・緊急用メタクラ接続プラグ盤
・ＳＡロードセンタ
・ＳＡ１コントロールセンタ
・ＳＡ２コントロールセンタ
・充電器電源切替盤

・ＳＡ電源切替盤
・重大事故操作盤
・ガスタービン発電機用軽油タンク
・ガスタービン発電機用サービスタンク
・ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ

（１）多重性又は多様性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は,設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用高圧母線と同時にその機能が損なわれないように下表で示す通り多重性又は多様性を図った設計とする。

第 57-9-4 表　常設代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 （ガスタービン発電機）
駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
冷却方式	水冷式	空冷式

第 57-9-5 表　代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	非常用高圧母線～非常用Ｌ／Ｃ～非常用Ｃ／Ｃ～ＳＡ電源切替盤	緊急用メタクラ～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ～ＳＡ電源切替盤

（２）独立性

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は,設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と第 57-9-6 表で示す共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。

第 57-9-6 表　常設代替交流電源設備，代替所内電気設備の独立性

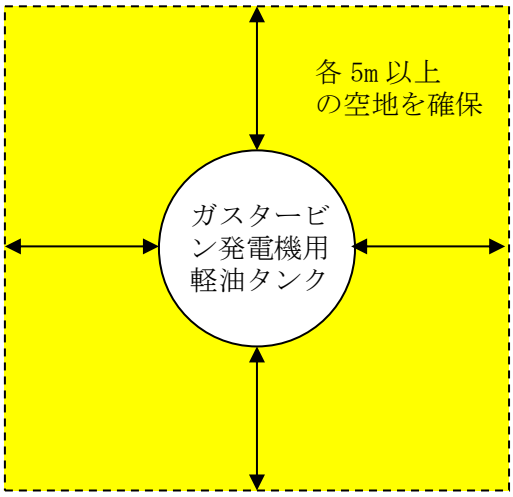
項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用ディーゼル発電機 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 （ガスタービン発電機） 代替所内電気設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備は耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	ガスタービン発電機を設置するガスタービン発電機建物は基準津波が到達しない位置（ＥＬ44m）に設置する設計とすることで，基準津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機及び非常用所内電気設備と重大事故防止設備であるガスタービン発電機及び代替所内電気設備は位置的分散を図る（（３）項参照）とともに，以下の火災の発生防止対策により，火災が共通要因となり故障することのない設計とする。 【発生防止】難燃ケーブルの使用，過電流による過熱防止対策を講じる。 【感知・消火】 （屋内の電路）感知・消火対策として異なる２種類の感知器及び煙の充満により消火困難となる場所には固定式消火設備を設置する。 （屋外の電路）火災の発生するおそれがないよう電路を埋設し，その電路にケーブルを布設する。 【第 43 条第２項三への適合】設計基準事故対処設備の電路と重大事故防止設備の電路の分離については，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保する。 （詳細：「2.2 火災による損傷の防止」参照）	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用ディーゼル発電機と重大事故防止設備であるガスタービン発電機は別建物に設置することで溢水が共通要因となり機能喪失することのない設計とする。 設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備と重大事故防止設備である代替所内電気設備は，別建物又は別区画に設置することで溢水が共通要因となり機能喪失することのない設計とする。（「共－8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）	

なお，常設代替交流電源設備の火災防護対策を講じるため，ガスタービン発電機用軽油タンク設置エリアについては，火災区域を設定する。火災区域の設定にあたり，ガスタービン発電機用軽油タンクは「屋外タンク貯蔵所」として空地が要求されることから，同令第十一条第一項で要求される空地の幅 5m 以上を確保した範囲とする。（第 57-9-5 図）

（屋外タンク貯蔵所の基準）
第十一条　第一項第二号

屋外貯蔵タンク（危険物を移送するための配管その他これに準ずる工作物を除く。）の周囲に、次の表に掲げる区分に応じそれぞれ同表に定める幅の空地を保有すること。ただし、二以上の屋外タンク貯蔵所を隣接して設置するときは、総務省令で定めるところにより、その空地の幅を減ずることができる。

区分	空地の幅
指定数量の倍数が五百以下の屋外タンク貯蔵所	三メートル以上
指定数量の倍数が五百を超え千以下の屋外タンク貯蔵所	五メートル以上
指定数量の倍数が千を超え二千以下の屋外タンク貯蔵所	九メートル以上
指定数量の倍数が二千を超え三千以下の屋外タンク貯蔵所	十二メートル以上
指定数量の倍数が三千を超え四千以下の屋外タンク貯蔵所	十五メートル以上
指定数量の倍数が四千を超える屋外タンク貯蔵所	当該タンクの水平断面の最大直径（横型のものは横の長さ）又は高さの数値のうち大きいものに等しい距離以上。ただし、十五メートル未満であつてはならない。



第 57-9-5 図　ガスタービン発電機用軽油タンクの保有空地

（３）位置的分散

常設代替交流電源設備と代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と非常用所内電気設備と下表で示す通り，位置的分散を図っている。具体的な電源設備の単線結線図を第 57-9-6 図及びケーブルルート図を第 57-9-(57-1)図～第 57-9-(57-7)図に示す。

なお，単線結線図の番号とケーブルルート図の番号については一致させている。

第 57-9-7 表　代替交流電源の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 （ガスタービン発電機）
設置場所	原子炉建物付属棟　地下２階	ガスタービン発電機建物

第 57-9-8 表　代替所内電気設備の位置的分散

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設置場所	非常用高圧母線	原子炉建物付属棟　２階	ガスタービン発電設備建物
	非常用ロードセンタ	原子炉建物付属棟　２階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽
	非常用 コントロールセンタ ・Ｃ１，Ｄ２， Ｄ３－Ｃ／Ｃ ・Ｃ２，Ｃ３－Ｃ／Ｃ ・Ｄ１－Ｃ／Ｃ	・原子炉建物付属棟　２階 ・原子炉建物付属棟　中２階 ・原子炉建物付属棟　１階	低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽 原子炉建物付属棟　３階

（４）接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，代替交流電源からの電力を確保するために，以下の通り，原子炉建物付属棟２階に設置している,非常用電気設備へアクセス可能な設計とすることにより，接近性を確保している。

屋内のアクセスルートに影響を与える恐れがある以下の事象について評価した結果問題なし。

ａ．地震時の影響・・・アクセスルート近傍の機器等については，地震による転倒等により，通行を阻害する機器等がないことをウォークダウンにて確認した。

ｂ．地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍の機器については，地震により機器が損壊し，火災源となることにより通行が阻害されないことを確認するため，基準地震動 Ss による地震力により機器が損壊しないことを確認した。

ｃ．地震随伴溢水の影響・・・アクセスルートにある各建物のフロアについては，地震により溢水源となるタンク等が損壊し，通行が阻害されないことを確認するため，フロア開口部の位置，フロア開口部の入口高さを確認し，通行が可能な溢水水位であることを確認した。

詳細は「1.0 重大事故等対処における共通事項 1.0.2 共通事項（1）重大事故等対処設備 ②アクセスルートの確保」参照。

なお，万が一，原子炉付属棟２階の非常用電気室への接近性が失われることを考慮して，同非常用電気室を経由せず，１階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建物付属棟３階に設置することにより,接近性の向上を図る設計とする。。

（５）電動弁への電源供給

低圧原子炉代替注水系，格納容器代替スプレイ系，ペデスタル代替注水系の電動弁は代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

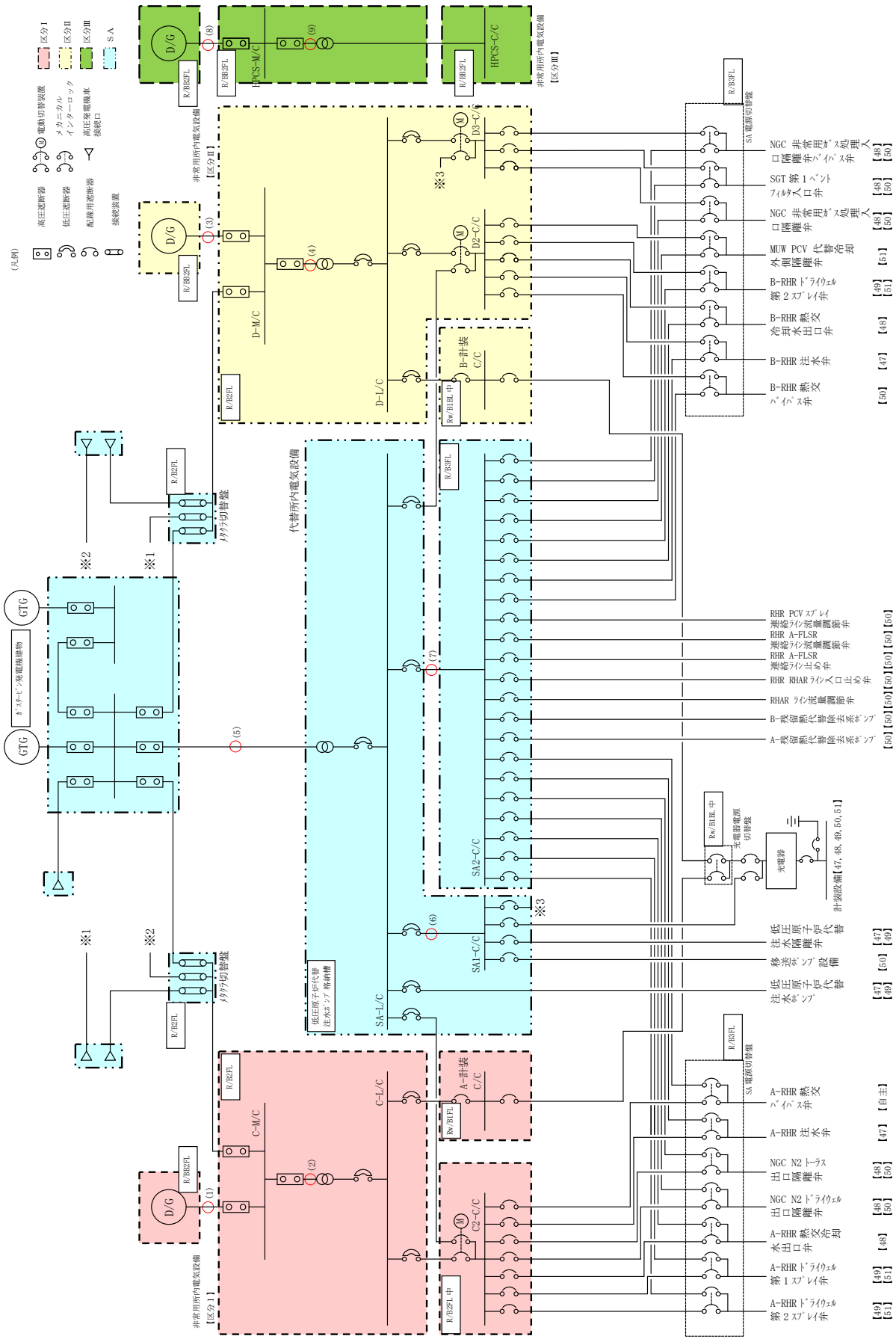
格納容器フィルタベント系の電動弁は，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から非常用所内電気設備を経由し受電する設計とする。一方，非常用所内電気設備が使用不能となる場合を想定し,格納容器フィルタベント系の電動弁は,動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

（６）計装装置への電源供給

計装装置への電源供給は，ＳＡ１コントロールセンタ（充電器電源切替盤，充電器含む）から電源供給が可能な設計とする。

（７）残留熱代替除去系

第 47 条，第 48 条及び第 49 条に対応する設備に加え，信頼性向上の観点から，第 50 条に対応する残留熱代替除去系についても，代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。



第 57-9-6 図　代替所内電気設備の単線結線図

1.3.1　低圧原子炉代替注水系【47 条】

低圧原子炉代替注水系は重大事故時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備に対する設計基準対象施設は「残留熱除去系（低圧注水モード)」及び「低圧炉心スプレイ系」である。（第 57-9-7～10 図）

低圧原子炉代替注水系の主要設備を第 57-9-9 表に示す。

第 57-9-9 表　低圧原子炉代替注水系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
－	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水系（可搬型）	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車	残留熱除去ポンプ 低圧炉心スプレイポンプ
電動弁	A-RHR 注水弁(MV222-5A)(DB 兼用) B-RHR 注水弁(MV222-5B)(DB 兼用) FLSR 注水隔離弁(MV2B2-4)	A-RHR 注水弁(MV222-5A) B-RHR 注水弁(MV222-5B) C-RHR 注水弁(MV222-5C) LPCS 注水弁(MV223-2)
計装設備	代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量(狭帯域用) 原子炉水位（ＳＡ） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力

低圧原子炉代替注水系（常設）のポンプは，原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽に設置,残留熱除去系のポンプ及び低圧炉心スプレイ系のポンプは原子炉建物原子炉棟に設置されており，位置的分散を図っている。(第 57-9-11 図)

低圧原子炉代替注水系は第 57-9-12 図の通りガスタービン発電機建物に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系は第 57-9-12 図の通り原子炉建物付属棟地下２階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており,ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機,代替所内電気設備と非常用所内電気設備とはそれぞれ位置的分散を図っている。

また，低圧原子炉代替注水系使用時の機器への電路と，残留熱除去系（低圧注水モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第 57-9-10 表）

具体的な電路については,第 57-9-10 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-10 表　電路ルート図　低圧原子炉代替注水系（47 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-9-12 図）	第 47-1～9 図	57-9-(47-1～9)
計装設備用（第 57-9-10-1 表）	第 47-10～18 図	57-9-(47-10～18)
制御用（第 57-9-10-2 表）	第 47-19～31 図	57-9-(47-19～31)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

電動弁の制御回路は,非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで，別々に設置する。（第 57-9-13,14 図）

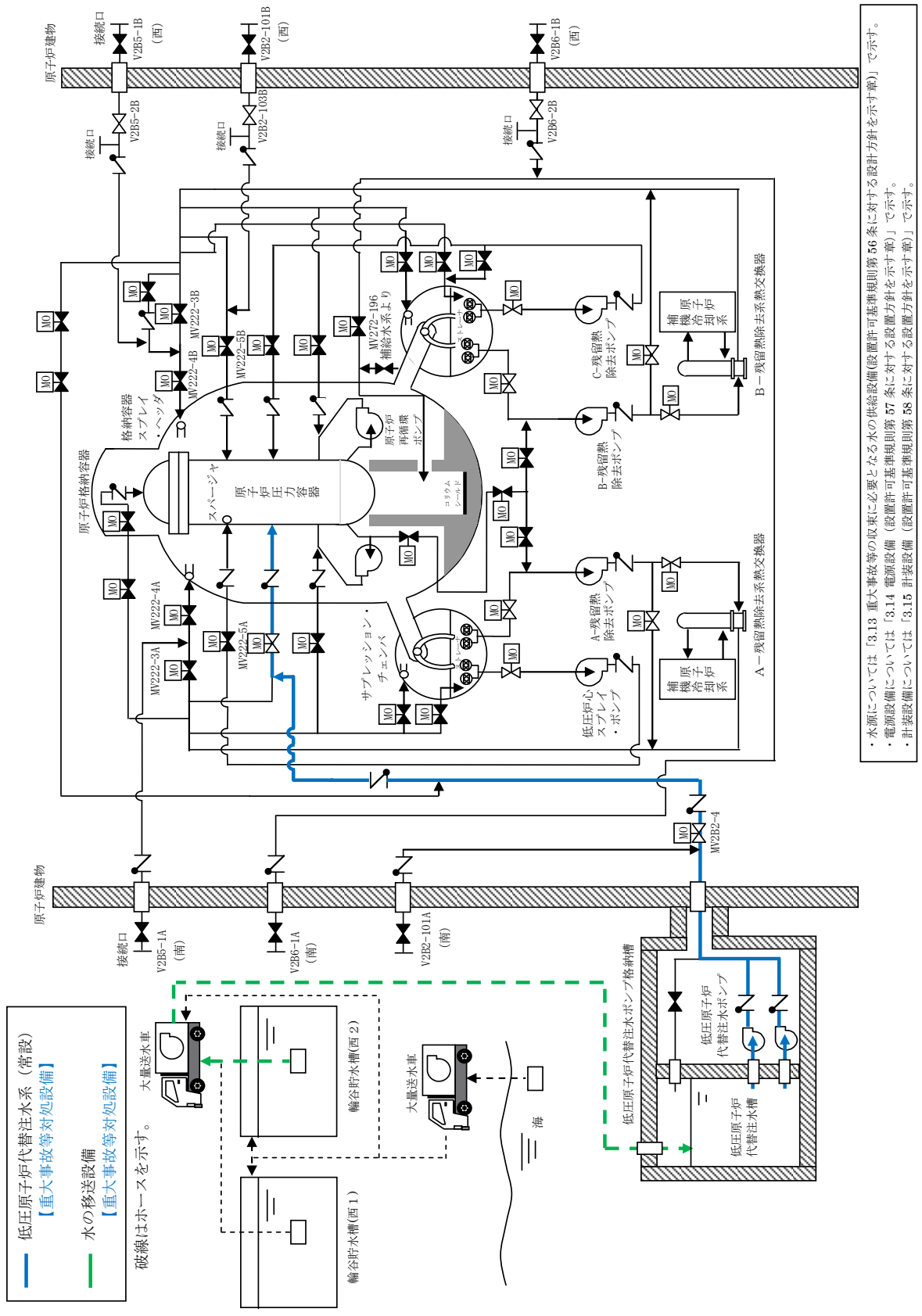
第 57-9-10-1 表　計装用電路　低圧原子炉代替注水（47 条）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S1-1	低圧原子炉代替注水流量	現場計器 原子炉建物原子炉棟 １階	中央制御室 重大事故操作盤	D1-1	残留熱除去ポンプ 出口流量（A）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S1-2	低圧原子炉代替注水流量	現場計器 原子炉建物付属棟 地下１階	中央制御室 重大事故操作盤	D1-2	残留熱除去ポンプ 出口流量（B）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-3	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 １階	中央制御室 重大事故操作盤	D1-3	残留熱除去ポンプ 出口流量（C）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-4	低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	現場計器 原子炉建物付属棟 地下１階	中央制御室 重大事故操作盤	D2-1	残留熱除去ポンプ 出口圧力（A）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S2	代替注水流量 （常設）	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-2	残留熱除去ポンプ 出口圧力（B）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S3	原子炉水位（SA）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下１階	中央制御室 重大事故操作盤	D2-3	残留熱除去ポンプ 出口圧力（C）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤

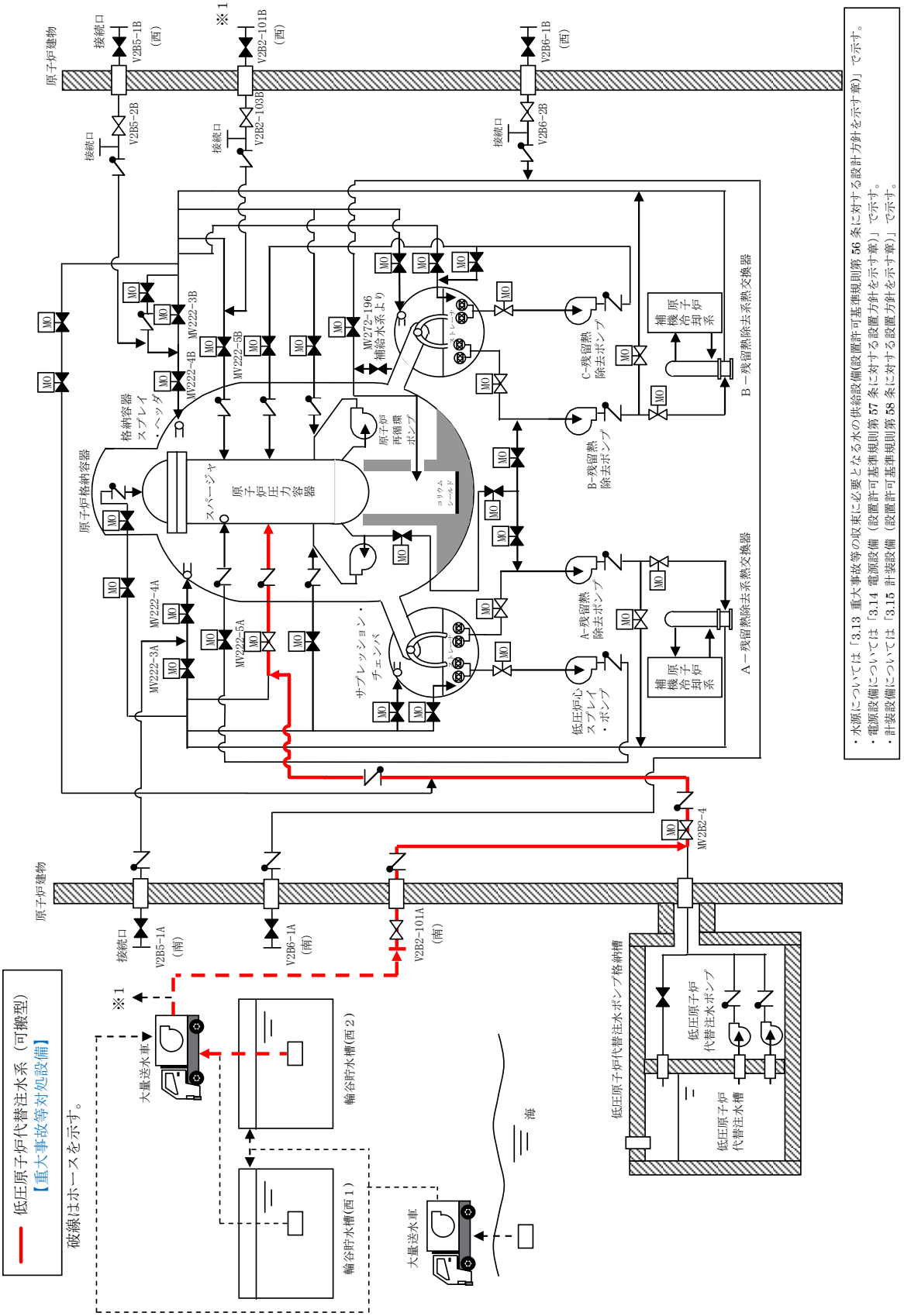
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S4-1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D3	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S4-2	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D4	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤

第 57-9-10-2 表　制御用電路　低圧原子炉代替注水（47 条）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器	SA 対策設備用分電盤(2)	D1-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S1-2	SA 対策設備用分電盤(2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-注水弁(MV222-5A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	D2-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D2-C/C
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-4	R/B D2-C/C	B-注水弁(MV222-5B)
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D3-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
S4	SA2-C/C	A-RHR 注水弁(MV222-5A)(DB 兼用)	D3-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
S5	SA2-C/C	B-RHR 注水弁(MV222-5B)(DB 兼用)	D3-3	R/B D2-C/C	C-注水弁(MV222-5C)
S6	SA1-C/C	FLSR 注水隔離弁(MV2B2-4)	D4-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
			D4-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
			D4-3	R/B C2-C/C	注水弁(MV223-2)

