51－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					常設低圧代替注水系ポンプ	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
				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
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	51－3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		51－4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		51－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		51－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	51－4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		51－3 配置図，51－4 系統図	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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					可搬型代替注水大型ポンプ	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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	屋外	D
				海水	使用時海水通水又は淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	51－3 配置図，51－8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		51－4 系統図，51－7 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	Ａ
			関連資料		51－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		51－3 配置図，51－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	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（設置場所）	Ａａ
			関連資料		51－3 配置図，51－4 系統図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	Ａ
			関連資料		51－6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	Ｂ
			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		屋外	Ａｂ
			関連資料		51－7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	―
			関連資料		51－3 配置図，51－7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		51－3 配置図，51－8 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

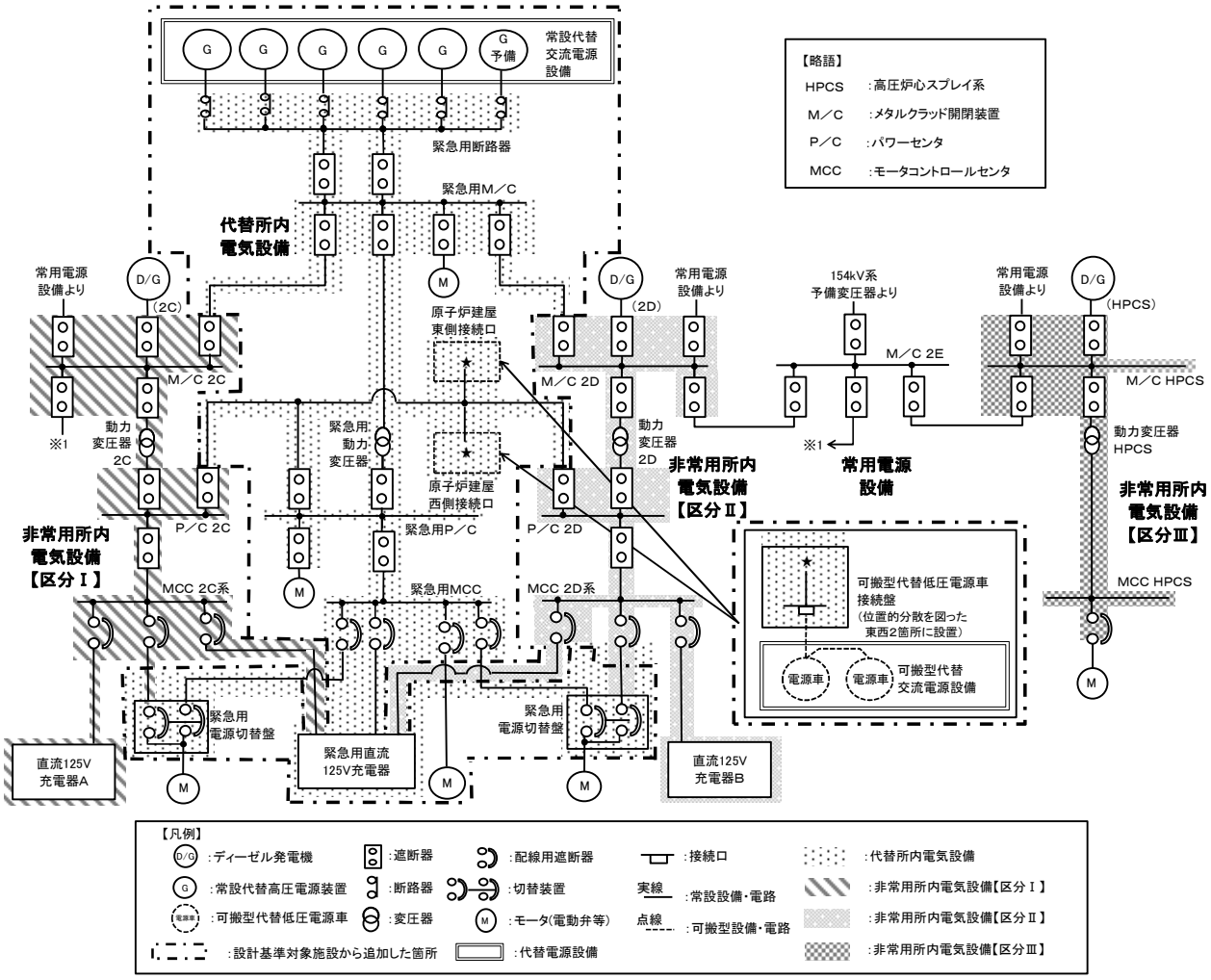
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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					可搬型代替注水中型ポンプ	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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	屋外	D
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	51－3 配置図，51－8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		51－4 系統図，51－7 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	Ａ
			関連資料		51－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		51－3 配置図，51－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	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（設置場所）	Ａａ
			関連資料		51－3 配置図，51－4 系統図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	Ａ
			関連資料		51－6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	Ｂ
			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		屋外	Ａｂ
			関連資料		51－7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	―
			関連資料		51－3 配置図，51－7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		51－3 配置図，51－8 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

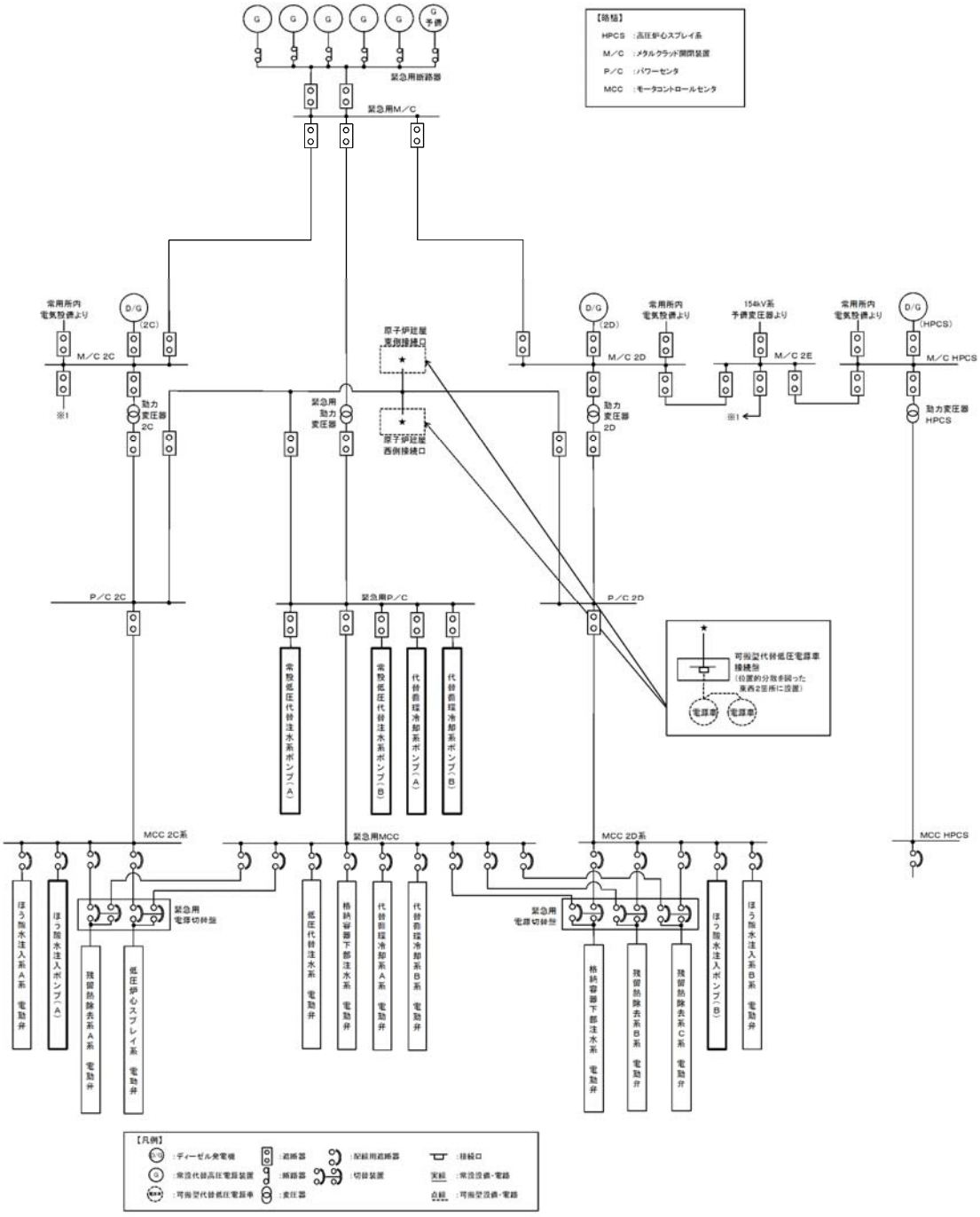
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	格納容器内設備	A
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	51－3 配置図，51－4 系統図，51－10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について，51－11 その他設備	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		51－4 系統図，51－7 接続図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		容器	C
			関連資料		51－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		51－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	51－4系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		―	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

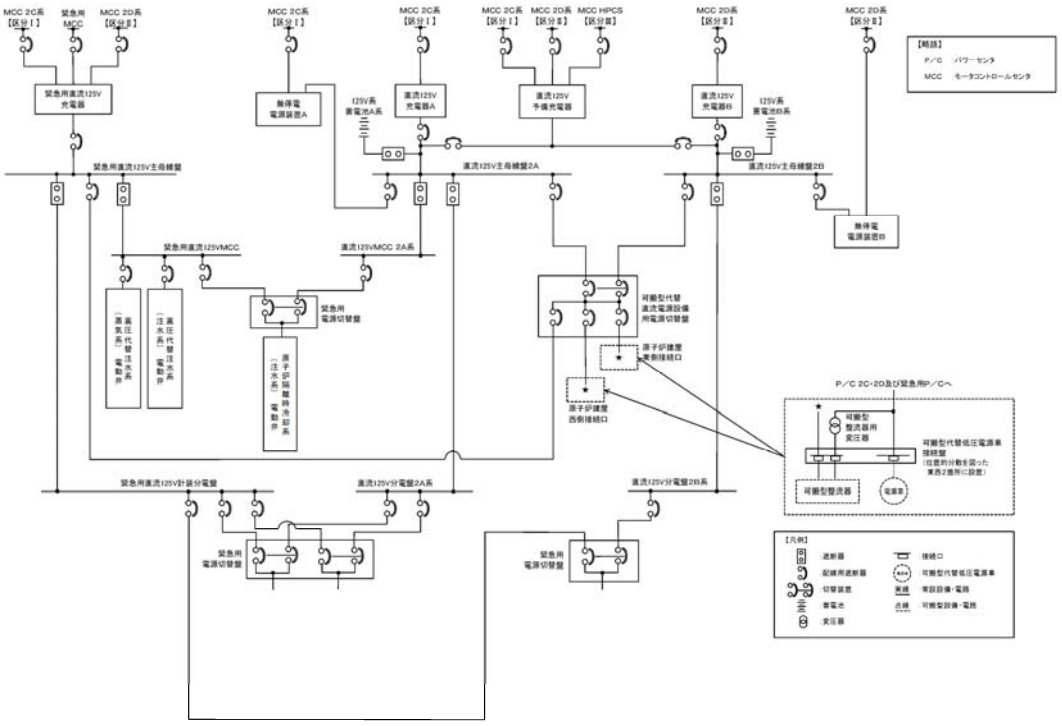
51－2　単線結線図



第 51－2－1 図　電源構成図（交流電源）(1/3)

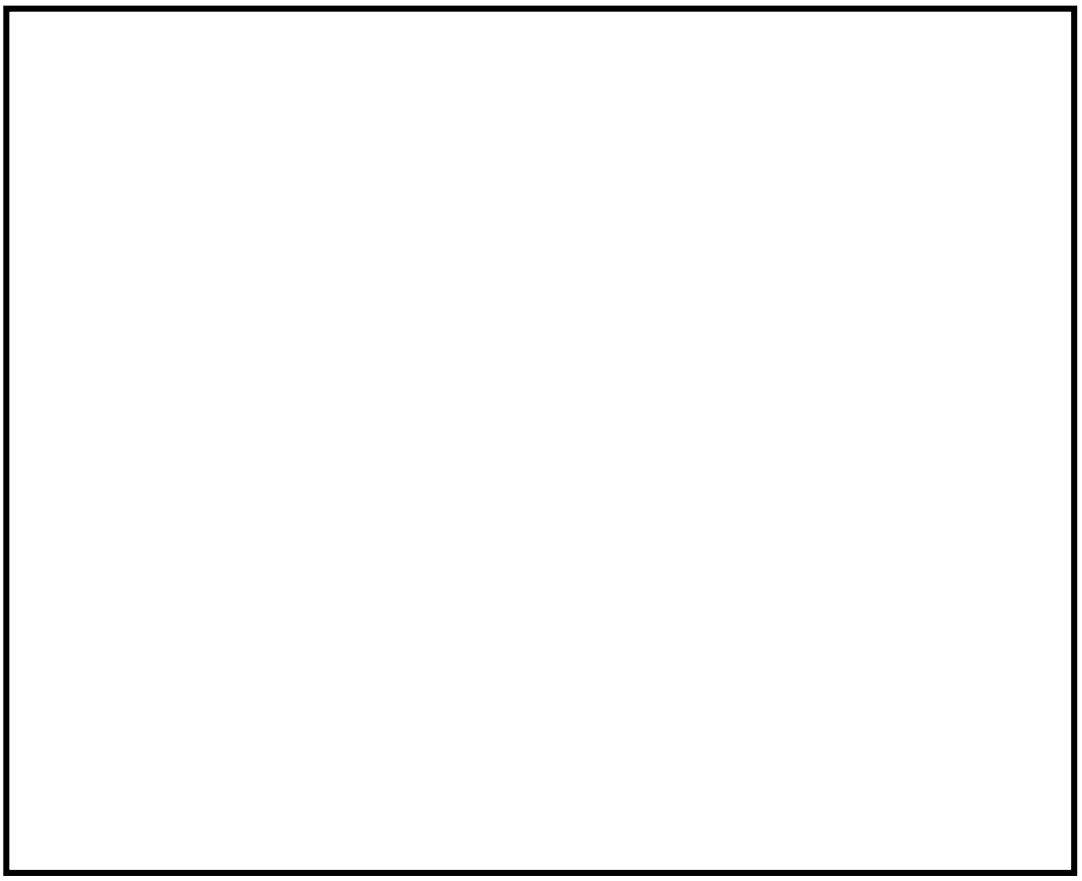


第 51－2－2 図　電源構成図（交流電源）(2/3)

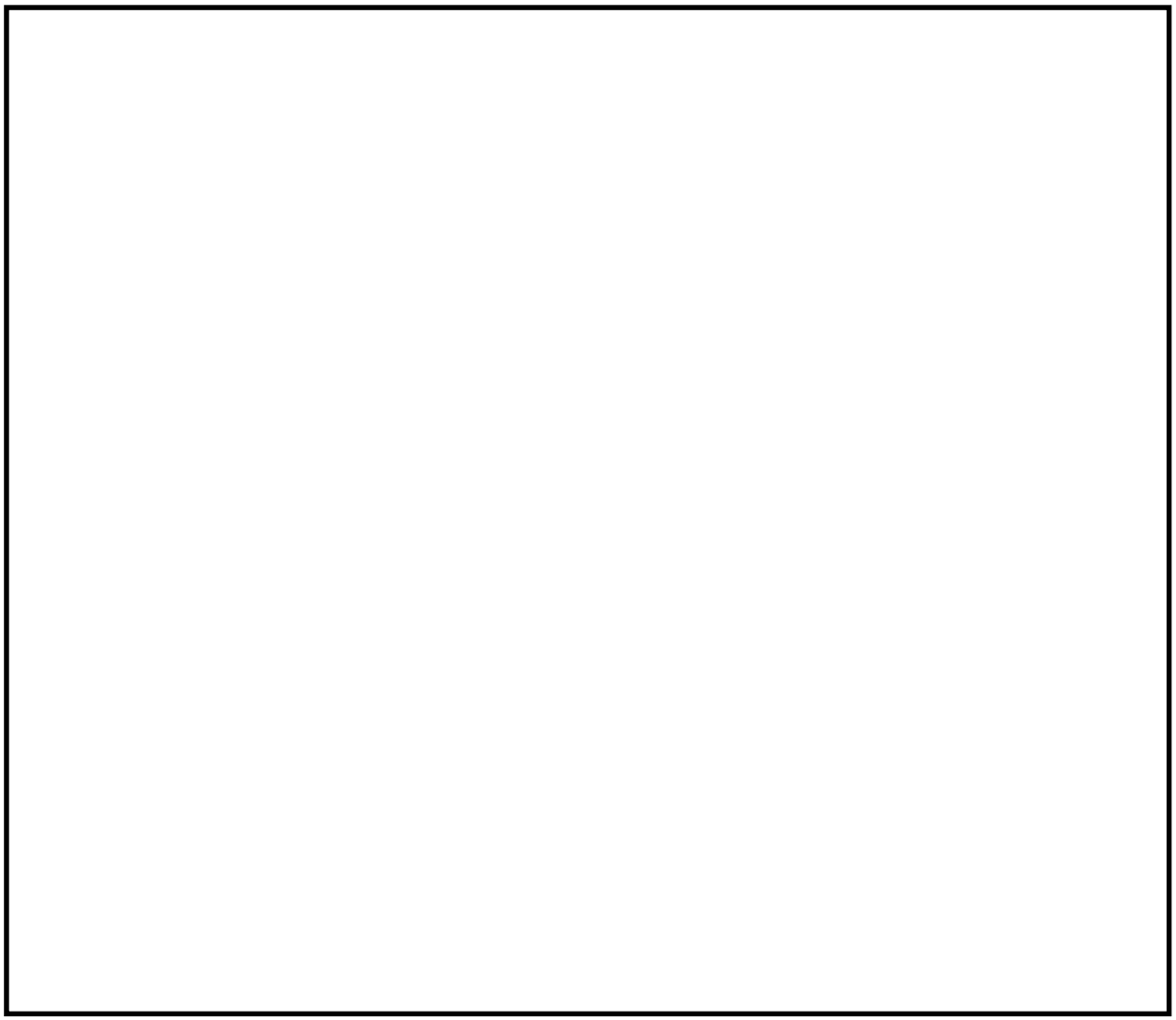


第 51－2－3 図　電源構成図（直流電源）(3/3)

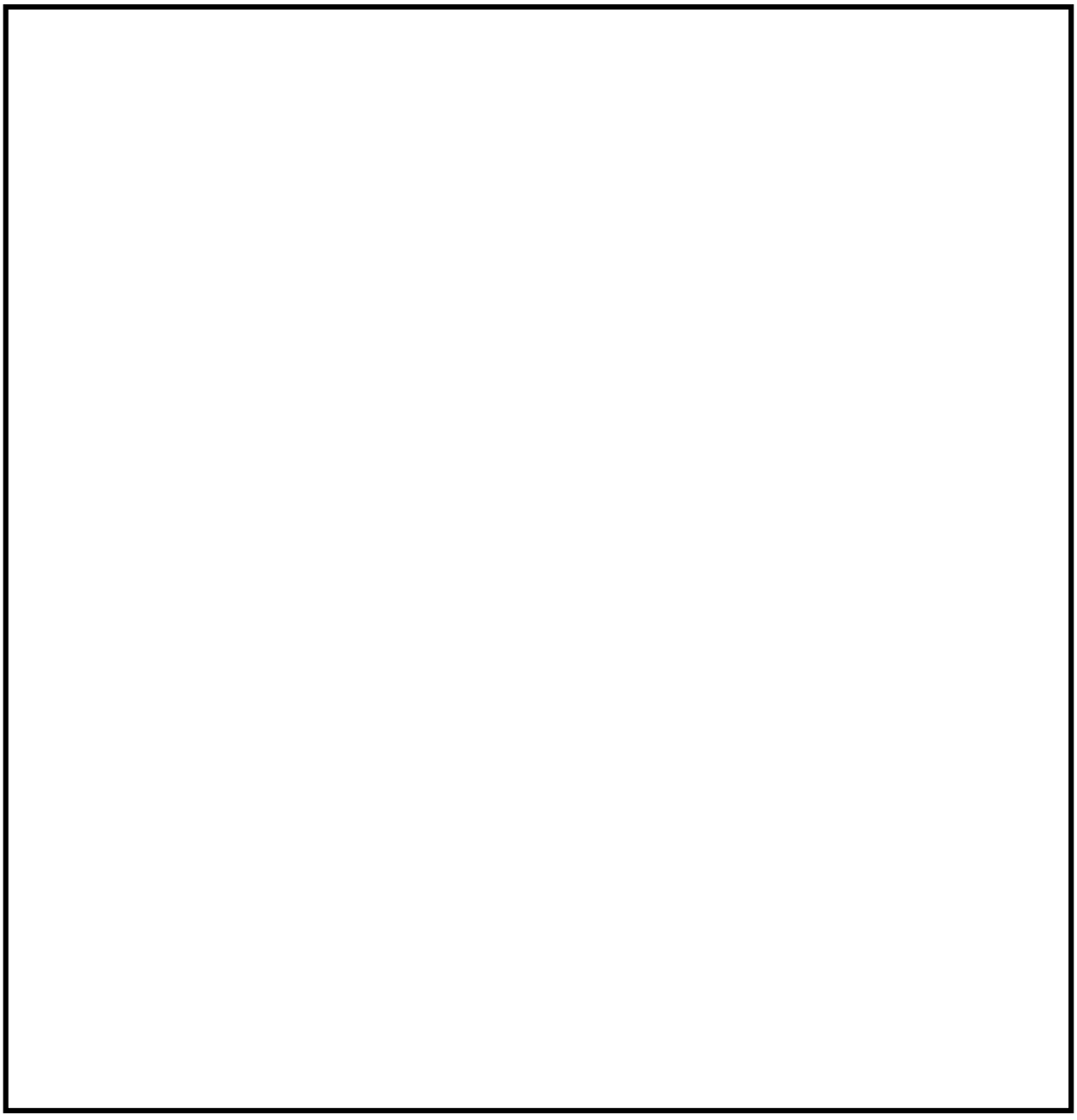
51－3　配置図



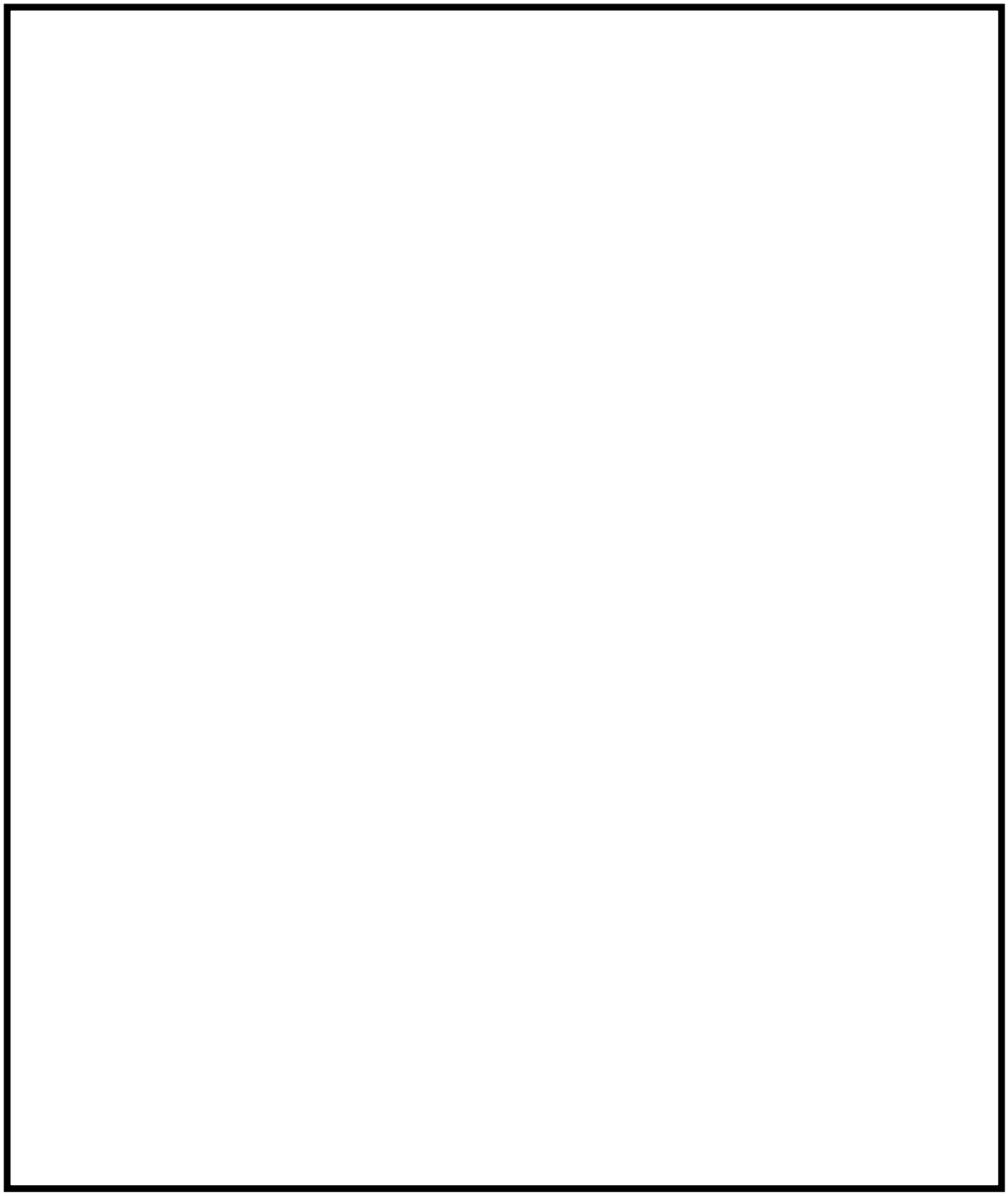
第 51－3－1 図　構内全体配置図（１／２）



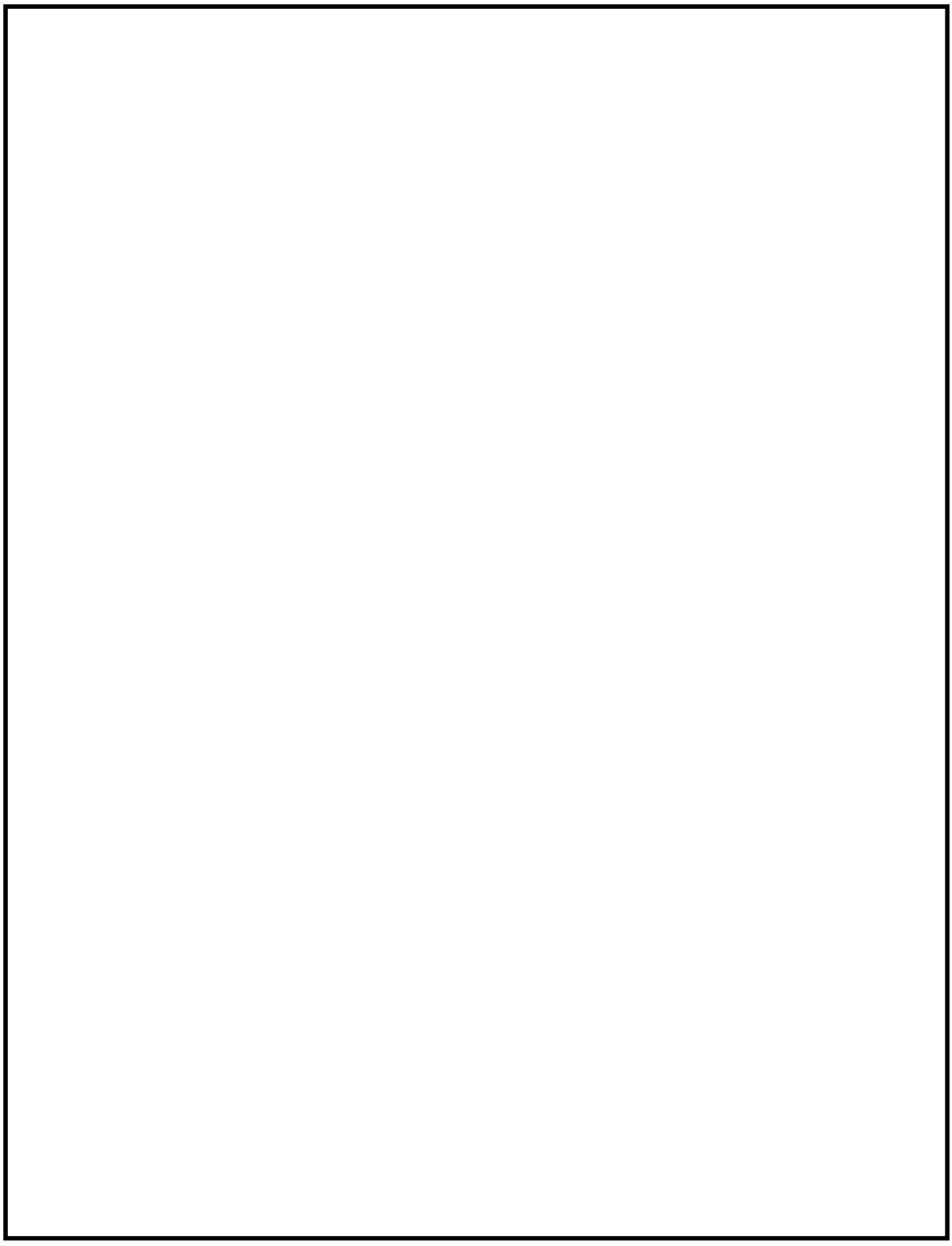
第 51－3－2 図　構内全体配置図（２／２）



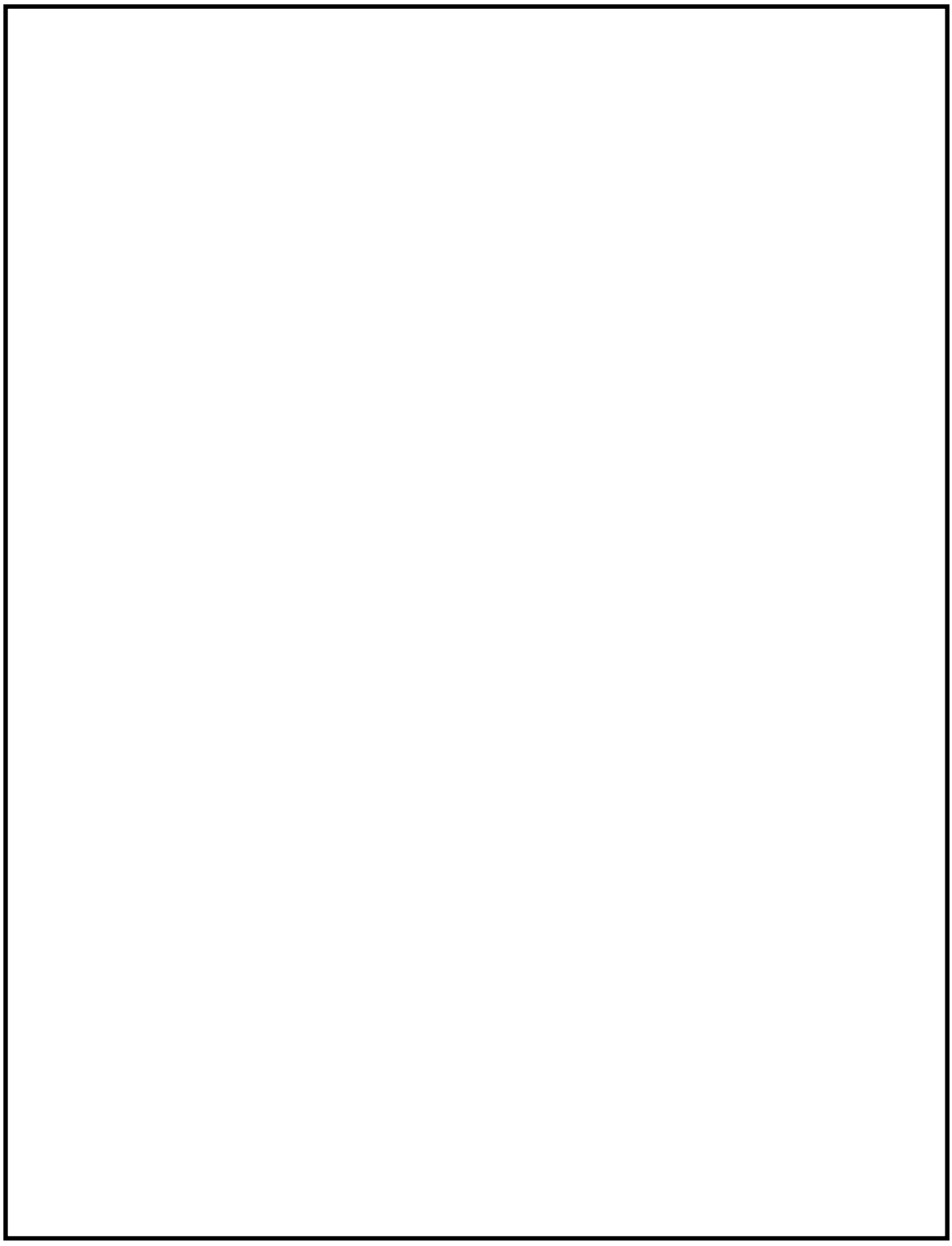
第51－3－3図　低圧代替注水系に係る機器配置図（1／2）



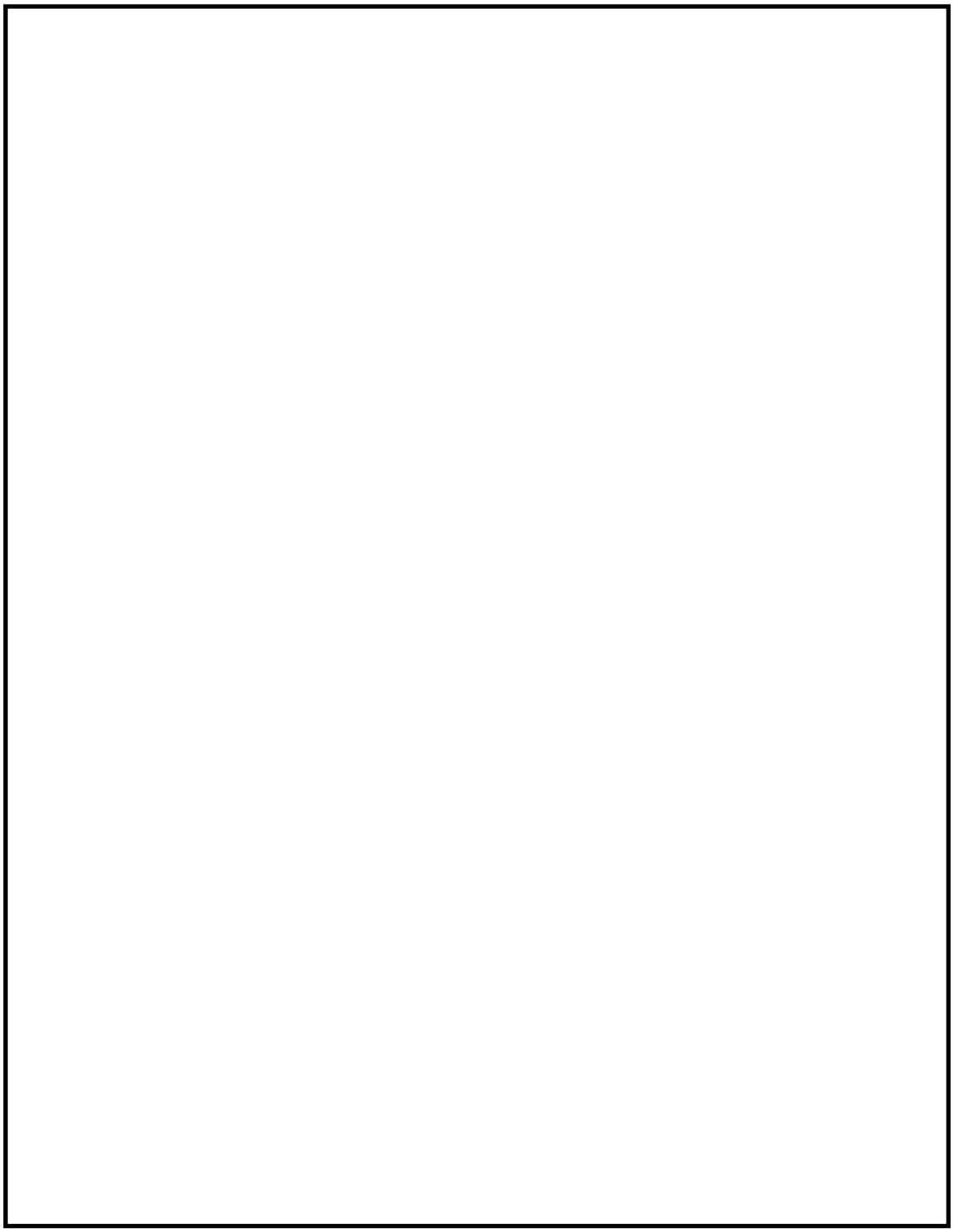
第 51－3－4 図　低圧代替注水系に係る機器配置図（2／2）



第 51－3－5 図　　配置図（原子炉建屋 3 階）

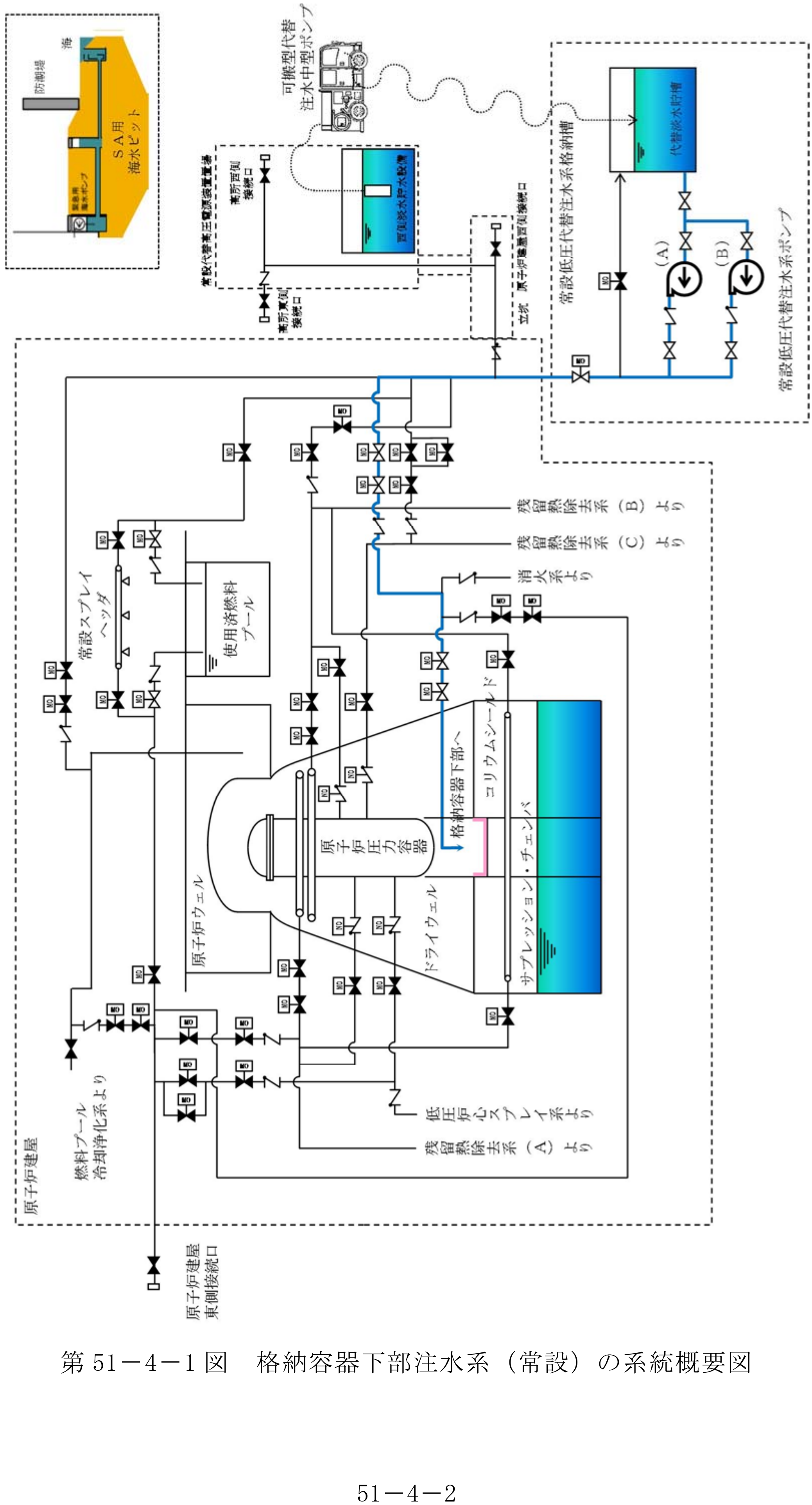


第 51－3－6 図　　配置図（原子炉建屋 4 階）

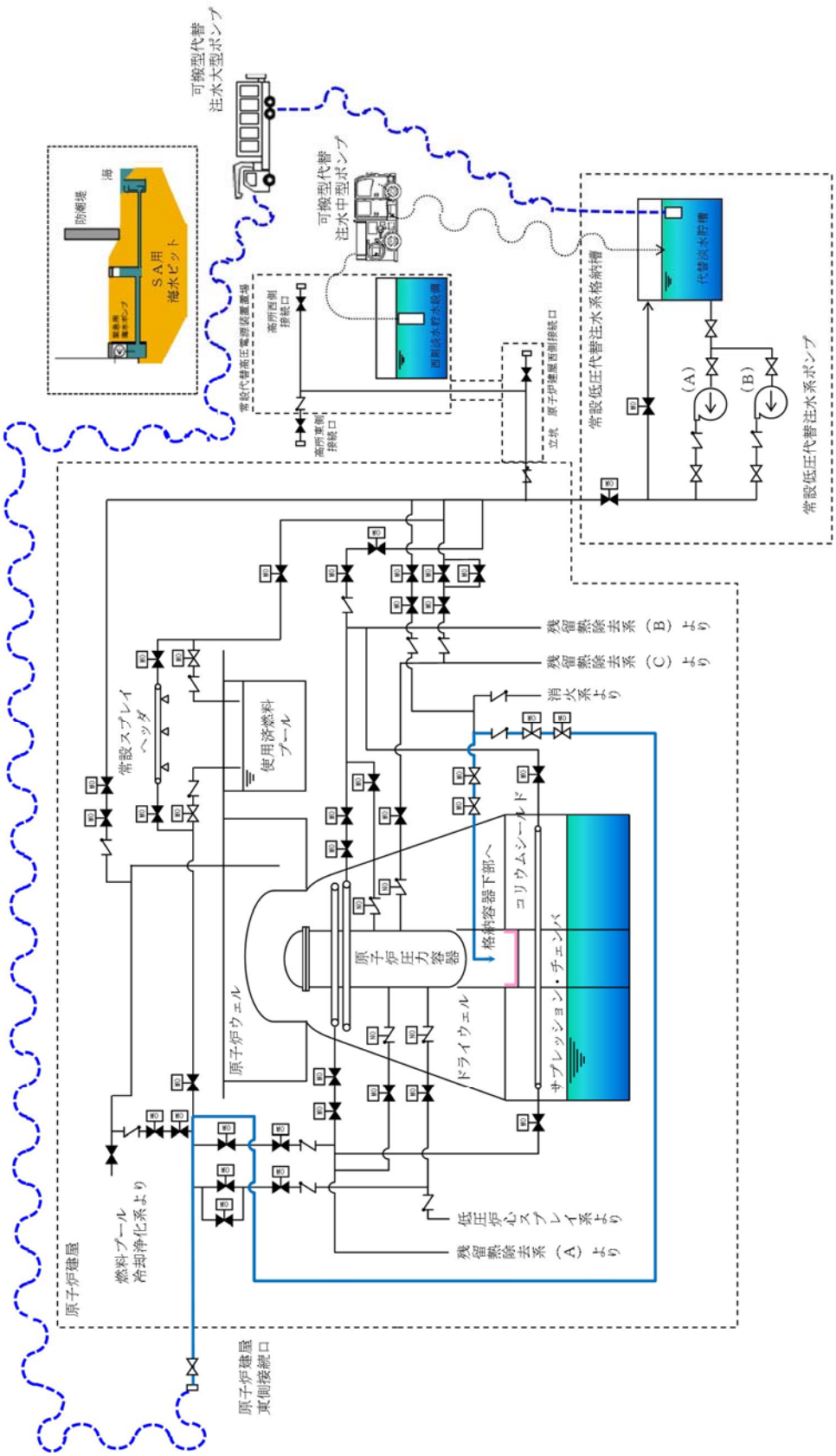


第 51－3－7 図　　配置図（原子炉建屋付属棟 3 階（中央制御室））

51－4　系統図



第 51－4－1 図　格納容器下部注水系（常設）の系統概要図



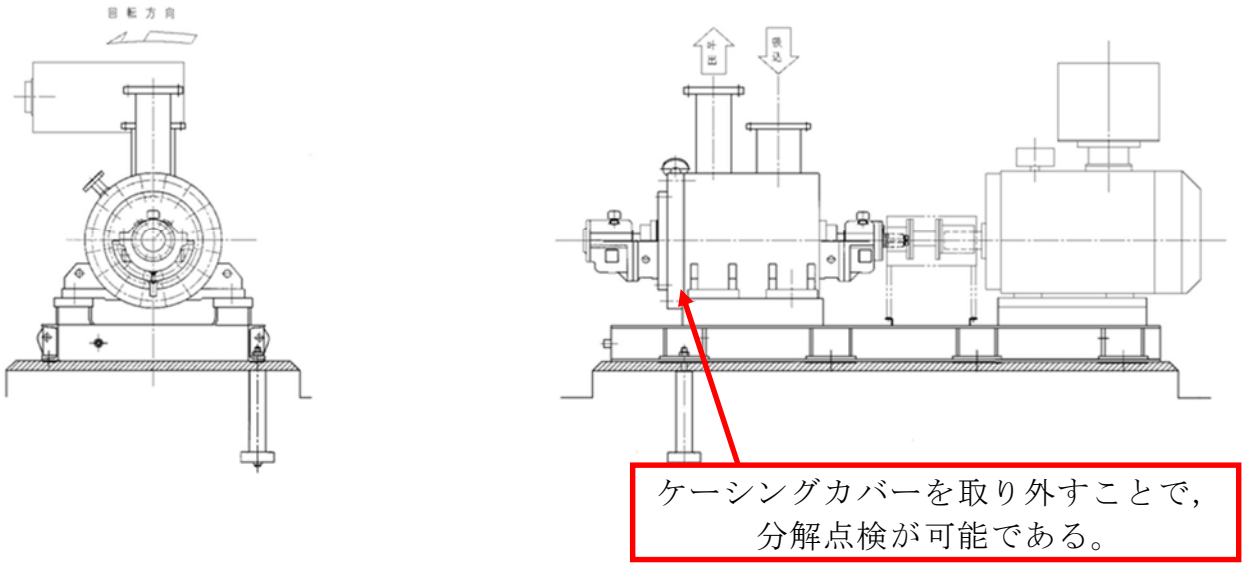
第 51－4－2 図　格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図