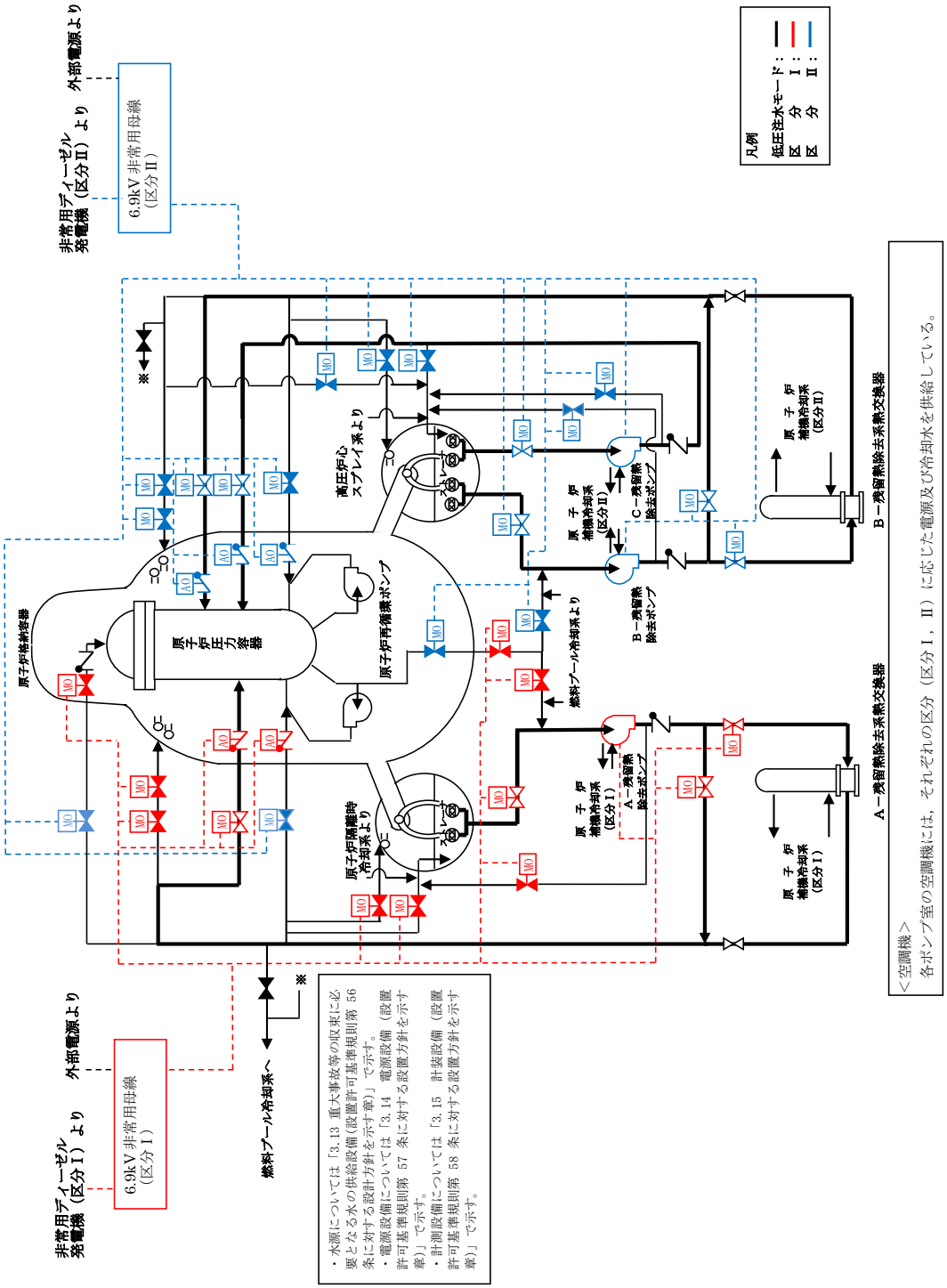


第 57-9-7 図　低圧原子炉代替注水系（常設）　系統概要図

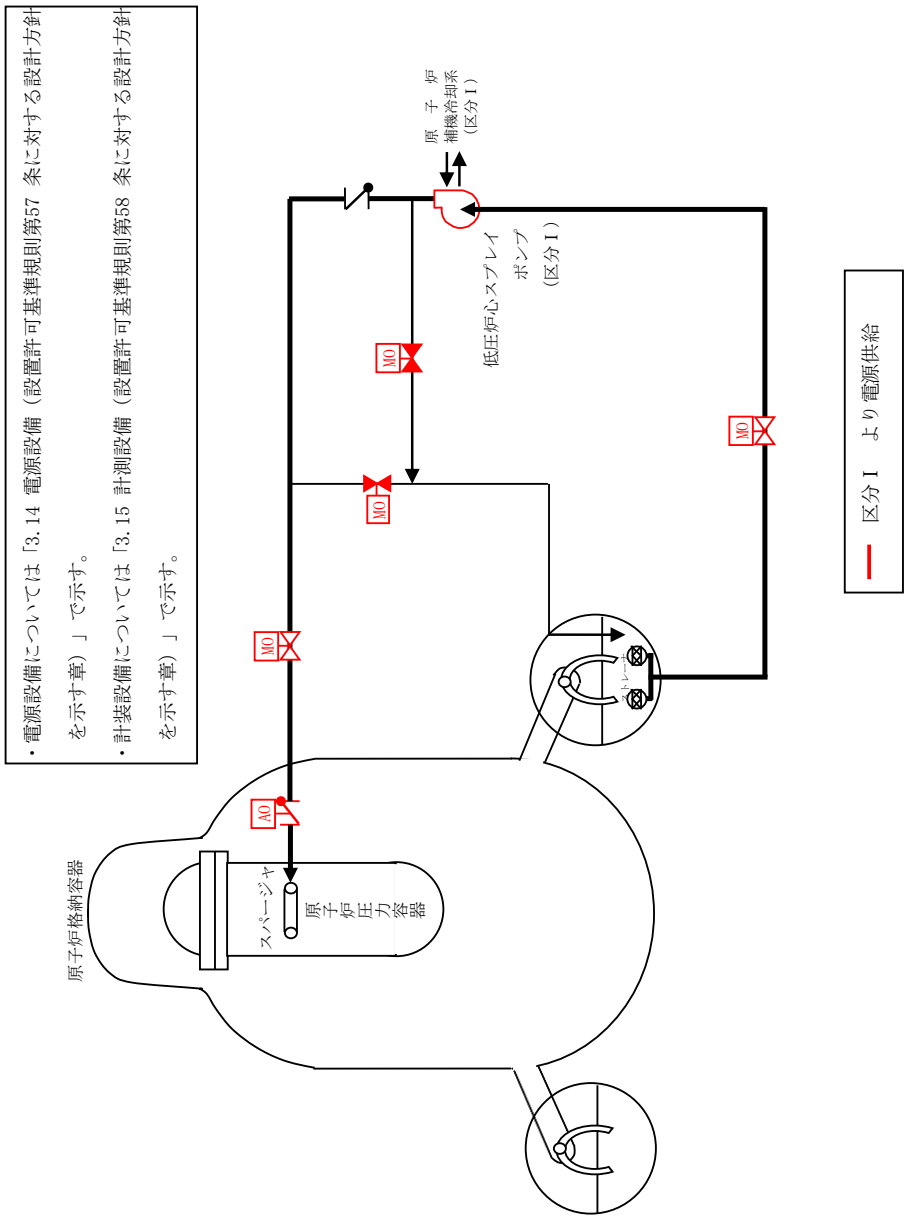


第 57-9-8 図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）系統概要図

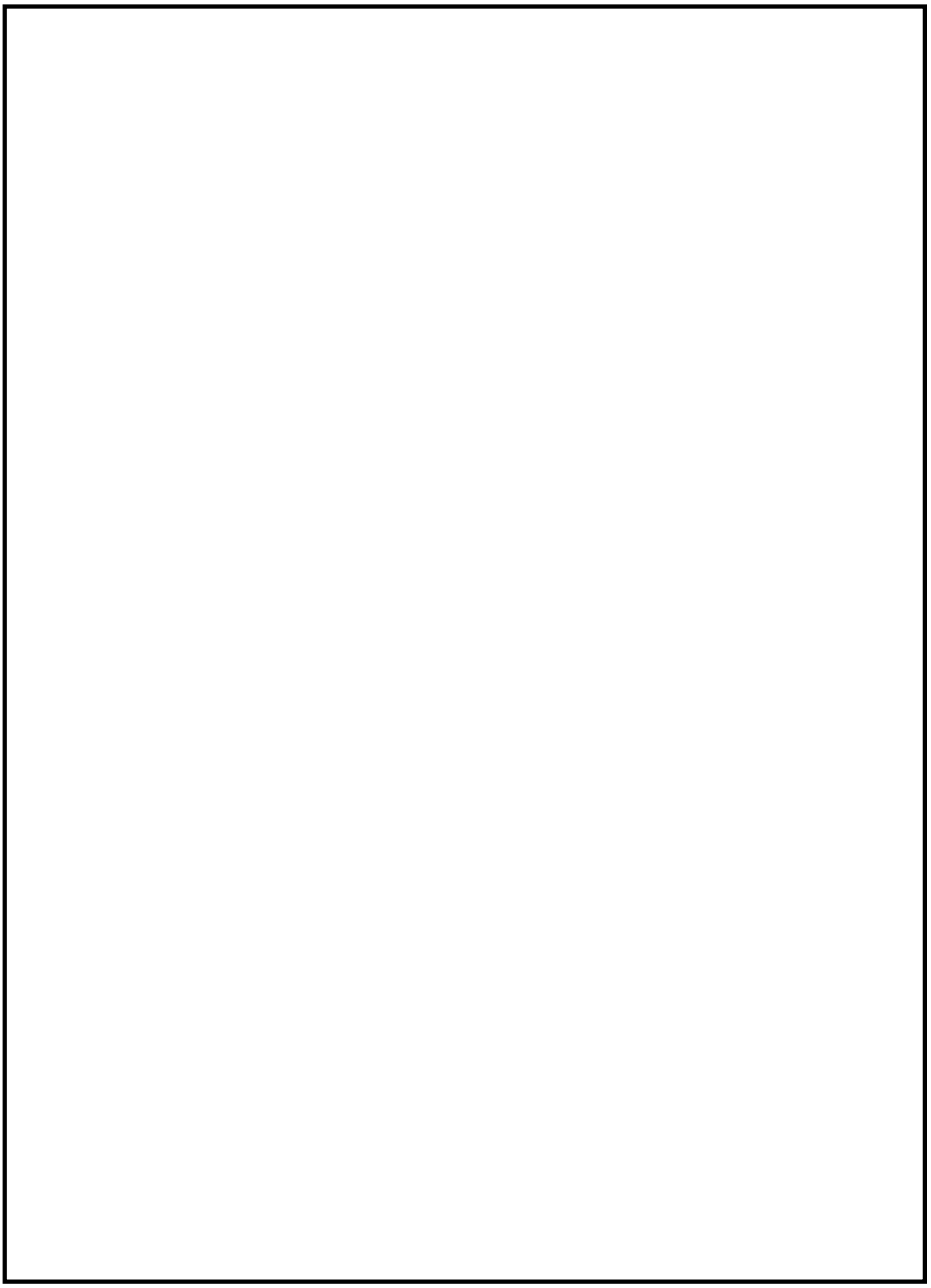
※Ａ－ＲＨＲラインからの低圧原子炉代替注水の場合



第 57-9-9 図　残留熱除去系（低圧注水モード）　　系統概要図

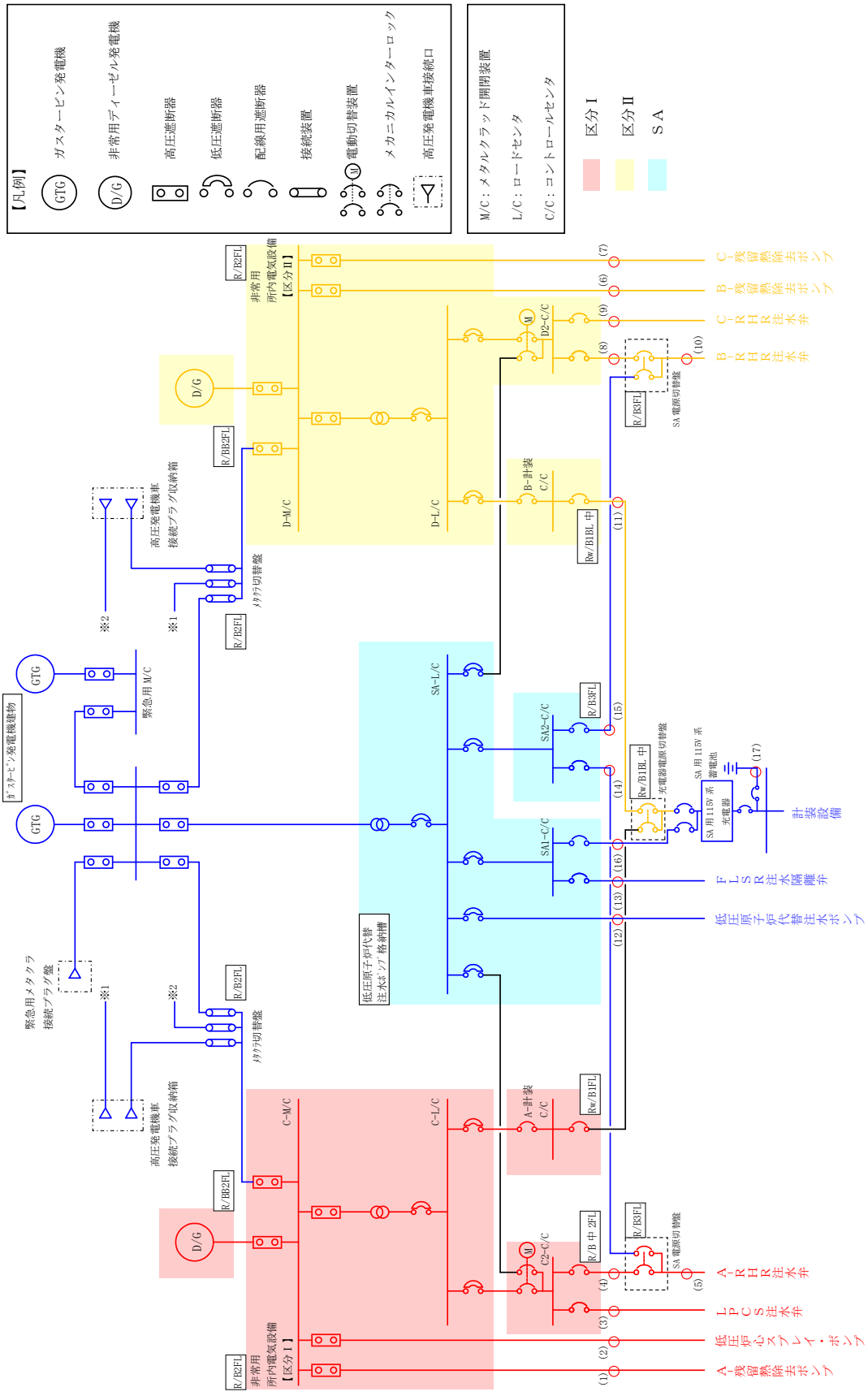


第 57-9-10 図　低圧炉心スプレイ系　　系統概要図

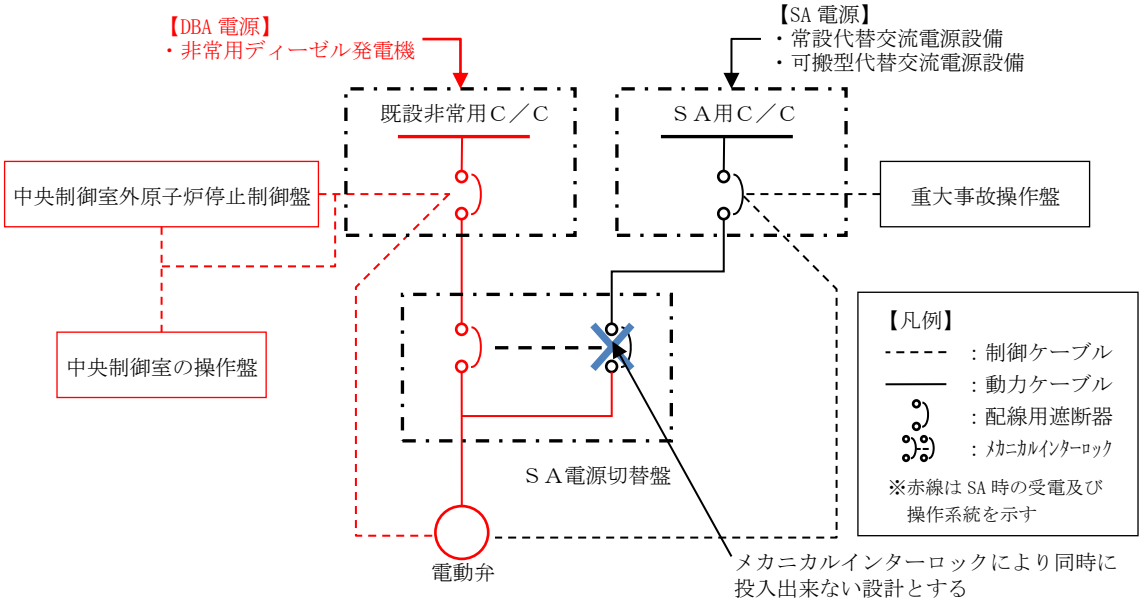


第 57-9-11 図　低圧原子炉代替注水ポンプ，残留熱除去ポンプ及び
低圧炉心スプレイ・ポンプの配置図

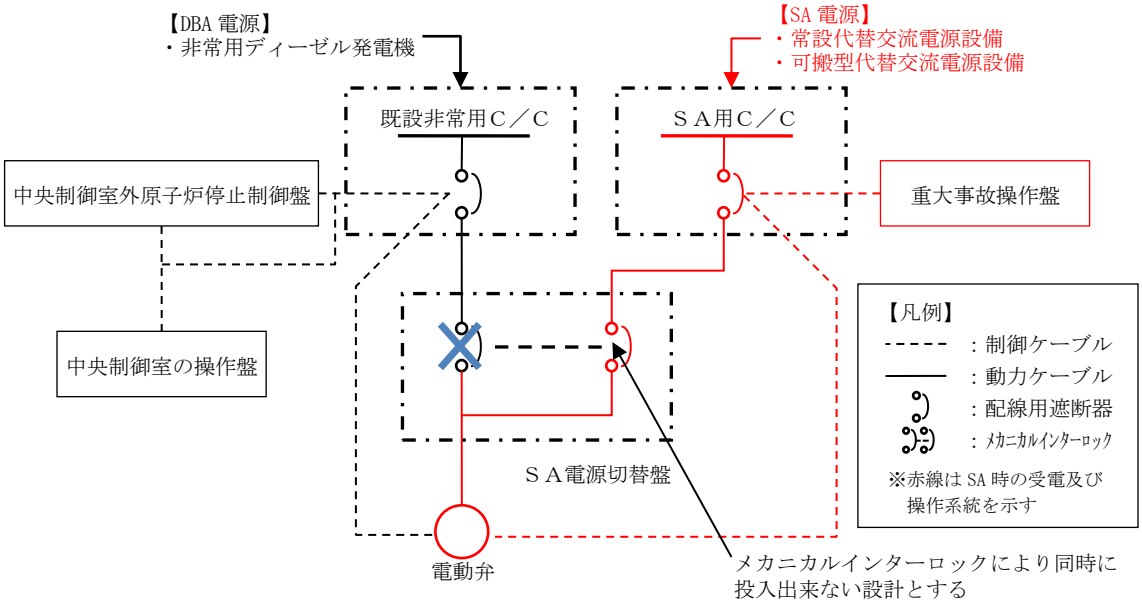
本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 57-9-12 図　単線結線図＿低圧原子炉代替注水（47 条）



第 57-9-13 図　電源切替及び操作系統図（既設非常用Ｃ／Ｃからの電源供給時）



第 57-9-14 図　電源切替及び操作系統図（ＳＡ用Ｃ／Ｃからの電源供給時）

1.3.2　原子炉補機代替冷却系【48 条】

原子炉補機代替冷却系は重大事故時に最終ヒートシンクへ熱を輸送するための重大事故防止設備であり,当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。)」である。(第 57-9-15～16 図)

原子炉補機代替冷却系の主要設備を第 57-9-11 表に示す。

第 57-9-11 表　原子炉補機代替冷却系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
－	原子炉補機代替冷却系	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）
ポンプ	大型送水ポンプ車 移動式代替熱交換設備（移動式代替熱交換設備淡水ポンプ)	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機海水ポンプ
電動弁	A-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7A)(DB 兼用) B-RHR 熱交冷却水出口弁 (MV214-7B)(DB 兼用)	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1A) B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁 (MV214-1B) A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 (MV214-3A) B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁 (MV214-3B) A-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7A) B-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7B)
熱交換器	移動式代替熱交換設備（熱交換器)	原子炉補機冷却系熱交換器

原子炉補機代替冷却系は,移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車で構成する。

移動式代替熱交換設備は原子炉建物の南側又は西側に設置し,第 57-9-17 図のとおりガスタービン発電機から電源を供給する単独の系統とすることにより,設計基準事故対象施設である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の機器（電路含む）と位置的分散を図っている。

大型送水ポンプ車はディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし,屋外の原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）の海水ポンプと異なる区画に保管及び設置することで位置的分散を図っている。(第 57-9-18 図)

移動式熱交換設備の具体的な電路については，第 57-9-12 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-12 表　電路ルート図　原子炉補機代替冷却系（48 条）

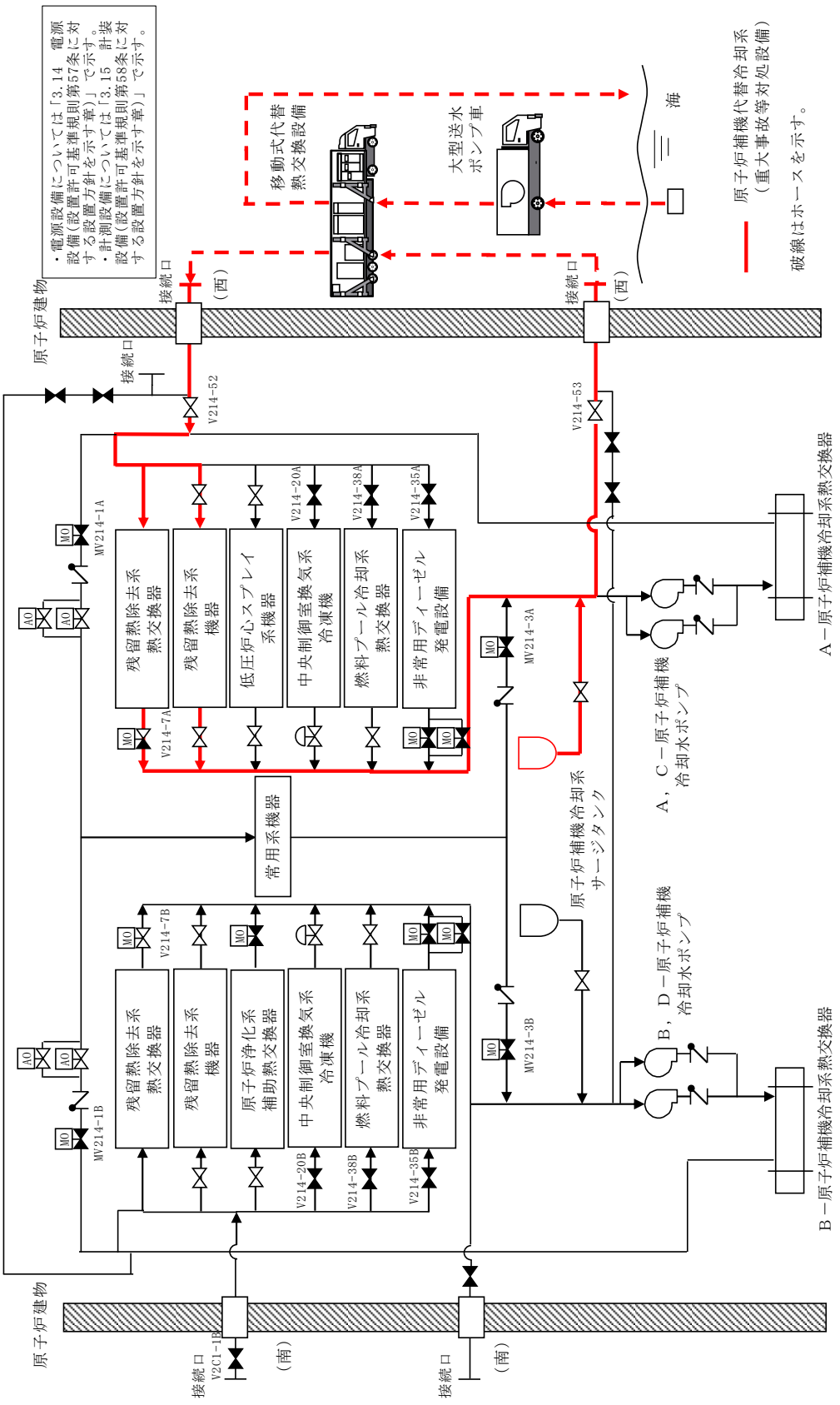
単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-9-17 図）	第 48-1～12 図	57-9-(48-1～12)
制御用（第 57-9-12-1 表）	第 48-13～24 図	57-9-(48-13～24)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

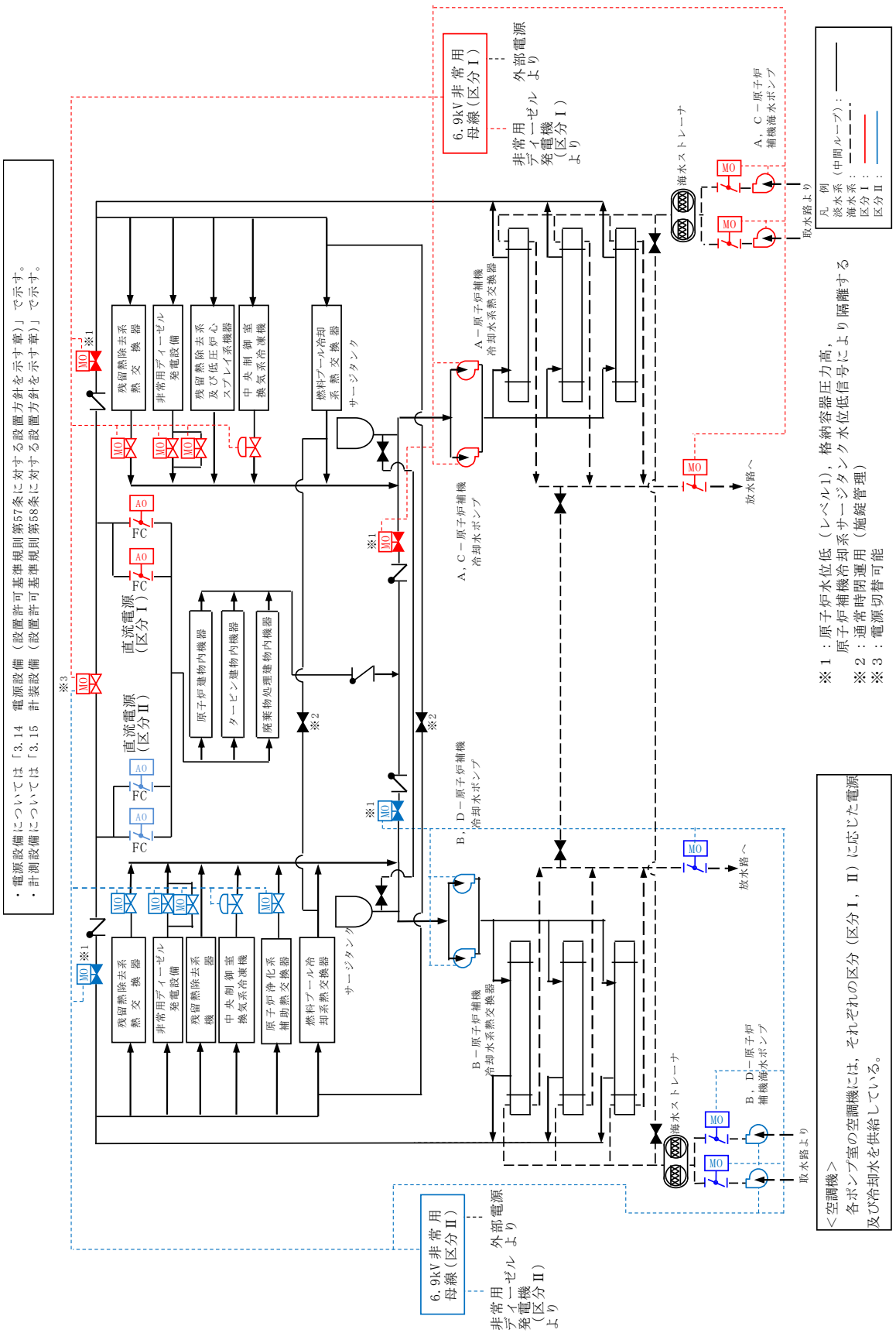
第 57-9-12-1 表　制御用電路　原子炉補機代替冷却系（48 条）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器	SA 対策設備用分電盤(2)	D1-1	安全設備制御盤(2-903)	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)
S1-2	SA 対策設備用分電盤(2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)	R/B C1-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C1-C/C	A-RCW 常用補機冷却水入口切替弁(MV214-1A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	D2-2	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D1-C/C
S3	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-4	R/B D1-C/C	B-RCW 常用補機冷却水入口切替弁(MV214-1B)
S4	SA2-C/C	A-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7A)	D3-1	安全設備制御盤(2-903)	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)
S5	SA2-C/C	B-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7B)	D3-2	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)	R/B C2-C/C
			D3-3	R/B C-C/C	A-RCW 常用補機冷却水出口切替弁(MV214-3A)

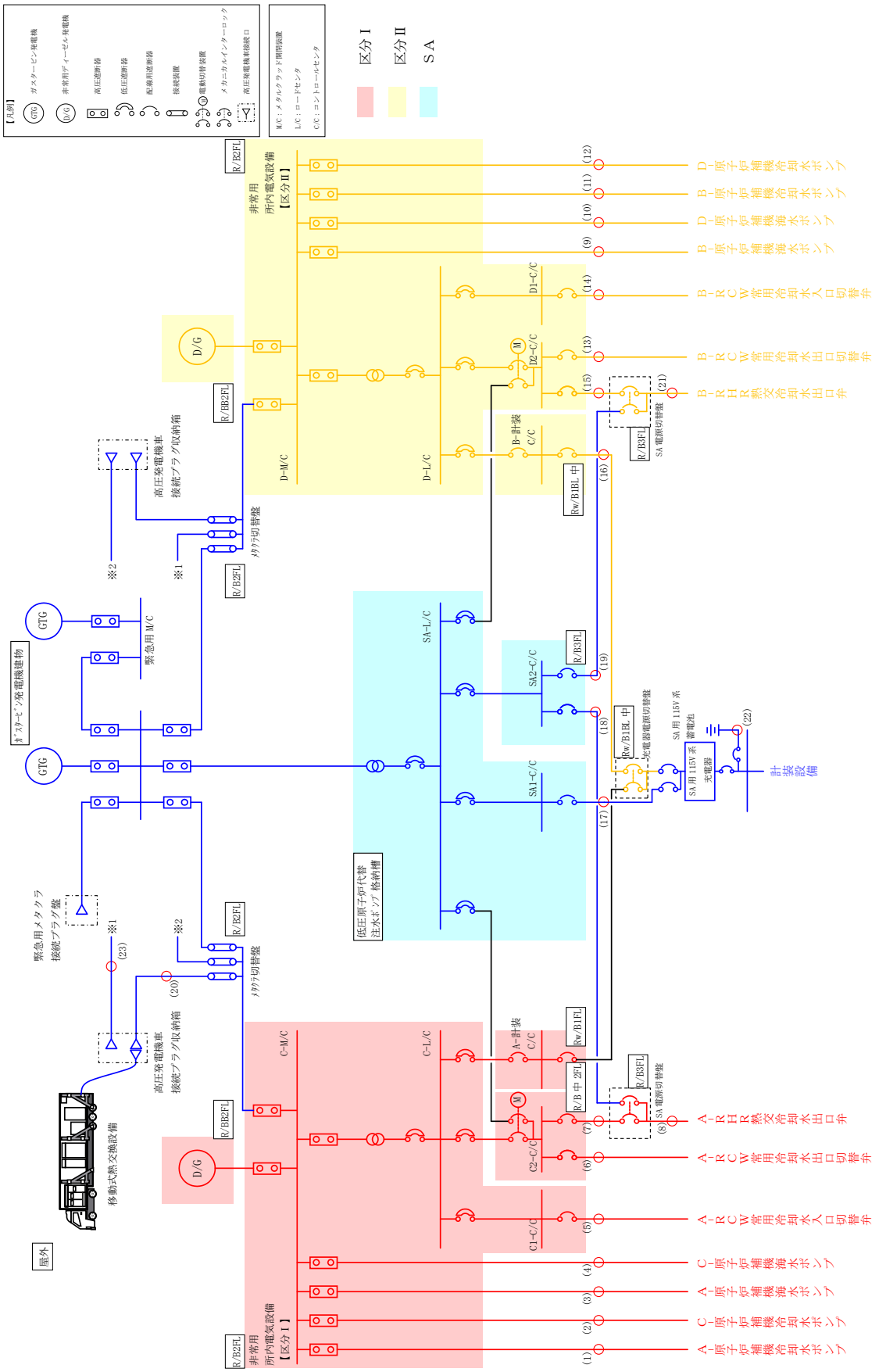
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
			D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)
			D4-2	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D4-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D2-C/C
			D4-4	R/B D2-C/C	B-RCW 常用補機冷却水出口切替弁(MV214-3B)
			D5-1	安全設備制御盤(2-903)	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)
			D5-2	A-原子炉補助継電器盤(2-971A)	R/B C2-C/C
			D5-3	R/B C-C/C	A-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7A)
			D6-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)
			D6-2	B-原子炉補助継電器盤(2-971B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D6-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D2-C/C
			D6-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交冷却水出口弁(MV214-7B)