代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口

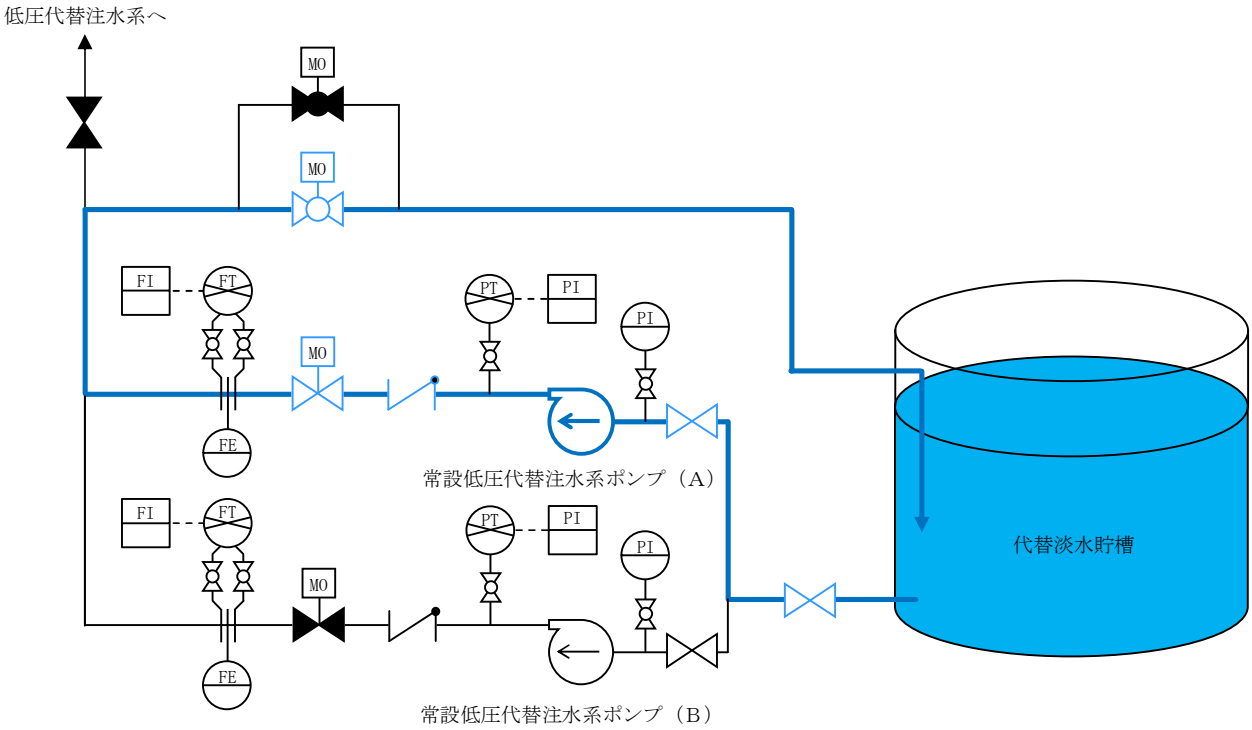
51－5　試験検査

第 51－5－1 表　格納容器下部注水系（常設）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
	外観検査	コリウムシールドの外観の確認



第 51－5－1 図　構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）



図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の機能・性能検査系統を示す。代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
常設低圧代替注水系ポンプ（B）も同様。

第 51－5－2 図　運転性能検査系統図（格納容器下部注水系（常設））

第51－5－2表　格納容器下部注水系（可搬型）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。機能・性能検査は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯水槽近傍に設置し，ホース等により仮設の試験設備を構成し，代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
仮設の試験設備であるため，代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 51－5－3 図　機能・性能検査系統図

（可搬型代替注水大型ポンプ）

図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。
機能・性能検査は，可搬型代替注水中型ポンプ（1 台又は 2 台）を代替淡水貯水槽近傍に設置し，ホース等により仮設の試験設備を構成し，代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
仮設の試験設備であるため，代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 51－5－4 図　機能・性能検査系統図

（可搬型代替注水中型ポンプ）

51－6　容量設定根拠

名　　称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m^3／h （1 台当たり）	40 以上（注１）（約 200（注２））
全揚程	m	141 以上（注１）（約 200（注２））
最高使用圧力	MPa［gage］	3.5
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW （1 台当たり）	190
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】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは，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，ペデスタル（ドライウェル部）の床面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，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

これらの系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水ポンプより，ペデスタル（ドライウェル部）に注水することにより格納容器の破損を防止する設計とする。

なお，重大事故等対処設備の格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは 2 台設置する。

１．容　量　40m^3／h（1台当たり）以上

ペデスタル（ドライウェル部）に注水する場合の常設低圧代替注水ポンプの容量は，格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大80m^3／hとしていることから，ポンプ1台当たり40m^3／hとし，公称値を約200m^3／hとする。

なお，格納容器破損防止対策に係る有効性評価において，原子炉圧力容器が破損する前に，ペデスタル（ドライウェル部）の水位を1.0mに調整する。

2. 全揚程　141m

ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は，水源と移送先の圧力差（大気開放である代替淡水貯槽と格納容器の圧力差），静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約48.4m
静水頭	約32.3m
機器及び配管・弁類圧損	約59.7m
合 計	約140.4m ≒ 141m

以上より，ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプに必要な全揚程は141mとし，公称値を約200mとする。

また，格納容器下部注水系（常設）は，低圧代替注水系（常設）又は代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設代替低圧注水ポンプの同時注水について」で示す。

3.最高使用圧力 3.14MPa［gage］

ペデスタル（ドライウェル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約 300m（約 2.94MPa［gage］）（設計確認値）に代替淡水貯槽の静水頭約 20.63m（約 0.20MPa［gage］）を加えた約3.14MPa［gage］とする。

4.最高使用温度 66℃

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は，水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5.原動機出力 □kW 以上

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m^3／h，全揚程200mのときの必要軸動力は，以下のとおり約□kWとなる。

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

$= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (□/100)$

$= □\text{kW} \fallingdotseq □\text{kW}$

P ： 必要軸動力（kW）

ρ ： 流体の密度（kg／m^3） ＝1,000

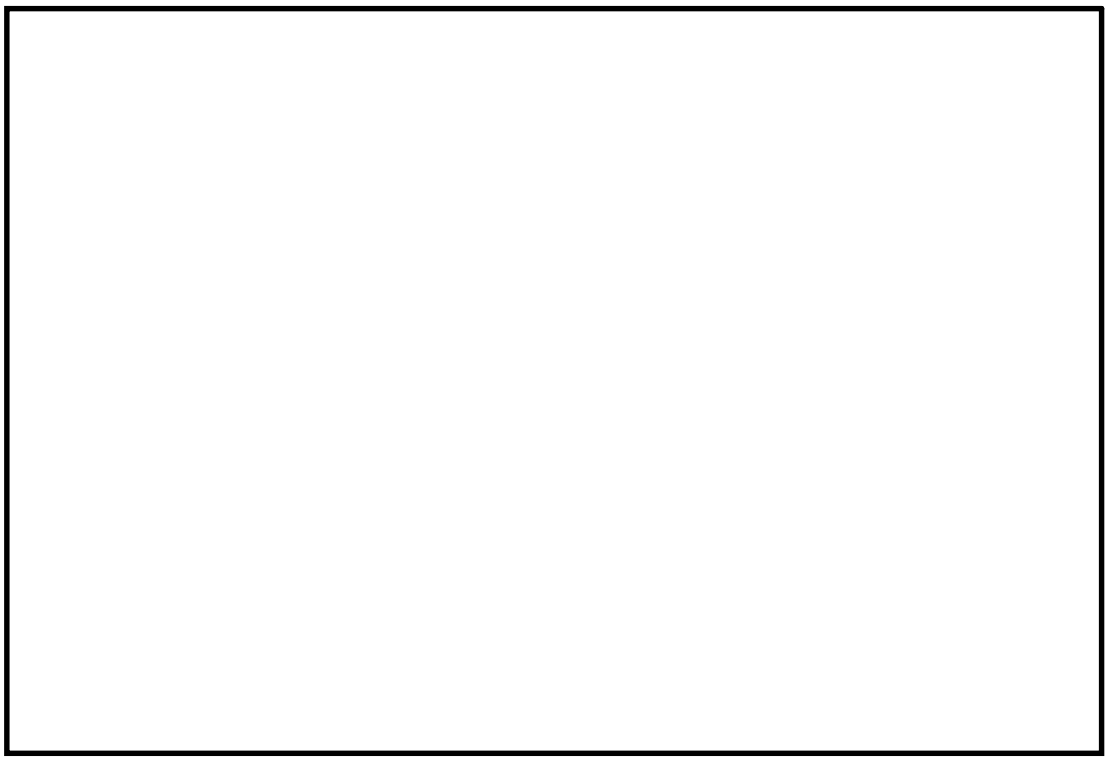
g ： 重力加速度（m／s^2） ＝9.80665

Q ： ポンプ容量（m^3／h） ＝200

H ： ポンプ揚程（m） ＝200

η ： ポンプ効率（%）（設計計画値）＝□（第51-6-1図参照）

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））



第51－6－1図　常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの必要動力は□kW（1台当たり）であり，格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの原動機出力は，190kW（1台当たり）とする。

名　　称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m^3／h （1 台当たり）	80 以上（注１）（約 1,320（注２））
全揚程	m	121 以上（注１）（約 140（注２））
最高使用圧力	MPa［gage］	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1 台当たり）	約 847
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】

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，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，ペデスタル（ドライウェル部）の床面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，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水貯槽を水源として高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口に接続し，格納容器下部注水配管を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水することにより，ペデスタル（ドライウェル部）の床面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，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時おいて，格納容器下部注水系（可搬型）として必要な容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで2台と，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。予備については，同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の予備1台と共用可能とする。

1．容　量

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの容量は，格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大80m^3／hとしていることから，可搬型代替注水大型ポンプについても同様に80m^3／h以上とし，公称値を1台あたり約1,320m^3／hとする。

2．全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部注水系の単独注水時の全揚程は，有効性が確認されているペデスタル（ドライウェル部）への注水流量（80m^3／h）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（ペデスタル（ドライウェル部））の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

水源と移送先の圧力差	約47.7m
静水頭	約 7.0m
ホース圧損	約 4.9m
機器及び配管・弁類圧損	約61.4m
合 計	約121m

以上より，可搬搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は，約121mとなる。

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m^3／hにおける吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は，供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから，その制限値である1.4MPa［gage］とする。

4. 最高使用温度

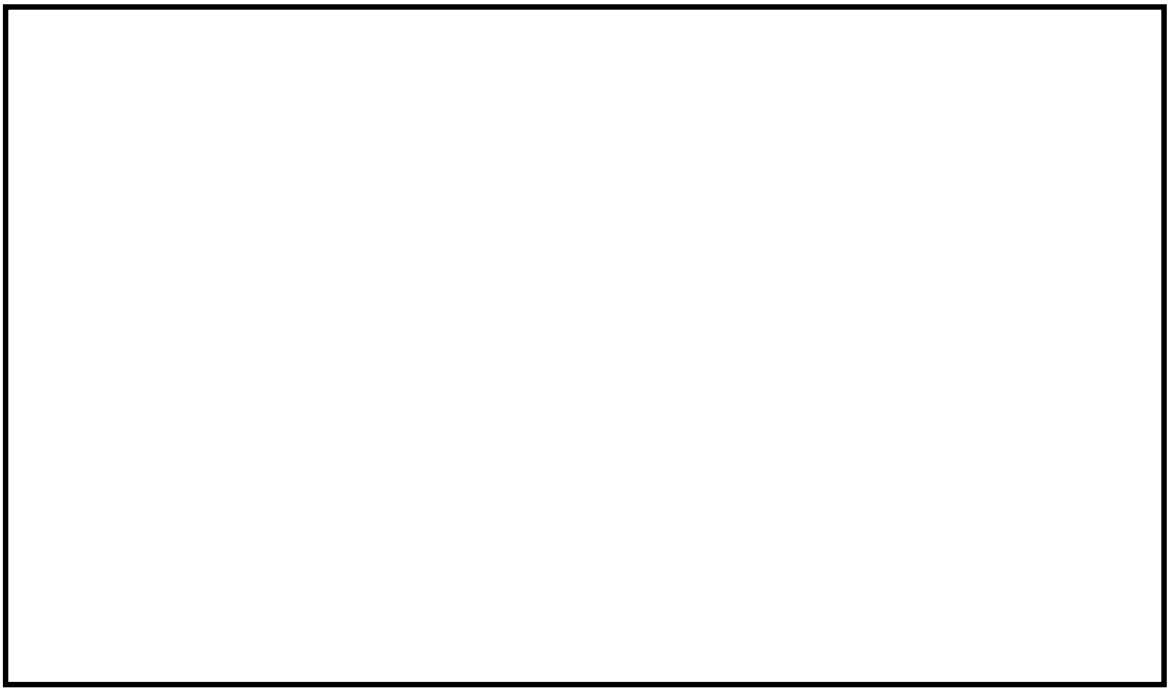
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は，メーカ設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第51－6－2図　可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名　　称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m^3／h （1 台当たり）	80 以上（注１）（約 210（注２））
全揚程	m	93.9 以上（注１） （約 100（注２））
最高使用圧力	MPa［gage］	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1 台当たり）	約 147
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】

可搬型代替注水中型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，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，ペデスタル（ドライウェル部）の床面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，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは，西側淡水貯水設備を水源として高所東側接続口，高所西側接続口，原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口に接続し，格納容器下部注水配管を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水することにより，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融

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，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプは，重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため2台のポンプを使用する。保有数は2セットで4台と，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計5台を保管する。

1．容　量

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水中型ポンプの容量は，格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，ペデスタル（ドライウェル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大80m^3／hとしていることから，可搬型代替注水中型ポンプについても同様に80m^3／h以上とし，公称値を約210m^3／hとする。なお，可搬型代替注水中型ポンプ1台では必要な流量に対し揚程が不足することから，可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し，1台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで2台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより，ペデスタル（ドライウェル部）への単独の注入流量を確保する。

2．全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた格納容器下部注水系の単独注水時の全揚程は，有効性が確認されているペデスタル（ドライウェル部）への注水流量（80m^3／h）を確保する設計とする。格納容器下部注水系は，可搬型代替注水中型ポンプ2台を直列に接続し使用する。1台目は，水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし，2台目は，ペデスタル（ドライウェル部）へ

の注水を目的としている。

圧損評価は，水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，ホース圧損，配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1)西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

水源と移送先の圧力差	約 0m
静水頭	約29.0m
ホース圧損	約 1.9m
機器及び配管・弁類圧損	約 7.4m
合 計	約38.3m

(2)中型ポンプ2台目～原子炉格納容器（中型ポンプ2台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

水源と移送先の圧力差	約47.7m
静水頭	約8.0m
ホース圧損	約0.2m
機器及び配管・弁類圧損	約38.0m
合 計	約93.9m

以上より，可搬搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，約93.9mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約210m^3／hにおける吐出圧力の約100mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は，供給ラインを考慮しポンプ

吐出圧力を制限していることから，その制限値である1.4MPa［gage］とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は，メーカ設計値である約147kWとする。

6.可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。

第51－6－3図　可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，格納容器，ペデスタル（ドライウェル部），格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第1表　有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール
47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11
230m^3/h	130m^3/h	－	－	－
－	300m^3/h	80m^3/h	－	－
50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h

第2表　有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール
47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11
50m^3/h	130m^3/h	－	－	－
50m^3/h	130m^3/h	－	－	16m^3/h

第3表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m^3/h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していていない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失

第 4 表　設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m^3/h	－	－	－	－	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していていない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第 5 表　全交流動力電源喪失（24 時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m³/h	－	－	－	－	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m³/h	130m³/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m³/h	130m³/h	－	－	16m³/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（ＬＯＣＡ起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m^3/h	－	－		－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第 7 表　原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m^3/h	80m^3/h	－	－	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器の破損に至った場合に，格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	－	130m^3/h	80m^3/h	－	－	・ペデスタル（ドライウェル部）注水はペデスタル（ドライウェル部）の水位維持時の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	－	－	80m^3/h	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：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

名　　称		コリウムシールド
高さ	m	約 1.88
厚さ	m	約 0.15
最高使用温度	℃	2100

【設定根拠】

コリウムシールドは，重大事故等時に以下の機能を有する。

コリウムシールドは，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，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を保持することで，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制し，溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

1. 高さ

ペデスタル内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため，デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合，ペデスタル外へ流出するおそれがある。そのため，デブリをペデスタル内に全量保有する観点から，デブリ堆積高さはデブリがペデスタル外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペデスタル床高さに対して最も低い位置となる経路は，ドライウェルからペデスタル床ドレンサンプへのドレン配管である。当該配管の下端は，ペデスタル床から約1.88mの位置に存在することから，コリウムシールド設置高さの上限として約1.88mを設定する。

2. 厚さ

ペデスタル（ドライウェル部）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する。

・デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ H_{debri} は，式(1)及び式(2)で算定される。ここで，ポロシティはＰＵＬｉＭＳ実験等の知見を基に保守的な値として 0.5 を設定している。

$$H_{debri} = (V_m \times (1 - \Phi_{ent}) + V_s + V_m \times \Phi_{ent} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$$

$$S_{fz} = (L_{PD} / 2 - D_{CS})^2 \times \pi \quad (2)$$

V_m：溶融物体積[約 $36m^3$]

V_s：ペデスタル内構造物体積[約 $4m^3$]

Φ_{ent}：粒子化割合[0.171]

P：ポロシティ[0.5]

S_{fz}：コリウムシールドの設置を考慮した床面積[m^2]

L_{PD}:ペデスタル床直径[　　]

D_{CS}：コリウムシールド厚さ[m]

コリウムシールドの高さは，デブリ堆積高さと床に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため，式(1)において H_{debri} を $(1.88 - D_{CS})$m として計算した結果，D_{CS}＝約 0.15m となる。よって，デブリ保有可能性を踏まえると，コリウムシールド厚さは約 0.15m となる。

・浸食の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが約 0.15m の場合，コリウムシールドの侵食は発生しないことを添付（2）にて確認している。

3. 最高使用温度

コリウムシールドの最高使用温度は，材料であるZrO_2耐熱材の耐浸食性が確認されている2,100℃とする。

添付（2）

溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について

原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）へ落下した場合におけるペデスタル（ドライウェル部）侵食量評価を，シビアアクシデント解析コードＭＡＡＰにより実施している。以下にその内容を示す。

1. 評価条件

評価条件を第1表に示す。

第1表　侵食量評価条件

項目	ベースケース	感度ケース
対象シーケンス	過渡事象時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス	大破断ＬＯＣＡ時に損傷炉心冷却に失敗し，原子炉圧力容器が破損するシーケンス
溶融炉心から水プールへの熱流束	800kW／m^2（圧力依存性あり）	800kW／m^2（一定※1）
ペデスタル（ドライウェル部）初期水位	1m	
ペデスタル（ドライウェル部）注水	ＲＰＶ破損7分後から80m^3／h	
コリウムシールド厚さ	15cm	
コリウムシールド侵食開始温度	2,100℃※2	
ＲＰＶ破損時の溶融炉心温度	ＭＡＡＰ解析結果に基づく	

※1　侵食の不均一性等の影響を考慮して設定
※2　ZrO_2耐熱材の100mol％Ｚｒによる侵食試験結果に基づき設定

2. 評価結果

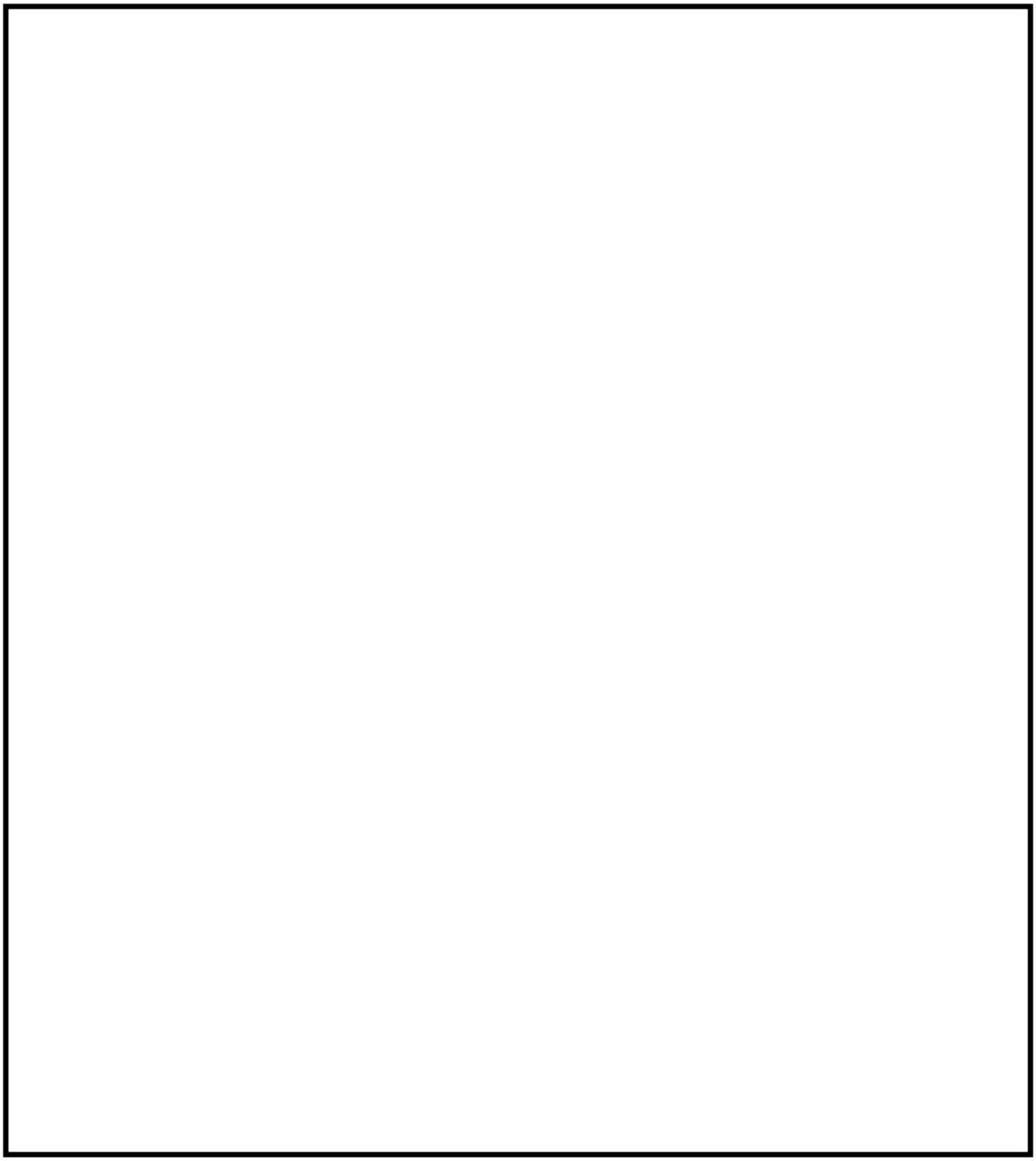
評価結果を第2表に示す。ＭＡＡＰ評価において，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度

は 2,100℃未満であり，耐熱性及び耐侵食性に優れたＺｒO_2製コリウムシールドを敷設することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食が生じないことを確認した。

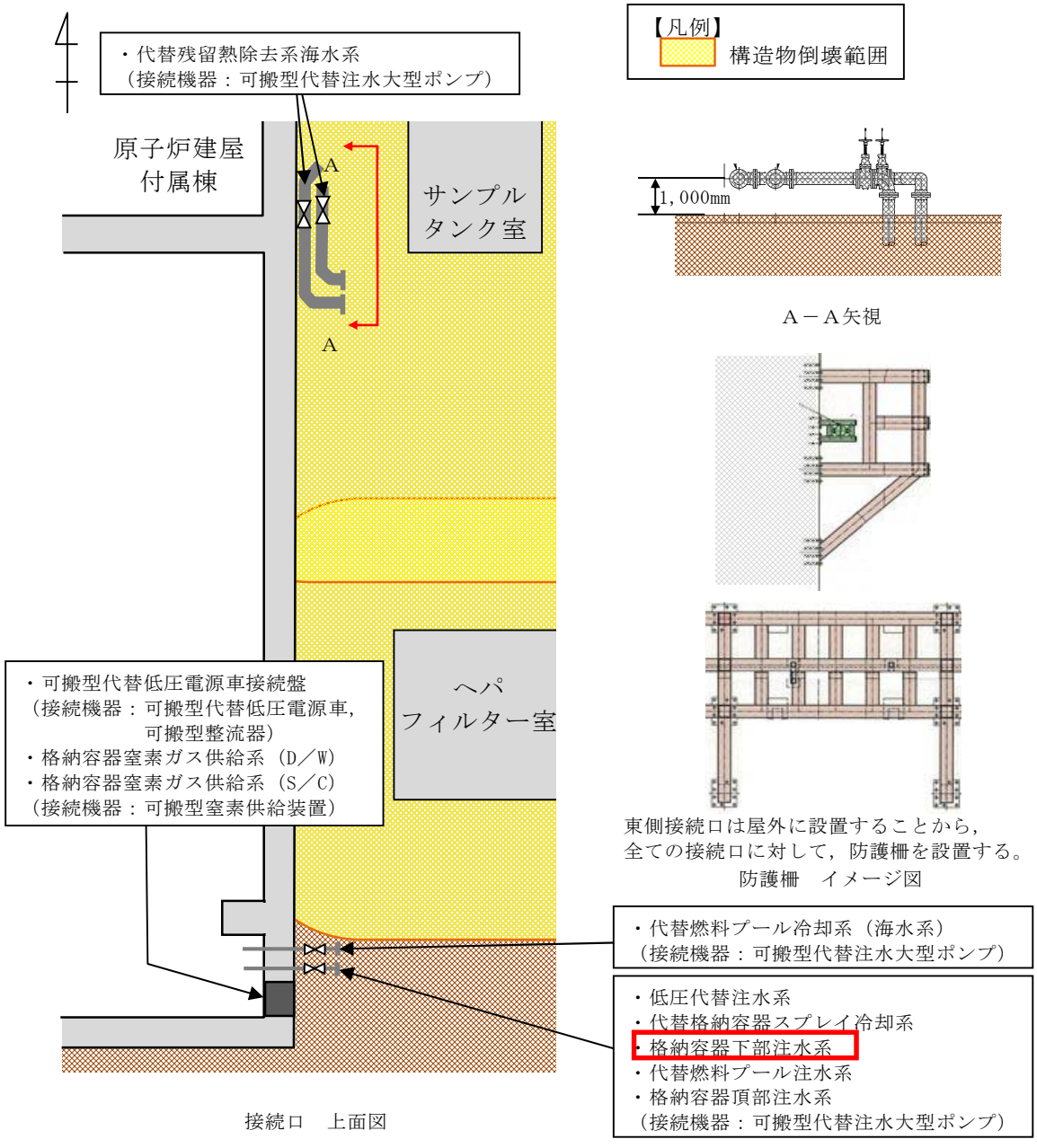
第 2 表　侵食量評価結果

項目	ベースケース	感度ケース
コリウムシールド侵食量（側面）	0cm	0cm
コリウムシールド侵食量（床面）	0cm	0cm

51－7　接続図

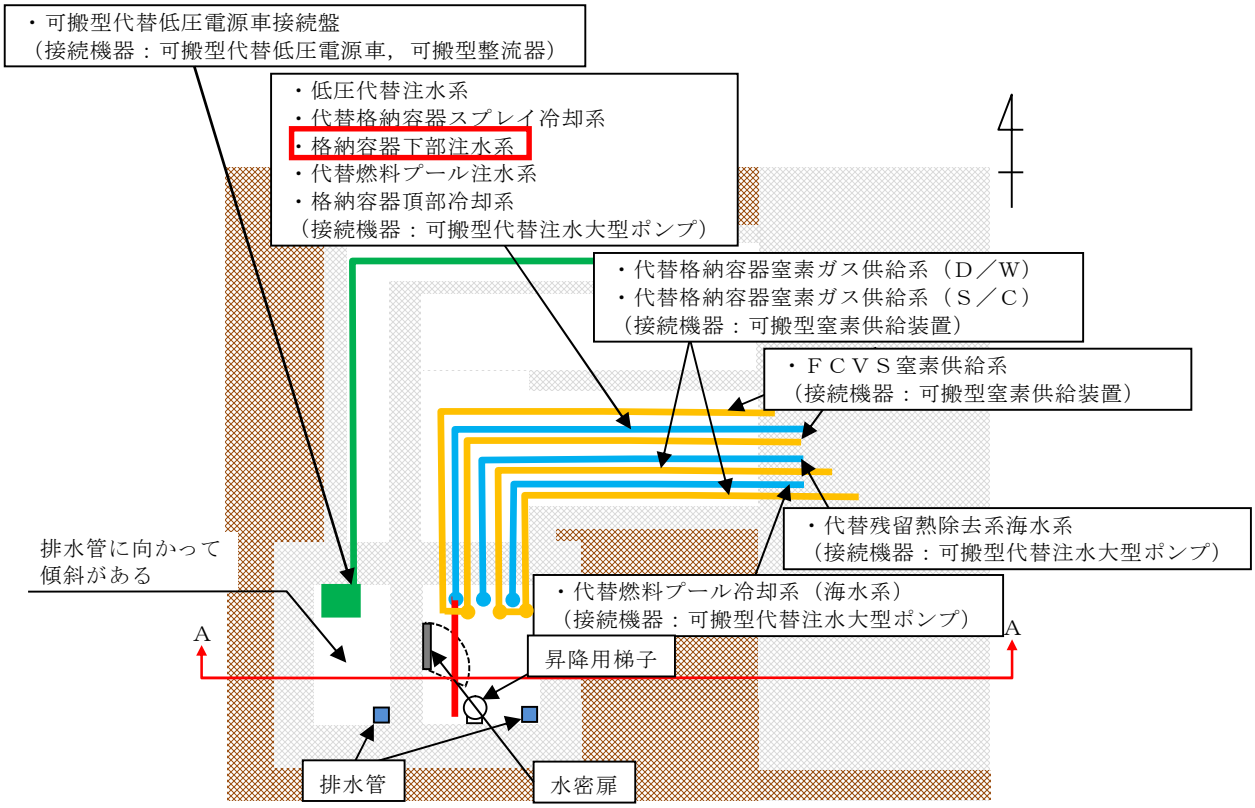


第 51－7－1 図　格納容器下部注水系接続図

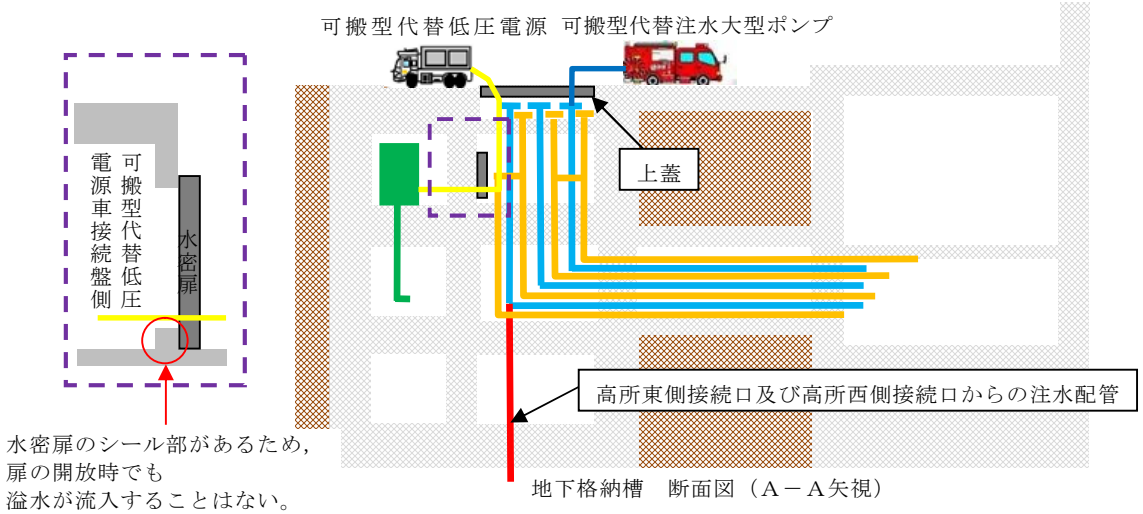


：第５１条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 51－7－2 図　東側接続口の構造図



地下格納槽　上面図



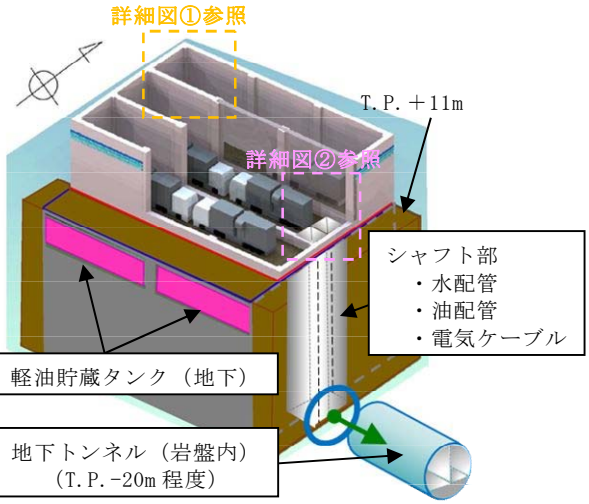
地下格納槽　断面図（Ａ－Ａ矢視）

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

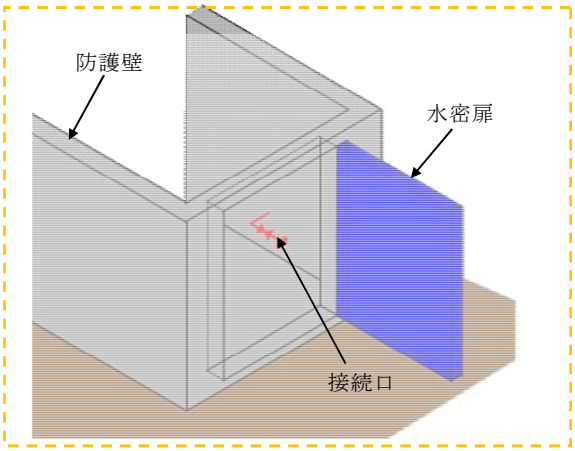
：第５１条に係る重大事故等対処設備を示す。

第 51－7－3 図　西側接続口の構造図

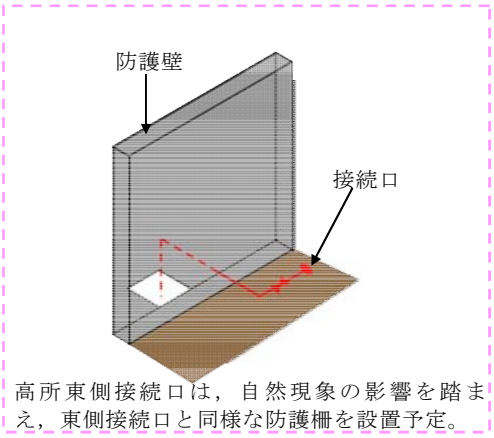
上面図



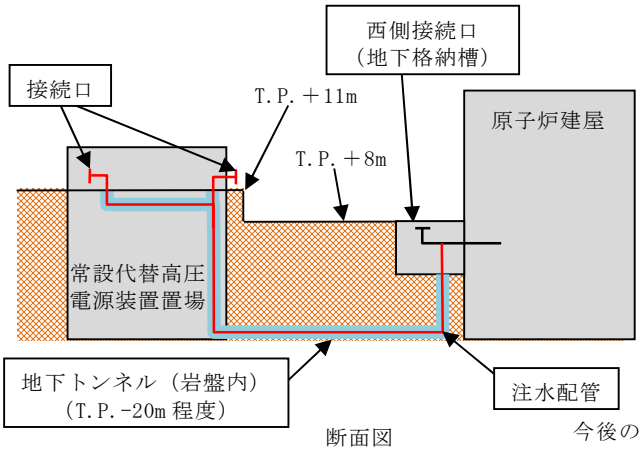
俯瞰図



詳細図①（高所西側接続口）



詳細図②（高所東側接続口）



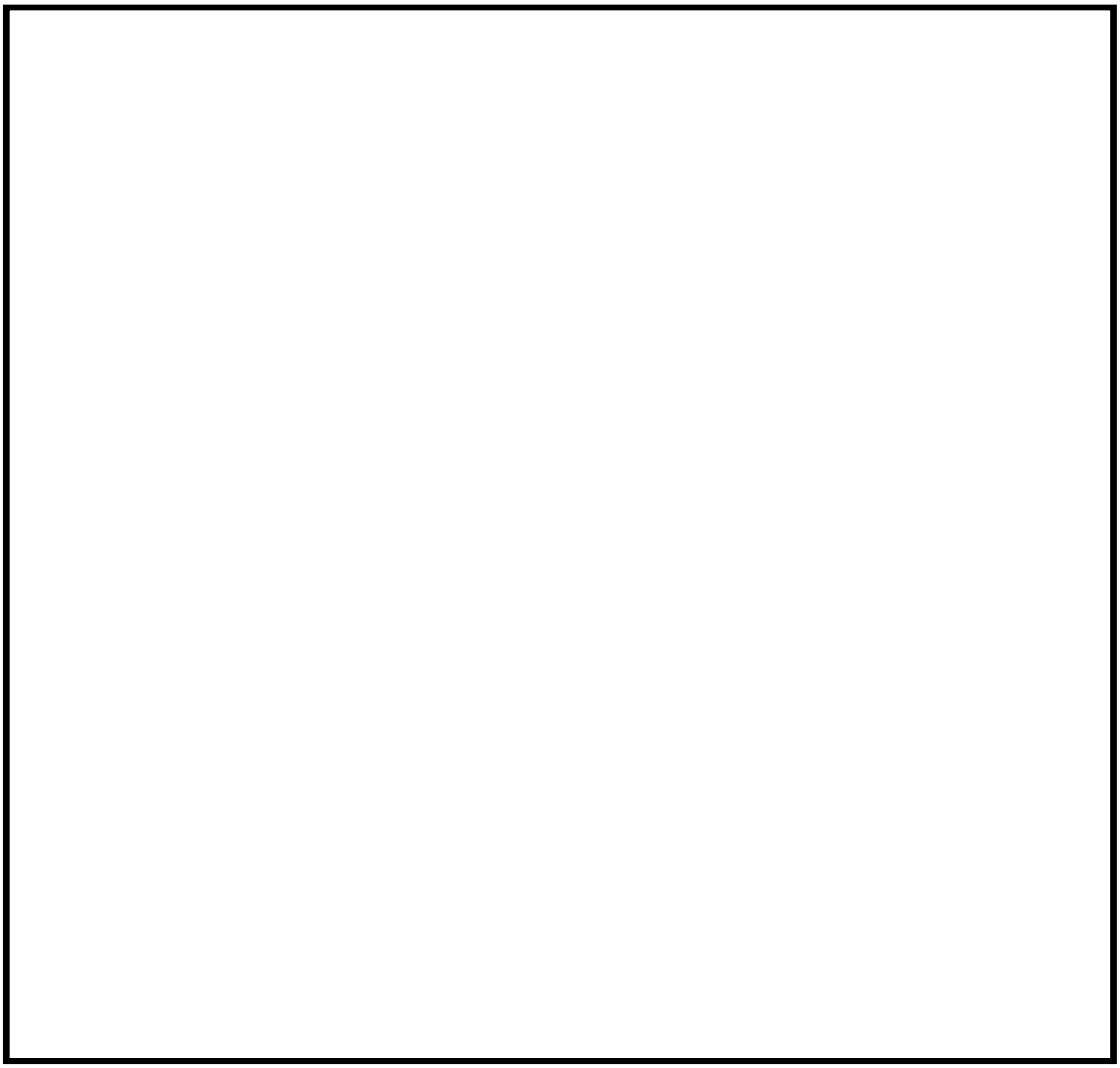
断面図

・トンネル内にはケーブル接続部を設けない。
・軽油配管にはフランジ部を設けない。
・水配管，軽油配管はケーブル類より下位置に配置する。
・ケーブル敷設部と水配管敷設部の間には点検通路スペースを設ける。