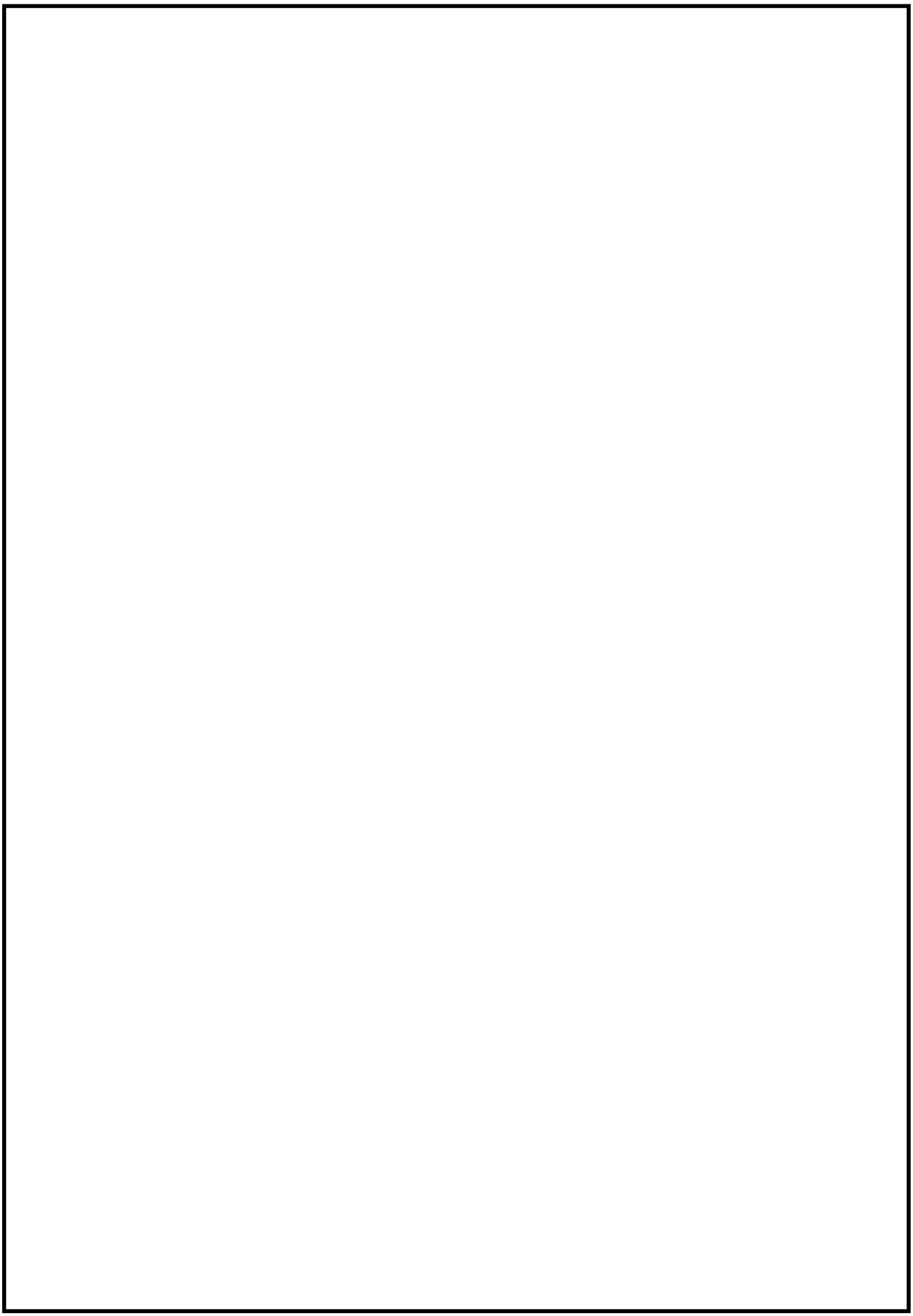
第 57-9-15 図　原子炉補機代替冷却系　系統概要図
（A系の例）



第 57-9-16 図　原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）　系統概要図



第 57-9-17 図　単線結線図＿原子炉補機代替冷却系（48 条）



第 57-9-18 図　原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）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。

1.3.3　格納容器フィルタベント系【48 条】

格納容器フィルタベント系は重大事故時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備を代替する機能を有する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器冷却モード)」である。(第 57-9-19，20 図)

格納容器フィルタベント系の主要設備を第 57-9-13 表に示す。

第 57-9-13 表　格納容器フィルタベント系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
―	格納容器フィルタベント系	残留熱除去系（格納容器冷却モード)
電動弁	NGC N2ﾄｰﾗｽ出口隔離弁(MV217-5) NGC N2ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ出口隔離弁(MV217-4) NGC 非常用ｶﾞｽ処理入口隔離弁(MV217-18) NGC 非常用ｶﾞｽ処理入口隔離弁ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV217-23) SGT FCVS 第 1 ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ入口弁(MV226-13)	A-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV222-2A) B-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV222-2B) A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3A) B-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3B) A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4A) B-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4B) A-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-16A) B-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-16B) A-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁(MV222-17A) B-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁(MV222-17B)
計装設備	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放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） スクラバ容器圧力 スクラバ容器水位 スクラバ容器温度 ドライウェル圧力（SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) ドライウェル温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA)	残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力

残留熱除去系（格納容器冷却モード）は原子炉建物原子炉棟に設置，格納容器フィルタベント系は屋外に設置されており位置的分散を図る設計としている。（第 57-9-21～23 図)

格納容器フィルタベント系の電動弁は,ガスタービン発電機から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由して電源を受電している。一方，電源が喪失した場合を想定し,動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

格納容器フィルタベント系のドレンポンプ及び計装装置は第 57-9-24 図の通りガスタービン発電設備建物に設置するガスタービン発電機から,代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器冷却モード）は第 57-9-24 図の通り原子

炉建物付属棟地下２階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図っている。

また，格納容器フィルタベント系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器冷却モード）使用時の機器への電路とは米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-14表）

具体的な電路については，第57-9-14表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第57-9-14表　電路ルート図　格納容器フィルタベント系（48条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第57-9-24図）	第48-25～35図	57-9-(48-25～35)
計装設備用（第57-9-14-1表）	第48-36～47図	57-9-(48-36～47)
制御用（第57-9-14-2表）	第48-48～59図	57-9-(48-48～59)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

第 57-9-14-1 表　計装用電路　格納容器フィルタベント系（48 条）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S1	第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ出口水素濃度	現場計器 屋外	中央制御室 重大事故操作盤	D1-1	残留熱除去ポンプ出口流量（A）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S2-1	第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ出口放射線ﾓﾆﾀ(高ﾚﾝｼﾞ)	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-2	残留熱除去ポンプ出口流量（B）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S2-2	第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ出口放射線ﾓﾆﾀ(高ﾚﾝｼﾞ)	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-3	残留熱除去ポンプ出口流量（C）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S2-3	第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ出口放射線ﾓﾆﾀ(低ﾚﾝｼﾞ)	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-1	残留熱除去ポンプ出口圧力（A）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S3-1	ｽｸﾗﾊﾞ容器圧力	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-2	残留熱除去ポンプ出口圧力（B）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S3-2	ｽｸﾗﾊﾞ容器圧力	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-3	残留熱除去ポンプ出口圧力（C）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S3-3	ｽｸﾗﾊﾞ容器圧力	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S3-4	ｽｸﾗﾊﾞ容器圧力	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-1	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-2	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-3	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-4	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-5	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-6	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-7	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-8	ｽｸﾗﾊﾞ容器水位	現場計器 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S5-1	ｽｸﾗﾊﾞ容器温度	現場計器 第１ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-2	ｽｸﾗﾊﾞ容器温度	現場計器 第１ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-3	ｽｸﾗﾊﾞ容器温度	現場計器 第１ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-4	ｽｸﾗﾊﾞ容器温度	現場計器 第１ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S6-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 中２階	中央制御室 重大事故操作盤				
S6-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 ３階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-1	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 中２階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-2	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 ３階	中央制御室 重大事故操作盤				

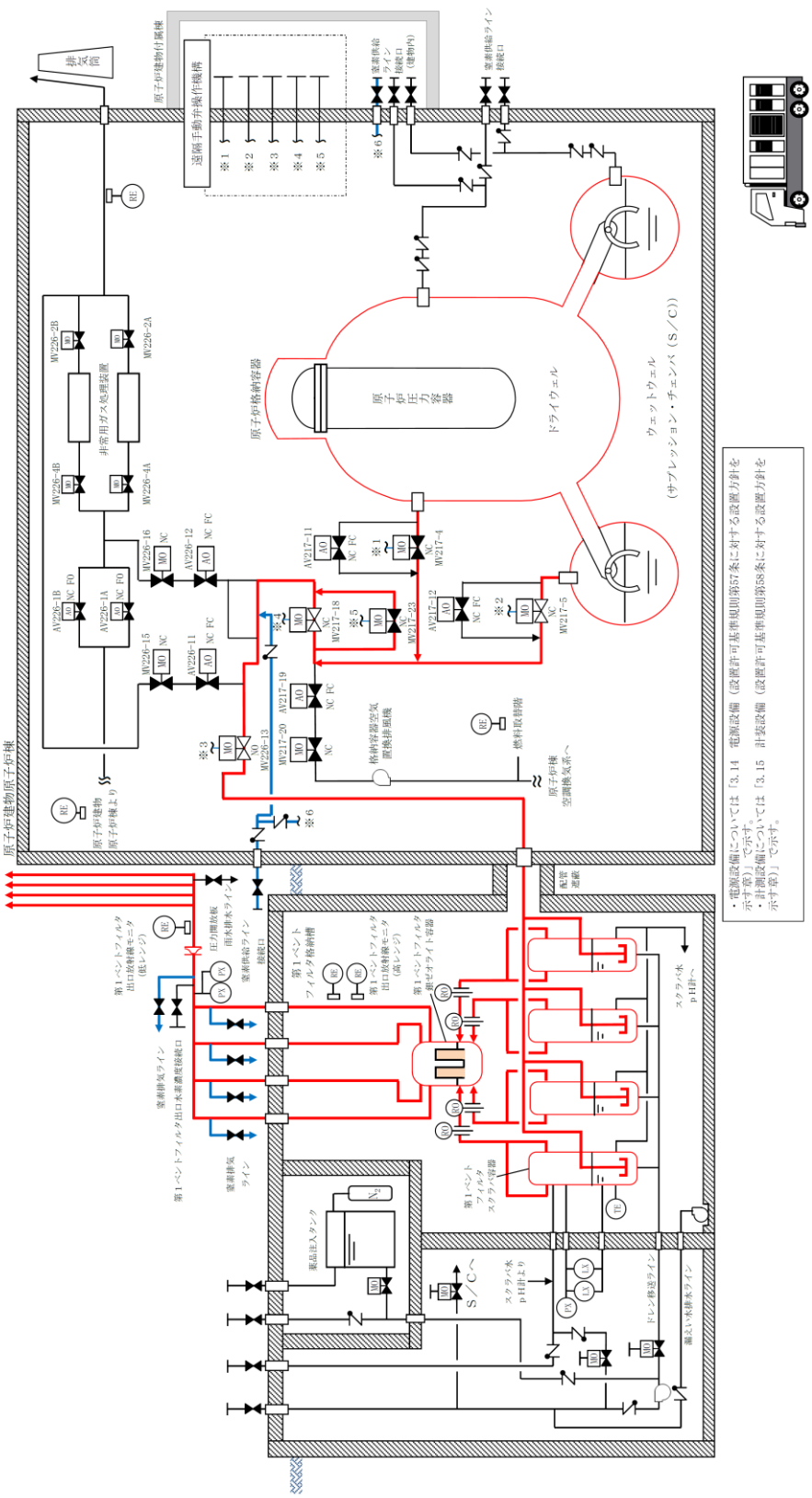
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S8-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-3	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-5	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-6	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S8-7	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-1	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ 温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-2	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ 温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				

第 57-9-14-2 表　制御用電路　格納容器フィルタベント系（48 条）

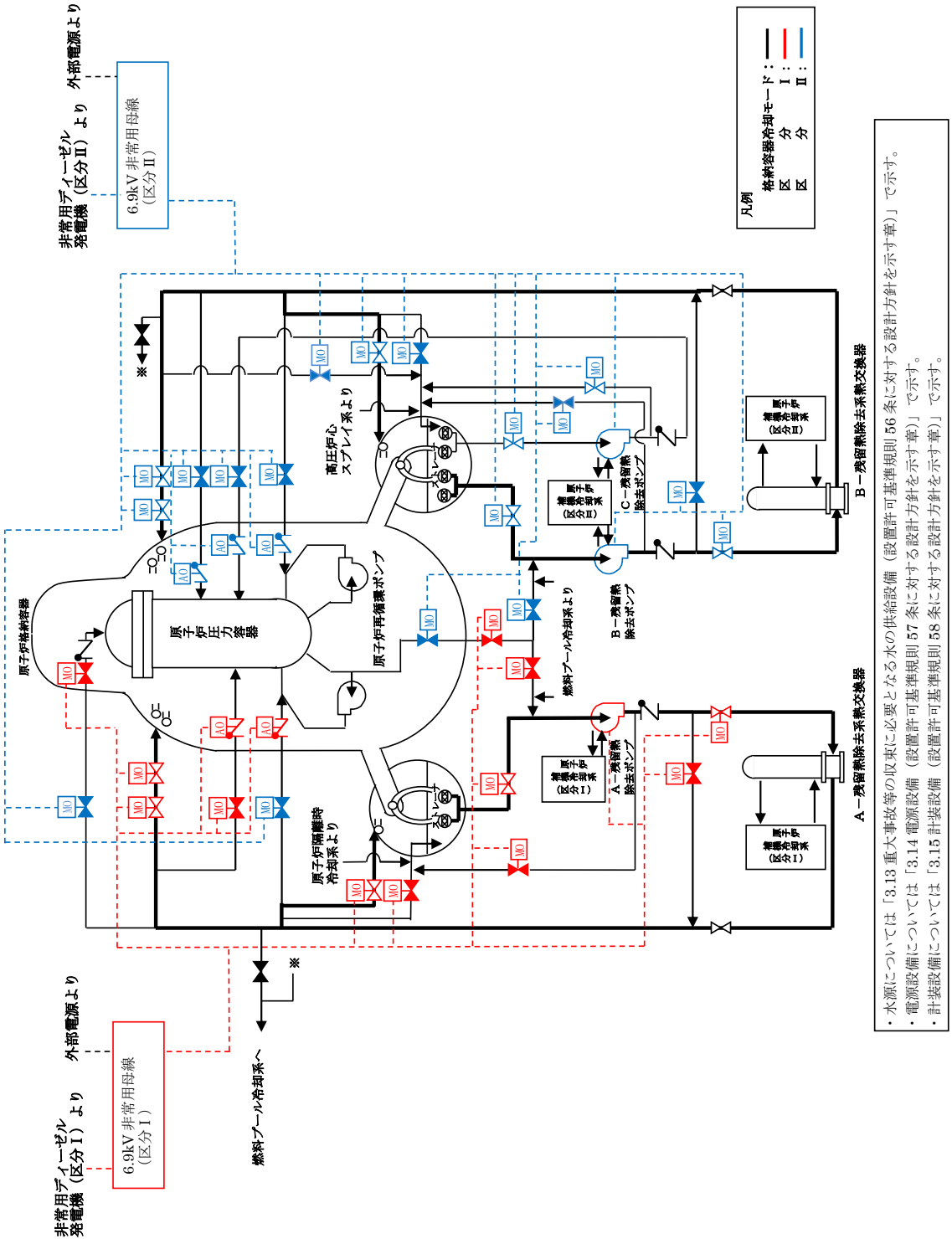
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器	SA 対策設備用分電盤(2)	D1-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S1-2	SA 対策設備用分電盤(2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV222-2A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	D2-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D2-C/C
S3	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D2-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV222-2B)
S4	SA2-C/C	NGC N2 ﾄｰﾗｽ出口隔離弁(MV217-5)	D3-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S5	SA2-C/C	NGC N2 ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ出口隔離弁(MV217-4)	D3-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
S6	SA2-C/C	NGC 非常用ｶﾞｽ処理入口隔離弁(MV217-18)	D3-3	R/B C2-C/C	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3A)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S7	SA2-C/C	NGC 非常用ｶﾞｽ処理入口隔離弁ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV217-23)	D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
S8	SA2-C/C	SGT FCVS 第1ﾍﾞﾝﾄﾌｨﾙﾀ入口弁(MV226-13)	D4-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
			D4-3	R/B D2-C/C	B-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第1ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3B)
			D5-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
			D5-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
			D5-3	R/B C2-C/C	A-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4A)
			D6-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D6-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
			D6-3	R/B D2-C/C	B-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4B)
			D7-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
			D7-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C

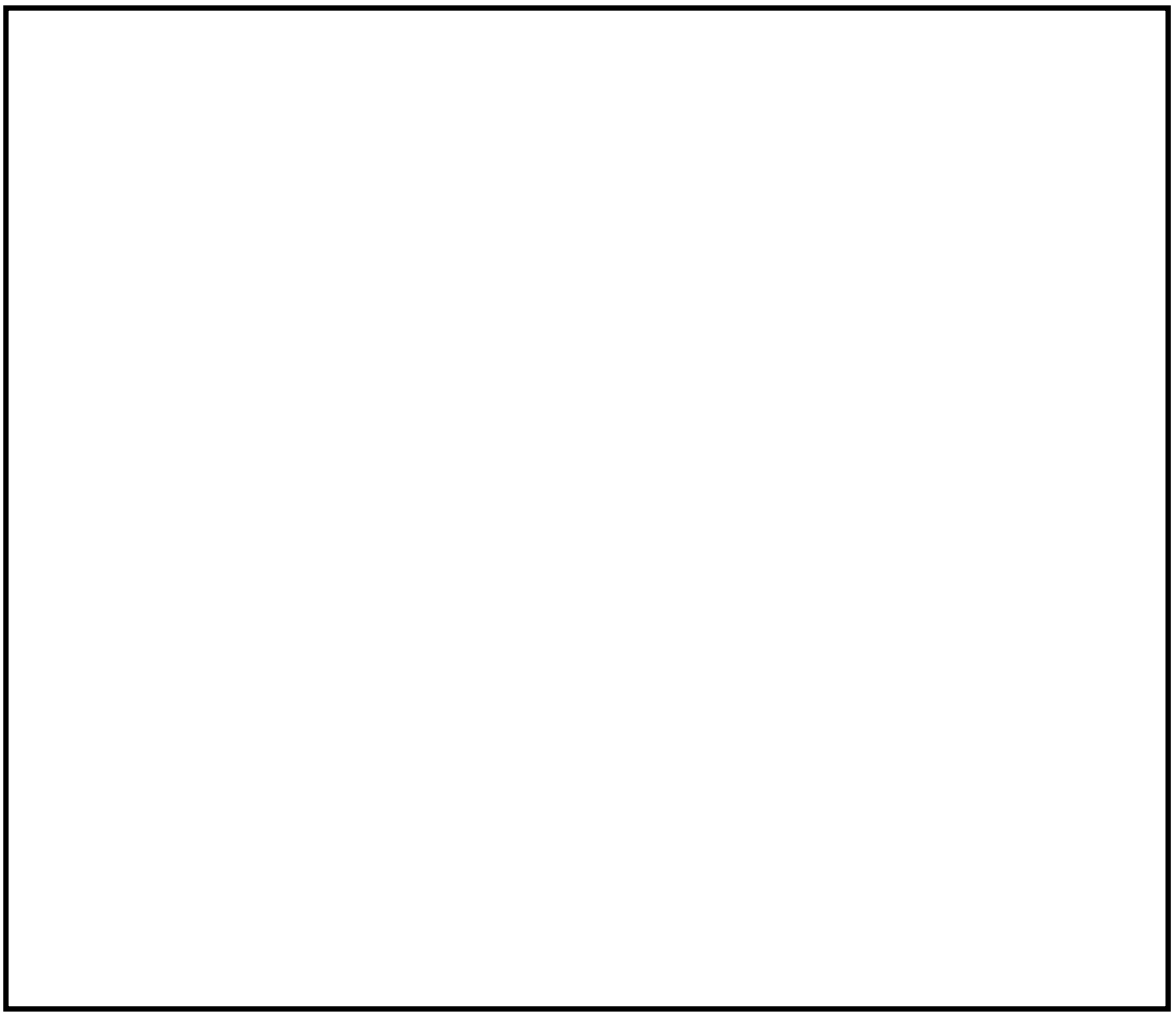
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
			D7-3	R/B C1-C/C	A-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-16A)
			D8-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D8-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D8-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D1-C/C
			D8-4	R/B D1-C/C	B-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-16B)
			D9-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
			D9-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C
			D9-3	R/B C1-C/C	A-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁(MV222-17A)
			D10-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D10-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D10-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D1-C/C
			D10-4	R/B D1-C/C	B-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁(MV222-17B)



第 57-9-19 図　格納容器フィルタベント系　系統概要図

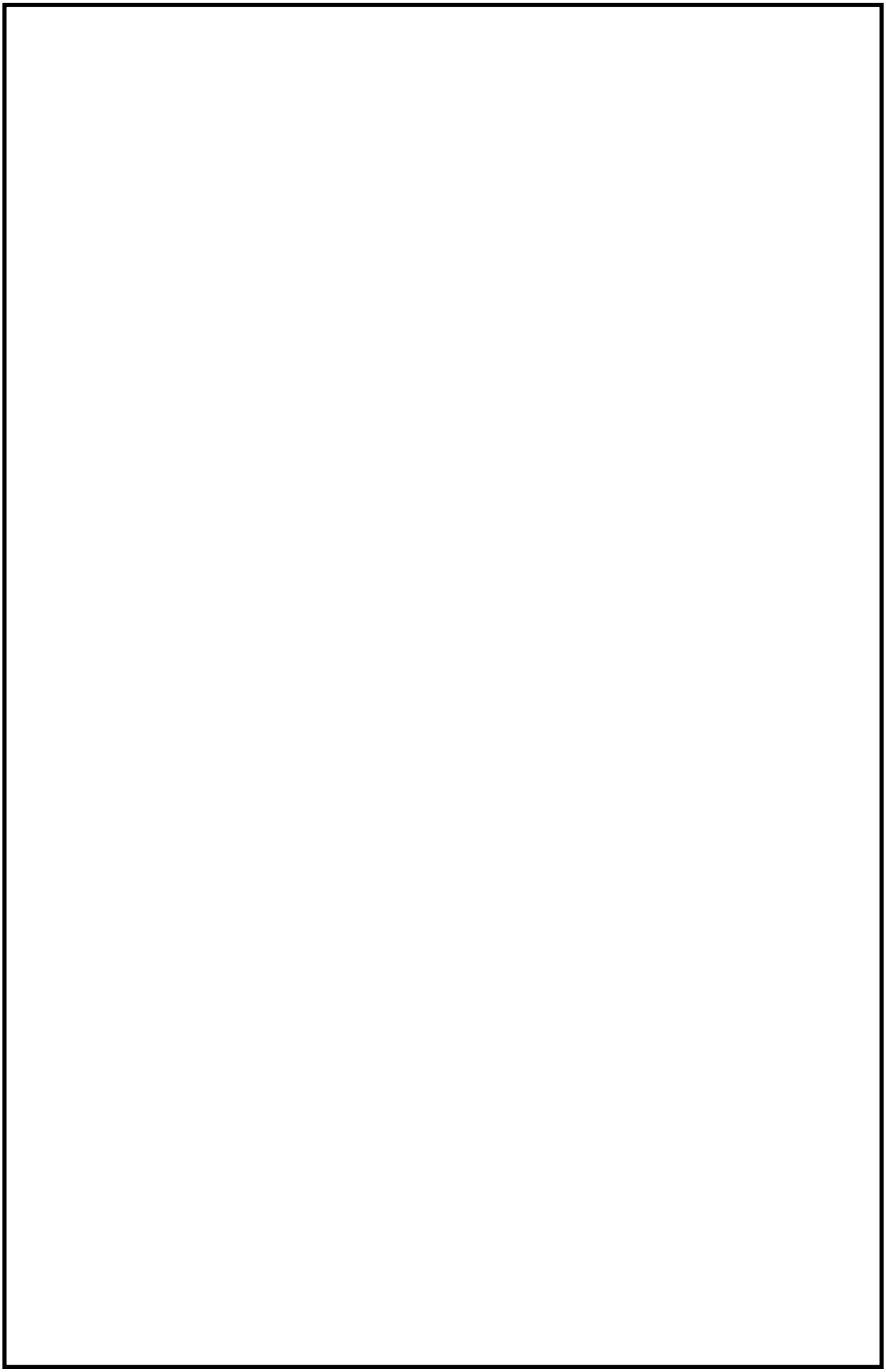


第 57-9-20 図　残留熱除去系（格納容器冷却モード）　系統概要図



第 57-9-21 図　残留熱除去ポンプの配置図

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。

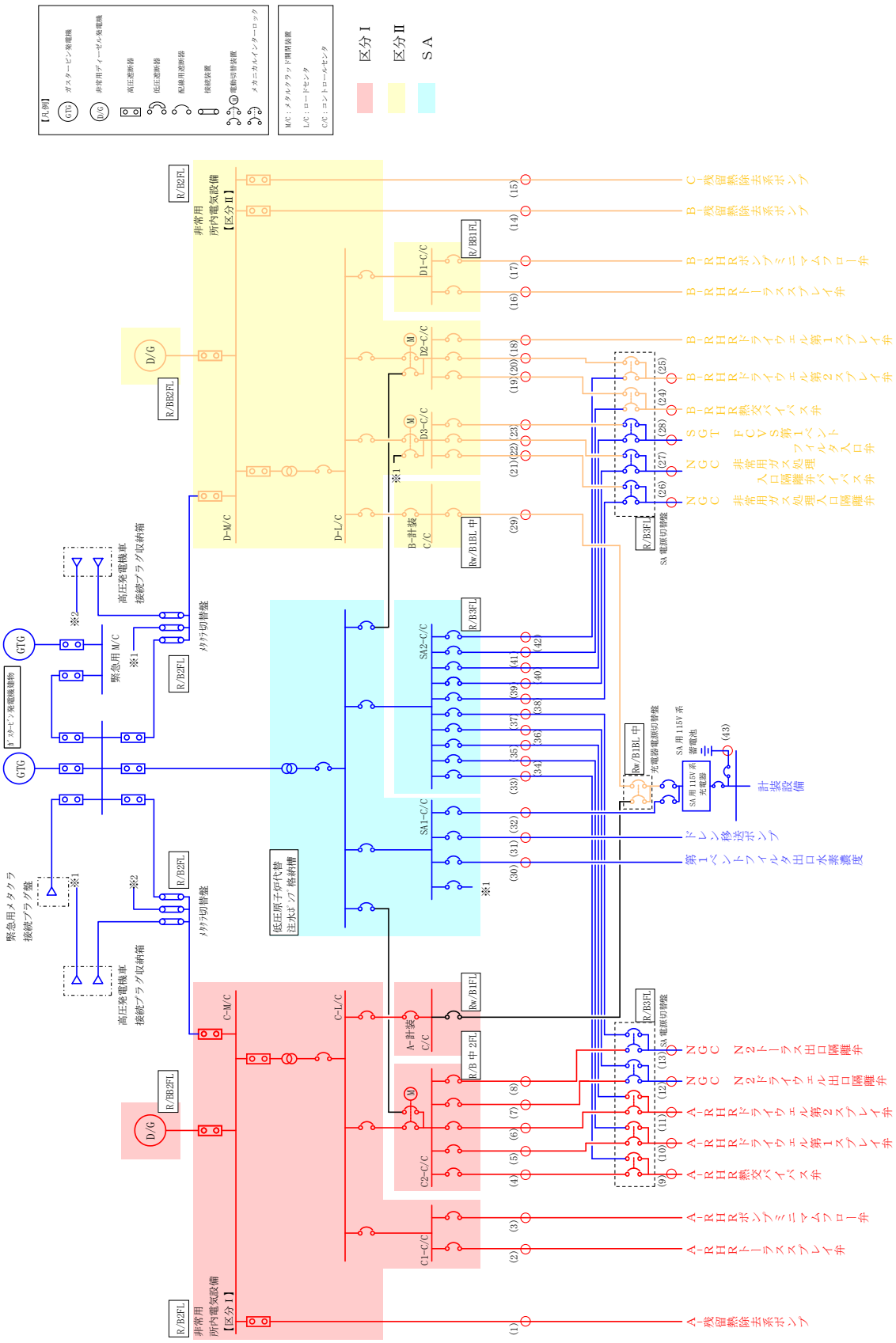


第 57-9-22 図　格納容器フィルタベント系の配置図（１／２）

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。

第 57-9-23 図　格納容器フィルタベント系の配置図（２／２）

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。



第 57-9-24 図　単線結線図__格納容器フィルタベント系（48 条）

1.3.4　格納容器代替スプレイ冷却系【49 条】

格納容器代替スプレイ系は重大事故時に原子炉格納容器を冷却するための常設及び可搬設備であり，当該設備が対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器冷却モード）」である。（第 57-9-25～27 図）