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

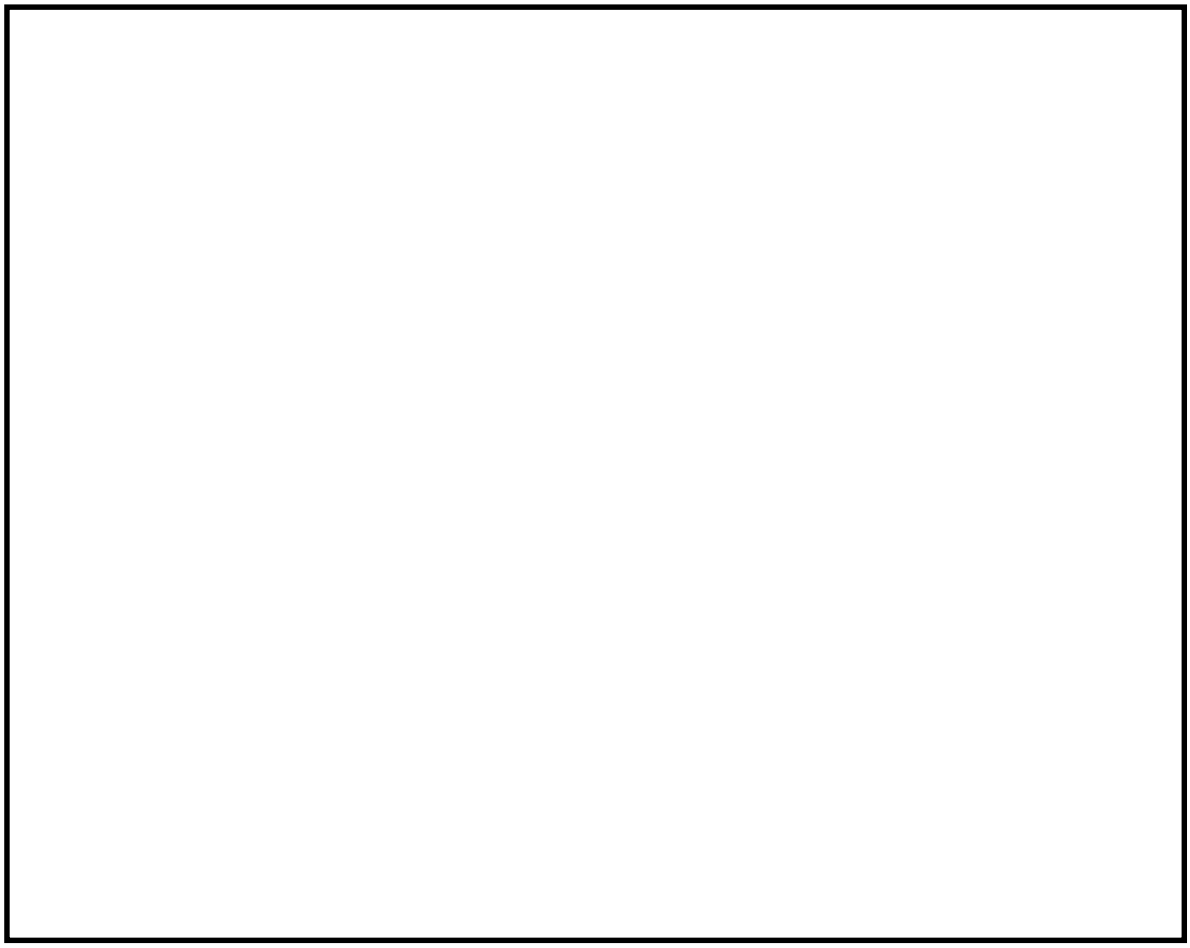
第 51－7－4 図　高所東側接続口及び高所西側接続口の構造図

51－8　保管場所図

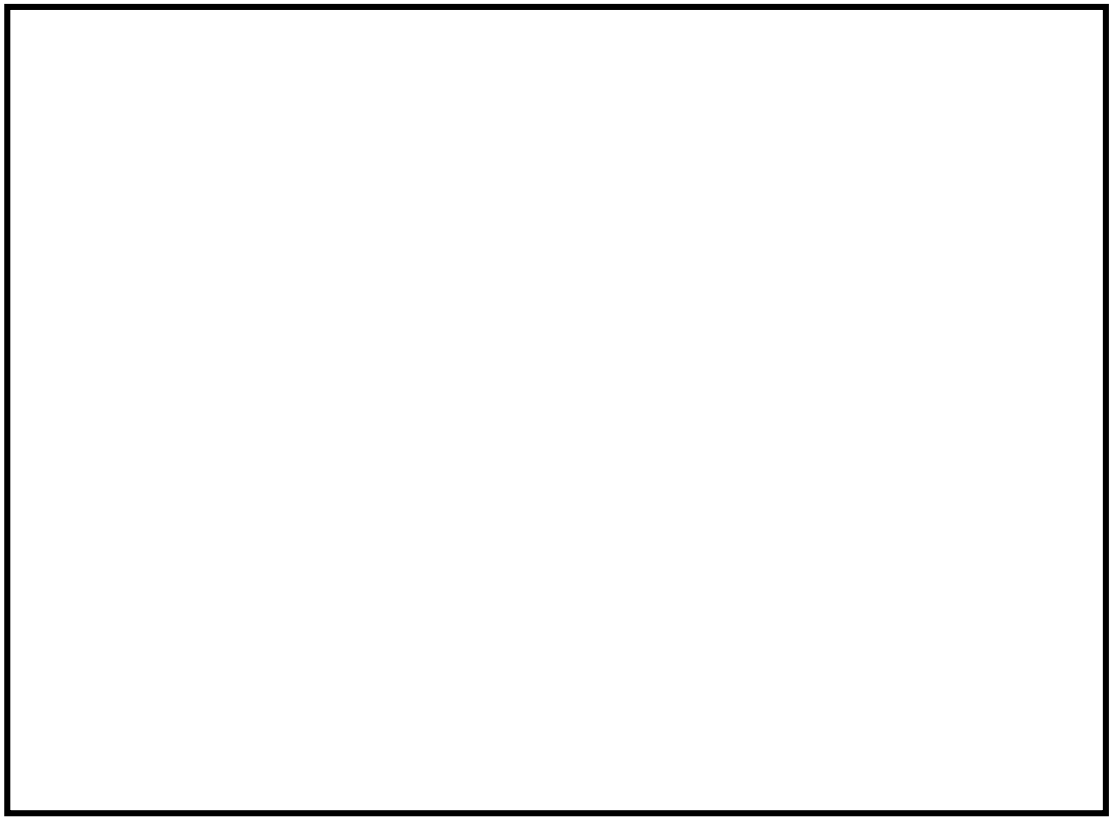


第 51－8－1 図　保管場所図（位置的分散）

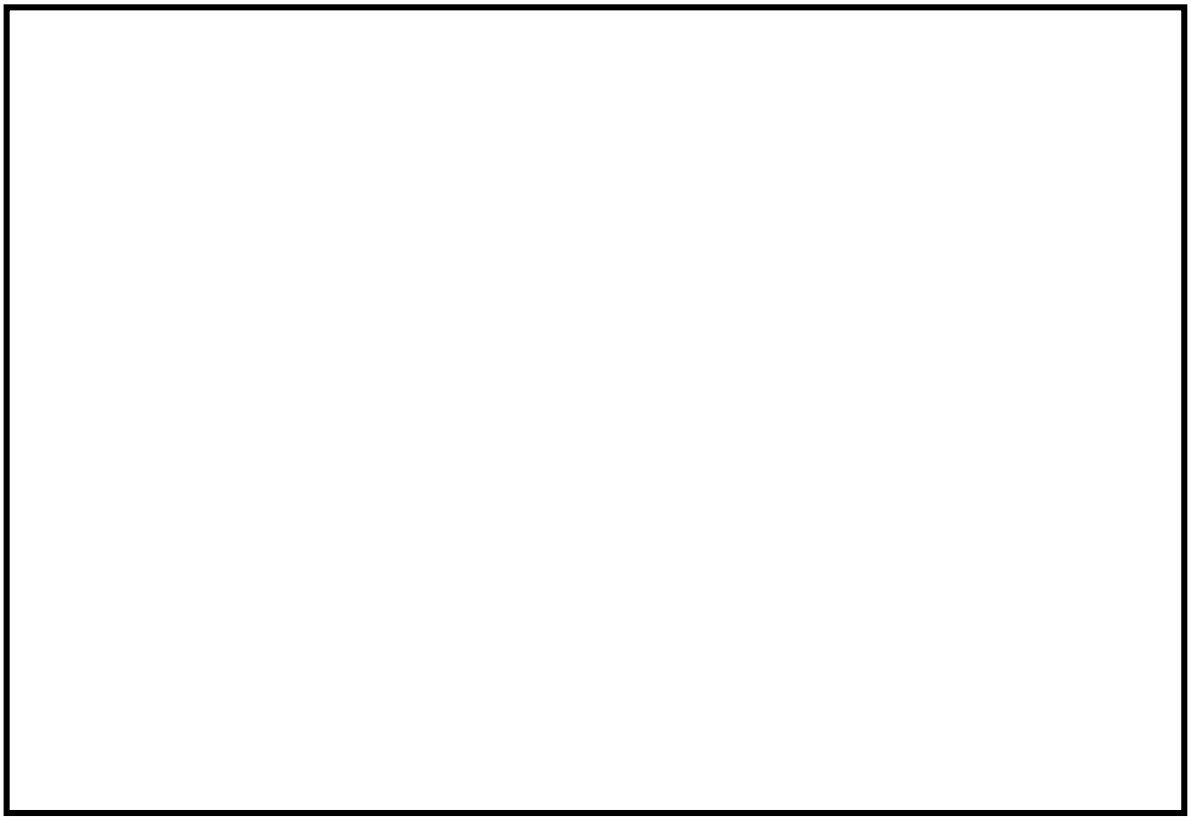
51－9　アクセスルート図



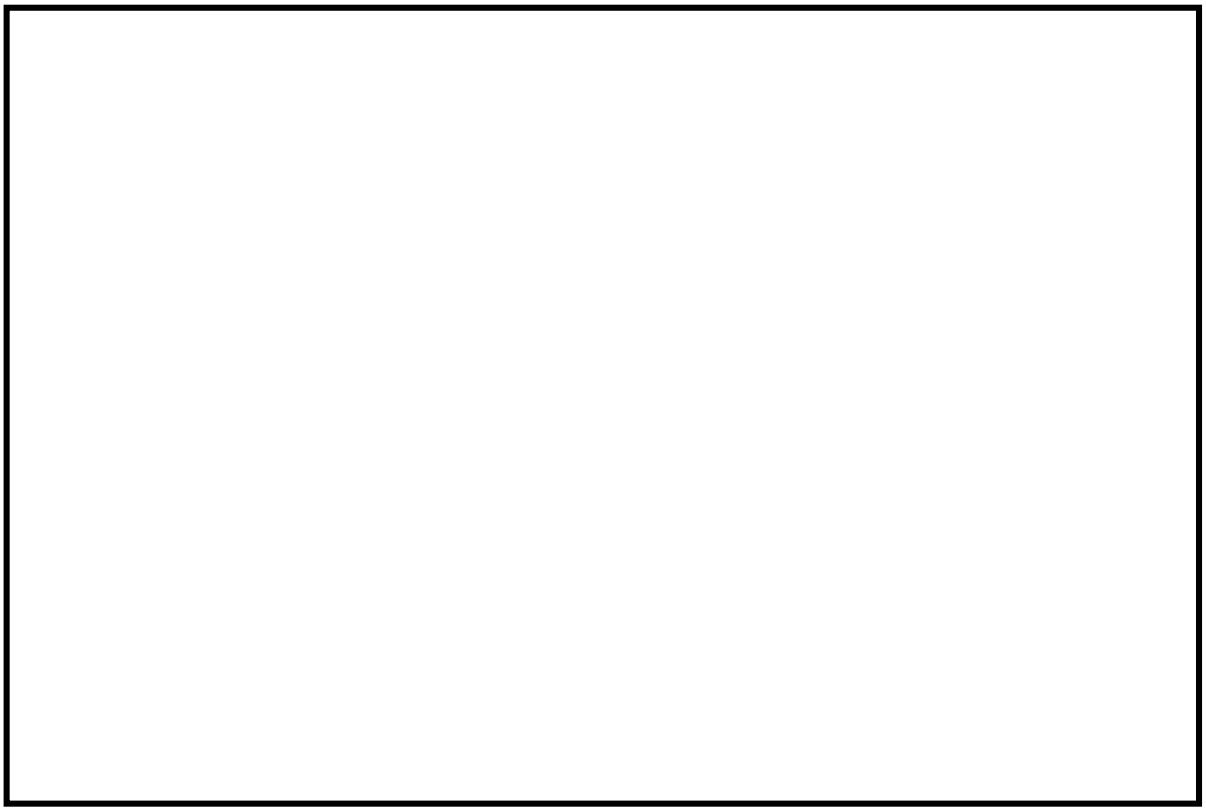
第 51－9－1 図　保管場所およびアクセスルート図



第 51－9－2 図　緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 51－9－3 図　緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 51－9－4 図　緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

51－10　ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

１．設備概要

炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し，溶融炉心が原子炉圧力容器からペデスタル（ドライウェル部）へ落下した場合に，溶融炉心が格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下，「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し局所的にコンクリートが侵食されることや，溶融炉心が格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサプレッション・チェンバへ移行することで，ドライウェルとサプレッション・チェンバの隔離機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防ぎ，また，溶融炉心のサプレッション・チェンバへの移行を防止するために，格納容器ドレンサンプの形状を変更しペデスタル（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに，格納容器ドレンサンプの排水流路の構造を変更する。

また，格納容器下部注水設備と合わせて，溶融炉心によるコンクリート侵食及びペデスタル（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため，ペデスタル（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。

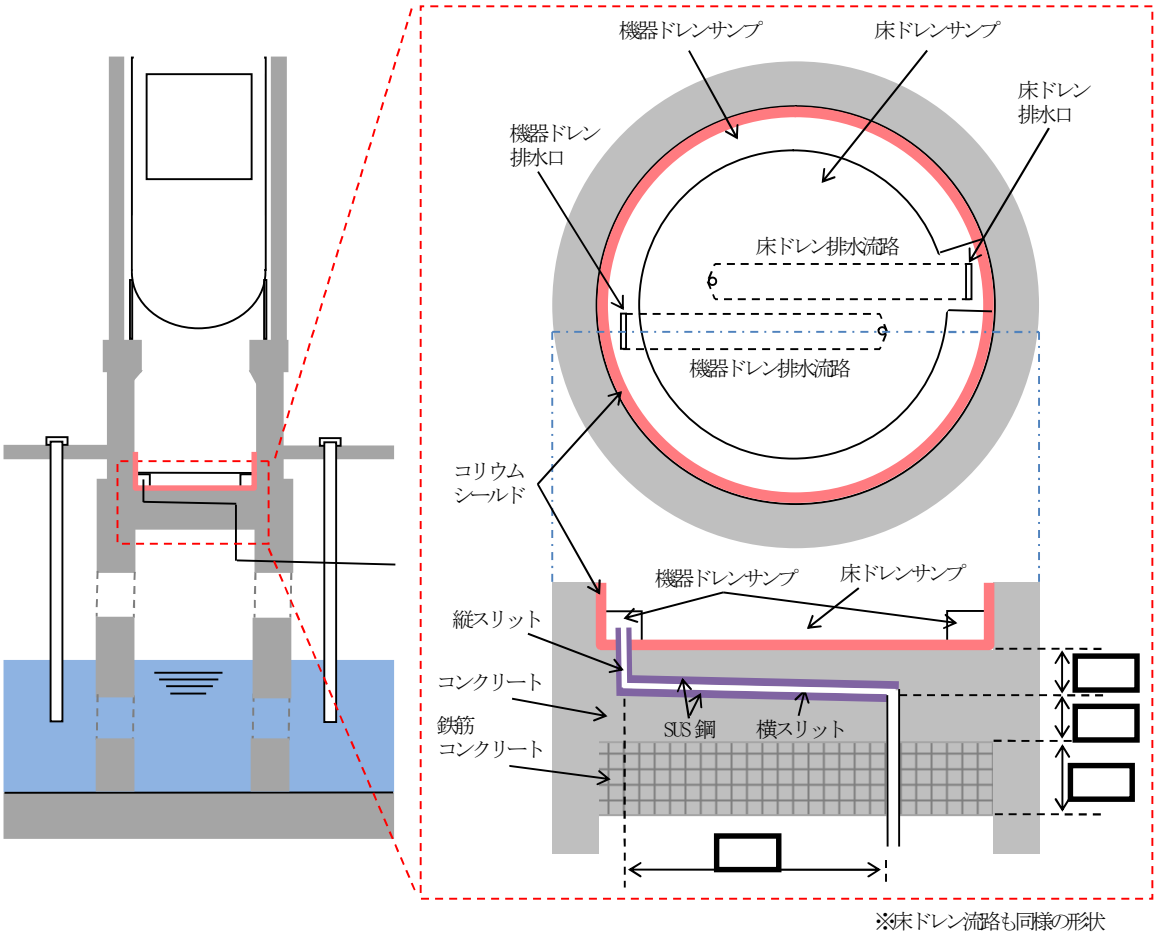
第51－10－1図及び第51－10－2図にペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

ペデスタル（ドライウェル部）床面は，中央を格納容器床ドレンサンプとし，それを取り囲むように格納容器機器ドレンサンプを配置することで，床面全体を平坦化し，溶融炉心が均一に拡がるような構造とする。これにより，溶融炉心による局所的なコンクリート侵食を防止する設計とする。

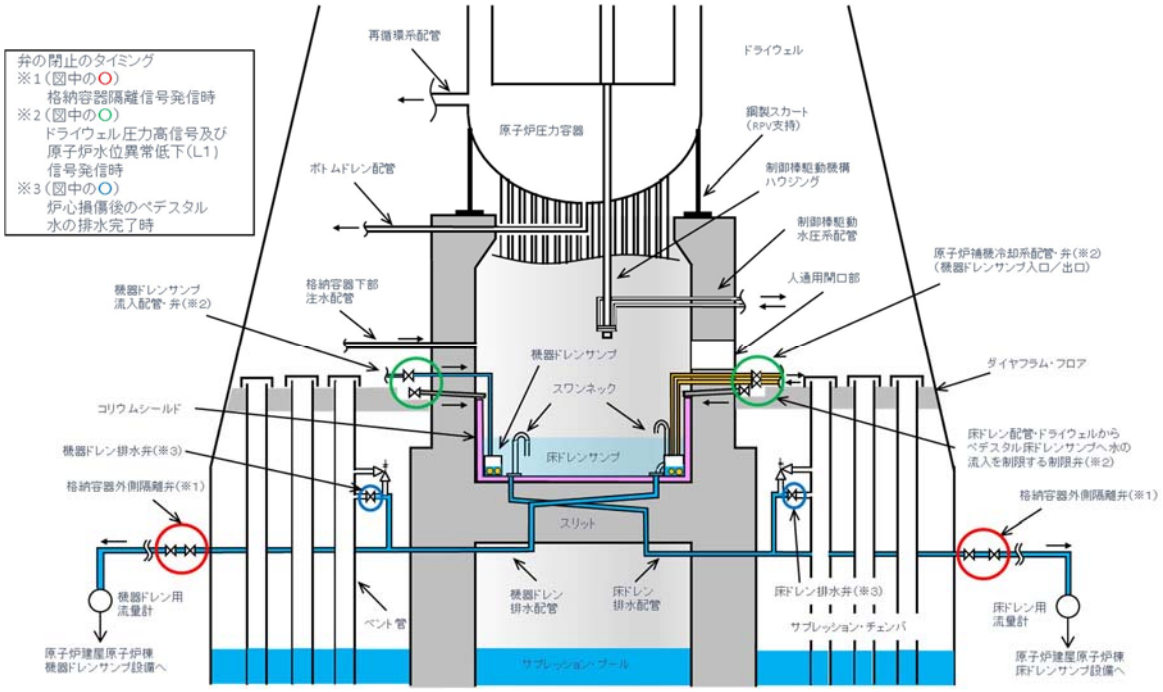
また，各ドレンサンプからの排水流路は，ペデスタル（ドライウェル部）床面上の溶融炉心による侵食を受けないコンクリート深さまで通じる部分

（縦スリット）と，流入した溶融炉心を凝固させる部分（横スリット）により構成する。縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型（幅×厚さ×長さ：[redacted]〔内径〕）の形状とし，周囲を熱伝導率の高いステンレス鋼材で覆うことで，流入した溶融炉心を速やかに冷却し凝固させるような構造とする。これにより，排水流路に流入した溶融炉心が横スリット内で凝固し，サプレッション・チェンバに至ることがない設計とする。

さらに，次項以降に示すとおり，ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造を変更することによって，格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備の機能に及ぼす悪影響がないことを確認している。



第 51－10－1 図　ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更の概要



第51－10－2図　ペデスタル（ドライウェル部）底部の概要

２．ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更による周辺設備への悪影響の有無について

ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造を変更すること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，ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更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　格納容器機能への悪影響の有無について

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，格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を第51－10－1表に示す。

第51－10－1表　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	新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の体積は約□m^3未満であり，格納容器空間体積：約□m^3と比較して非常に小さいことから，格納容器空間体積の減少に伴う悪影響なし。
耐震性	悪影響なし	新設する格納容器ドレンサンプ等の構造物の重量は約□トンであり，ペデスタル（原子炉支持脚基礎部）の重量：約□トンと比較して非常に小さいことから，格納容器耐震性への悪影響なし。
強度	悪影響なし	ペデスタル（ドライウェル部）底部は格納容器の閉じ込め機能に係る箇所ではなく，かつ事故時の格納容器内温度，圧力を増大させる構造変更ではないことから，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	ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更は事故時の格納容器フランジ部の開口量を増大させる変更ではないことから，格納容器フランジ部開口量への悪影響なし。

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

ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造を変更することにより，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，漏えい検出機能への影響について検討を行い，悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-2表に示す。

第51－10－2表　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	格納容器ドレンサンプの排水流路は，原子炉冷却材の漏えい検出に必要な容量を十分有する設計となっていることから，原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響なし。

格納容器床ドレン流量計及び格納容器機器ドレン流量計によって測定される漏えい率の合計が□m^3／h以下であることを運転上の制限としていることから，格納容器ドレンサンプの排水流路は□m^3／h以上の排水流量を十分有するよう設計している。

加えて，排水流路に流入した溶融炉心が流路内で凝固し，サプレッション・チェンバに移行することがないよう，横スリットの長さを約□mと設定した。また，溶融炉心が排水流路に流入した場合のスリット内での凝固評価を行い，横スリットの長さ（□m）の範囲内で凝固することを確認している。

２．２　重大事故等対処設備への悪影響の有無について

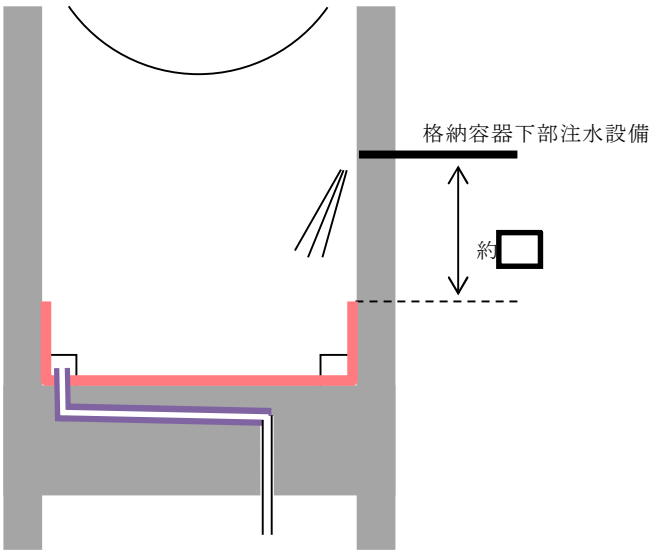
２．２．１　格納容器下部注水機能への悪影響の有無について

ペデスタル（ドライウェル部）には，格納容器下部注水設備の注水口が設置されており，ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更により格納容器下部注水機能に悪影響を及ぼす可能性があることから，格納容器下部注水機能への影響について検討を行い，悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-3表に示す。

なお，格納容器下部注水設備の注水口については，開口部をペデスタル（ドライウェル部）の側面と並行な形状とするとともに，開口部を制御棒ハウジング（炉心最外周部）の真下の位置よりペデスタル（ドライウェル部）の側面側に位置するように配慮することにより，原子炉圧力容器破損に伴う原子炉圧力容器等からの落下物の衝突による配管閉塞を防止し，ペデスタル（ドライウェル部）へ確実に注水可能な設計とする。

第51－10－3表　格納容器下部注水機能への悪影響の有無確認結果

	確認結果	確認内容
格納容器下部注水機能	悪影響なし	ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備の注水口は，鉛直方向で約□m離れており，注水が妨げられることはないことから，格納容器下部注水機能への悪影響なし。



第51-10-3図　ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備注水口との設置位置概要図

３．ペデスタル排水設備対策について

事故発生からＲＰＶ破損まで及びＲＰＶ破損後について，水位管理に必要な排水設備対策の方針を記載する。

３．１　事故発生からＲＰＶ破損前まで

３．１．１　ＲＰＶ破損前までに達成すべき条件

・デブリ落下までの間に，ペデスタル床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

３．１．２　条件を達成するための設備対策

a．ドライウェルからの流入水の遮断

・ペデスタル床ドレンサンプへの流入水を遮断するため，格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下（L1）信号により，ペデスタル流入水の制限弁（床ドレン）を閉にする設計とする。（第 51－10－4 図(a)(c)）

・制限弁を閉にすることにより，格納容器スプレイ水等のペデスタルへ流入する可能性のある水は，ベント管を介してサプレッション・チェンバへ排水される設計とする。（第 51－10－4 図(a)（c）(d)）

b．ペデスタルへの流入水の排出

・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり，ペデスタル床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが，通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで，ベント管を介してサプレッション・チェンバへ自然排水される設計とする第 51－10－4 図(a)（c）(d)）

・事故時のペデスタル床ドレンサンプへの流入水により，ペデスタル床ドレンサンプの水位は上昇するが，ＲＰＶ破損までの間に，ペデスタ

ル床ドレンサンプの水位が，1m まで排水可能な設計とする。

・以下を考慮し，床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペデスタル床のコンクリート表面より［　　］下の位置に設置する設計とする。（第 51－10－4 図(a)）

➢ 床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，サンプへの流入水の排水流量を確保する観点からは低い方が望ましいが，スリット内部でのデブリ凝固の確実性向上の観点からは，スリット内に水を保有させるためスリットより高くする必要がある。このため，床ドレン排水配管のベント管への接続高さは，床ドレン排水配管の下端位置がスリット高さ方向の流路（10mm）の上端の位置になるように設置する設計とする。（第 51－10－4 図(a)）

➢ スリットの設置高さを低くする場合，スリット内でデブリが凝固した際に，床スラブ鉄筋コンクリートの温度上昇による強度低下が懸念される。そこで，コリウムシールド無しの条件において温度による強度低下を考慮しても床スラブの健全性が確保されるスリット高さ（ペデスタル床のコンクリート表面から［　　］下）にスリットを設置する。（第 51－10－4 図(a)）

・床ドレン排水配管を接続するベント管については，真空破壊弁作動時のベント管内のサプレッション・チェンバからドライウェルへの上昇流が排水に影響することがないよう，真空破壊弁が設置されていないベント管を対象とする設計とする。（第 51－10－4 図(d)）

・ベント管に接続する床ドレン排水弁は，ＲＰＶ破損前のペデスタル注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後，ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に，一定の時間遅れ（当該水位計高さから 1m 高さ

までの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これにより，ＲＰＶ破損後のペデスタル水のサプレッション・チェンバへの流出を防止する。なお，地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には，運転員操作により早期に排水弁を開放する手順とする。

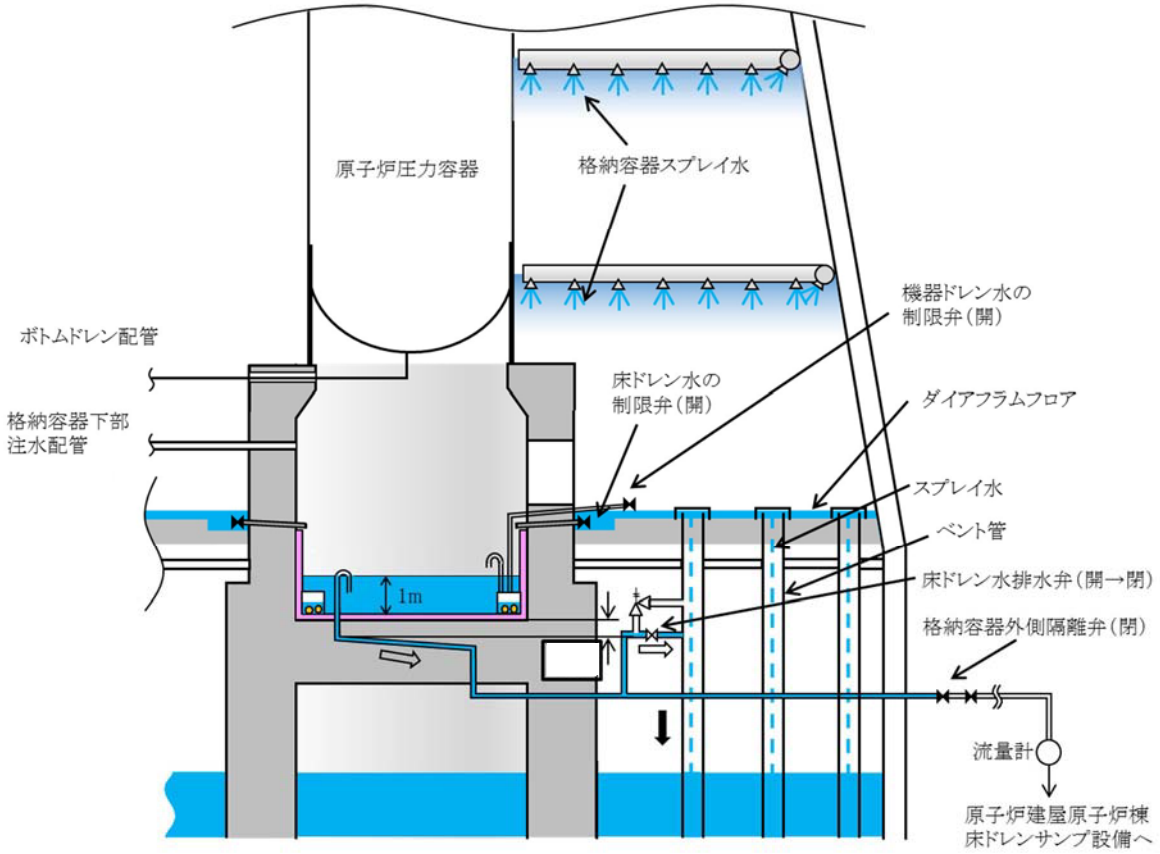
・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から，ＲＰＶ破損後のペデスタル水がサプレッション・チェンバへ流出することを防ぐため，床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また，機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は，床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第 51－10－4 図(d)(e)）

３．１．３　排水性の確保

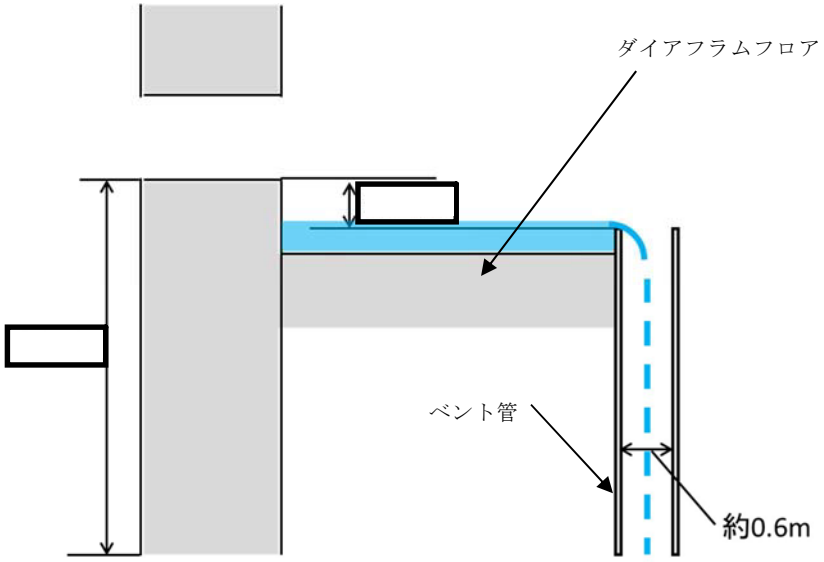
・床ドレンサンプの排水性を確保するために必要なスワンネックを設置することで，ペデスタル内の水位が最も高くなる事象であるボトムドレンＬＯＣＡを想定してもＲＰＶ破損までの間に水位 1m まで排水可能である。

・床ドレンサンプからの排水によりＲＰＶ破損までに水位 1m まで排水可能であるが，機器ドレンサンプに排水機能を有するスワンネック及び排水経路を設置することにより，機器ドレン系統からの排水にも期待できる設計とする。また，機器ドレンサンプのスワンネックは，通常運転中の排水性を確保するため，空気用ベント機能を有する設計とする。

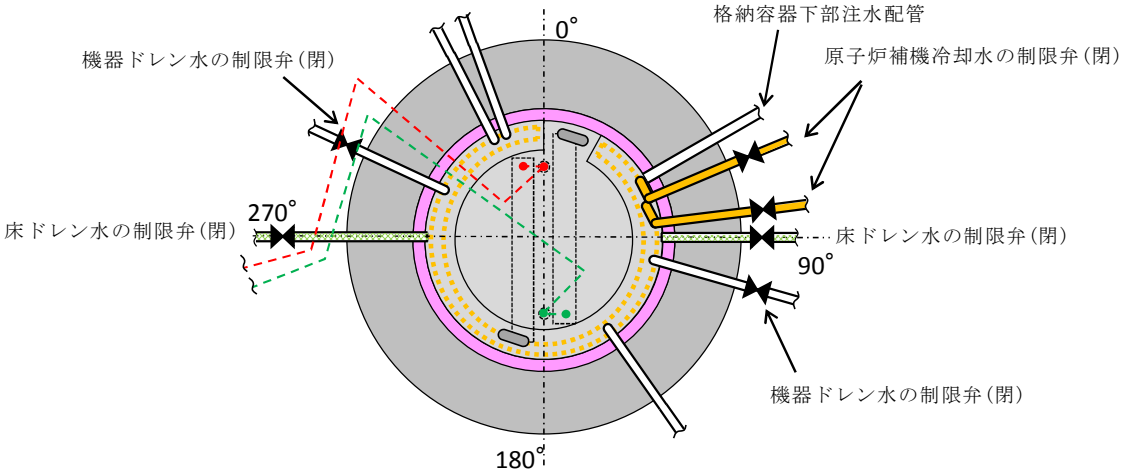
・機器ドレンの排水入口は，通常運転中に床ドレン水が機器ドレン系統へ混入することを防止するため，床ドレンサンプの排水入口水位 1m よりも 0.2m 高い位置に設置する設計としている。



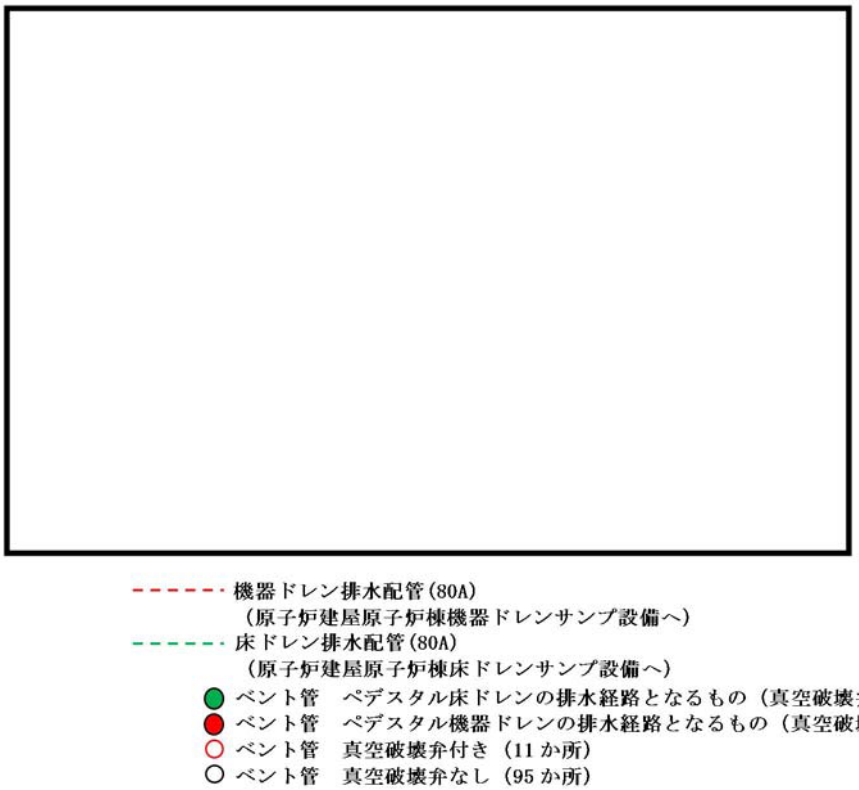
第 51－10－4 図 (a) ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



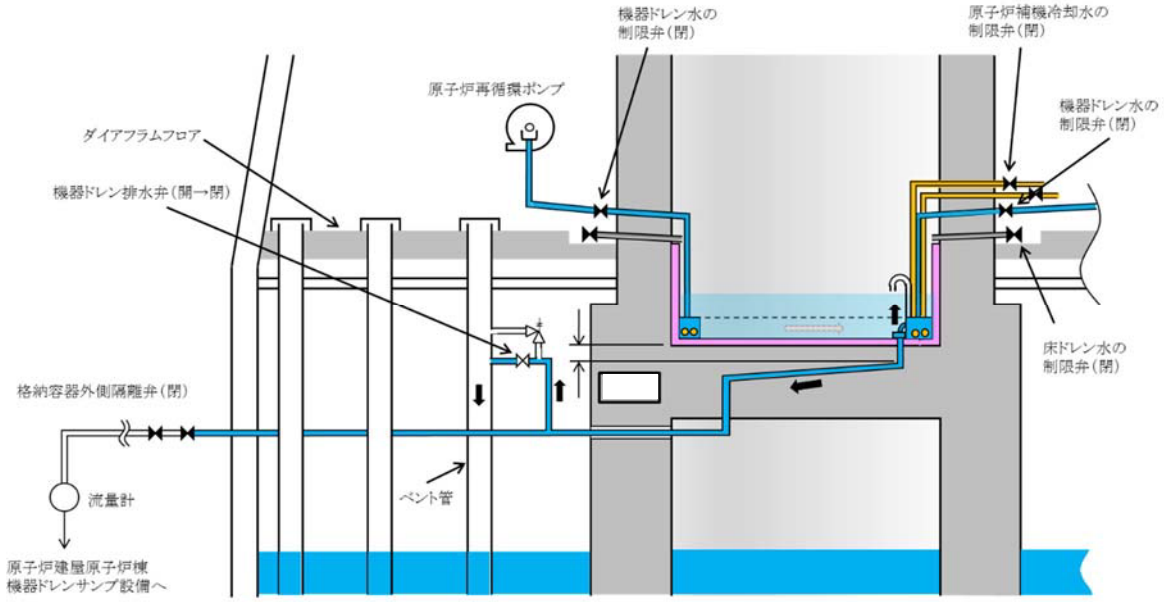
第 51－10－4 図 (b) ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51－10－4 図（c）ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51－10－4 図（d）ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51－10－4 図（e）ペデスタル床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

３．２　ＲＰＶ破損後

３．２．１　ＲＰＶ破損後に達成すべき条件

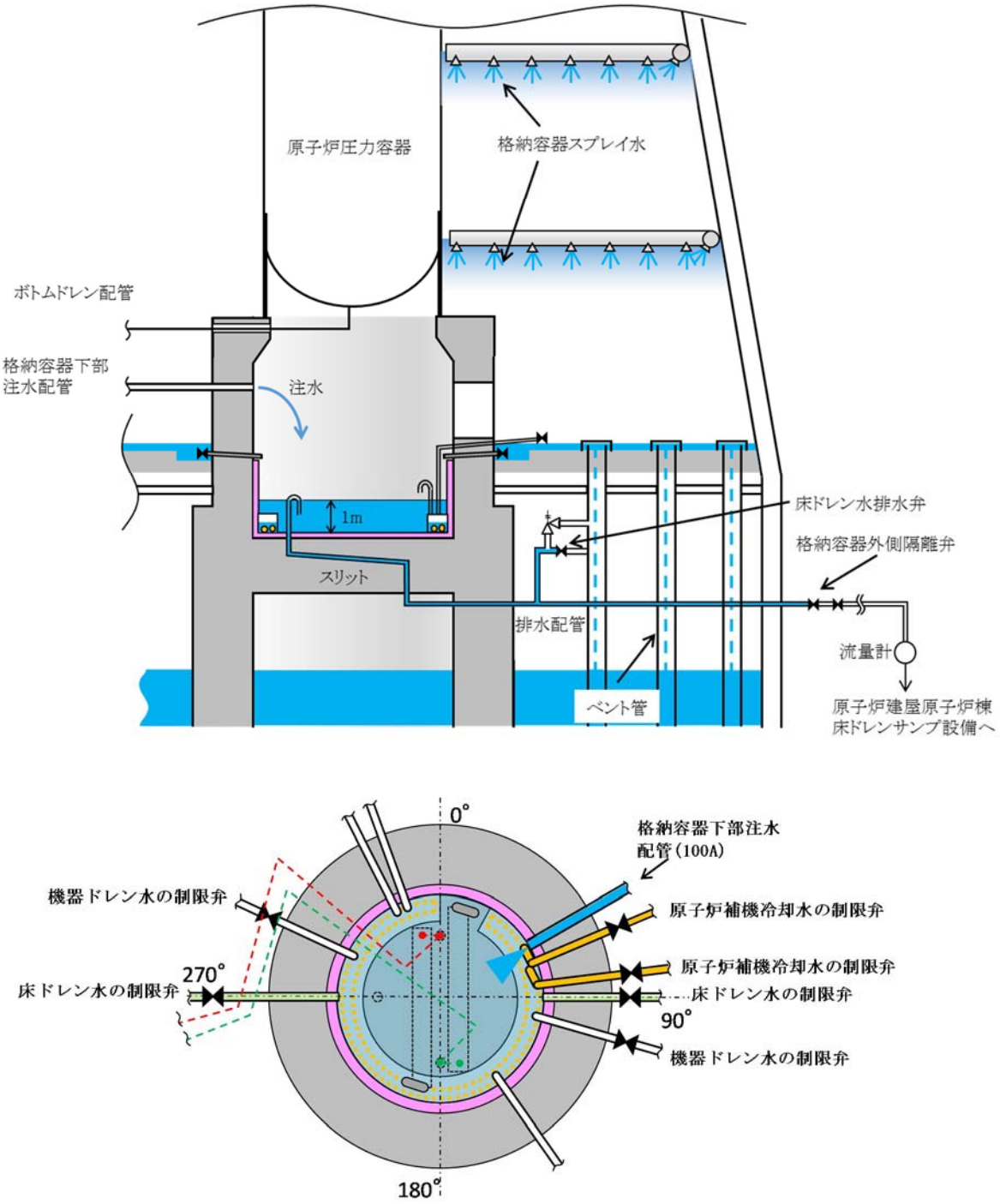
・ペデスタル床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために，注水できること。

・ペデスタル床ドレンサンプの水位を管理できること。

３．２．２　条件を達成するための設備対策

・ＲＰＶ破損後，デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより，当該配管からペデスタル内へ内包水が流入することを防止するため，格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下（L1）信号により，ペデスタル流入水の制限弁（機器ドレン及び原子炉補機冷却水）を閉にする設計とする。（第 51－10－3 図）

・ＲＰＶ破損後のデブリ落下後に，格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。（第 51－10－5 図）



第 51－10－5 図　ペデスタル床ドレンサンプ注水概要図

51－11　原子炉圧力容器の破損判断について

原子炉圧力容器の破損判断について

1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合，溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）の下部プレナムに落下（リロケーション）し，その後ＲＰＶが破損することとなるが，リロケーション後のＲＰＶ破損のタイミングには不確かさが存在する。ＲＰＶ破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下することにより，格納容器圧力が上昇するとともにペデスタル（ドライウェル部）水が蒸発することから，格納容器スプレイ及びペデスタル（ドライウェル部）注水を実施するために，速やかにＲＰＶ破損を判断する必要がある。

このため，ＲＰＶ破損前に，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，徴候を検知した以降のＲＰＶ破損に至るまでの間はＲＰＶ破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって，ＲＰＶ破損判断の迅速性向上を図ることとする。

2.　個別パラメータ設定の考え方（第 51－11－1 表）

破損徴候パラメータとしては，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また，破損判断パラメータは，次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

①ＲＰＶ破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により，ＲＰＶ破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（ＲＰＶ破損の誤検知防止）（別添 1）

②溶融炉心の落下挙動の不確かさ※を考慮した場合でも，変化幅が大きいパラメータ（ＲＰＶ破損の迅速な判断）

※原子炉注水機能が喪失した状態でＲＰＶが破損した場合には，制御棒駆動機構ハウジング等のＲＰＶ貫通部溶接箇所が破損し，アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペデスタル（ドライウェル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし，ＲＰＶ破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等，少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし，ＲＰＶ破損判断の迅速性を確保する。