格納容器代替スプレイ系の主要設備を第 27-9-15 表に示す。

第 57-9-15 表　格納容器代替スプレイ系の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
－	格納容器代替スプレイ系（常設） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車	残留熱除去ポンプ
電動弁	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-3A）（DB 兼用） A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-4A）（DB 兼用） B-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-4B）（DB 兼用） FLSR 注水隔離弁（MV2B2-4）	A-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁（MV222-2A） B-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁（MV222-2B） A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-3A） B-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-3B） A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-4A） B-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-4B） A-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-16A） B-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁（MV222-16B） A-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁（MV222-17A） B-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁（MV222-17B）
計装設備	ドライウェル温度（SA） サプレッション・チェンバ温度（SA） ドライウェル圧力（SA） サプレッション・チェンバ圧力（SA） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（SA） 格納容器代替スプレイ流量 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	残留熱除去ポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口圧力

格納容器代替スプレイ系に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽に設置，残留熱除去系（格納容器冷却モード）のポンプは原子炉建物原子炉棟に設置しており，位置的分散を図る設計としている。（第 57-9-28 図）

低圧原子炉代替注水ポンプは，第 57-9-29 図の通り，ガスタービン発電設備建物に設置するガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器冷却モード）のポンプは第 57-9-29 図の通り原子炉建物付属棟地下 2 階に設置する非常用ディーゼル発電機から非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計としており，ガスタービン発電機と非常用ディーゼル発電機，

代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは,それぞれ位置的分散を図っている。

また，低圧原子炉代替注水系使用時の機器への電路と，残留熱除去系（格納容器冷却モード）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-16表）

具体的な電路については,第57-9-16表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第57-9-16表　電路ルート図　格納容器代替スプレイ系（49条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第57-9-29図）	第49-1～9図	57-9-(49-1～9)
計装設備用（第57-9-16-1表）	第49-10～20図	57-9-(49-10～20)
制御用（第57-9-16-2表）	第49-21～33図	57-9-(49-21～33)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

第 57-9-16-1 表　計装用電路　格納容器代替スプレイ系（49 条）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S1-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-1	残留熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量(A)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S1-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-2	残留熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量(B)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-3	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D1-3	残留熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量(C)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-1	残留熱除去ポンプ出口圧力（A）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-903 盤
S1-5	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-2	残留熱除去ポンプ出口圧力（B）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤
S1-6	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤	D2-3	残留熱除去ポンプ出口圧力（C）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 2-904-1 盤

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S1-7	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S2-1	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ 温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S2-2	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ 温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S3-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 中２階	中央制御室 重大事故操作盤				
S3-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 ３階	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-1	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ 圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 中２階	中央制御室 重大事故操作盤				
S4-2	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ 圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 ３階	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S5-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S5-3	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤				
S6	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水位(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-1	格納容器代替スプレイ流量	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 重大事故操作盤				
S7-2	格納容器代替スプレイ流量	現場計器 原子炉建物付属棟 地下１階	中央制御室 重大事故操作盤				
S8	代替注水流量 （常設）	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				
S9-1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
ルート番号	計測点	始点	着点	ルート番号	計測点	始点	着点
S9-2	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤				

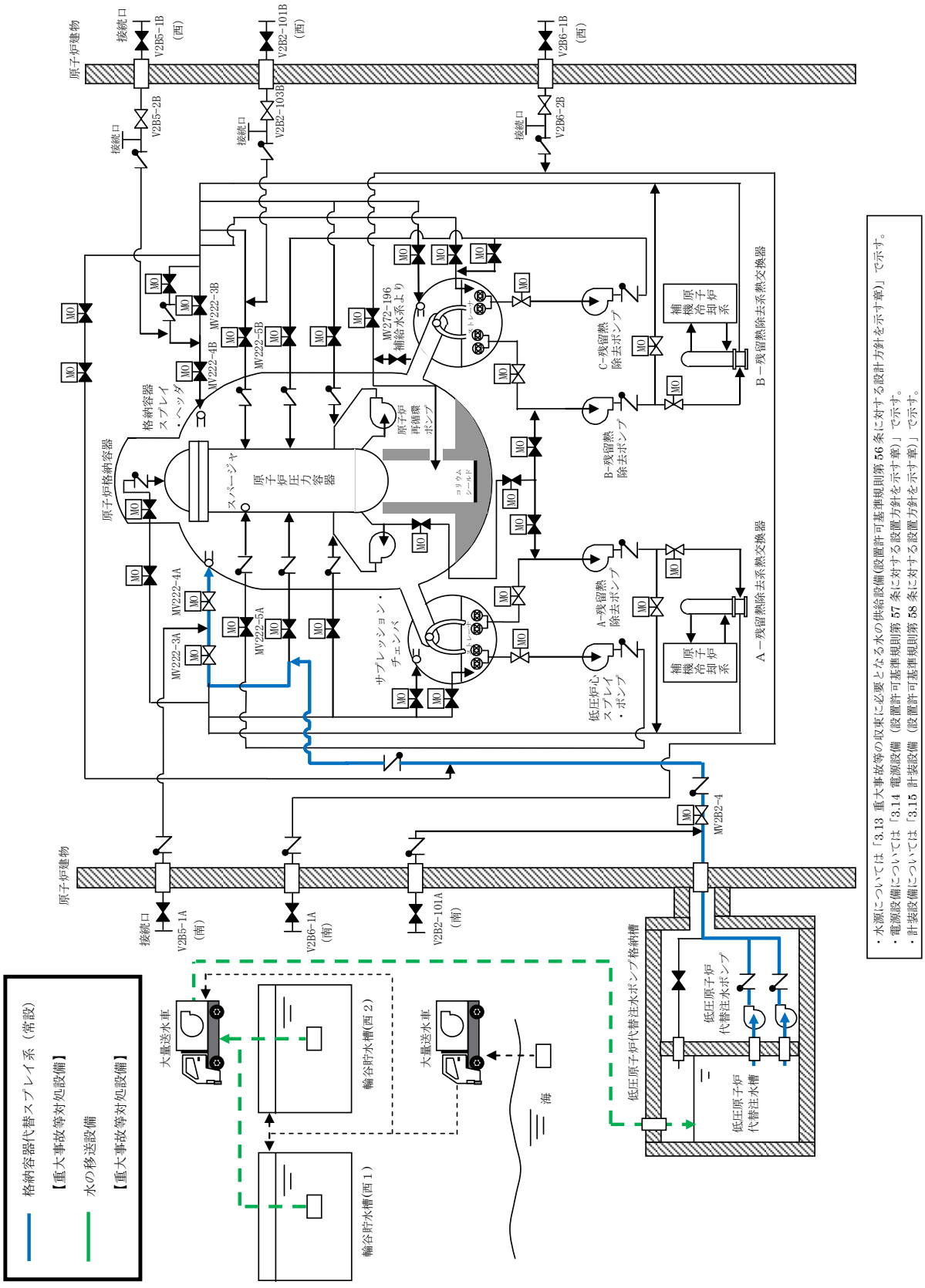
第 57-9-16-2 表　制御用電路　格納容器代替スプレイ系（49 条）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器	SA 対策設備用分電盤(2)	D1-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S1-2	SA 対策設備用分電盤(2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV222-2A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	D2-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D2-C/C
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D2-4	R/B D2-C/C	B-RHR 熱交ﾊﾞｲﾊﾟｽ弁(MV222-2B)
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D3-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S4	SA2-C/C	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3A)(DB 兼用)	D3-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C

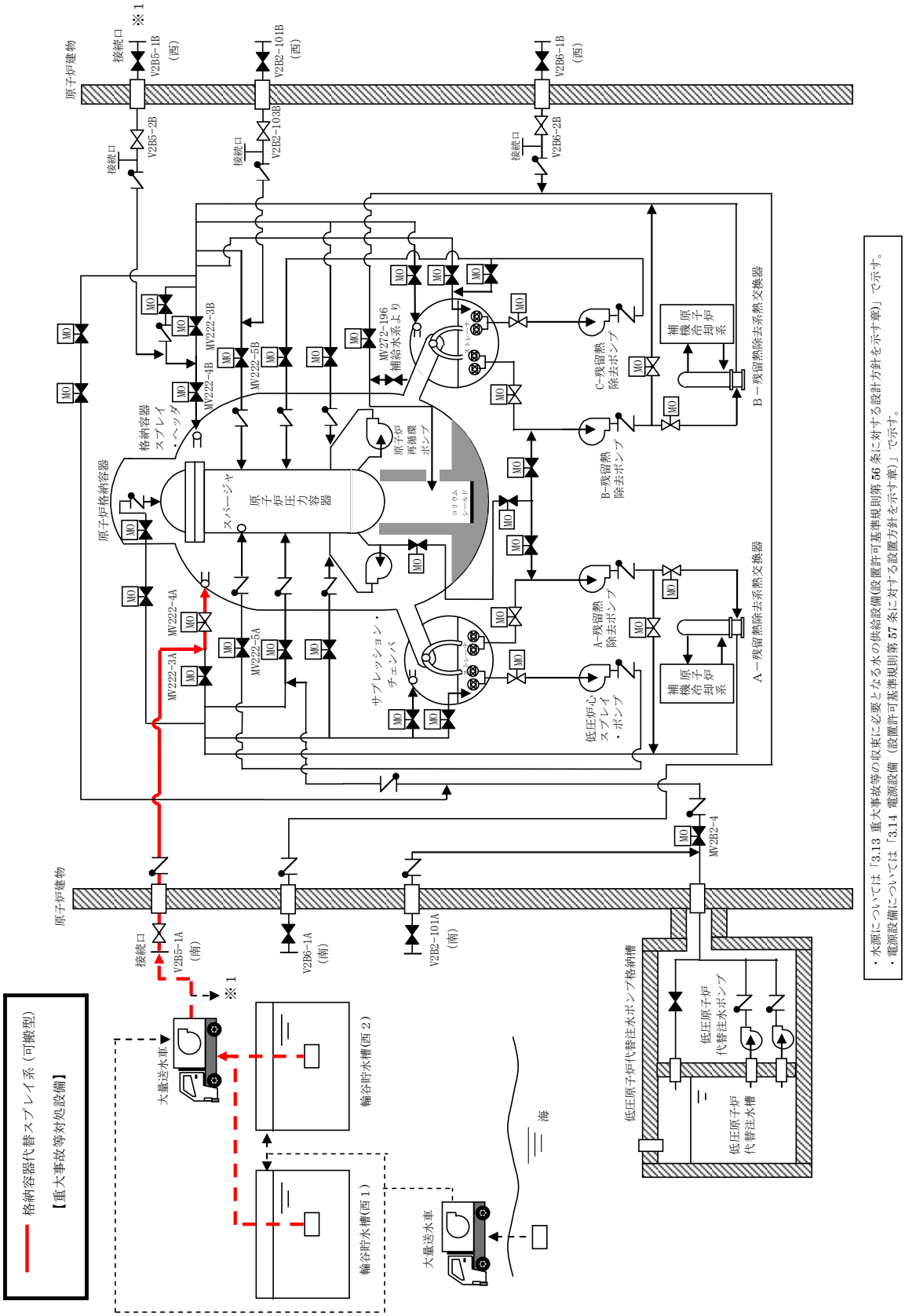
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S5	SA2-C/C	A-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4A)(DB兼用)	D3-3	R/B C2-C/C	A-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第1ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3A)
S6	SA2-C/C	B-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4B)(DB兼用)	D4-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR継電器盤(2-920B)
S7	SA1-C/C	FLSR注水隔離弁(MV2B2-4)	D4-2	B.C-RHR継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
			D4-3	R/B D2-C/C	B-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第1ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-3B)
			D5-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS継電器盤(2-920A)
			D5-2	A-RHR･LPCS継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
			D5-3	R/B C2-C/C	A-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4A)
			D6-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR継電器盤(2-920B)
			D6-2	B.C-RHR継電器盤(2-920B)	R/B D2-C/C
			D6-3	R/B D2-C/C	B-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4B)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
			D7-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
			D7-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C
			D7-3	R/B C1-C/C	A-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-16A)
			D8-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D8-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D8-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D1-C/C
			D8-4	R/B D1-C/C	B-RHR ﾄｰﾗｽｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-16B)
			D9-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
			D9-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C1-C/C
			D9-3	R/B C1-C/C	A-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁(MV222-17A)

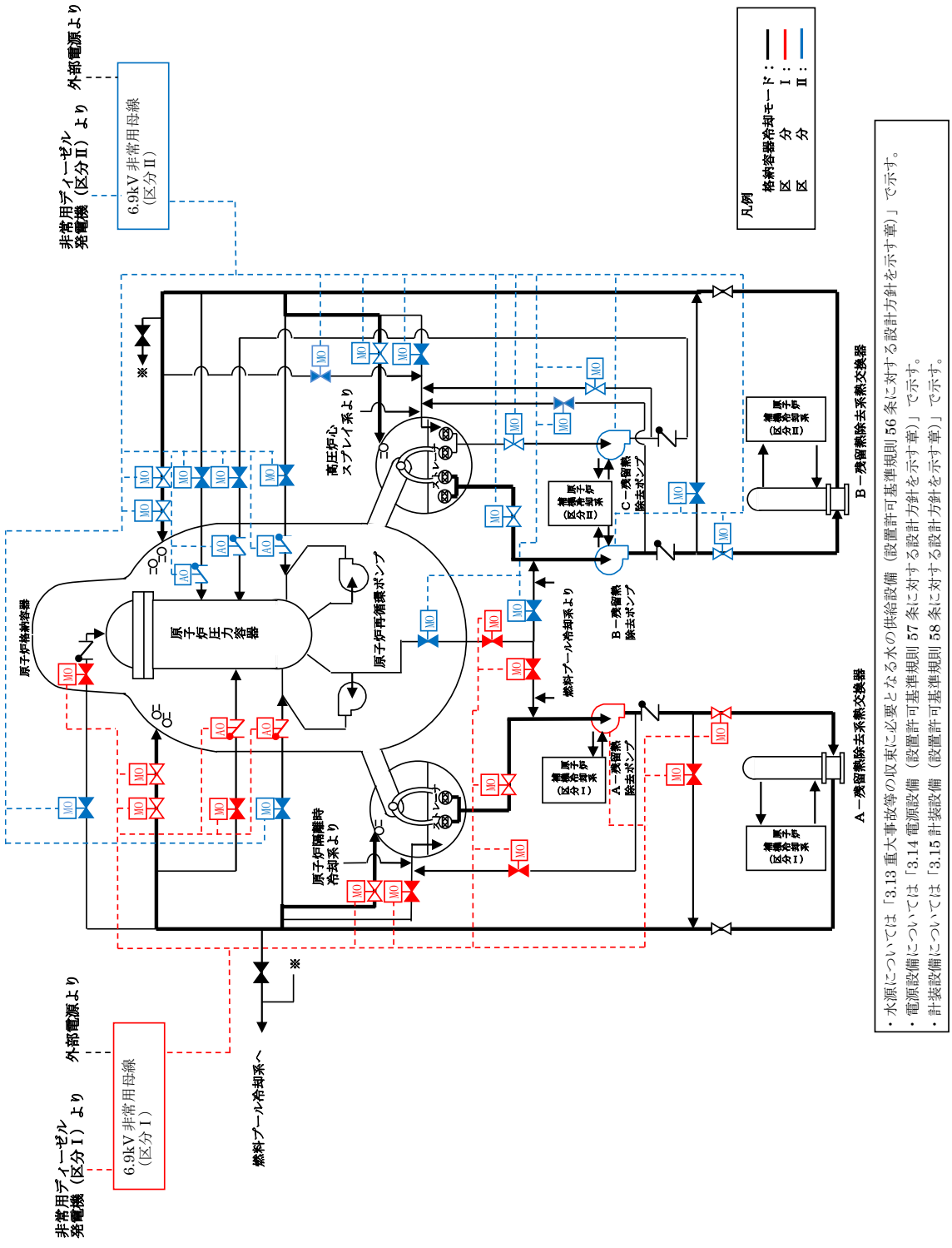
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
			D10-1	原子炉補機制御盤(2-904-1)	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)
			D10-2	B.C-RHR 継電器盤(2-920B)	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)
			D10-3	中央制御室外原子炉停止制御盤(2-2215-1)	R/B D1-C/C
			D10-4	R/B D1-C/C	B-RHR ﾎﾟﾝﾌﾟﾐﾆﾏﾑﾌﾛｰ弁(MV222-17B)



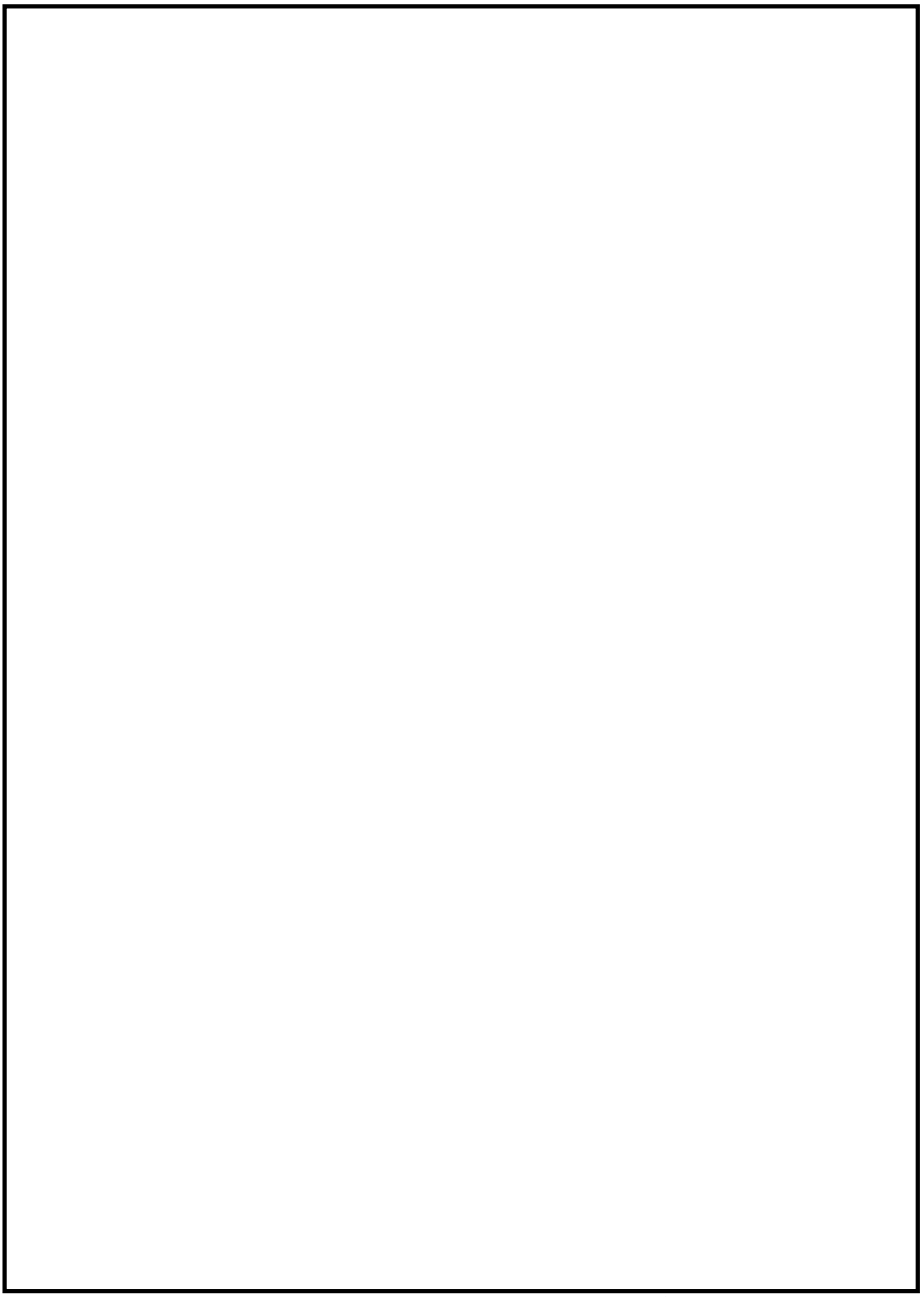
第 57-9-25 図　格納容器代替スプレイ系（常設）　系統概要図



第 57-9-26 図　格納容器代替スプレイ系（可搬型）　系統概要図
※Ａ－ＲＨＲラインからの格納容器代替スプレイの場合

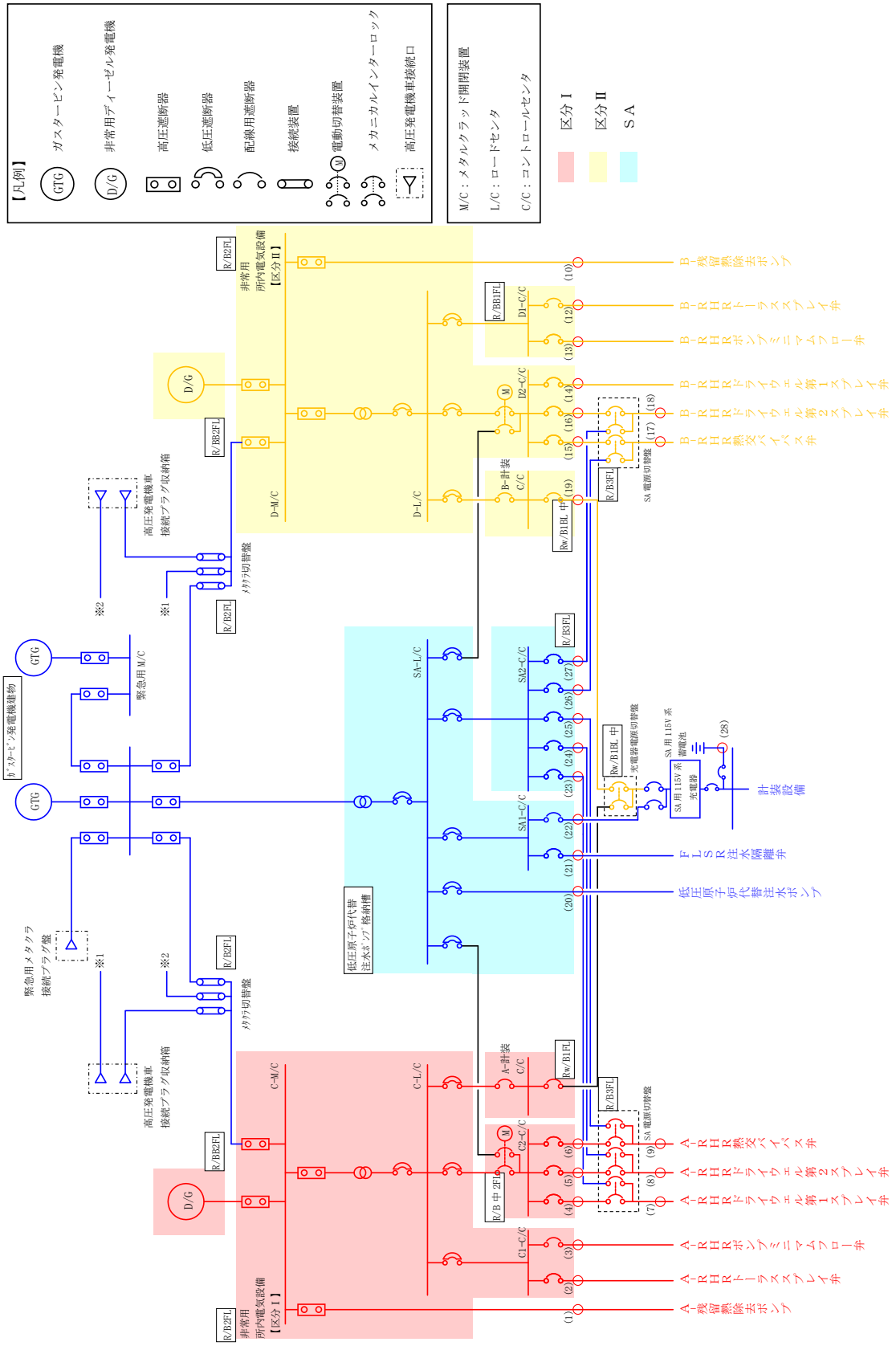


第 57-9-27 図　残留熱除去系（格納容器冷却モード）　系統概要図



第 57-9-28 図　低圧原子炉代替注水ポンプ及び残留熱除去ポンプの配置図

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。



第 57-9-29 図　単線結線図__格納容器代替スプレイ系（49 条）

1.3.4　格納容器下部注水設備【51 条】

ペデスタル代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための設備である。（第 57-9-30～32 図）

格納容器下部注水設備の主要設備を第 57-9-17 表に示す。

第 57-9-17 表　格納容器下部注水設備の主要設備について

機能	重大事故対処設備	対応する設計基準対象施設
－	ペデスタル代替注水系（常設） ペデスタル代替注水系（可搬型） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	－
ポンプ	低圧原子炉代替注水ポンプ 大量送水車	－
電動弁	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁 (MV222-3A)(DB 兼用) A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁 (MV222-4A)(DB 兼用) B-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁 (MV222-4B)(DB 兼用) FLSR 注水隔離弁(MV2B2-4) MUW PCV 代替冷却外側隔離弁 (MV272-196)(DB 兼用)	－
計装設備	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 ペデスタル水位 ペデスタル温度（ＳＡ） ペデスタル水温度（ＳＡ） ドライウェル温度(SA) サプレッション・チェンバ温度(SA) ドライウェル圧力(SA) サプレッション・チェンバ圧力(SA) ドライウェル水位 サプレッション・プール水位(SA) 格納容器代替スプレイ流量	－

なお，ペデスタル代替注水系及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）の各設備は以下の通り多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計としている。

①ポンプ

ペデスタル代替注水系（常設）のポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプ）は原子炉建物外の低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽に設置されており，ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）のポンプ（大量送水車）は屋外に設置されており，位置的分散を図っている。（第 57-9-33 図）

ペデスタル代替注水系（常設）のポンプ（低圧原子炉代替注水ポンプ）は常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）のポンプ（大量送水車）は，専用のエンジンにて運転する設計としており，それぞれ多様性を有している。

②電動弁

Ａ－ＲＨＲドライウェル第１スプレイ弁，Ａ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁，Ｂ－ＲＨＲドライウェル第２スプレイ弁，ＦＬＳＲ注水隔離弁及びＭＵＷＰＣＶ代替冷却外側隔離弁は，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から電源供給が可能な設計としており，それぞれ多重性を有している。

ペデスタル代替注水系（常設）及びペデスタル代替注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有している。

③計装設備

計装設備は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，また可搬型計器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。なお，計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有する設計とする。

①～③の多重性又は多様性を有する設備の電路は，米国電気電子工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（第 57-9-18 表）

具体的な電路については，第 57-9-18 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-9-18 表　電路ルート図　格納容器下部注水設備（51 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-9-34 図）	第 51-1～9 図	57-9-(51-1～9)
計装設備用（第 57-9-18-1 表）	第 51-10～20 図	57-9-(51-10～20)
制御用（第 57-9-18-2 表）	第 51-21～33 図	57-9-(51-19～33)

なお，単線結線図の番号とルート図の番号については，一致させている。

第 57-9-18-1 表　計装用電路　格納容器下部注水設備（51 条）

重大事故防止設備			
ルート番号	計測点	始点	着点
S1-1	ペデスタル代替注水流量	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 重大事故操作盤
S1-2	ペデスタル代替注水流量	現場計器 原子炉建物付属棟１階	中央制御室 重大事故操作盤
S1-3	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 重大事故操作盤
S1-4	ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	現場計器 原子炉建物付属棟１階	中央制御室 重大事故操作盤
S2	代替注水流量 （常設）	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S3-1	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S3-2	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	現場計器 低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-1	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-2	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-3	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S4-4	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S5-1	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S5-2	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S6-1	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S6-2	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤

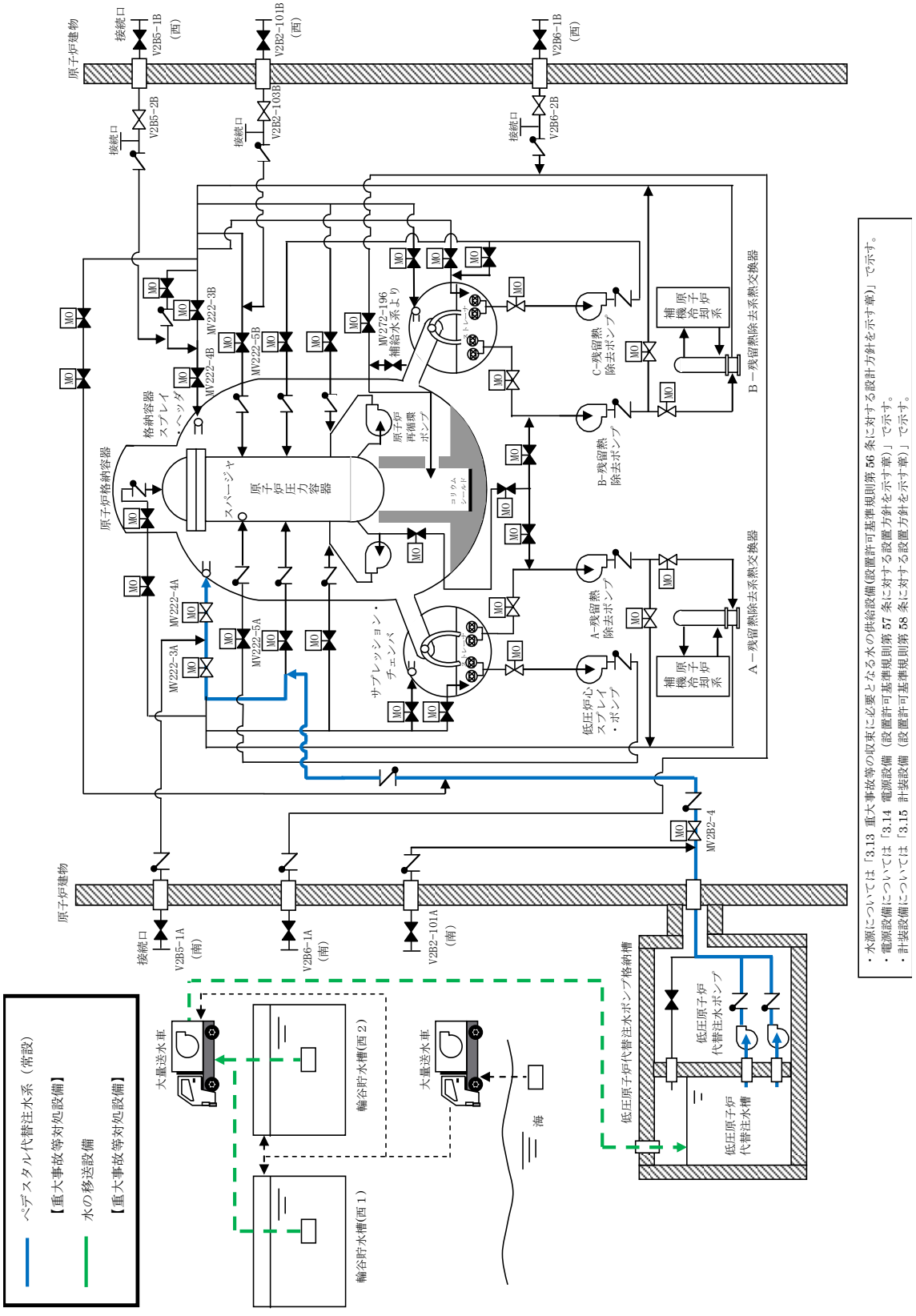
重大事故防止設備			
ルート番号	計測点	始点	着点
S7-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-3	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-4	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-5	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-6	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S7-7	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S8-1	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S8-2	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ温度(SA)	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S9-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 中２階	中央制御室 重大事故操作盤
S9-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 ３階	中央制御室 重大事故操作盤
S10-1	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 中２階	中央制御室 重大事故操作盤
S10-2	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ圧力(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 ３階	中央制御室 重大事故操作盤
S11-1	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S11-2	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤
S11-3	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	現場計器 原子炉格納容器内	中央制御室 重大事故操作盤

重大事故防止設備			
ルート番号	計測点	始点	着点
S12	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水位(SA)	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 重大事故操作盤
S13-1	格納容器代替スプレイ流量	現場計器 原子炉建物原子炉棟 地下２階	中央制御室 重大事故操作盤
S13-2	格納容器代替スプレイ流量	現場計器 原子炉建物付属棟 地下１階	中央制御室 重大事故操作盤

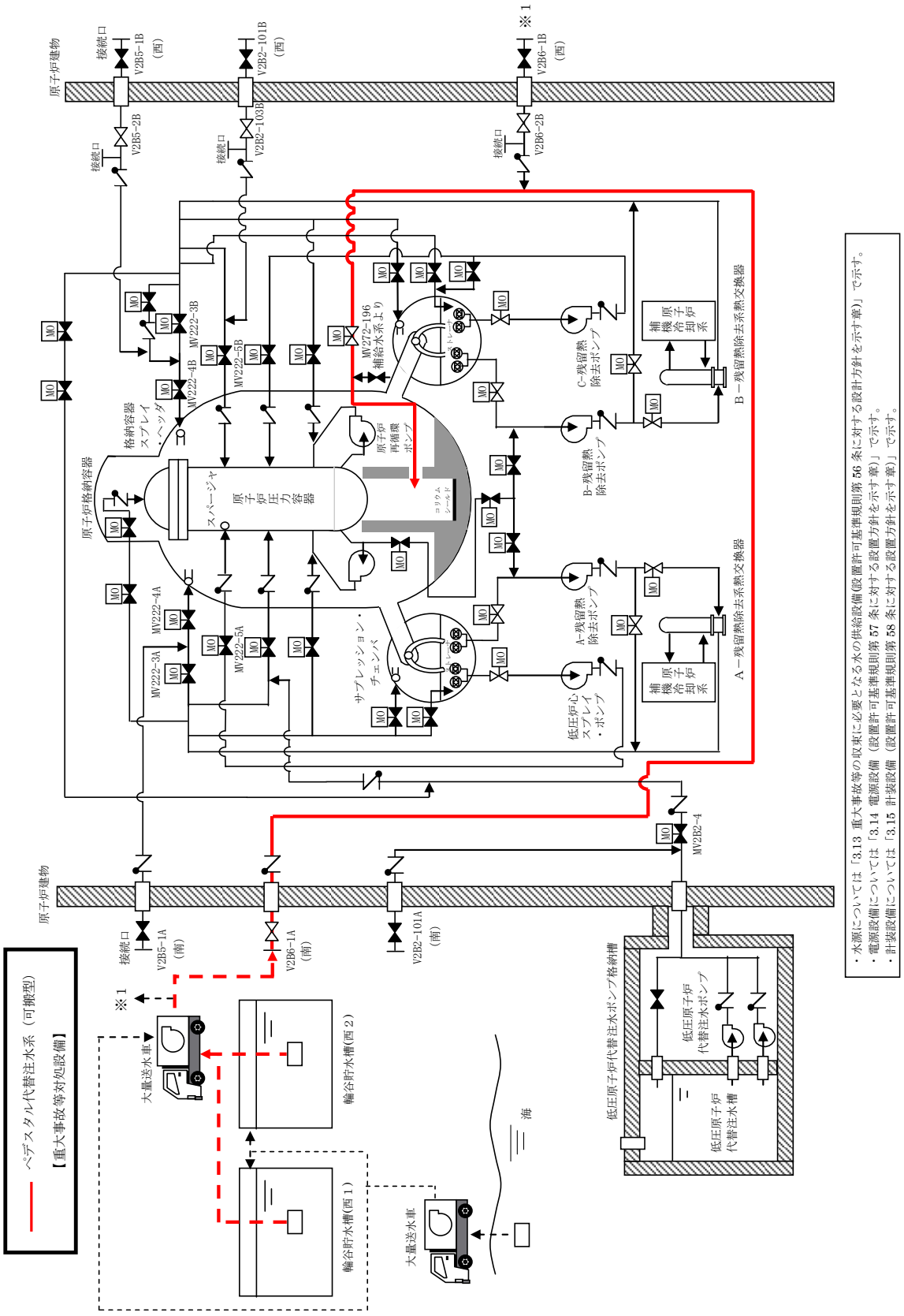
第 57-9-18-2 表　制御用電路　格納容器下部注水設備（51 条）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S1-1	SA 用 115V 系充電器	SA 対策設備用分電盤(2)	D1-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S1-2	SA 対策設備用分電盤(2)	重大事故インバータ盤	D1-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
S1-3	重大事故インバータ盤	重大事故監視補助盤	D1-3	R/B C2-C/C	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁 (MV222-3A)
S1-4	重大事故監視補助盤	重大事故操作盤	D2-1	安全設備制御盤(2-903)	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)
S2-1	重大事故操作盤	重大事故監視補助盤	D2-2	A-RHR･LPCS 継電器盤(2-920A)	R/B C2-C/C
S2-2	重大事故監視補助盤	重大事故制御盤	D2-3	R/B C2-C/C	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 2 ｽﾌﾟﾚｲ弁 (MV222-4A)
S3-1	重大事故制御盤	SA1-C/C	D3-1	AM 設備制御盤(2-974)	R/B D2-C/C
S3-2	重大事故継電器盤	SA2-C/C	D3-2	R/B D2-C/C	MUW PCV 代替冷却外側隔離弁 (MV272-196)
S4	SA2-C/C	A-RHR ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第 1 ｽﾌﾟﾚｲ弁 (MV222-3A)(DB 兼用)			

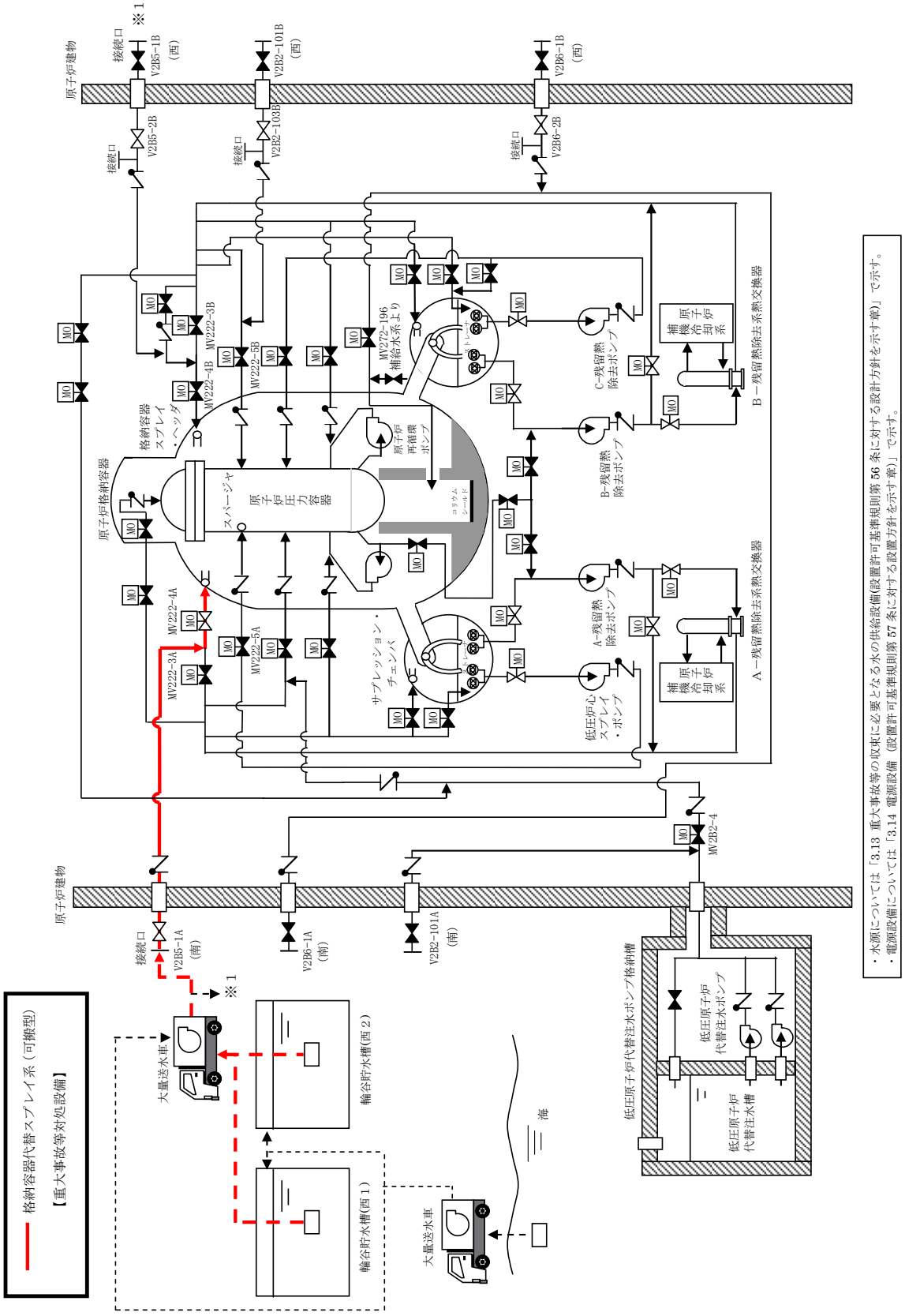
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
ﾙｰﾄ番号	始点	着点	ﾙｰﾄ番号	始点	着点
S5	SA2-C/C	A-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4A)(DB兼用)			
S6	SA2-C/C	B-RHRﾄﾞﾗｲｳｪﾙ第2ｽﾌﾟﾚｲ弁(MV222-4B)(DB兼用)			
S7	SA1-C/C	FLSR注水隔離弁(MV2B2-4)			
S8	SA2-C/C	MUW PCV代替冷却外側隔離弁(MV272-196) (DB兼用)			



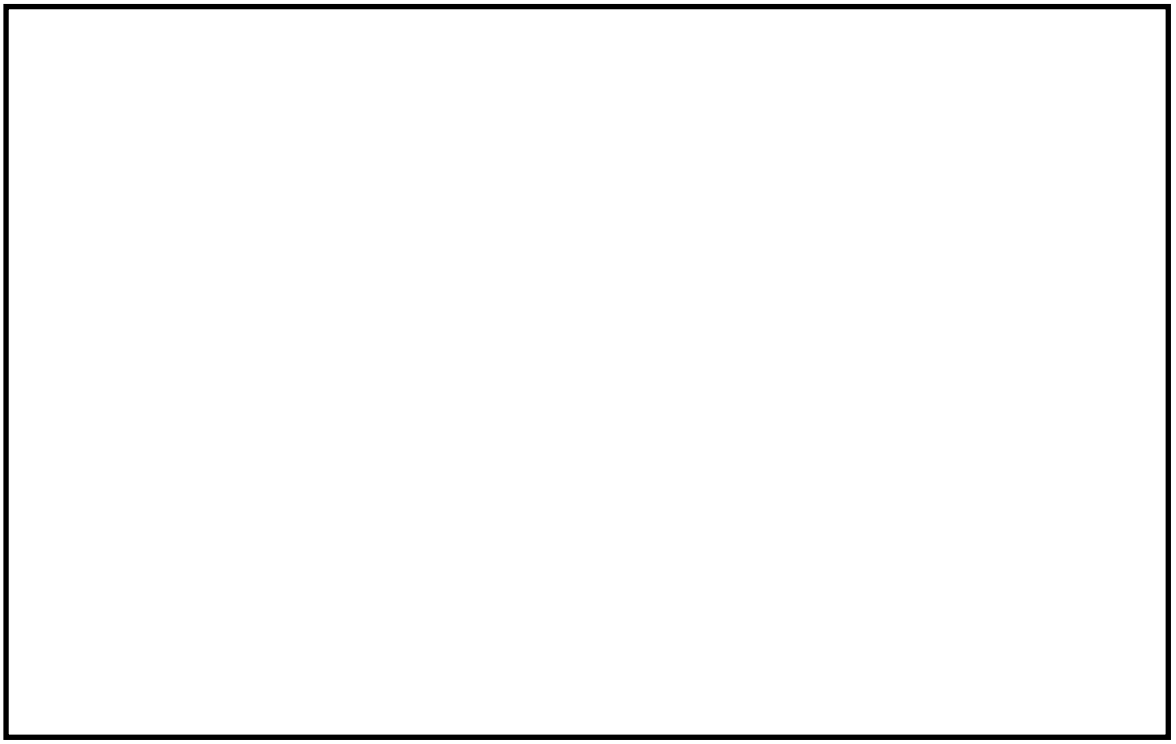
第 57-9-30 図　ペデスタル代替注水系（常設）系統概要図



第 57-9-31 図　ペデスタル代替注水系（可搬）系統概要図
（A系）

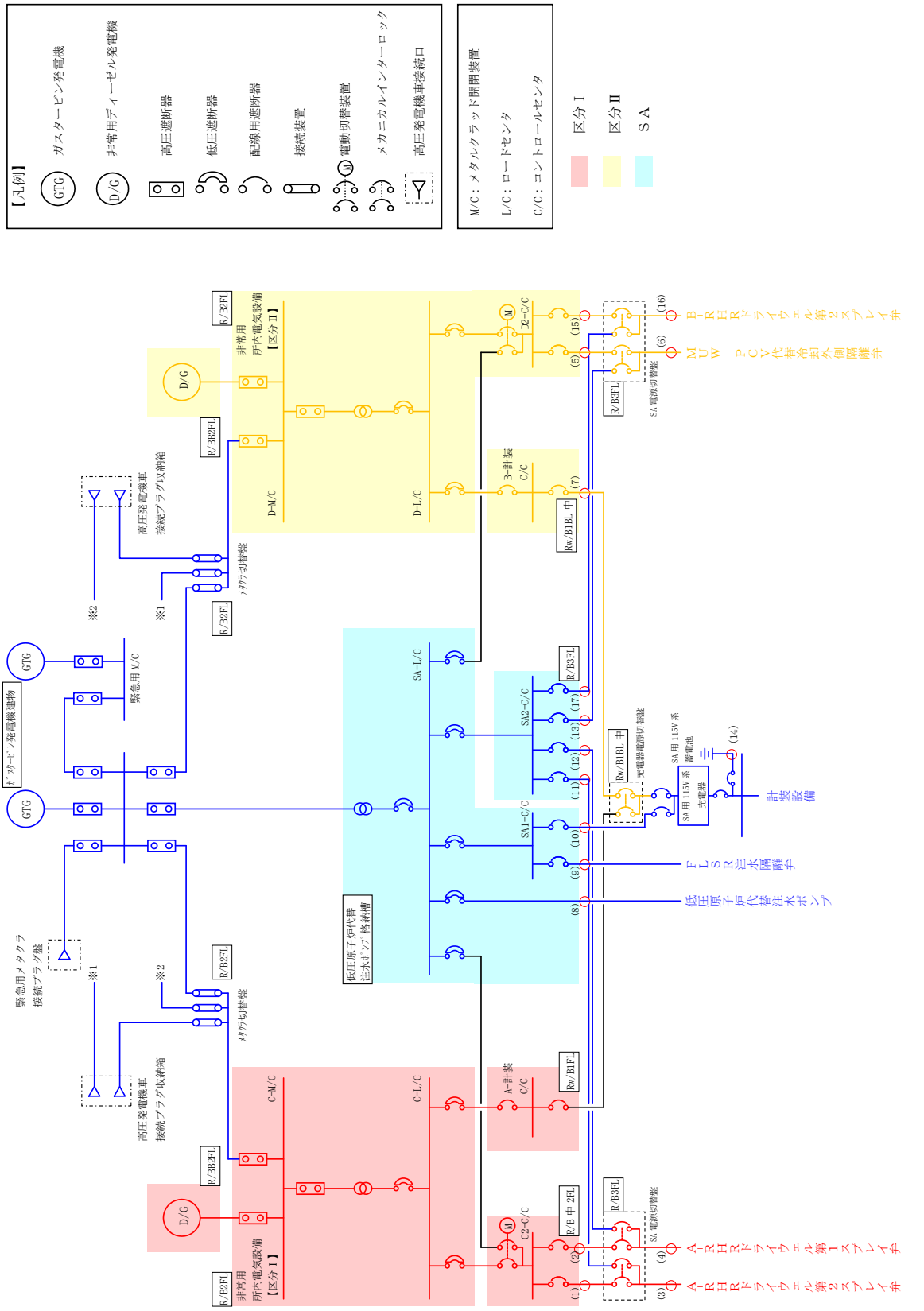


第 57-9-32 図　格納容器代替スプレイ系（可搬型）　系統概要図
（A系）



第 57-9-33 図　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。

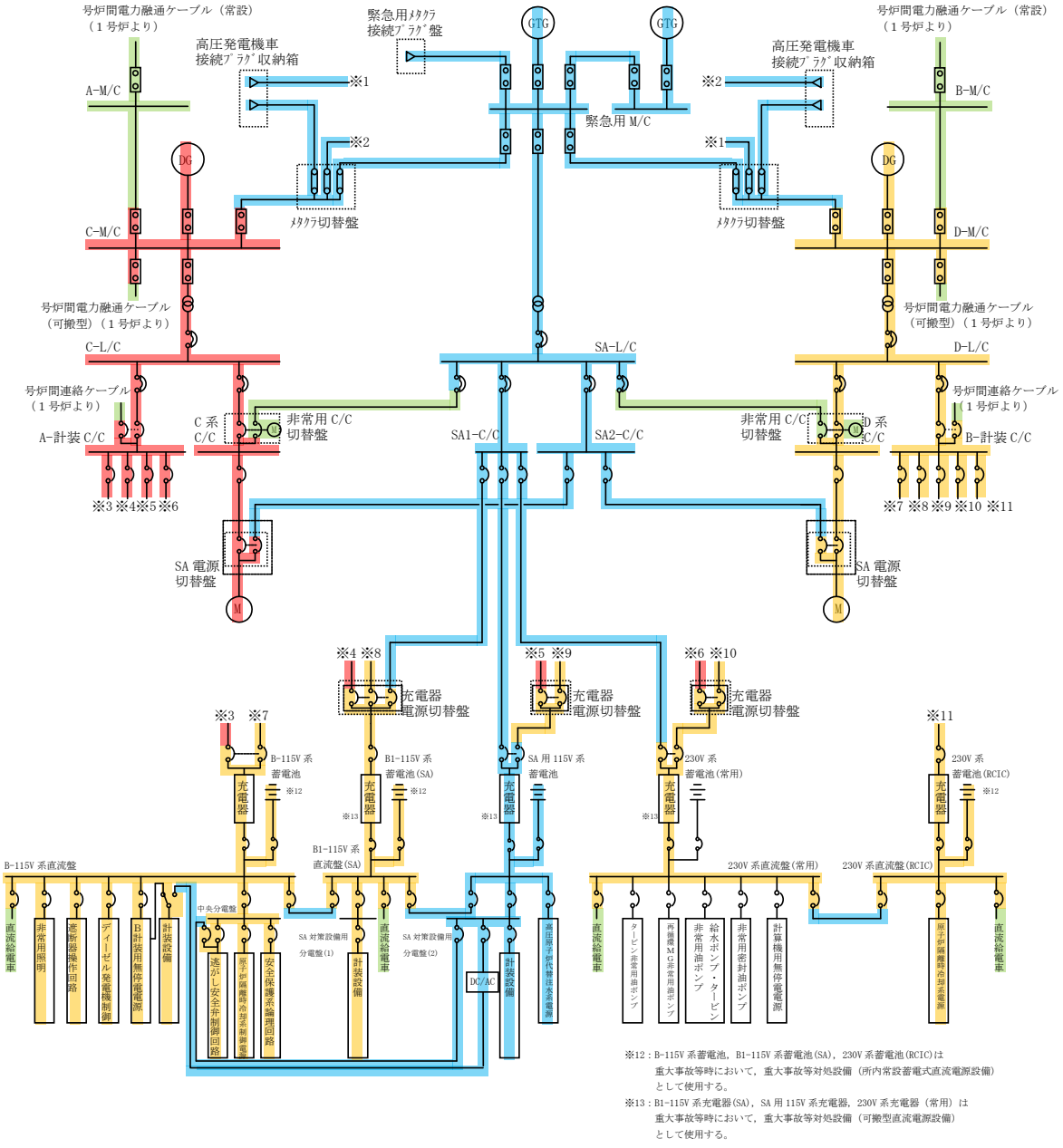


第 57-9-34 図　単線結線図　格納容器下部注水設備（51 条）

2.　自主対策設備について

2.1　概略系統図

島根原子力発電所２号炉における重大事故等に対処するための電気系統（自主対策設備含む）について，概略系統図を第 57-9-35 図に示す。



第 57-9-35 図　重大事故等対処設備の電気系統（自主対策設備含む）の概略系統図

2.2　直流給電車

（１）主要設備

設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流動力電源・全直流電源），及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源・常設代替直流電源）により，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において,炉心の著しい損傷を防止するために，原子炉隔離時冷却系・逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電源を供給するために設置する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

（２）主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

ａ．高圧発電機車

本文 3.14.2.1.2 参照

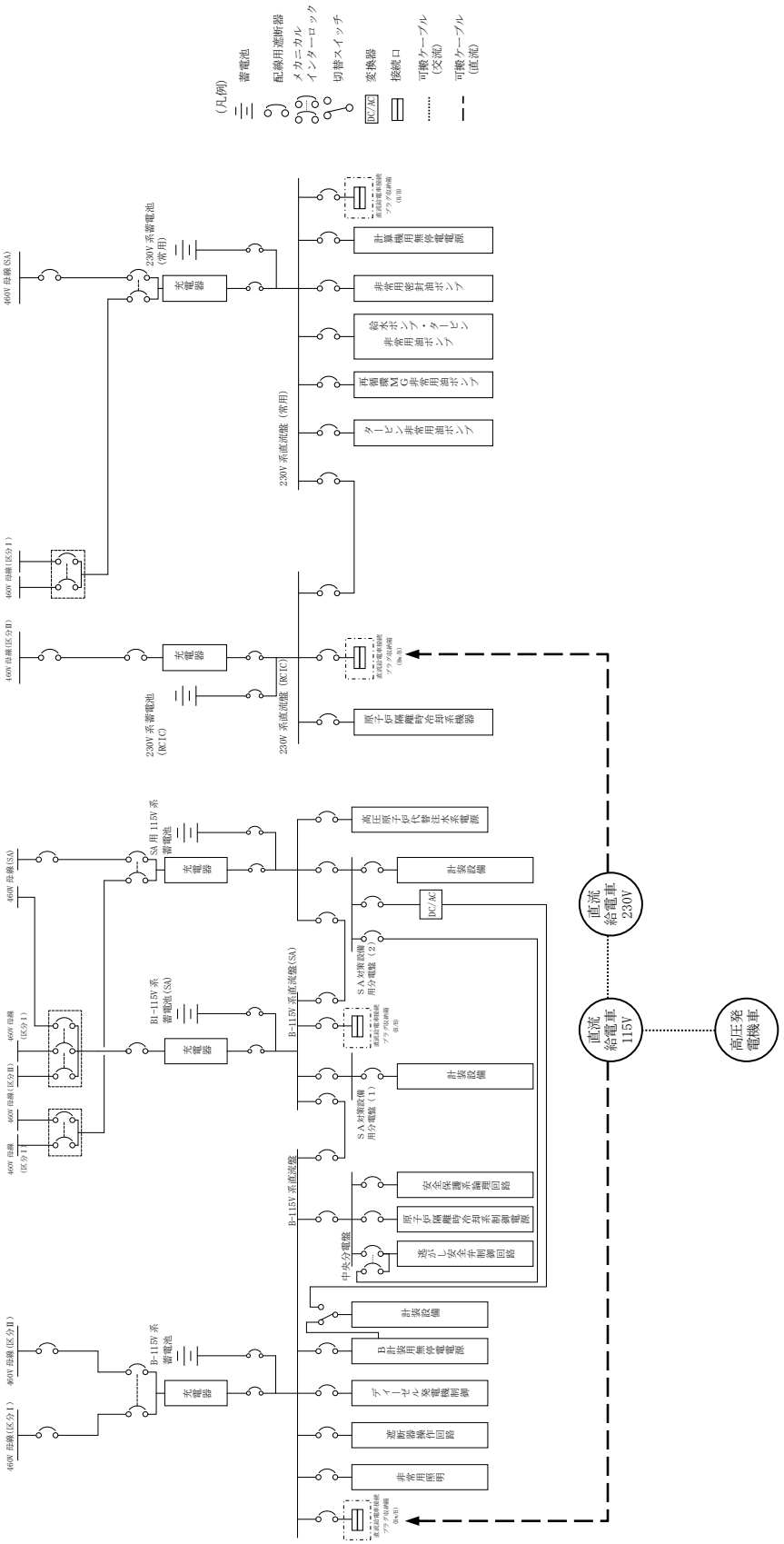
ｂ．直流給電車 115V

台　　数：１台
直流出力：約 300A
直流電圧：115V
蓄電池容量：約 150Ah
保管場所：第１保管エリア

ｃ．直流給電車 230V

台　　数：１台
直流出力：約 60A
直流電圧：230V
蓄電池容量：約 100Ah
保管場所：第１保管エリア

単線結線図について，第 57-9-36 図に示す。



第 57-9-36 図　直流給電車

2.3　号炉間電力融通電気設備

2.3.1　号炉間電力融通ケーブル

（１）主要設備

重大事故等時において，１号炉からの電源融通を可能とするため，号炉間電力融通ケーブル（常設）を設ける。

号炉間電力融通ケーブル（常設）は，１号及び２号炉の常用高圧母線を相互に接続するケーブルをあらかじめ敷設し，重大事故等時には，号炉間電力融通ケーブル（常設）の両端の遮断器を投入することにより，迅速かつ安全に電源融通を行うことが出来る。

通常時は，号炉間電力融通ケーブル（常設）の両端の遮断器を開放することにより，１号及び２号炉非常用所内電源系の分離を図っており，非常用所内電源系として技術的要件が満たされなくなることのない設計としている。