【破損徴候パラメータ】

・原子炉水位の「低下（喪失）」

・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」

・ＲＰＶ下鏡部温度（第 51－11－1 図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

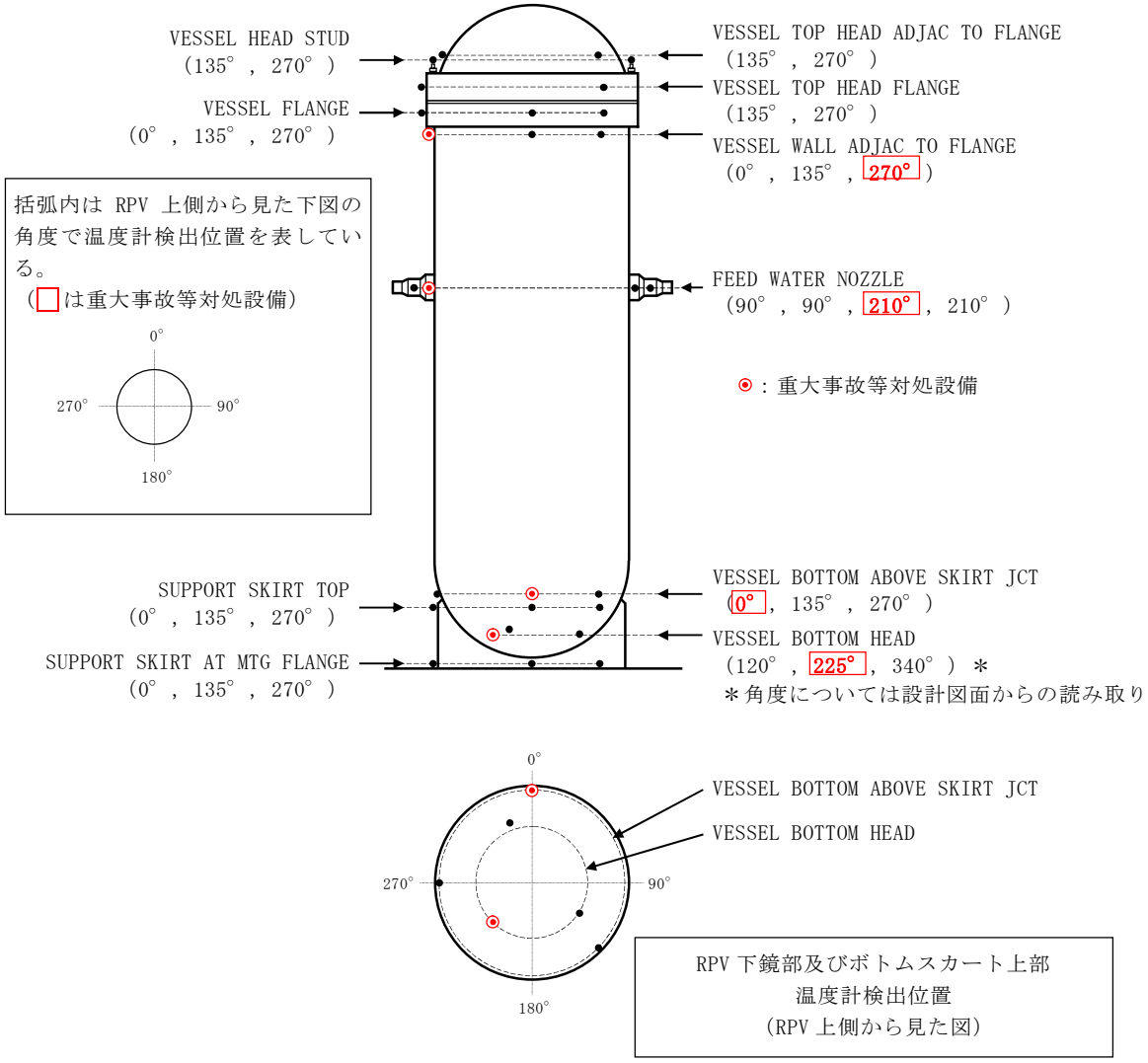
・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお，従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドで

は，“原子炉圧力の低下”“ドライウェル圧力の上昇”“ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（ＲＰＶ破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（ＲＰＶ破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやＲＰＶ破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にＲＰＶ破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，ＲＰＶ破損を誤検知する可能性や迅速な判断に支障を来す可能性がある。このため，ＲＰＶ破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペデスタル（ドライウェル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第 51－11－1 表　過渡事象及びＬＯＣＡ事象時のＲＰＶ破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	ＲＰＶ下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
ＲＰＶ下鏡部温度	ＲＰＶ下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるＲＰＶ下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，ＲＰＶ内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，ＲＰＶ内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	・ＲＰＶ下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル（ドライウェル部）の水温が顕著に上昇するのはＲＰＶ破損時のみであり，ＲＰＶ破損の誤検知の恐れはない。 ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，ＲＰＶ破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度，等	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （・ＬＯＣＡ事象のリロケーション時等，ＲＰＶ破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してＲＰＶ上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれはＲＰＶ破損に至る。このようにＲＰＶ破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，ＲＰＶ破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，ＲＰＶ破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 51－11－1 図　ＲＰＶ温度計検出位置

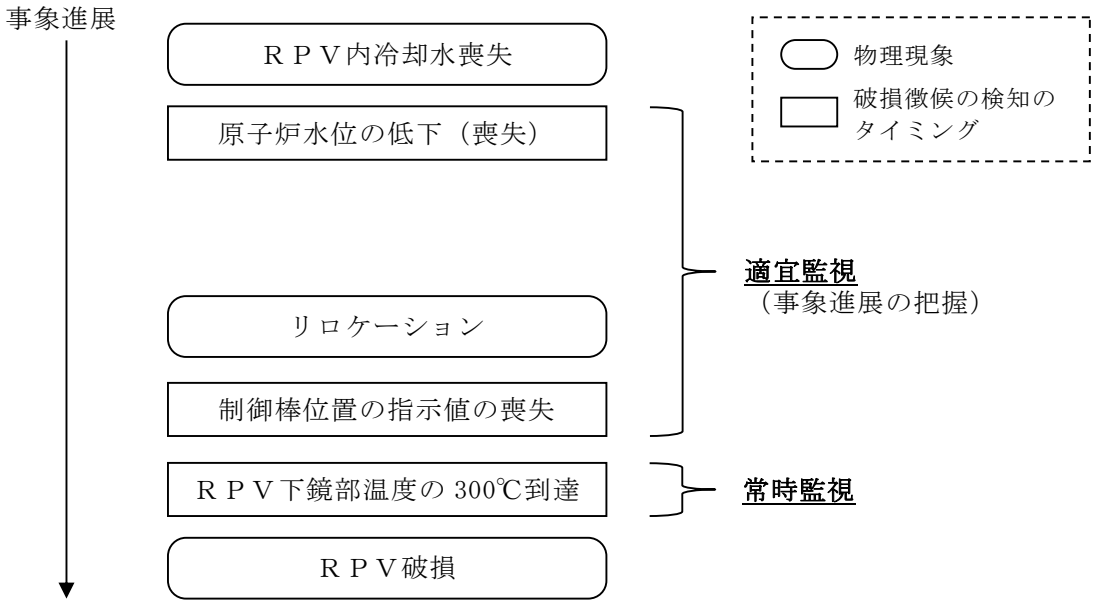
3.　個別パラメータによる検知の考え方について

2.で示した複数の個別パラメータを用いた，ＲＰＶ破損の徴候及びＲＰＶ破損の検知方法について以下に記載する。

(1)　ＲＰＶ破損の徴候の検知方法について

第51－11－2図のとおり，事故発生後は，ＲＰＶ内冷却水喪失，炉心損傷，リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが，その間に“原子炉水位の低下（喪失)”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知され，その後ＲＰＶが破損することとなる。

そこで，“原子炉水位の低下（喪失)”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では，機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてＲＰＶ破損に至る可能性が高い状況であると判断し，破損判断パラメータを常時監視することとする。



第51－11－2図　ＲＰＶ破損までの事象進展

(2)　ＲＰＶ破損の検知方法について

ＲＰＶ破損の誤検知防止及びＲＰＶ破損の迅速な判断の観点から，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，ＲＰＶ破損を判断することとする。

なお，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の溶融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇)。また，溶融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（ＭｇＯ）の溶融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより，温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失)。

(3)　ＲＰＶ下鏡部温度の監視に使用する計器について

ＲＰＶ下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して２箇所に設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視によりＲＰＶ破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が 300℃に到達した場合にＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が１つでも 300℃に到達するような場合には，万が一のＲＰＶ破損判断の遅れを防止する観点から，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータで

ある格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため，重大事故時にパラメータ変動を検知可能であるが，制御棒位置の指示値については，全交流動力電源喪失時等，重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし，その他のＲＰＶ破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失)”，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びＲＰＶ破損の徴候が確認可能であり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって，重大事故時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも，ＲＰＶ破損判断の成立性に与える影響はない。

4. ＲＰＶ破損の判断時間について

上述のとおり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため，実機においてＲＰＶが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合，時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり，「実機においてＲＰＶが破損したタイミング」から「ＲＰＶ破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって，有効性評価においては，上記時間遅れを考慮せず，3.に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ，5 分と想定している。さらに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間 1 分，格納容器下部注水系（常設）の操作時間 1 分を加え，

ＲＰＶ破損から７分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始する設定としている。

なお，ペデスタル（ドライウェル部）水プールの水位を 1m とした場合，ＲＰＶ破損時点から溶融炉心露出までの時間は，過渡事象の場合で約 21 分間，事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 15 分間であり，ＲＰＶ破損から７分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される※。

※格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水流量は 80m^3／h であり，溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より多いため，溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は，過渡事象の場合で約 14 分間（21 分－７分），大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約８分間（15 分－７分）である。

別添 1

事象進展を踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

1. はじめに

ＲＰＶ破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが，ＲＰＶ破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによるＲＰＶ破損の誤判断の可能性について整理する。

ＲＰＶ破損の徴候については，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”は，リロケーションに伴うＲＰＶ下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり，徴候を誤検知することはないと考えられるため，以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において，ＲＰＶ破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

ＲＰＶ破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため，原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) ＬＯＣＡ事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，リロケーション後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3.　考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第 51－11－2 表及び第 51－11－3 表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，ＲＰＶ破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はＲＰＶ破損時特有の挙動を示すことから，ＲＰＶ破損以外の要因を考慮しても，ＲＰＶ破損を誤判断することはなく，ＲＰＶ破損判断の成立性に影響はない。

第 51－11－2 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル圧力に有意な変化はない
ドライウェル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル（ドライウェル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第 51－11－3 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（ＬＯＣＡ事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウェル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが，ＲＰＶ破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

51－12　ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について，概要及び設置位置を第51－12－1表及び第51－12－1図に示す。また，各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) ＲＰＶ破損前までの水位管理

①格納容器下部水位計（1m超）

ペデスタル底面から 1m 超の水位を検知できるよう，測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し，炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は，排水配管等によりＲＰＶ破損までに 1m 水位まで排水される。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお，高さ1m超水位計高さまで排水されたことを検知した後，水位1mまで排水される時間遅れを考慮して，排水弁は自動閉止することとする。

(2) ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（第51－12－2表）

②格納容器下部水温計（0m）

ペデスタル底部に温度計を設置し，指示値の上昇又は喪失によりＲＰＶ破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで，ペデスタルにデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し，ＲＰＶからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個含む）設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デ

ブリの落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。

③格納容器下部水温計（0.2m）

ペデスタル底面から 0.2m の高さに測温抵抗体式温度計を設置し，0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し，ペデスタル満水までの注水可否を判断する。また，指示値の上昇又は喪失により，ＲＰＶ破損検知に用いる。

デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合にペデスタル満水までの注水を判断する。また，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デブリの落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。

(3) ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）

④格納容器下部水位計（2.25m，2.75m）

ペデスタル底面から 2.25m 及び 2.75m の高さに水位計を設置し，デブリの多量落下時（堆積高さ 0.2m 以上）においてペデスタル水位を 2.25m～2.75m の範囲に維持するため，各高さにおける水位の有無を検知しペデスタル注水開始及び停止を判断する。

ペデスタル側壁の貫通孔を通じたペデスタル外側のボックス内に，2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計（予備 1 個含む）を設置し，1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペデスタル注水開始，2.75m 到達を検知した場合にペデスタル注水停止を判断する。

(4) ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）

⑤格納容器下部水位計（0.5m）

ペデスタル底面から 0.5m の高さに水位計を設置し，デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため，水位 0.5m 未満を検知しペデスタル注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位計（1m 未満）

ペデスタル底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し，デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため，水位 1m 到達を検知しペデスタル注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上が水位 1m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペデスタル底面から 1.1m の高さに温度計を設置し，デブリの少量落下時にペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において，デブリが冠水されていることを確認する。

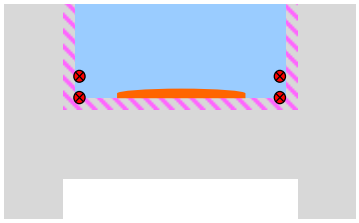
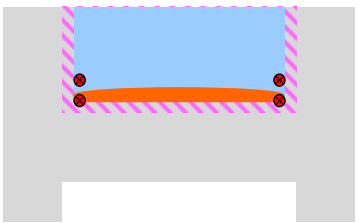
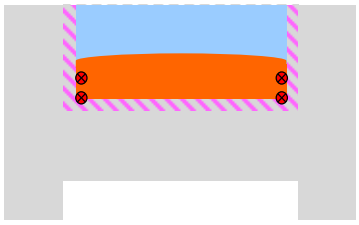
約 180° 間隔で計 2 個設置し，1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

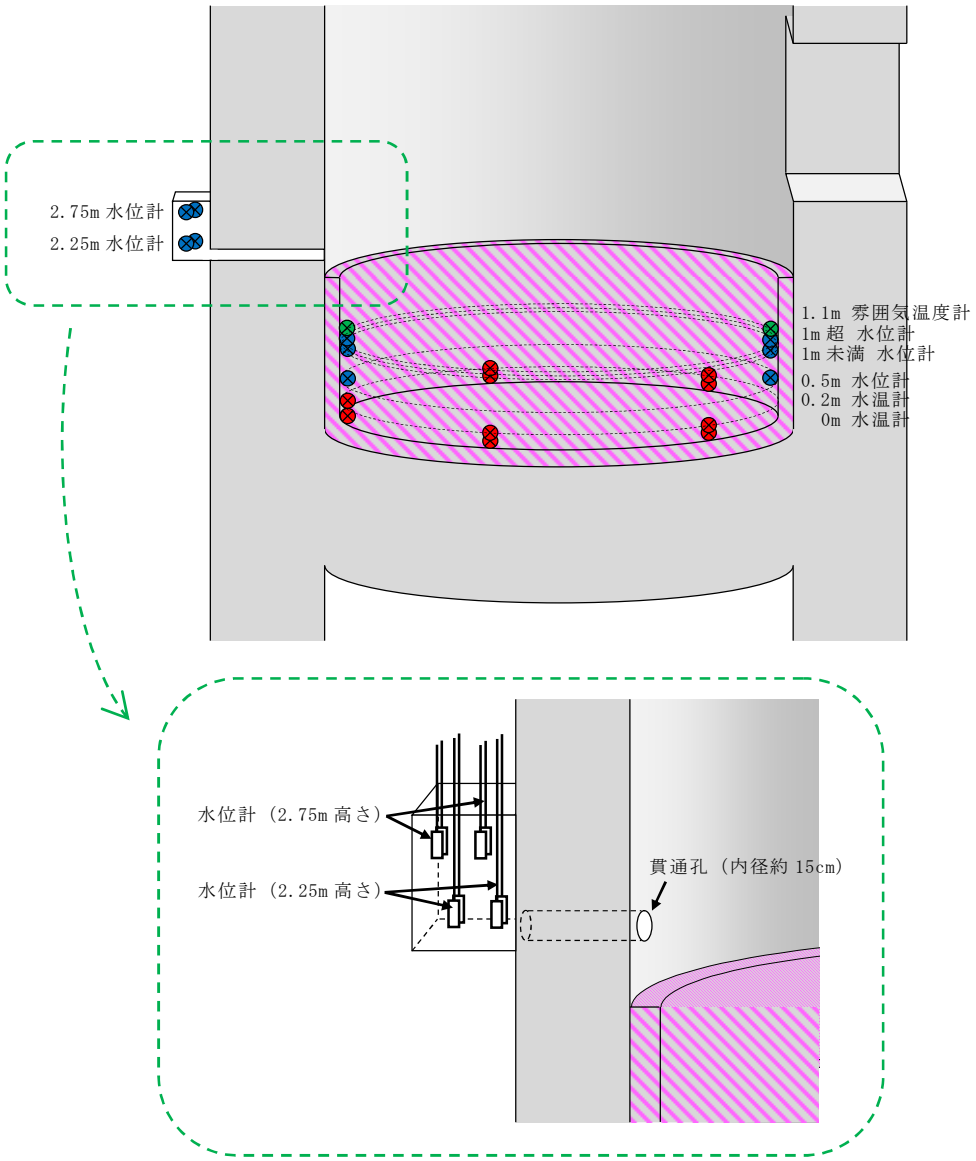
第 51－12－1 表　ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※1	設置数	計器種別
格納容器下部 水温計	0m	各高さに 5 個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位計	0.5m	各高さに 2 個	電極式 水位計
	1m－測定誤差		
	1m＋測定誤差		
	2.25m		
	2.75m		

※1：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第 51－12－2 表　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温計		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	上昇	上昇	ＲＰＶ破損， デブリ少量落下
	上昇／喪失	上昇	ＲＰＶ破損， デブリ少量落下
	上昇／喪失	上昇／喪失	ＲＰＶ破損， デブリ多量落下



第51－12－1図　ペデスタル内の計器設置図

51－13　その他設備

以下に，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，格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）床面に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定に当たっては，以下を原則とする。

・配管等の静的機器の故障（破断，漏えい等）は想定しない。

・ポンプ等の動的機器は，新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお，動的機器のうち手動操作も可能な弁については，現場での操作も可能とする。

１．設備概要（自主対策設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，ペデスタル（ドライウェル部）の床面に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として，第 51－13－1 表に纏めた。以下に，各設備について設備概要を示す。

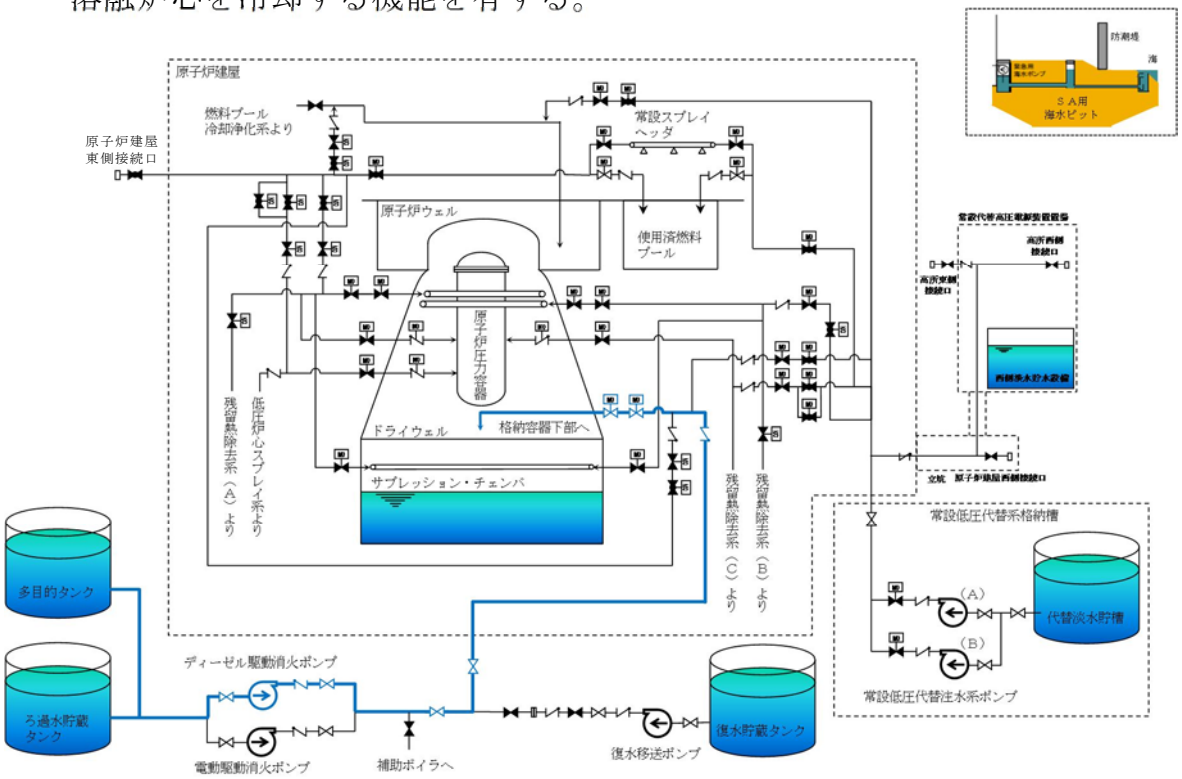
第 51－13－1 表　各系統の位置付け

系統	設計基準対処設備	重大事故時に活用する設計基準対処設備	重大事故対処設備	自主対策設備
格納容器下部注水系（常設）	―	―	○	―
格納容器下部注水系（可搬型）	―	―	○	―
ディーゼル駆動消火ポンプ	―	―	―	○
電動駆動消火ポンプ	―	―	―	○
補給水系移送ポンプ	―	―	―	○

（１）消火系によるペデスタル（ドライウェル部）注水

消火系によりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する設備概要を第 51－13－1 図に示す。

消火系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，ディーゼル駆動消火ポンプ又は常用電源が健全な場合は電動駆動消火ポンプを用い，淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク，多目的タンク）を水源として，消火系及び格納容器下部注水系の配管・弁を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。