また，号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合の予備ケーブルとして，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）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。

（２）主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

ａ．号炉間電力融通ケーブル（常設）

個数：１式

ｂ．号炉間電力融通ケーブル（可搬型）

個数：１式

単線結線図を第 57-9-37 図に示す。

2.3.2　号炉間連絡ケーブル

（１）主要設備

重大事故等時において，１号炉からの電源融通を可能とするため，号炉間連絡ケーブルを設ける。

号炉間連絡ケーブルは，１号及び２号炉の非常用コントロールセンタを相互に接続し，重大事故等時には，号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を投入することにより，迅速かつ安全に電源融通を行うことが出来る。

通常時は，号炉間連絡ケーブルの両端の遮断器を開放することにより，１号及び２号炉非常用所内電源系の分離を図っており，非常用所内電源系として技術的要件が満たされなくなることのない設計としている。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。

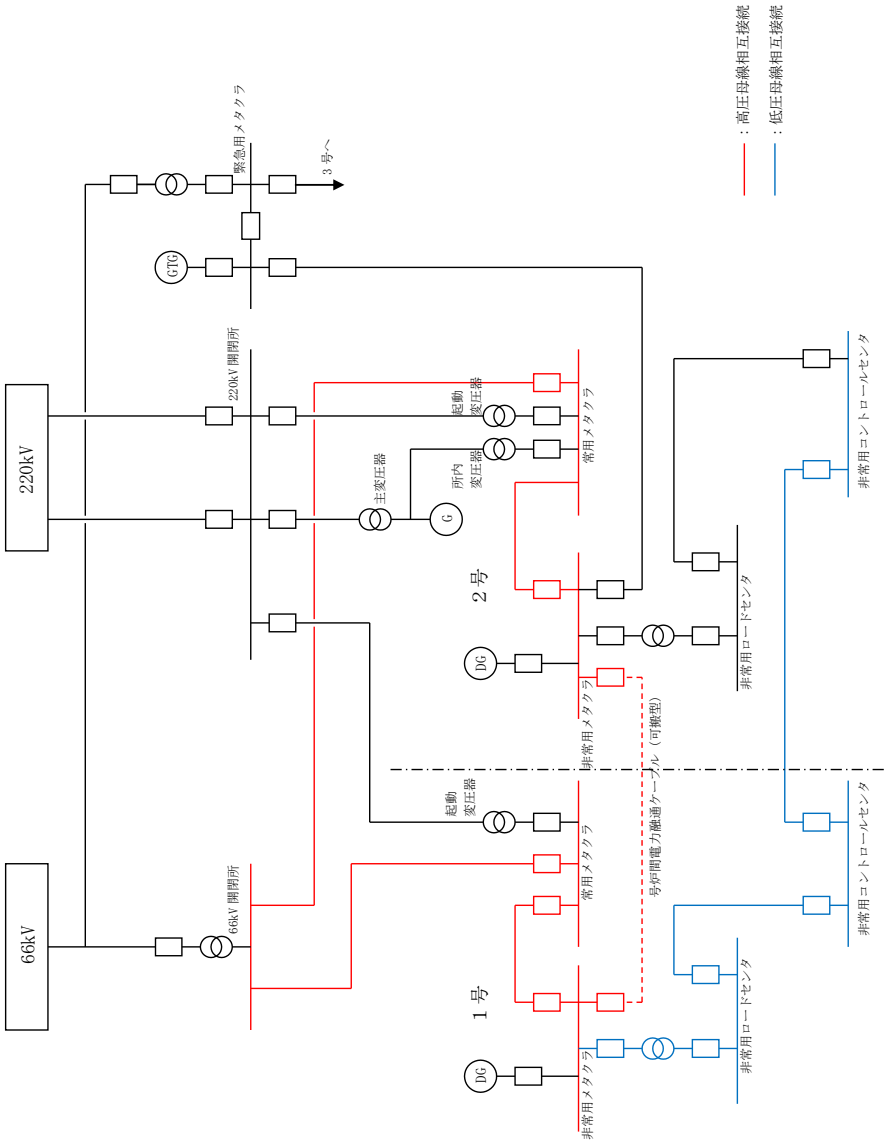
（２）主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

a．号炉間連絡ケーブル（１号炉）

個数：１式

単線結線図を第 57-9-37 図に示す。



第 57-9-37 図　単線結線図（非常用所内電気系の相互接続）

2.4　非常用コントロールセンタ切替盤

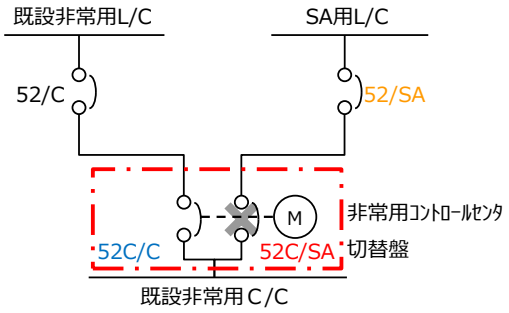
（1）主要設備

重大事故等時において，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由した電源供給ラインの多重化を図るため非常用コントロールセンタ切替盤を設ける。非常用コントロールセンタ切替盤は，ＳＡロードセンタ又はＳＡコントロールセンタから電源供給可能な設計とする。

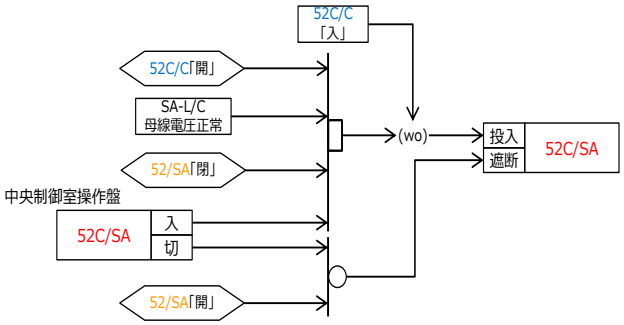
通常時はＳＡロードセンタからの受電遮断器※を開放することにより，２号炉非常用所内電気設備との分離を図っており，必要時に遠隔手動操作による切替操作を行う。（第 57-9-38 図参照）

切替の制御回路には，電気的インターロックを使用し，ＳＡ用Ｌ／Ｃ側の受電遮断器(52C/SA)と既設非常用Ｌ／Ｃ側の受電遮断器(52C/C)が同時に投入されることがない設計としている。（第 57-9-39 図参照）

また，誤操作防止対策として手動で 52C/C を切操作しなければ 52C/SA が投入できない設計としている。また，非常用コントロールセンタ切替盤は耐震Ｓクラスとしており，他の設備に悪影響を与えない設計としている。



第 57-9-38 図　非常用コントロールセンタ切替盤回路構成図（通常運転時時）



第 57-9-39 図　　非常用コントロールセンタ切替盤インターロックブロック線図
（SA 用 L/C 側を操作する場合）

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。

※ D3-C/C 受電回路の場合は，「ＳＡ１コントロールセンタからの受電遮断器」
S-C/C 受電回路の場合は「ＳＡ２コントロールセンタからの受電遮断器」と読み替える

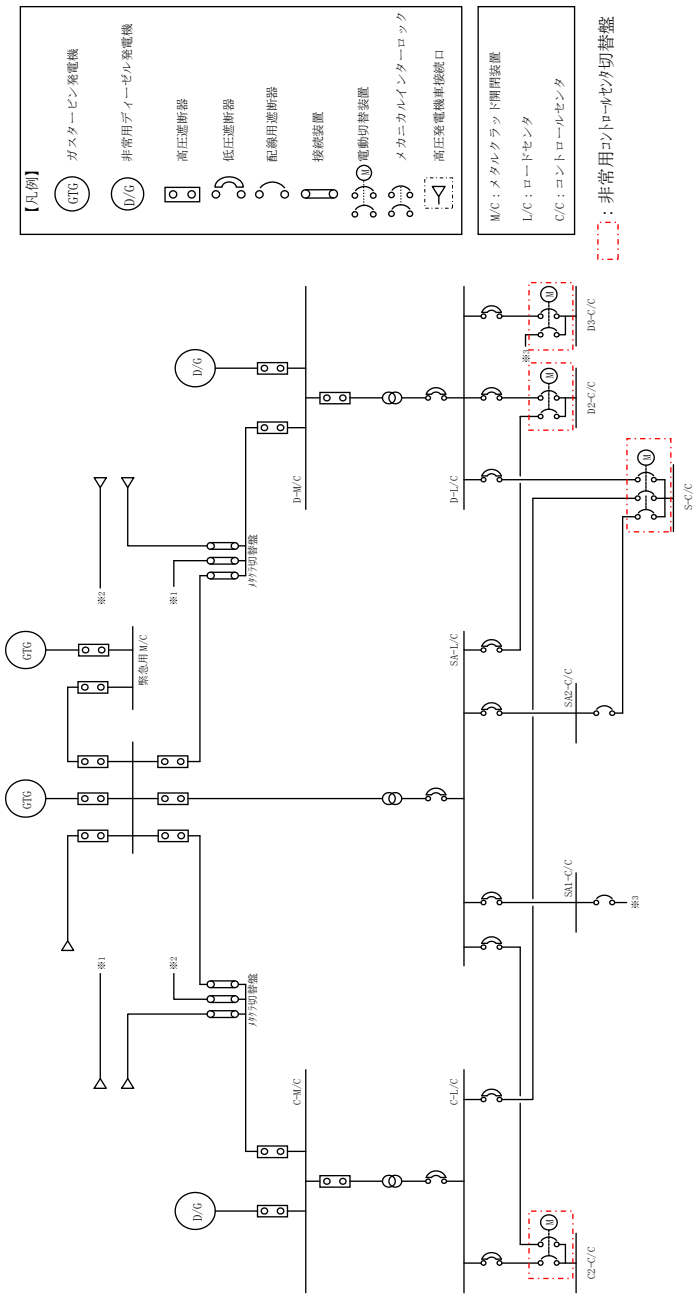
（２）主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

ａ．非常用コントロールセンタ切替盤

Ｃ２－Ｃ／Ｃ受電用（ＳＡ－Ｌ／Ｃから受電）　：１台
Ｄ２－Ｃ／Ｃ受電用（ＳＡ－Ｌ／Ｃから受電）　：１台
Ｄ３－Ｃ／Ｃ受電用（ＳＡ１－Ｃ／Ｃから受電）：１台
Ｓ－Ｃ／Ｃ受電用　（ＳＡ２－Ｃ／Ｃから受電）：１台

単線結線図を第 57-9-40 図に示す。



第 57-9-40 図　単線結線図（非常用コントロールセンタ切替盤）

ガスタービン発電機の負荷について

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	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則		要求事項	系統機能	A-残留熱除去ポンプ	A-残留熱除去ポンプ室冷却機	B-残留熱除去ポンプ	B-残留熱除去ポンプ室冷却機	C-残留熱除去ポンプ	C-残留熱除去ポンプ室冷却機	低圧炉心スプレイポンプ	低圧炉心スプレイポンプ室冷却機	A-原子炉補機冷却水ポンプ	B-原子炉補機冷却水ポンプ	C-原子炉補機冷却水ポンプ	D-原子炉補機冷却水ポンプ	A-原子炉補機海水ポンプ	B-原子炉補機海水ポンプ	C-原子炉補機海水ポンプ	D-原子炉補機海水ポンプ	A-中央制御室送風機	B-中央制御室送風機	A-中央制御室非常用再循環送風機	B-中央制御室非常用再循環送風機	A-中央制御室冷凍機	B-中央制御室冷凍機	A-非常用ガス処理系排風機	B-非常用ガス処理系排風機	A-燃料プール冷却ポンプ	B-燃料プール冷却ポンプ	A-低圧原子炉代替注水ポンプ	B-低圧原子炉代替注水ポンプ	低圧原子炉代替注水設備非常用送風機	移動式代替熱交換設備(A-淡水ポンプ)	移動式代替熱交換設備(B-淡水ポンプ)	格納容器フィルタベント系	A-残留熱代替除去ポンプ	B-残留熱代替除去ポンプ	格納容器水素濃度(SA)	格納容器酸素濃度(SA)	燃料プール水位(SA)	原子炉建物水素濃度(SA)	第1ベントフィルタ出口水素濃度	モニタリング・ポスト	ガスタービン発電機付帯設備	ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	代替所内電気設備負荷(自動投入負荷)	C系高圧母線自動投入負荷	D系高圧母線自動投入負荷	火災防護設備	衛星電話設備(固定型)	無線通信設備(固定型)	SPDS伝送サーバ	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	LEDライト(三脚タイプ)	B1-115V系充電器(SA)	SA用115V系充電器	230V系充電器(常用)
37	-	炉心損傷防止	2.1 高圧・低圧注水機能喪失	-																											○	(○)	○												○	○	○											
			2.2 高圧注水・減圧機能喪失	-																																																						
			2.3.1 全交流動力電源喪失(長期TB)	-	(○)	(○)	○	(○)	○	(○)			(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○														○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			2.3.2 全交流動力電源喪失(TBU)	-	(○)	(○)	○	(○)	○	(○)			(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○														○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			2.3.3 全交流動力電源喪失(TBD)	-	(○)	(○)	○	(○)	○	(○)			(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○														○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			2.3.4 全交流動力電源喪失(TBP)	-	(○)	(○)	○	(○)	○	(○)			(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○														○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			2.4.1 崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	-	(○)	(○)	○	(○)	○	(○)											(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○				○	○									○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	-																											○	(○)	○			○									○	○	○											
			2.5 原子炉停止機能喪失	-																																																						
			2.6 LOCA時注水機能喪失	-																											○	(○)	○			○									○	○	○											
			2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	-																																																						
		格納容器破損防止	3.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)	-																	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	○	(○)	○	○	○		○	(○)	○	○				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			3.1.3 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しない場合)	-																	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	○	(○)	○	○	○	○			○	○				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	-																	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○				○	○	○	○	(○)	○	○				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	-																	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○				○	○	○	○	(○)	○	○				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			3.4 水素燃焼	-																	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	○	(○)	○	○	○		○	(○)	○	○				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	-																	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○	(○)	○				○	○	○	○	(○)	○	○				○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		SFP燃料破損防止	4.1 想定事故1	-																																																							
			4.2 想定事故2	-																																																								
		停止中原子炉の燃料損傷防止	5.1 崩壊熱除去機能喪失	-																																																								
			5.2 全交流動力電源喪失	-	(○)	(○)	○	(○)	(○)	(○)											(○)	○	(○)	○	(○)	○			(○)	○	○	(○)	○	○	○									○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
			5.3 原子炉冷却材の流出	-																																																							
			5.4 反応度の誤投入	-																																																								
38	49		重大事故等対処施設の地盤	-																																																							
39	50		地震による損傷の防止	-																																																							
40	51		津波による損傷の防止	-																																																							
41	52		火災による損傷の防止	-																																											○								
42	53		(対象外)特定重大事故等対処施設	-																																																							
43	54		重大事故等対処設備	-																																																							
44	59		緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	-																																																							
45	60		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系																																																		○	
				原子炉隔離時冷却系																																																	○		○
46	61		原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	逃がし安全弁機能回復																																																○		
47	62		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	残留熱除去系	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)																																																
				低圧炉心スプレイ系							○	○																																														
				低圧原子炉代替注水系																											○	(○)	○																									
48	63		最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	原子炉補機代替冷却系																														○	○																							
				格納容器フィルタベント系																																○																						
				原子炉停止時冷却	○	○	(○)	(○)	(○)	(○)																																																
49	64		原子炉格納容器内の冷却等のための設備	格納容器代替スプレイ系																											○	(○)	○																									
50	65		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	格納容器フィルタベント系																																○																						
				残留熱代替除去系																														○	○		○	(○)																				
51	66		原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	ペデスタル代替注水系																											○	(○)	○																									
52	67		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	格納容器フィルタベント系																																○							○														○	
				水素濃度及び酸素濃度の監視																																			○	○																		
53	68		水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	静的触媒式水素処理装置																																																	○	
				原子炉建屋内の水素濃度の監視																																						(○)																
54	69		使用済燃料貯水槽の冷却等のための設備	燃料プール冷却系																									○	(○)				○	○																							
				燃料プールの監視設備																																					○																○	
55	70		工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備																																																							
56	71		重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	複数の代替淡水源の確保																																											○									
57	72		電源設備																																									○										○	○	○
58	73		計測設備																																				○	○	○	(○)	○									○			○	○	○
59	74		原子炉制御室	居住性の確保																	○	(○)	○	(○)			○	(○)																											○			
60	75		監視測定設備	モニタリング・ポスト																																								○														
61	76		緊急時対策所																																																							
62	77		通信連絡を行うために必要な設備	発電所内の通信連絡																																														○	○	○					○
				発電所外の通信連絡																																																○		○	○				○
			ガスタービン発電機から給電する負荷容量として考慮する負荷		560	(3.7)	560	(3.7)	560	(3.7)	910	(3.7)	360	360	360	360	410	410	410	410	180	180	30	30	300	300	(22)	(22)	110	110	210	210	15	110	110	(5)	75	75	20	(20)	(20)	(20)	25	(48)	111	(3.7)	18	359	518	(20)	(4)	(4)	(1)	(5)	(0.3)	(24)	(24)	(48)

○：必要となる負荷

(○)：２系のうち待機系

(負荷容量)：自動投入負荷に考慮されている負荷

第47-1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。

第47-2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。

第47-3図　原子炉建物　１階及び中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。

第47-4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。

第47-5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。

第47-6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。

第47-7図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第47-8図　廃棄物処理建物　地下中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。

第47-9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。

第47-10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。

第47-11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。

第47-12図　原子炉建物　１階及び中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。

第47-13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。

第47−14図　廃棄物処理建物　地下中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。

第47-15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。

第47-16図　制御室建物　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。

第47-17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。

第47-18図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第47-19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。

第47-20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。

第47-21図　原子炉建物　１階及び中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。

第47-22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。

第47-23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。

第47-24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。

第47-25図　廃棄物処理建物　地下中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。

第47-26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。

第47-27図　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。

第47-28図　廃棄物処理建物　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。

第47-29図　制御室建物　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。

第47-30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。

第47-31図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第48-1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。

第48-2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。

第48-3図　原子炉建物　１階及び中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。

第48-4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。

第48-5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。

第48-6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。

第48-7図　タービン建物　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。

第48-8図　タービン建物　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。

第48-9図　廃棄物処理建物　地下中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。

第48−10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。

第48-11図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第48-12図　取水槽

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。

第48-13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。

第48-14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。

第48-15図　原子炉建物　１階及び中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。

第48-16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。

第48-17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。

第48-18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。

第48−19図　廃棄物処理建物　地下中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。

第48-20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。

第48-21図　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。

第48-22図　廃棄物処理建物　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。

第48-23図　制御室建物　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。

第48-24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。

第48-25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。

第48-26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。

第48-27図　原子炉建物　１階及び中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。

第48-28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。

第48-29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。

第48-30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。

第48-31図　廃棄物処理建物　地下中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。

第48-32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。

第48-33図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第48-34図　第１ベントフィルタ格納槽　地下２階及び地下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。

第48-35図　第１ベントフィルタ格納槽　１階及び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。

第48-36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。

第48-37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。

第48-38図　原子炉建物　１階及び中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。

第48-39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。

第48-40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。

第48-41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。

第48-42図　廃棄物処理建物　地下中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。

第48-43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。

第48-44図　制御室建物　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。

第48-45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。

第48-46図　第１ベントフィルタ格納槽　地下２階及び地下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。

第48-47図　第１ベントフィルタ格納槽　１階及び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。

第48-48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。

第48-49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。

第48-50図　原子炉建物　１階及び中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。

第48-51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。

第48-52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。

第48-53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。

第48-54図　廃棄物処理建物　地下中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。

第48-55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。

第48-56図　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。

第48-57図　廃棄物処理建物　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。

第48-58図　制御室建物　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。

第48−59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。

第49-1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。

第49-2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。

第49-3図　原子炉建物　１階及び中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。

第49-4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。

第49-5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。

第49-6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。

第49-7図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第49-8図　廃棄物処理建物　地下中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。

第49-9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。

第49-10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。

第49-11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。

第49-12図　原子炉建物　１階及び中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。

第49-13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。

第49-14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。

第49-15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。

第49−16図　廃棄物処理建物　地下中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。

第49-17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。

第49-18図　制御室建物　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。

第49−19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。

第49-20図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第49-21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。

第49-22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。

第49-23図　原子炉建物　１階及び中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。

第49-24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。

第49-25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。

第49-26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。

第49-27図　廃棄物処理建物　地下中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。

第49-28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。

第49-29図　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。

第49-30図　廃棄物処理建物　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。

第49-31図　制御室建物　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。

第49-32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。

第49-33図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第51-1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。

第51-2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。

第51-3図　原子炉建物　１階及び中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。

第51-4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。

第51-5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。

第51-6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。

第51-7図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第51-8図　廃棄物処理建物　地下中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。

第51-9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。

第51-10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。

第51-11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。

第51-12図　原子炉建物　１階及び中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。

第51-13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。

第51-14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。

第51-15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。

第51−16図　廃棄物処理建物　地下中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。

第51−17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。

第51-18図　制御室建物　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。

第51−19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。

第51-20図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第51-21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。

第51-22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。

第51-23図　原子炉建物　１階及び中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。

第51-24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。

第51-25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。

第51-26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。

第51-27図　廃棄物処理建物　地下中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。

第51-28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。

第51-29図　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。

第51-30図　廃棄物処理建物　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。

第51-31図　制御室建物　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。

第51-32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。

第51-33図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

第57-1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。

第57-2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。

第57-3図　原子炉建物　１階及び中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。

第57-4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。

第57-5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。

第57-6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。

第57-7図　低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽　地下２階及び地下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。

57-10

全交流動力電源喪失対策設備について（直流電源設備について）

10.1 概要
10.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について
10.3 直流電源設備の電路の独立性について

10.1　概要

(1) 直流電源設備の概要

非常用直流電源設備は，３系統６組のそれぞれ独立した，蓄電池，充電器及び分電盤等で構成され，直流母線電圧はそれぞれ 115V（３系統３組），230V（１系統１組），±24V（２系統２組）である。

直流母線電圧が 115V の３系統３組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流 115V 蓄電池で構成し，主要な負荷は非常用ディーゼル発電機の初期励磁，非常用メタクラ（以下「Ｍ／Ｃ」という。），ロードセンタ（以下「Ｌ／Ｃ」という。）遮断器の操作回路，原子炉隔離時冷却系の制御電源，計測制御系統設備，計装用無停電交流電源装置等である。

直流母線電圧が 230V の１系統１組(区分Ⅱ)は直流 230V 蓄電池で構成し，主要な負荷は原子炉隔離時冷却系の動力電源である。

直流母線電圧が±24V の２系統２組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子計装用蓄電池で構成し，主要な負荷は中性子計装及び中間領域中性子計装等である。

設計基準事故時に非常用直流電源設備のいずれの１区分が故障しても残りの２区分で原子炉の安全は確保できる。

また，万一，全交流動力電源が喪失した場合でも，原子炉保護系及び原子炉停止系の動作により，原子炉は安全に停止でき，停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も，原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能であり，原子炉格納容器の健全性を確保できる。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 57-10-1 表に，単線結線図を第 57-10-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で，独立したものを３系統６組設置し，非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される。

なお，予備の充電器は，通常時は配線用遮断器により各蓄電池から隔離することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，蓄電池（非常用）とは別に，発電機の非常用密封油ポンプ等へ給電する蓄電池（常用）を設けている。蓄電池（常用）は 230V１系統（1,500Ah）を設けている。

(2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて，非常用直流電源設備は原子炉の安全停止，停止後の冷却に必要な電源供給を一定時間まかなう蓄電池容量を確保している。

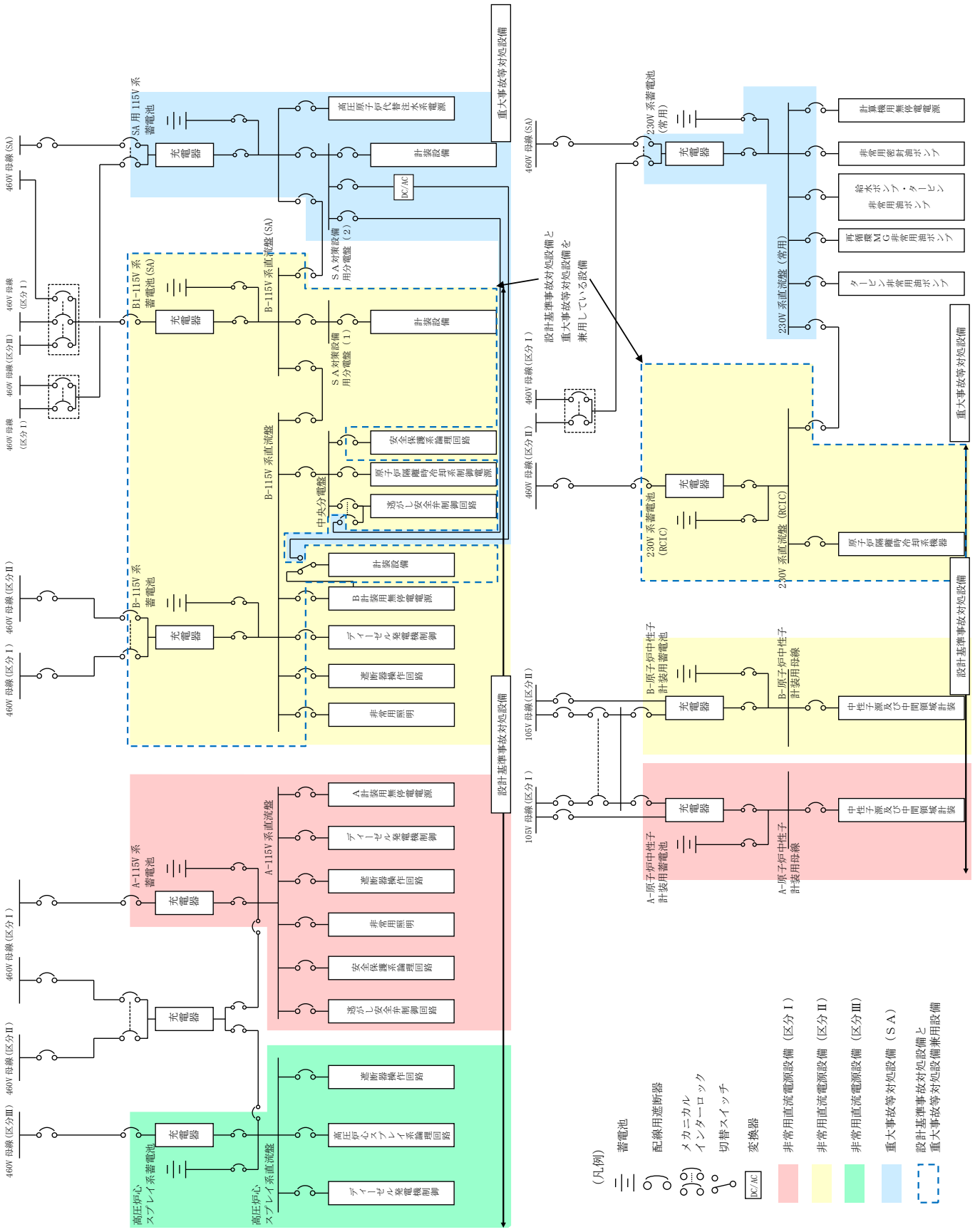
全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から約 70 分以内に電源供給を行うが，万一常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備である高圧発電機車から約７時間 20 分以内に電源供給を行う。蓄電池（非常用）は，常

設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約８時間供給できる容量とする。

重大事故時等対処施設の各条文にて炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損及び燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は約 24 時間とする。

第 57-10-1 表　非常用直流電源設備の主要機器仕様

	設計基準事故対処設備							重大事故等対処設備
	Ａ－115V 系蓄電池（区分Ⅰ）	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系蓄電池（区分Ⅲ）	Ｂ－115V 系蓄電池（区分Ⅱ）	Ｂ１－115V 系蓄電池(SA)（区分Ⅱ）	Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池（区分Ⅰ）	Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池（区分Ⅱ）	230V 系蓄電池（RCIC）（区分Ⅱ）	ＳＡ用 115V 系蓄電池
蓄電池								
電圧	115V	115V	115V	115V	±24V	±24V	230V	115V
容量	約 1,200Ah	約 500Ah	約 3,000Ah	約 1,500Ah	約 90Ah	約 90Ah	約 1,500Ah	約 1,500Ah
充電器台数	１（A-115V 系蓄電池用） １（高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系蓄電池用） １（予備）		１（B-115V 系蓄電池用） １（B1-115V 系蓄電池(SA)用）		１（A-原子炉中性子計装用蓄電池用） １（B-原子炉中性子計装用蓄電池用）		１（230V 系蓄電池（RCIC）用）	１（SA 用 115V 系蓄電池用）
充電方式	浮動（常時）		浮動（常時）		浮動（常時）		浮動（常時）	浮動（常時）



第 57-10-1 図　直流電源設備系統図

10.2　全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は，原子炉保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止，原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却及び原子炉格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて，設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

具体的には，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 70 分間に対し，８時間にわたり原子炉隔離時冷却系を使用することにより，原子炉を安全に停止し，原子炉停止後の冷却及び原子炉格納容器の健全性を確保することが可能であり，原子炉隔離時冷却系の８時間以上の運転継続に必要な蓄電池容量を備えた設計とする。

なお，全交流動力電源喪失が８時間以上継続する場合の対策は，有効性評価のうち「2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」にて評価している。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第 3 条～第 36 条において，以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備

(b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第 4 条，第 5 条，第 6 条，第 7 条，第 8 条，第 9 条，第 10 条，第 11 条，第 12 条，第 14 条，第 16 条，第 17 条，第 24 条，第 26 条，第 31 条，第 33 条，第 34 条，第 35 条において，直流電源の供給を必要とする設備

b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第 37 条～第 62 条において，以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後に用いる設備は除く）

2.　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

2.3　全交流動力電源喪失

2.3.1　全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）

2.3.2　全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）

2.3.3　全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）

2.3.4　全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）

2.4　崩壊熱除去機能喪失

2.4.1　取水機能が喪失した場合

3.　重大事故

3.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2　残留熱代替除去系を使用する場合

3.1.3　残留熱代替除去系を使用しない場合

3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.4　水素燃焼

3.5　溶融炉心・コンクリート相互作用

5.　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故

5.2　全交流動力電源喪失

(b) 炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損及び燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要となる設備

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から１分まで

外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として区分Ⅰ～Ⅲの各蓄電池（非常用）から非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用M／C，L／C遮断器の操作回路に電源供給を行う。電源供給時間は非常用ディーゼル発電機が起動するまでの約１分間給電可能な設計とする。

直流設備：非常用ディーゼル発電機初期励磁，非常用ディーゼル発電機制御回路，非常用M／C，L／C遮断器の制御回路（第 57-10-2 表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 70 分まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給ができない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，蓄電池に接続される全ての負荷に 70 分間電源供給を行う設計とする。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷（第 57-10-2 表）

（火災防護対策設備，可搬式モニタリング・ポスト，緊急時対策所電源，無線通信設備及び衛星電話設備は専用電源から供給しているため，蓄電池（非常用）から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失から 70 分を経過した時点

蓄電池は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要時間電源を

供給するため，70 分後に以下の負荷の切離し※1を行い，残りの負荷に対して電源供給を行う設計とする。

なお，区分Ⅲの蓄電池については負荷の切離しを実施せず，接続される全ての負荷に８時間電源供給を行う。

（ⅰ）交流電源が回復するまで系統として期待しない設備の負荷（10.2 (2)d. 項に記載の負荷）

（ⅱ）計装用無停電交流電源装置の負荷（原子炉保護系※2，平均出力領域計装※2，蓄電池室水素濃度，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・プール水温度，サプレッション・プール水位，ドライウェル圧力，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），取水槽水位計等）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

※１　区分Ⅱの蓄電池（非常用）は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから，設置許可基準規則 57 条電源設備解釈第 1 項 b)を考慮し，全交流動力電源喪失後約８時間後まで（ⅱ）項に該当する負荷切離しを行わない設計とする。

※２　原子炉保護系による原子炉停止及び平均出力領域計装による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うので，全交流動力電源喪失後 70 分で負荷切離しして問題ない。

直流設備：原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系制御装置，逃がし安全弁，平均出力領域計装，制御棒位置，原子炉圧力，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），サプレッション・チェンバ圧力，サプレッション・プール水温度，サプレッション・プール水位，ドライウェル圧力，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），原子炉保護系，構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上），津波監視カメラ，取水槽水位計，非常用直流照明，蓄電池室水素濃度，燃料プール水位，燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プール冷却系ライナドレン漏えい検出（第 57-10-2 表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

(c) 交流動力電源喪失から 70 分を経過した時点から８時間まで

常設代替交流電源設備（以下「ガスタービン発電機」という。）が起動すると，充電器による直流電源供給が可能となるが，ガスタービン発電機が

起動できない場合を考慮し，以下の負荷については可搬型代替交流電源設備（以下「高圧発電機車」という。）から電源供給できる８時間を経過した時点となるまで蓄電池から電源供給が可能な設計とする。

（ⅰ）設計基準事故が拡張して全交流動力電源喪失に至ることを考慮し，設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備（交流動力電源復旧後用いる設備は除く）（第 57-10-2 表）

（ⅱ）復旧作業に必要な外の状況を監視する設備，非常用直流照明

（ⅲ）設置許可基準規則 57 条電源設備解釈第 1 項 b)を考慮し，全交流動力電源喪失後約 8 時間後まで切離しを行わない負荷

直流設備：原子炉隔離時冷却系(i)，原子炉隔離時冷却系制御装置(i)，逃がし安全弁(i)，平均出力領域計装(i)，制御棒位置(i)，原子炉圧力(i)，原子炉水位（広帯域）(i)，原子炉水位（燃料域）(i)，サプレッション・プール水温度(i)，ドライウェル圧力(i)，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）(i)，格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）(i)，原子炉保護系(i)，構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上)(ii)，津波監視カメラ(ii)，取水槽水位計(ii)，非常用直流照明(ii)，蓄電池室水素濃度(iii)，燃料プール水位(iii)，燃料プール水位・温度（ＳＡ）(iii)，燃料プール冷却系ライナドレン漏えい検出(iii)，サプレッション・チェンバ圧力(iii)，サプレッション・プール水位(iii)（第 57-10-2 表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

c．全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間後まで

非常用ディーゼル発電機及びガスタービン発電機から電源供給ができない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，10.2(1)b.項で選定した設備（第 57-10-3 表，第 57-10-4 表）については，24 時間電源供給を行う。

直流設備：高圧原子炉代替注水系，原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系制御装置，逃がし安全弁，格納容器フィルタベント系，静的接触式水素処理装置入口温度，静的接触式水素処理装置出口温度，燃料プール水位・温度（ＳＡ），燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ），燃料プール監視カメラ（ＳＡ），原子炉圧力容器温度（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ），高圧原子炉代替注水流量，代替注水流量（常設），低圧原子炉代替注水流量，低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用），格納容器代替スプレイ流量，ペデスタ

ル代替注水流量，ペデスタル代替注水流量（狭帯域用），原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量，ドライウェル温度（ＳＡ），ペデスタル温度（ＳＡ），サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ），サプレッション・プール水温度（ＳＡ），ドライウェル圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ），サプレッション・プール水位（ＳＡ），ドライウェル水位，ペデスタル水位，格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル），格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ），残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度，残留熱除去ポンプ出口圧力，低圧原子炉代替注水槽水位，低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力，原子炉隔離時冷却出口圧力（第 57-10-2 表）

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

d. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備

タービン制御系の一部制御系についても，蓄電池（常用）から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は，交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため，全交流動力電源喪失後に切離しても問題ない。（第 57-10-2 表）

直流設備：タービン制御系

（下線部：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備）

第 57-10-2 表　蓄電池（非常用）から電源供給する設備

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA 用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V 系蓄電池
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
4 条	地震による損傷の防止	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視ｶﾒﾗ	DB	－	－	－	－	70 分	－	－	8 時間	－	－
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	－	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う											
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	－	－	－	－	70 分	－	70 分	8 時間	－	－
			8-2	火災防護対策設備※6（41-1 と同じ）	DB	専用電源から供給									
9 条	溢水による損傷の防止等	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
10 条	誤操作の防止	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
11 条	安全避難通路等	有	11-1	非常用直流照明	DB	－	－	－	－	70 分	－	8 時間	24 時間	－	－
12 条	安全施設	有	－	（電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う）											
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	－	（電源が必要な具体的な設備については，各設備の条文にて設備の抽出を行う）											
15 条	炉心等	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	燃料ﾌﾟｰﾙ温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-2	燃料ﾌﾟｰﾙ水位	DB	－	－	－	－	70 分	－	－	8 時間	－	－
			16-3	燃料ﾌﾟｰﾙ水位・温度（SA）（54-3 と同じ）	DB/SA	－	－	－	○	70 分	－	－	24 時間	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA 用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V 系蓄電池
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-4	燃料ﾌﾟｰﾙ冷却系ﾗｲﾅﾄﾞﾚﾝ漏えい検出	DB	－	－	－	－	70 分	－	－	8 時間	－	－
			16-5	FPC ﾎﾟﾝﾌﾟ入口温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-6	燃料取替階ｴﾘｱ放射線ﾓﾆﾀ	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-7	燃料取替階放射線ﾓﾆﾀ	DB	交流電源復旧後に使用									
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
18 条	蒸気タービン	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系（45-4 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-2	逃がし安全弁(46-1 と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24 時間	－	8 時間	24 時間	－	－
			19-3	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系（47-2 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-4	残留熱除去系（47-3,49-3 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	制御棒駆動水圧系	DB	交流電源復旧後に使用									
			20-2	原子炉隔離時冷却系（45-2 と同じ）	DB 拡張	○	○	－	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			20-3	原子炉隔離時冷却系制御装置(45-3 と同じ)	DB 拡張	○	○	－	－	24 時間	－	－	24 時間	－	－
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	残留熱除去系（47-3,49-3 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）（48-3 と同じ）	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	中性子源領域計装（58-31 と同じ）	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-2	平均出力領域計装※7（58-32 と同じ）	DB/SA	○	○	－	－	70 分	－	70 分	8 時間	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池
23条	計測制御系統施設	無	23-3	制御棒位置	DB	○	－	－	－	70分	－	－	8時間	－	－
			23-4	原子炉圧力容器温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-5	原子炉圧力(58-2と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			23-6	原子炉水位(広帯域)(58-4と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			23-7	原子炉水位(燃料域)(58-5と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			23-8	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-9	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ圧力	DB	－	－	－	－	70分	－	70分	8時間	－	－
			23-10	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水温度	DB	○	－	－	－	70分	－	70分	8時間	－	－
			23-11	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水位	DB	－	－	－	－	70分	－	70分	8時間	－	－
			23-12	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-13	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力	DB	○	－	－	－	70分	－	70分	8時間	－	－
			23-14	格納容器水素濃度(B系)(52-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-15	格納容器酸素濃度(B系)(52-3と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			23-16	格納容器雰囲気放射線ﾓﾆﾀ(ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ)(58-29と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			23-17	格納容器雰囲気放射線ﾓﾆﾀ(ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ)(58-30と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
24条	安全保護回路	有	24-1	原子炉保護系	DB	○	－	－	－	70分	－	70分	8時間	－	－
25条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	25-1	ほう酸水注入系(44-3と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池
26条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備※5	DB	交流電源復旧後に使用									
			26-2	外の状況を監視する設備※5（構内監視ｶﾒﾗ(ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機建物屋上)）(56-1 と同じ)	DB/SA	－	－	－	－	70分	－	－	8時間	－	－
			26-3	外の状況を監視する設備※5（津波監視ｶﾒﾗ）	DB	－	－	－	－	70分	－	－	8時間	－	－
			26-4	外の状況を監視する設備※5（取水槽水位計）	DB	－	－	－	－	70分	－	70分	8時間	－	－
			26-5	中央制御室換気空調系	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
27条	放射性廃棄物の処理施設	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
29条	工場等周辺における直接線等からの防護	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
31条	監視設備	有	31-1	モニタリング・ポスト	DB	交流電源復旧後に使用									
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB	交流電源復旧後に使用									
			32-3	可燃性ガス濃度制御系	DB	交流電源復旧後に使用									
33条	保安電源設備	有	33-1	M/C，L/C遮断器	DB/SA	○	－	－	－	1分	－	1分	1分	－	－
			33-2	M/C遮断器	DB拡張	○	－	－	－	1分	－	－	－	1分	－
			33-3	非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機初期励磁	DB拡張	○	－	－	－	1分	－	1分	1分	1分	－
			33-4	非常用ﾃﾞｨｰｾﾞﾙ発電機制御回路	DB拡張	○	－	－	－	1分	－	1分	1分	1分	－
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源（61-1と同じ）	DB/SA	専用電源から供給									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池
35条	通信連絡設備	有	35-1	無線通信設備(62-1と同じ)	DB/SA	専用電源から供給									
			35-2	衛星電話設備(62-2と同じ)	DB/SA	専用電源から供給									
			35-3	データ伝送設備 (62-3と同じ)	DB/SA	－	－	－	－	70分	－	－	－	－	70分
36条	補助ボイラー	無	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
37条	重大事故等の拡大の防止等	有	－	(電源が必要な具体的な設備については,各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
39条	地震による損傷の防止	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
40条	津波による損傷の防止	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
41条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備※6 (8-2と同じ)	DB	専用電源から供給									
42条	特定重大事故等対処施設	有	－	(申請対象外)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
43条	重大事故等対処設備	有	－	(電源が必要な具体的な設備については,各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-2	代替原子炉再循環ﾎﾟﾝﾌﾟﾄﾘｯﾌﾟ機能	SA	交流電源復旧後に使用									
			44-3	ほう酸水注入系 (25-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
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	有	45-1	高圧原子炉代替注水系	SA	－	○	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			45-2	原子炉隔離時冷却系 (20-2と同じ)	DB拡張	○	○	－	－	24時間	－	－	－	－	24時間
			45-3	原子炉隔離時冷却系制御装置(20-3と同じ)	DB拡張	○	○	－	－	24時間	－	－	24時間	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA 用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V 系蓄電池
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	有	45-4	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系 (19-1 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
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	有	46-1	逃がし安全弁(19-2 と同じ)	DB/SA	○	○	○	－	24 時間	－	8 時間	24 時間	－	－
			46-2	代替自動減圧機能	SA	交流電源復旧後に使用									
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	有	47-1	低圧原子炉代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
			47-2	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲ系 (19-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			47-3	残留熱除去系 (19-4,21-1 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	格納容器ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ系※8,9	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			48-2	原子炉補機代替冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			48-3	原子炉補機冷却系(原子炉補機海水系を含む。) (22-1 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1	低圧原子炉代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
			49-2	格納容器代替ｽﾌﾟﾚｲ系	SA	交流電源復旧後に使用									
			49-3	残留熱除去系 (19-4,21-1 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
50 条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ系※8,9	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			50-2	残留熱代替除去系※10	SA	交流電源復旧後に使用									
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	有	51-1	低圧原子炉代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
			51-2	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用									
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	有	52-1	格納容器水素濃度(B 系) (23-14 と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池
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	有	52-2	格納容器水素濃度(SA)	SA	交流電源復旧後に使用									
			52-3	格納容器酸素濃度(B系)(23-15と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			52-4	格納容器酸素濃度(SA)	SA	交流電源復旧後に使用									
			52-5	格納容器ﾌｨﾙﾀﾍﾞﾝﾄ系※8,9	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	有	53-1	静的触媒式水素処理装置入口温度	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			53-2	静的触媒式水素処理装置出口温度	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			53-3	原子炉建物水素濃度	SA	交流電源復旧後に使用									
54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	燃料プール冷却系	SA	交流電源復旧後に使用									
			54-2	燃料ﾌﾟｰﾙ水位(SA)	SA	交流電源復旧後に使用									
			54-3	燃料ﾌﾟｰﾙ水位・温度(SA)(16-3と同じ)	DB/SA	－	－	－	○	70分	－	－	24時間	－	－
			54-4	燃料ﾌﾟｰﾙｴﾘｱ放射線ﾓﾆﾀ(高ﾚﾝｼﾞ・低ﾚﾝｼﾞ)(SA)	SA	－	－	－	○	24時間	24時間	－	－	－	－
			54-5	燃料ﾌﾟｰﾙ監視ｶﾒﾗ(SA)	SA	－	－	－	○	24時間	24時間	－	－	－	－
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	－	(電源が必要な設備が要求されない)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
56条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	有	56-1	構内監視ｶﾒﾗ(ｶﾞｽﾀｰﾋﾞﾝ発電機建物屋上)(26-2と同じ)	DB/SA	－	－	－	－	70分	－	－	8時間	－	－
57条	電源設備	有	－	(電源が必要な具体的な設備については,各設備の条文にて設備の抽出を行う)											
58条	計装設備	有	58-1	原子炉圧力容器温度(SA)	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-2	原子炉圧力(23-5と同じ)	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池
58条	計装設備	有	58-3	原子炉圧力(SA)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-4	原子炉水位(広帯域) (23-6と同じ)	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			58-5	原子炉水位(燃料域) (23-7と同じ)	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			58-6	原子炉水位(SA)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-7	高圧原子炉代替注水流量	SA	－	○	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-8	代替注水流量(常設)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-9	低圧原子炉代替注水流量	SA	－	○	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-10	低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用)	SA	－	○	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-11	格納容器代替スプレイ流量	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-12	ペデスタル代替注水流量	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-13	ペデスタル代替注水流量 (狭帯域用)	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-14	燃料プールスプレイ流量	自主	－	－	－	－	－	24時間	－	－	－	－
			58-15	原子炉隔離時冷却ﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量	DB拡張	－	○	○	－	24時間	24時間	－	24時間	－	－
			58-16	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-17	残留熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-18	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲﾎﾟﾝﾌﾟ出口流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-19	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ温度(SA)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-20	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ温度(SA)	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V系蓄電池
58条	計装設備	有	58-21	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水温度(SA)	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-22	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ温度(SA)	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-23	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水温度(SA)	SA	－	○	－	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-24	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ圧力(SA)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-25	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ圧力(SA)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-26	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾌﾟｰﾙ水位(SA)	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-27	ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ水位	SA	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-28	ﾍﾟﾃﾞｽﾀﾙ水位	SA	－	－	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-29	格納容器雰囲気放射線ﾓﾆﾀ(ﾄﾞﾗｲｳｪﾙ)(23-16と同じ)	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			58-30	格納容器雰囲気放射線ﾓﾆﾀ(ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ)(23-17と同じ)	DB/SA	－	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－
			58-31	中性子源領域計装(23-1と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用									
			58-32	平均出力領域計装※7(23-2と同じ)	DB/SA	－	○	○	－	70分	－	70分	8時間	－	－
			58-33	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB拡張	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-34	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB拡張	－	○	○	－	24時間	24時間	－	－	－	－
			58-35	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	DB拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-36	残留熱除去ﾎﾟﾝﾌﾟ出口圧力	DB拡張	－	○	○	－	24時間	24時間	70分	8時間	－	－

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	特に重要※1	炉心※2	格納※3	燃料※4	必要時間	供給可能時間				
											SA 用蓄電池	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	230V 系蓄電池
58 条	計装設備	有	58-37	低圧原子炉代替注水槽水位	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			58-38	低圧原子炉代替注水ﾎﾟﾝﾌﾟ出口圧力	SA	－	○	○	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			58-39	原子炉隔離時冷却ﾎﾟﾝﾌﾟ出口圧力	DB 拡張	－	－	－	－	24 時間	24 時間	－	24 時間	－	－
			58-40	高圧炉心ｽﾌﾟﾚｲﾎﾟﾝﾌﾟ出口圧力	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			58-41	低圧炉心ｽﾌﾟﾚｲﾎﾟﾝﾌﾟ出口圧力	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
59 条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	有	－	（電源が必要な設備が要求されない）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
60 条	監視測定設備	有	60-1	可搬式ﾓﾆﾀﾘﾝｸﾞ・ﾎﾟｽﾄ	SA	専用電源から供給									
61 条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源（34-1 と同じ）	DB/SA	専用電源から供給									
62 条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線通信設備（35-1 と同じ）	DB/SA	専用電源から供給									
			62-2	衛星電話設備（35-2 と同じ）	DB/SA	専用電源から供給									
			62-3	データ伝送設備（35-3 と同じ）	DB/SA	－	－	－	－	70 分	－	－	－	－	70 分
－	－	無	0-1	タービン制御系	常用系	－	－	－	－	－	－	－	－	－	70 分

（凡例）

：区分Ⅰの蓄電池（Ａ－115V 系蓄電池）から電源供給

：区分Ⅱの蓄電池（Ｂ－115V 系蓄電池又はＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ））から電源供給

：区分Ⅱの蓄電池（230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ））から電源供給

：区分Ⅲの蓄電池（高圧炉心スプレイ系蓄電池）から電源供給

：常用の蓄電池（230V 系蓄電池（常用））から電源供給

：重大事故等対処設備の蓄電池（ＳＡ用 115V 系蓄電池）から電源供給

：交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備

：建設段階から，直流電源を供給することとしていた設備

※１：設置許可基準規則第 12 条「安全施設」のうち，「安全機能を有する系統のうち，安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」に該当する設備

※２：重大事故等が発生した場合において，炉心の著しい損傷防止のために必要な設備

※３：重大事故等が発生した場合において，原子炉格納容器の破損防止のために必要な設備

※４：重大事故等が発生した場合において，燃料プール内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備

※５：外の状況を監視する設備は，監視カメラ（構内監視カメラ，構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上），津波監視カメラ），取水槽水位計，気象観測設備，周辺モニタリング設備等があるが，全交流動力電源喪失時においては，構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上），津波監視カメラ及び取水槽水位計にておおむね監視可能であることから，その他の設備については交流電源復旧後に使用する。

※６：火災防護対策設備で電源が必要な設備は，火災感知設備（火災感知器（アナログ式を含む）及び受信機）及び全域ガス消火設備（全域ハロン消火設備及び二酸化炭素消火設備）であり，全交流動力電源喪失後，ガスタービン発電機から給電されるまでの 70 分間は専用電源から給電可能な設計とする。

※７：平均出力領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うので，全交流動力電源喪失後 70 分で切離して問題ない。なお，原子炉停止維持確認として，制御棒位置は全交流動力電源喪失後８時間監視可能である。

※８：格納容器フィルタベント系には，スクラバ容器水位，スクラバ容器圧力，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水素濃度，スクラバ容器温度を含む。

※９：第１ベントフィルタ出口水素濃度は，ガスタービン発電機又は高圧発電機車からの給電が可能な設計としている。

※10：残留熱代替除去系原子炉注水流量，残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量，残留熱代替除去ポンプ出口圧力を含む。

第 57-10-3 表　全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な計装設備

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力（ＳＡ）	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（広帯域）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（燃料域）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（ＳＡ）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧原子炉代替注水流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替注水流量（常設）	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○
低圧原子炉代替注水流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
格納容器代替スプレイ流量	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○
ペデスタル代替注水流量	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去ポンプ出口流量	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱代替除去系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
ドライウェル温度（ＳＡ）	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
ペデスタル温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
ペデスタル水温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○
ドライウェル圧力（ＳＡ）	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
ドライウェル水位	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○
サプレッション・プール水位（ＳＡ）	－	○	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	○	－	○
ペデスタル水位	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
格納容器水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器水素濃度（Ｂ系）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
中性子源領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器出口温度	－	－	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○
スクラバ容器水位	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
スクラバ容器圧力	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
スクラバ容器温度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
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水素濃度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去ポンプ出口圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○

主要設備	設置許可基準規則														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
低圧原子炉代替注水槽水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉建物水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器酸素濃度（Ｂ系）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
燃料プール水位（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○

凡例　　：交流電源復旧後に使用する設備

第 57-10-4 表　有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源供給対象】																							
原子炉隔離時冷却系	－	－	○	－	－	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
【制御電源供給対象】																							
原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉水位（広帯域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉水位（ＳＡ）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
高圧原子炉代替注水流量	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替注水流量（常設）	○	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
低圧原子炉代替注水流量	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器代替スプレイ流量	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ペデスタル代替注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	○	○	○	－	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	○	○	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去ポンプ出口流量	－	○	－	－	－	－	○	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱代替除去系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
ペデスタル温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ペデスタル水温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	－	○	○	○	○	－	○	○	○	－	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル圧力（ＳＡ）	○	－	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	○	－	○	○	○	○	－	○	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル水位	○	－	○	○	○	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・プール水位（ＳＡ）	○	－	○	○	○	○	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－
ペデスタル水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器水素濃度（Ｂ系）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	○	－	○	○	○	○	－	○	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	○	－	○	○	○	○	－	○	－	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
中性子源領域計装	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系熱交換器出口温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
スクラバ容器水位	○	－	○	○	○	○	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
スクラバ容器圧力	○	－	○	○	○	○	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
スクラバ容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
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水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系熱交換器入口温度	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去ポンプ出口圧力	○	○	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	○	○	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
低圧原子炉代替注水槽水位	○	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
低圧原子炉代替注水ポンプ 出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却ポンプ 出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧炉心スプレイポンプ 出口圧力	○	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱代替除去ポンプ 出口圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉建物水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器酸素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器酸素濃度（Ｂ系）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
燃料プール水位（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.3.4	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
燃料プール水位・温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－

凡例 □：全交流動力電源喪失を想定しているシナリオ

■：交流電源復旧後に使用する設備（計装用無停電交流電源装置から給電する計装設備は除く）

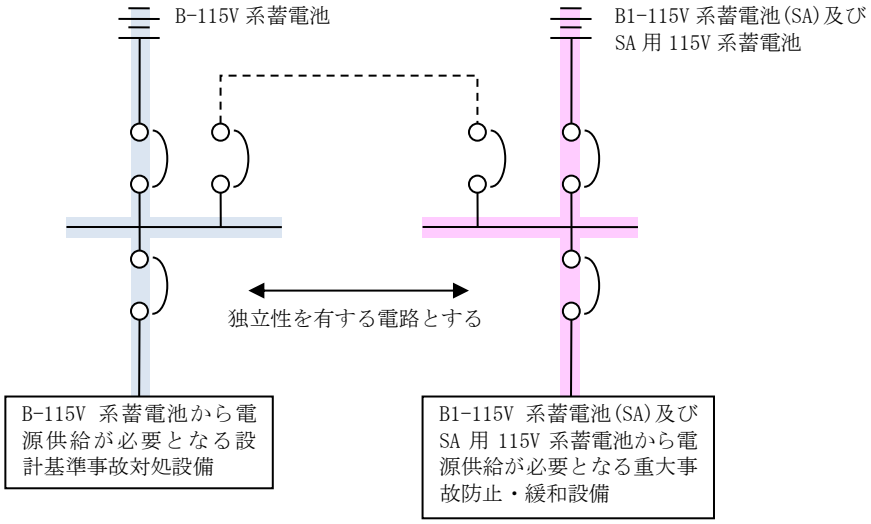
10.3　直流電源設備の電路の独立性について

(1) 直流電源設備の電路の独立性の基本方針

第 57-10-2 表に記載の設備のうち炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止・緩和設備については，ａ．～ｃ．の 3 パターンを有し，それぞれのパターンについて，以下のとおり，独立性を有する設計とする。

a. 設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を別々に設置するパターン

第57-10-2図の通りＢ－115V系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路と，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及びＳＡ用 115V 系蓄電池から重大事故防止・緩和設備への電路は，独立性を有する設計とする。



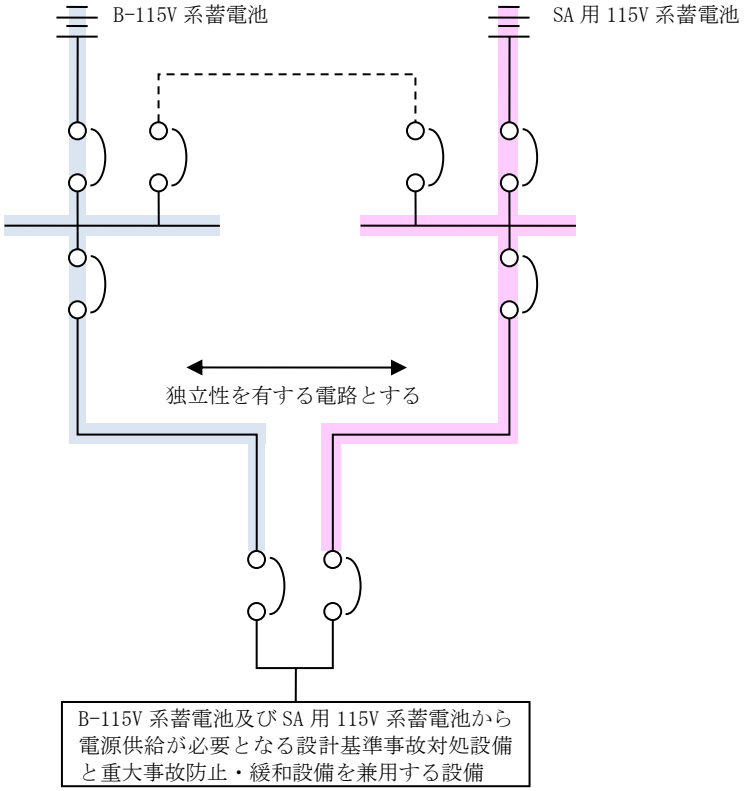
第 57-10-2 図　直流電源供給方法

b. 設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を兼用し設置するパターン

設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を兼用する設備があるため，当該設備については，第 57-10-3 図の通り切替スイッチを設け，Ｂ－115V 系蓄電池から切替スイッチまでの電路とＳＡ用 115V 系蓄電池から切替スイッチまでの電路を，独立性を有する設計とする。

具体的には，設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を兼用する設備は下記の通りである。

○逃がし安全弁
○DB/SA 兼用計器



第 57-10-3 図　直流電源供給方法（設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備の兼用の場合）

c．設計基準事故時から重大事故時まで連続に使用する設備を設置するパターン

設計基準事故時から重大事故時まで連続的に使用できるよう原子炉隔離時冷却系を設置する。第 57-10-4 図の通りＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から直流母線までの母線連絡回路を設けて，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から原子炉隔離時冷却系に電源供給できる構成とする。

Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）からの母線連絡回路は，通常時は使用せず，重大事故時のみ重大事故の対処に必要な設備に電源供給する。

したがって，重大事故時より前の段階は（１）の通りＢ－115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路とＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から重大事故防止・緩和設備への電路が独立性を有する設計とする。

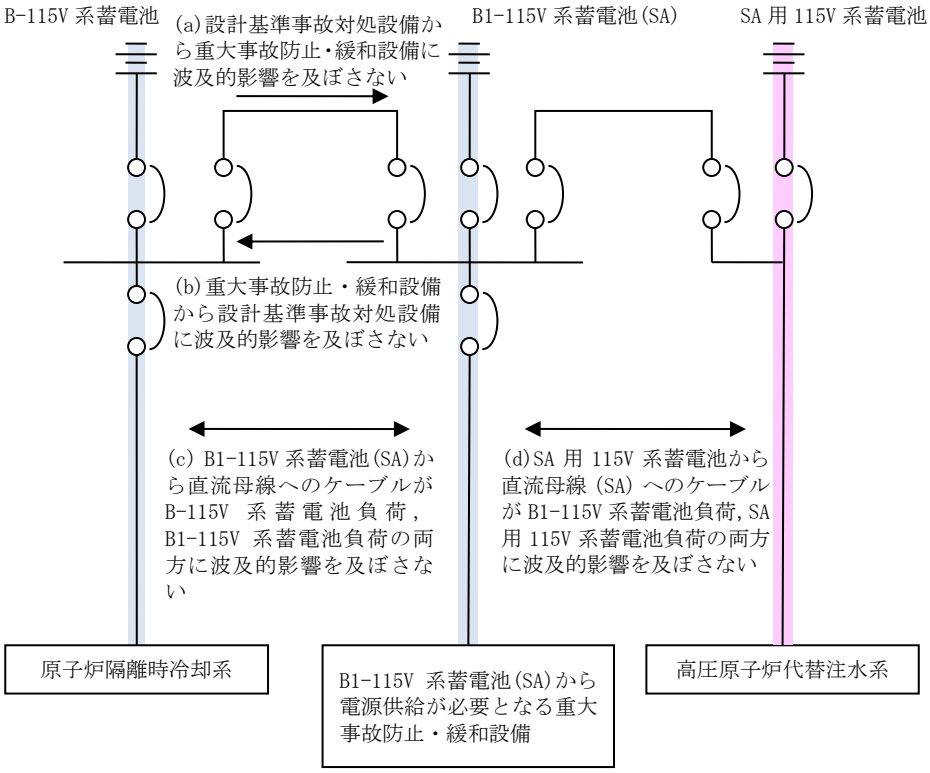
Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から直流母線への電路は，設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備を母線連絡しているため，下記の設計とすることで，設計基準事故対処設備と重大事故防止・緩和設備の独立性を有する設計とする。

(a) Ｂ－115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路で生じる故障が，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から直流母線までの電路を介して，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から重大事故防止・緩和設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。

(b) Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から重大事故防止・緩和設備への電路で生じる故障が，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から直流母線までの電路を介して，Ｂ－115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路に波及的影響を及ぼさない設計とする。

(c) Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から直流母線までの電路で生じる故障が，Ｂ－115V 系蓄電池から設計基準事故対処設備への電路，及びＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から重大事故防止・緩和設備への電路の両方に，波及的影響を及ぼさない設計とする。

(d) ＳＡ用 115V 系蓄電池から直流母線（ＳＡ）までの電路で生じる故障が，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から重大事故防止・緩和設備，及びＳＡ用 115V 系蓄電池から重大事故防止・緩和設備への電路の両方に，波及的影響を及ぼさない設計とする。



第 57-10-4 図　直流電源供給（原子炉隔離時冷却系）

以下に電路の設計状況を示す。

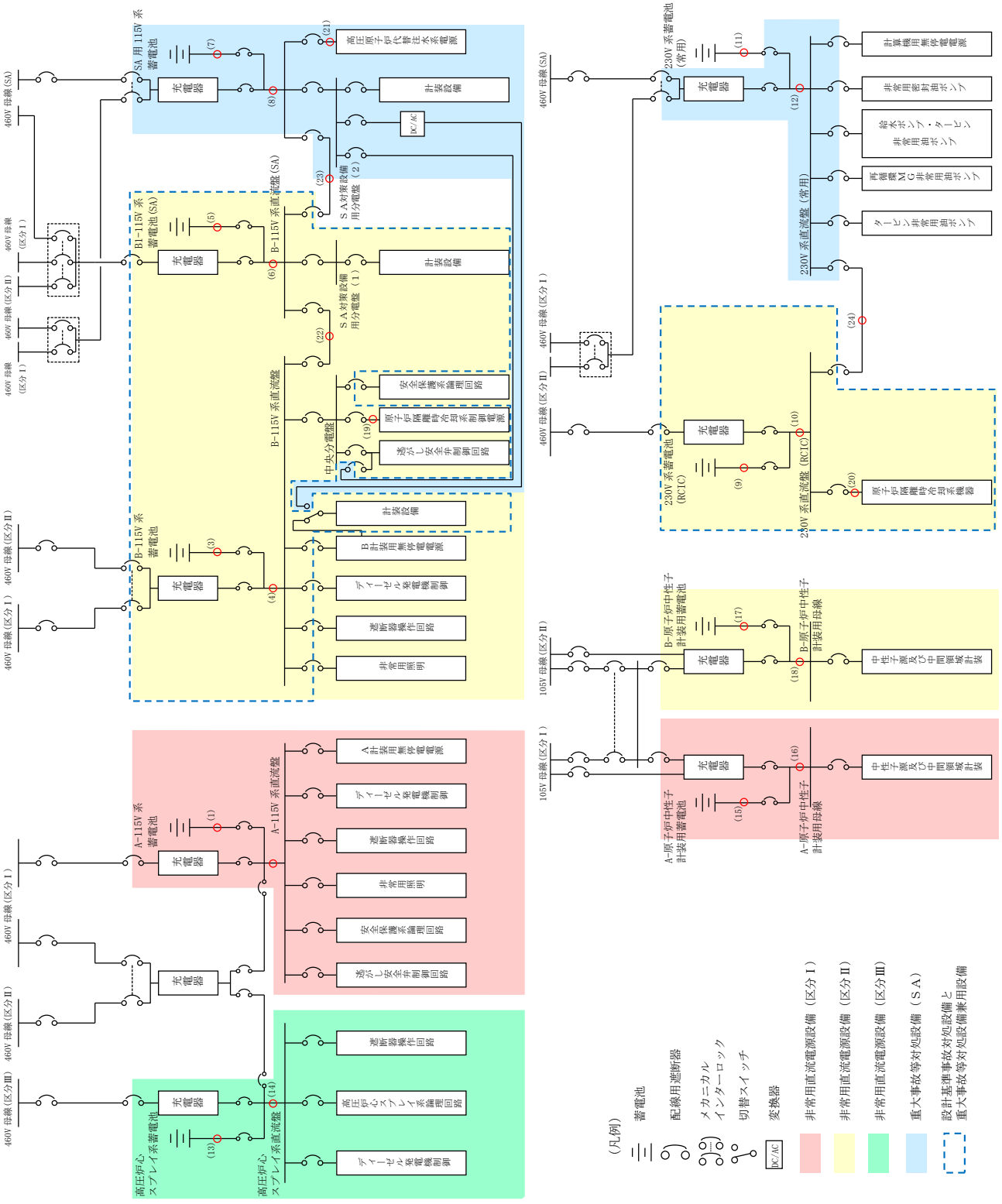
ＳＡ用 115V 系蓄電池から直流母線までの電路を，Ｂ－115V 系蓄電池及びＢ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）から設計基準事故対処設備への電路及び重大事故防止・緩和設備への電路のいずれとも独立性を有する設計とする。

重大事故防止・緩和設備である所内常設蓄電式直流電源設備又は常設代替直流電源設備の設計基準事故等対処設備からの独立性は，電路を米国電気工学学会（IEEE）規格 384（1992 年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。

具体的な電路については，第 57-10-5 表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第 57-10-5 表　電路ルート図　直流電源設備（57 条）

単線結線図	ルート図	
	図番号	ページ
動力用（第 57-10-5 図）	第 57-1～10 図	57-10-(57-1～10)



第 57-10-5 図　直流電源設備（57 条）

第57-1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。

第57-2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。

第57-3図　原子炉建物　１階及び中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。

第57-4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。

第57-5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。

第57−6図　廃棄物処理建物　地下中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。

第57−7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。

第57-8図　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。

第57−9図　廃棄物処理建物　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。

第57−10図　廃棄物処理建物　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。

57-11

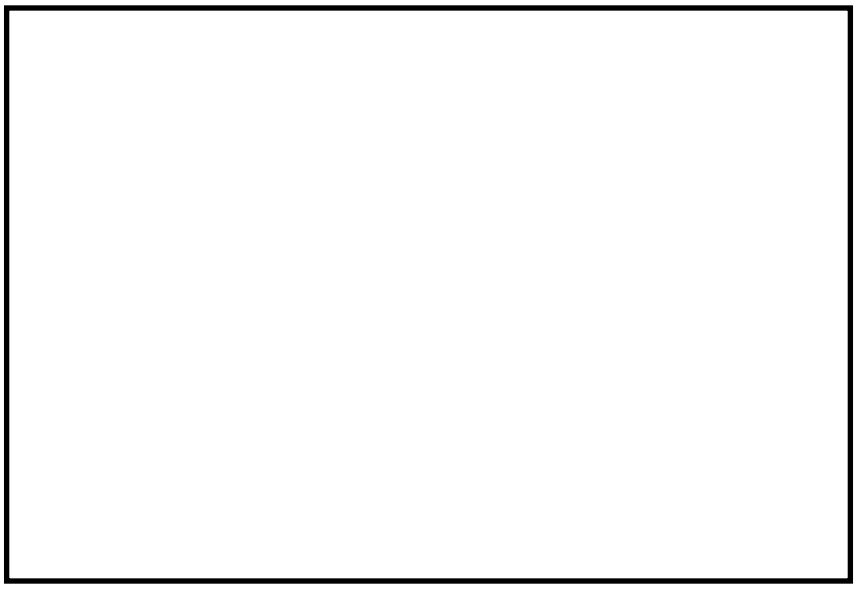
燃料補給に関する補足説明資料

本資料はタンクローリの容量設定根拠に記載した内容について補足するものである。

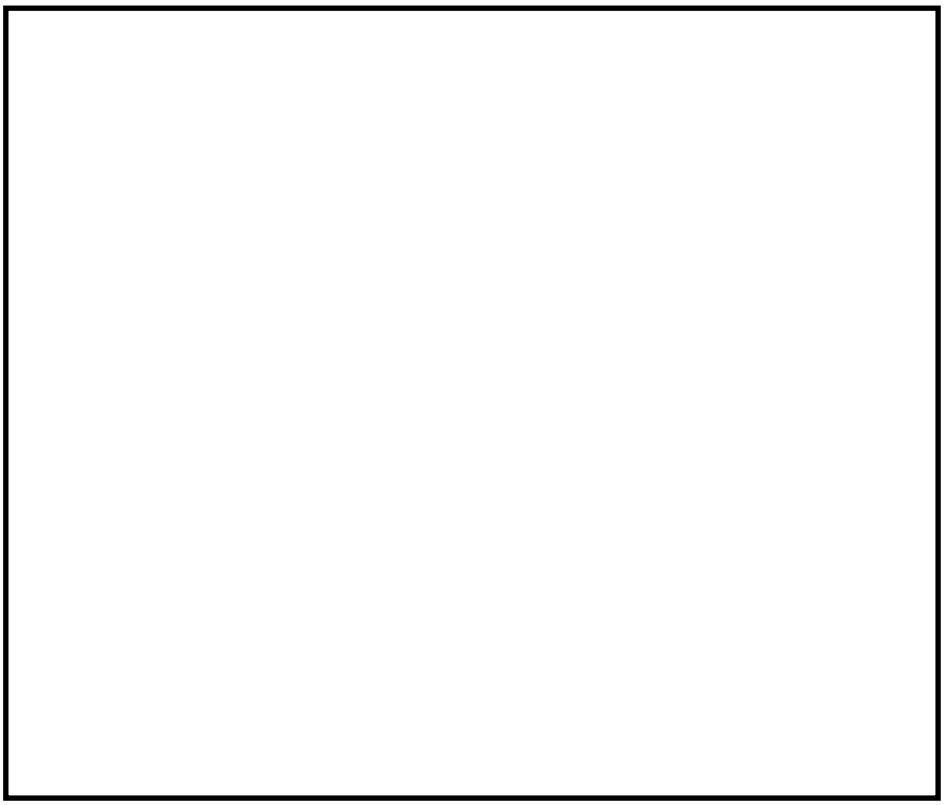
以下,図中並びにタイムチャート中の手順番号は容量設定根拠に記載の手順番号と同じとする。

11.1　タンクローリについて

11.1.1　ガスタービン発電機用軽油タンクからの燃料補給



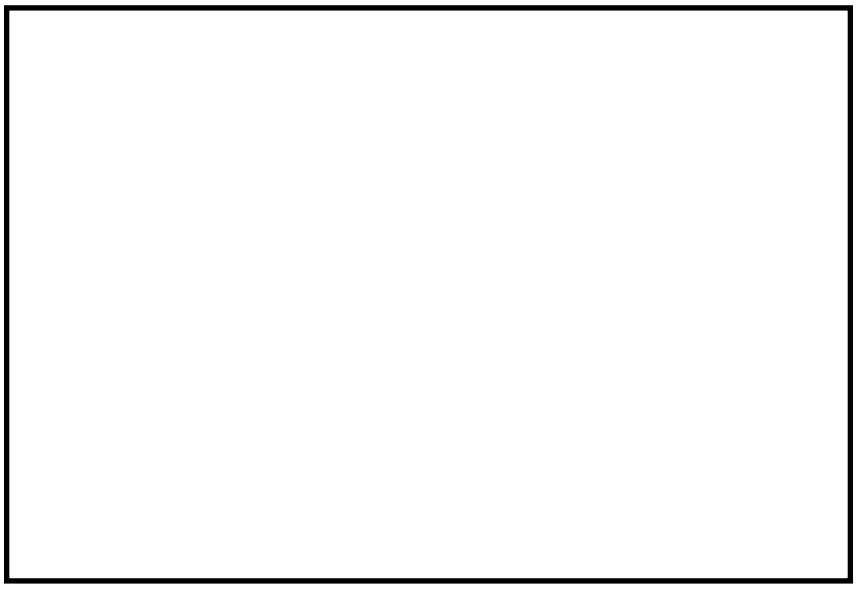
第 57-11-1 図　タンクローリ保管場所からガスタービン発電機用軽油タンクまでの移動ルート



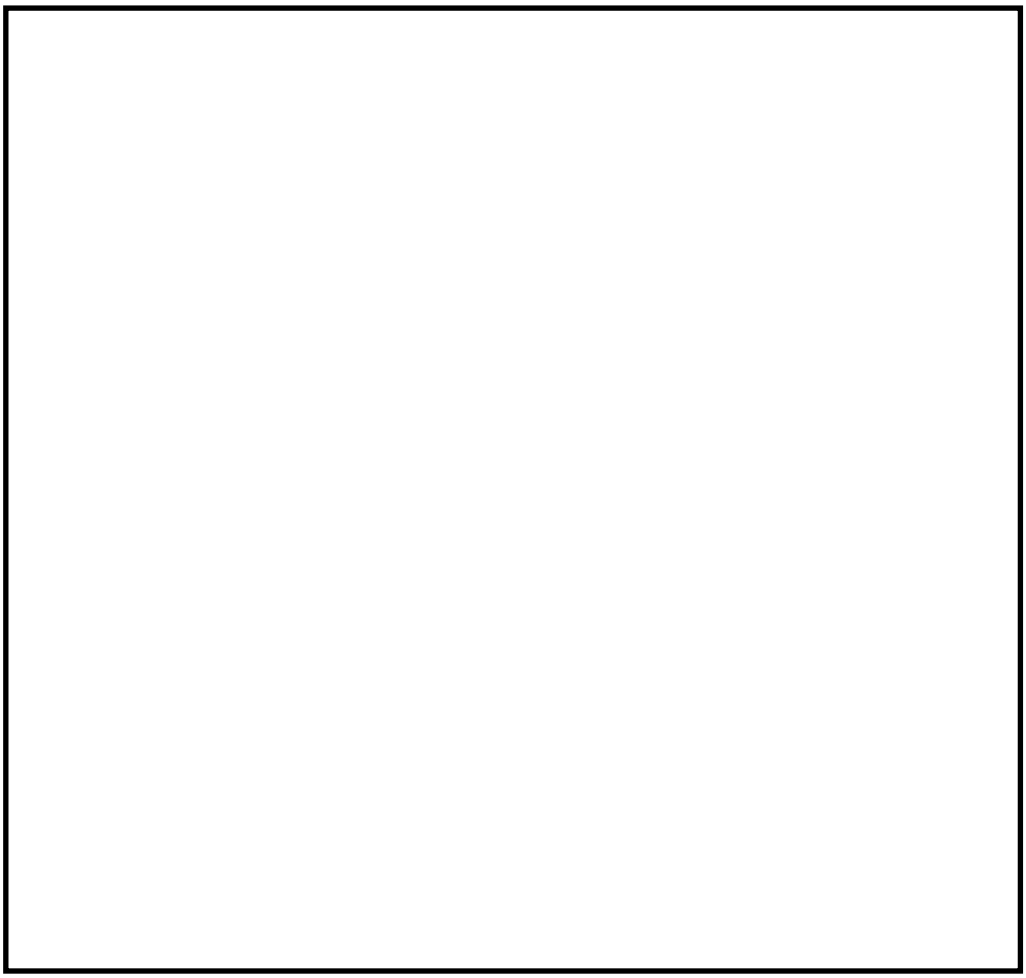
第 57-11-2 図　タンクローリ給油ルート
（大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置）

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。

11.1.2　ディーゼル燃料貯蔵タンクからの燃料補給

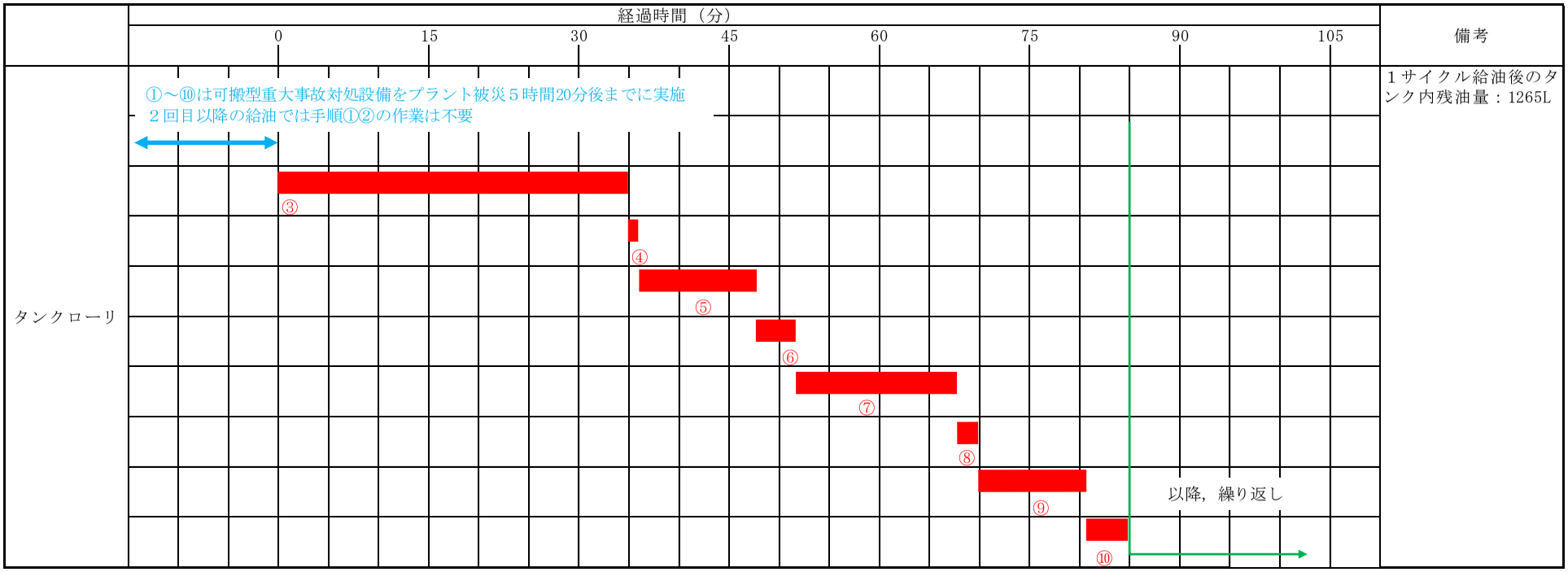


第 57-11-3 図　タンクローリ保管場所からディーゼル燃料貯蔵タンクまでの移動ルート

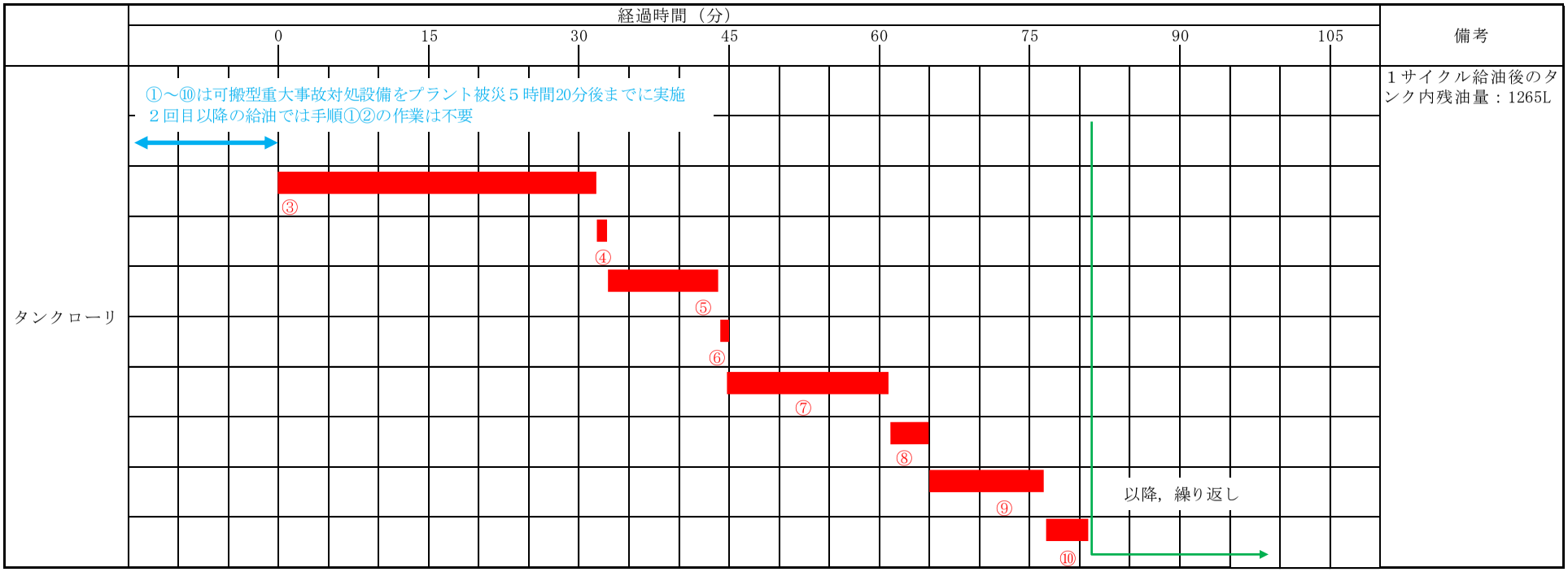


第 57-11-4 図　タンクローリ給油ルート
（大量送水車，大型送水ポンプ車，可搬式窒素供給装置）

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。



第 57-11-5 図　タンクローリによる給油タイムチャート（ガスタービン発電機用軽油タンクからの燃料補給）



第 57-11-6 図　タンクローリによる給油タイムチャート（ディーゼル燃料貯蔵タンクからの燃料補給）

11.2　格納容器ベントに伴う給油作業への悪影響有無について

格納容器ベント後数時間においては,プラント周辺の雰囲気線量が上昇するため,各可搬型重大事故等対処設備への給油が困難になる可能性がある。ここでは,格納容器ベント後の給油作業成立性について述べる。

11.2.1　検討条件について

運転中の２号炉が被災し,プラントが格納容器ベントの実施に至ることを想定する。交流電源はガスタービン発電機によりプラントに供給されていると仮定する。同条件下の有効性評価シナリオにおいて，機能を発揮することを要求され，燃料補給が必要な重大事故等対処設備は以下のとおり。

ガスタービン発電機１台（タンクローリによる燃料補給は不要）
大量送水車１台
大型送水ポンプ車１台

２号炉がプラント被災から約 32 時間以降に格納容器ベントに至ることを考慮し,上記重大事故等対処設備については格納容器ベントに伴う一時待避前のプラント被災から約 31 時間後までに一度給油を行うこととする。

11.2.2　タンクローリを用いた給油作業時の被ばく線量について

タンクローリを用いて給油を行う対象は，大量送水車，大型送水ポンプ車である。以下，連続運転可能時間の評価を行う。なお，大型送水ポンプ車の容量は 1,800m^3/h であるが，原子炉の崩壊熱はベントにより大気へ放出され大型送水ポンプ車での冷却は必要ないため，その他補機（燃料プール冷却系等）の冷却に必要な除熱量（約４MW）のみを考慮することとし，必要流量は大型送水ポンプ車の最低流量約 340m^3/h 以下であることから，格納容器ベント実施時には大型送水ポンプ車の回転数を抑えてポンプ流量を絞り，連続運転可能時間を延長する。

【大量送水車】

大量送水車の連続運転可能時間は,

0.200m^3÷0.057m^3/h=約 3.5h

となる。

【大型送水ポンプ車】

大型送水ポンプ車の連続運転可能時間は,

0.955m^3※１÷ 0.060m^3/h※２ =約 15.9h

となる。

※１：燃料タンク容量については，メーカー公称値 0.99m^3 からタンク底部の吸い取れない容量約 0.035m^3 を除いた 0.955m^3 を用いる。

※２：燃料消費量については，大型送水ポンプ車の最低流量約 340m³/h での燃料消費量約 0.060m³/h を用いる。

上述のとおり，大量送水車が連続運転可能時間が一番短くなるが，大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給については，格納容器ベントに伴う一時待避前までに低圧原子炉代替注水槽に水張りを実施し，満水まで補給した後，補給を停止する。一時待避中も低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を継続しているため，低圧原子炉代替注水槽の水位は低下するが，保有水量約 740m³ に対して補給停止中の低下量は約 230m³ であり，水源は枯渇することなく原子炉注水を維持することが可能である。

大型送水ポンプ車は,停止することにより原子炉補機代替冷却系から冷却水を供給している燃料プール冷却系による燃料プール冷却に影響があることから,一時待避中でも大型送水ポンプ車の運転を継続する必要があるが,一時待避中における待避時間約 11 時間 30 分を超える約 15 時間 50 分の運転継続が可能であることから，一時待避中に給油作業をする必要はなく，一時待避解除後，適宜給油を行う必要がある。

被ばく線量の評価については，大量送水車と大型送水ポンプ車を比較し，使用場所が格納容器フィルタベント設備に近い大型送水ポンプ車を対象に評価を行う。

大型送水ポンプ車は，一時待避解除後の格納容器ベントから約 10 時間後（プラント被災から約 42 時間後）に再度給油を実施するが，緊急時対策所から車両での移動及び給油に伴う現場作業を約 36 分と見積もると，約６mSv となる。

※評価点は島根２号機原子炉建物北側作業所

なお，プラント周辺の雰囲気線量率は時間経過に伴い低下していくことから，これ以降の給油作業時の被ばく線量は上記値以下となる。

11.2.3　検討結果

上述のとおり，格納容器ベント後のプラント周辺の雰囲気線量を考慮し，給油作業の成立性を確認した結果,格納容器ベント後の給油作業時の被ばく線量は最大で約６mSv であることから給油作業は実施可能であると判断する。

以 上