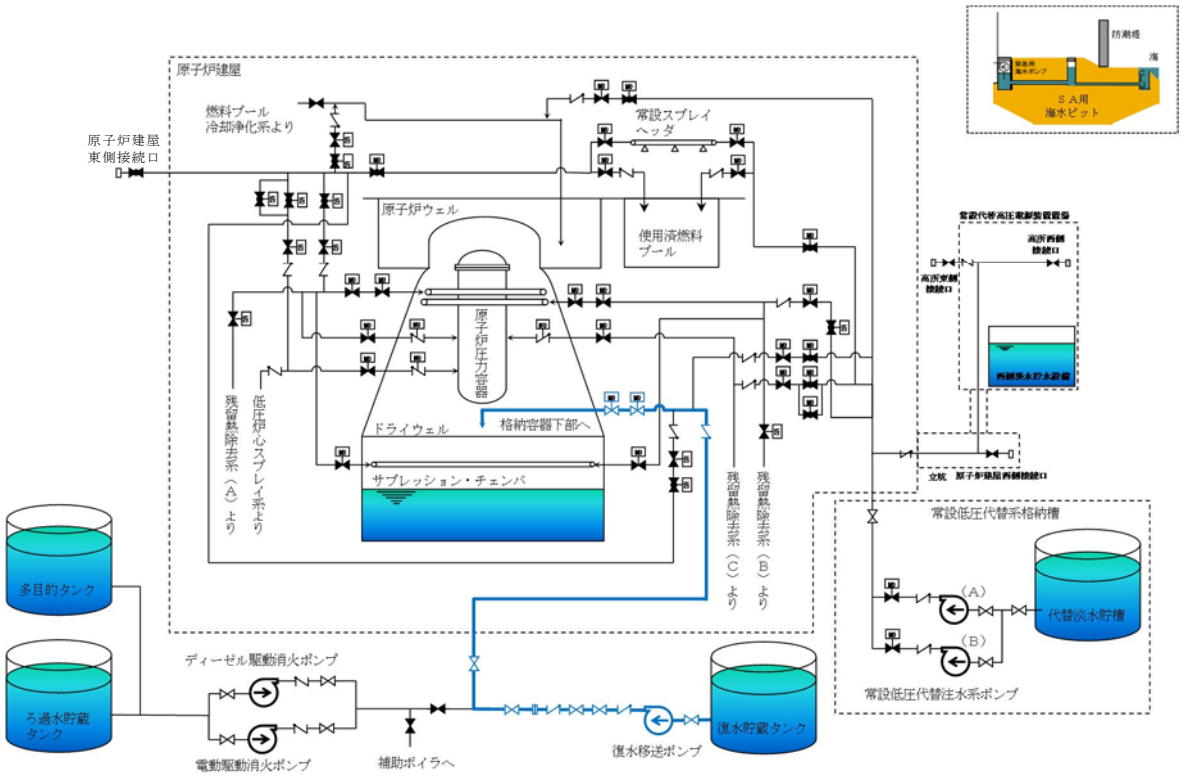


第 51－13－1 図　系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

（２）補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）注水

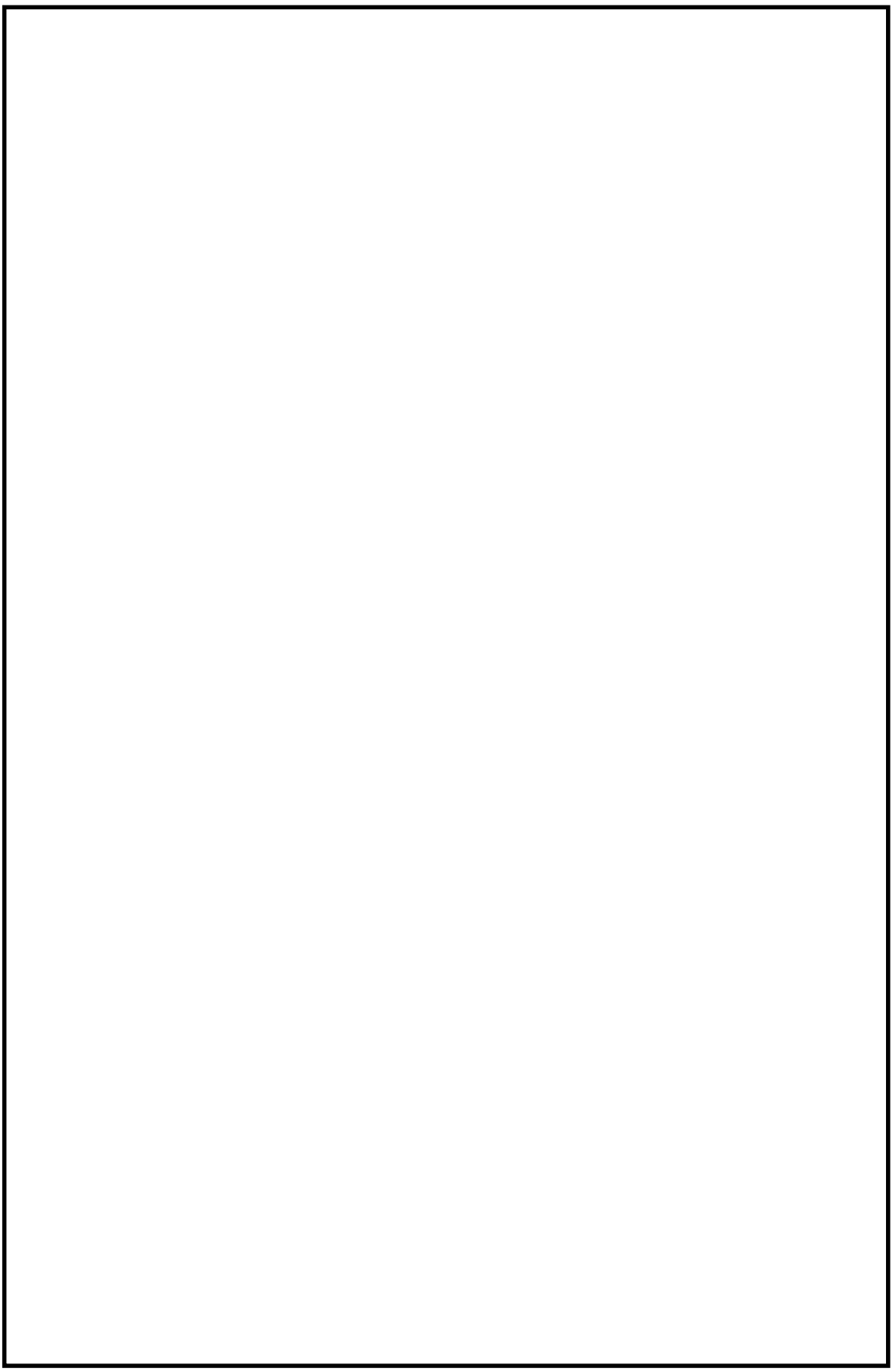
補給水系を用いたペデスタル（ドライウェル部）へ注水する設備概要を第51－13－2図に示す。

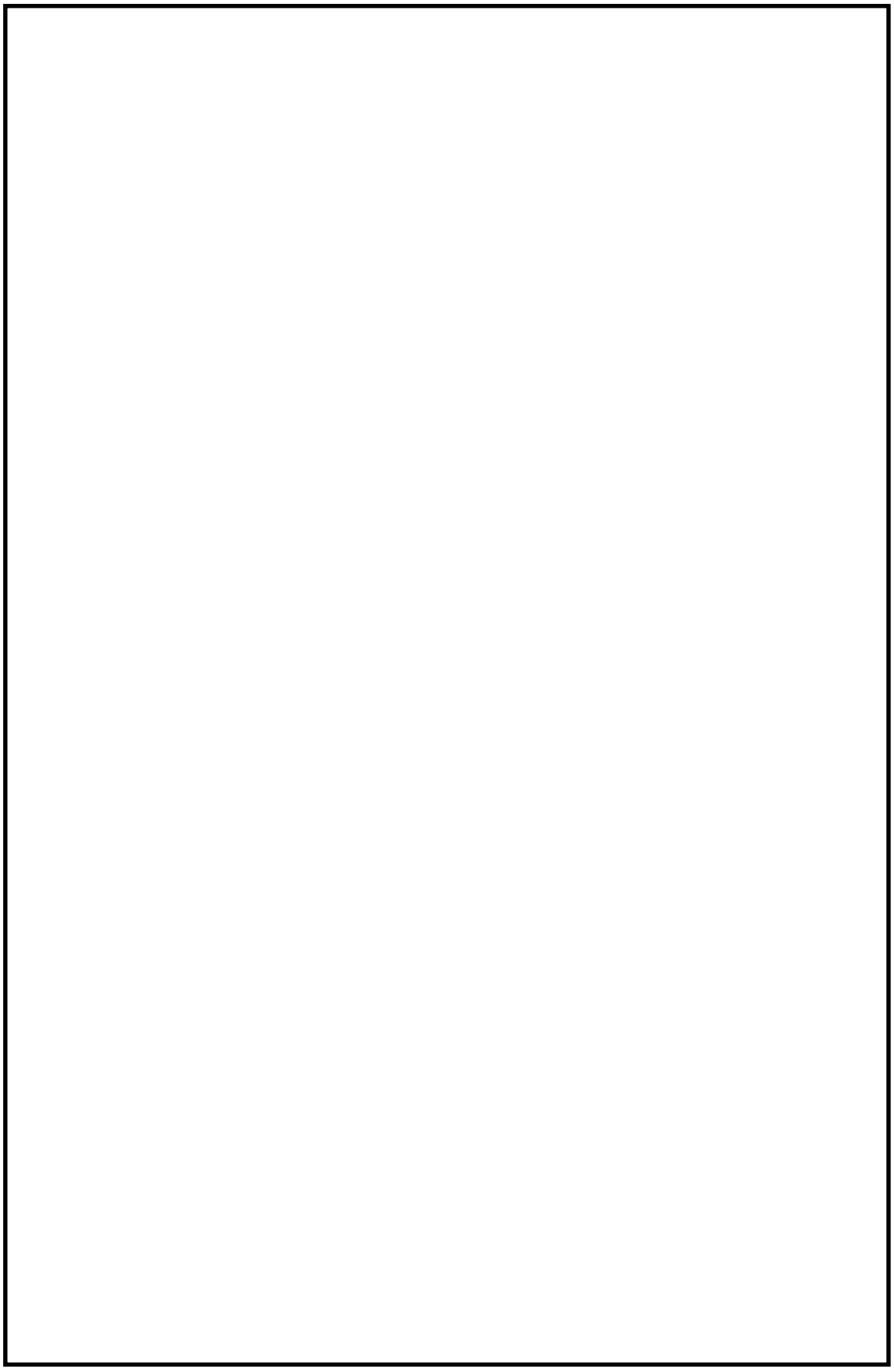
補給水系によるペデスタル（ドライウェル部）への注水は，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，復水移送ポンプを用い，復水貯蔵タンクを水源として，消火系配管を経由してペデスタル（ドライウェル部）へ注水し，溶融炉心を冷却する機能を有する。

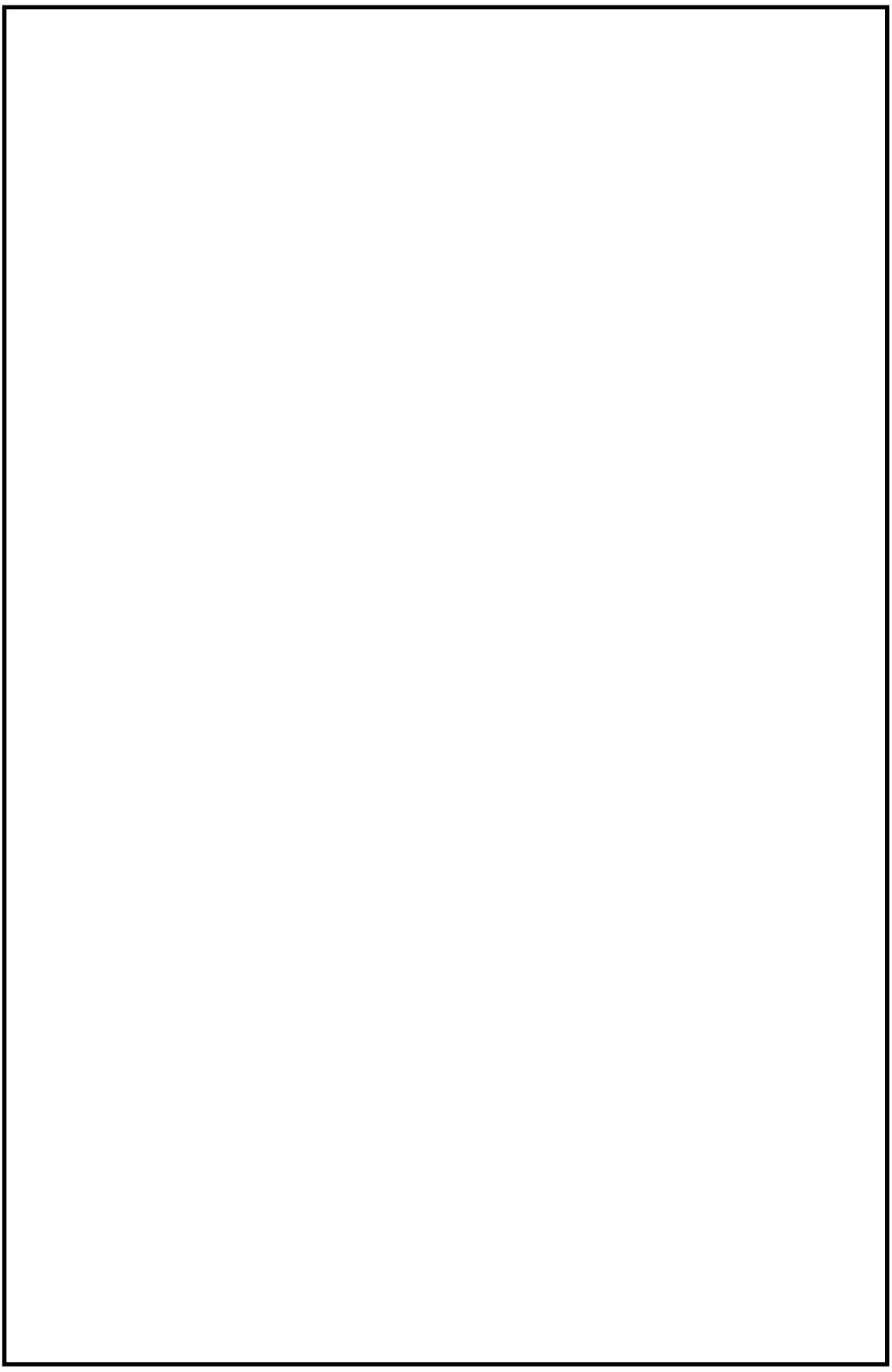


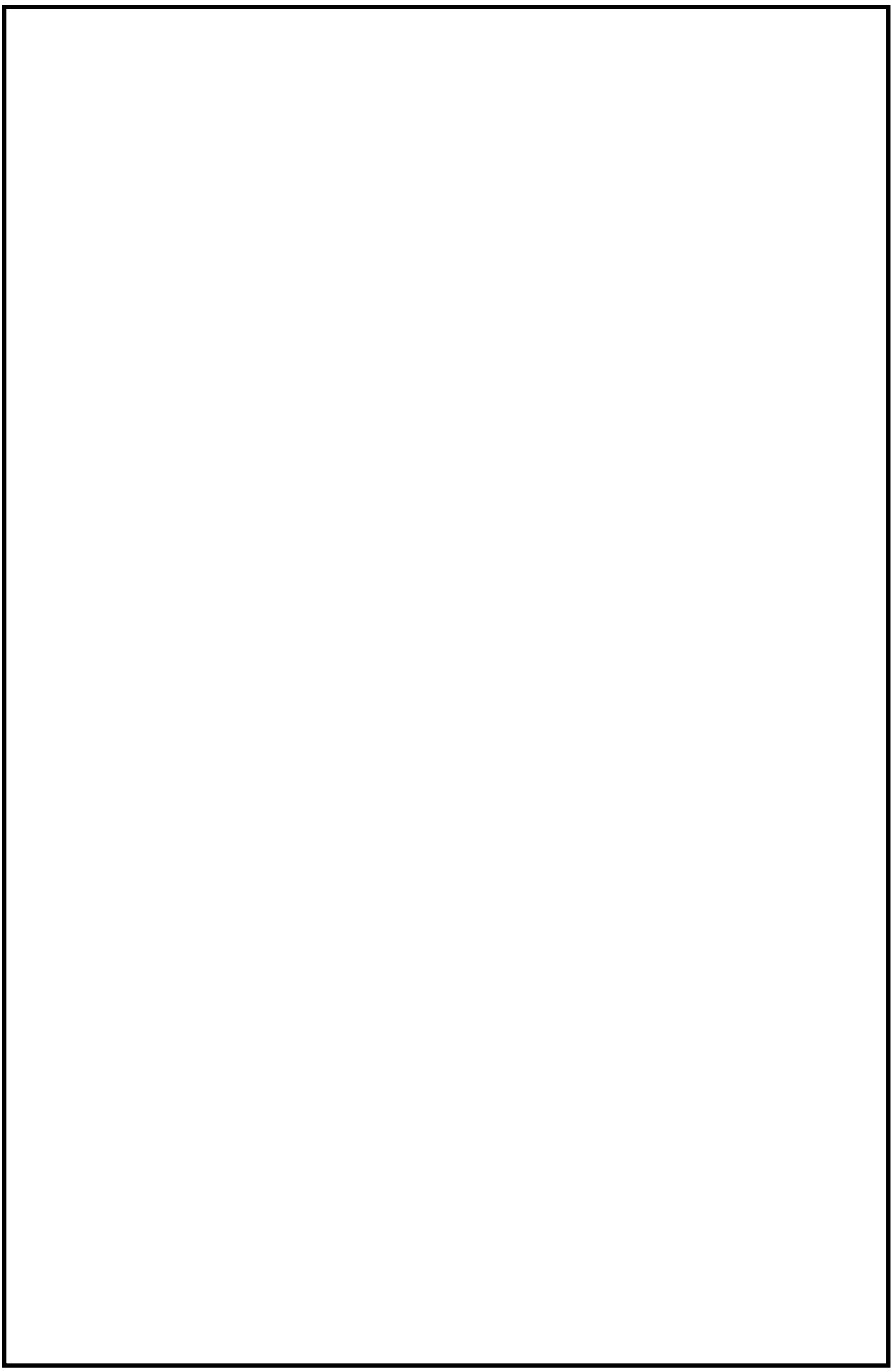
第 51－13－2 図　系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）

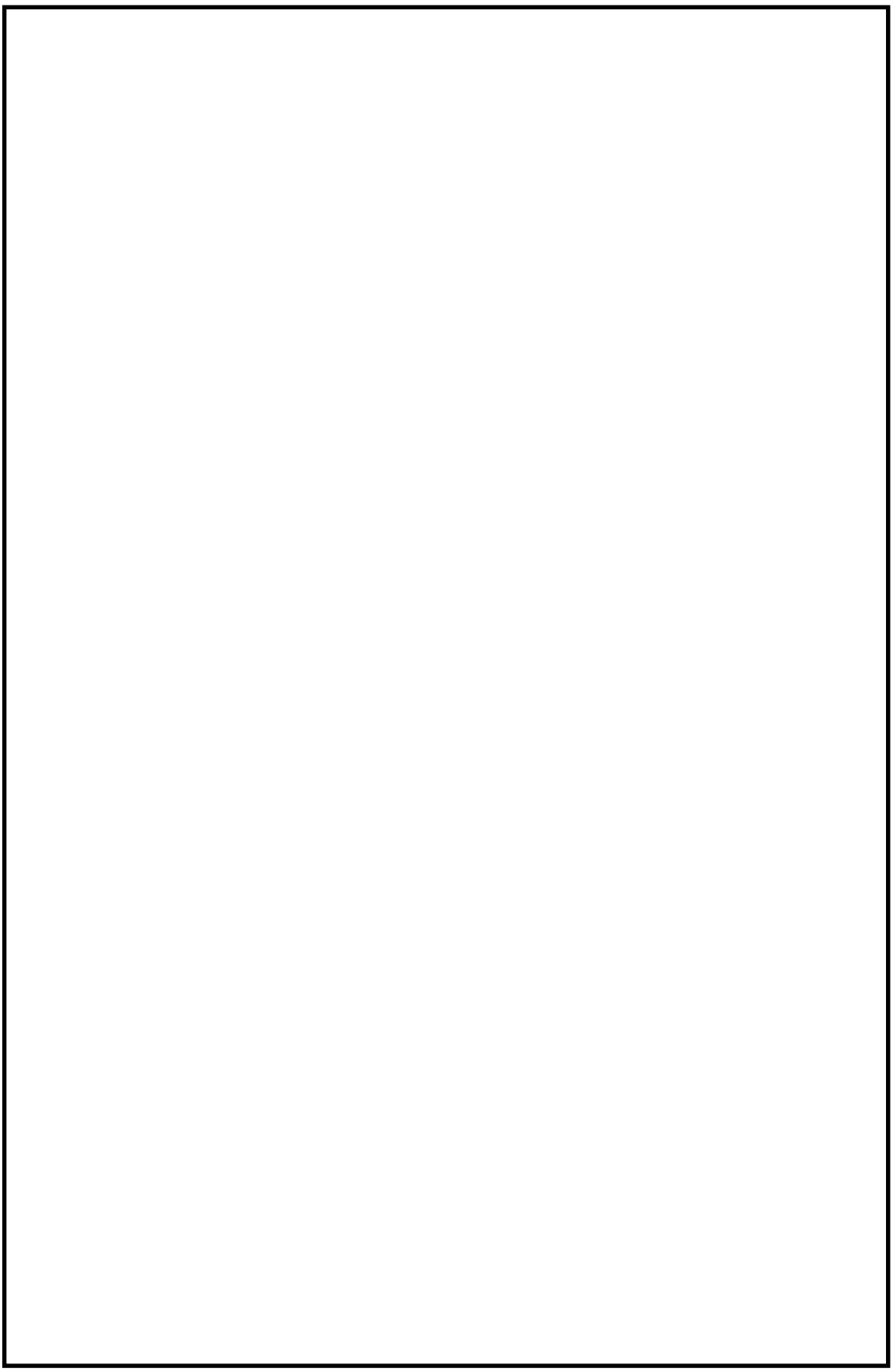
51－14　　ＳＡバウンダリ系統図（参考図）

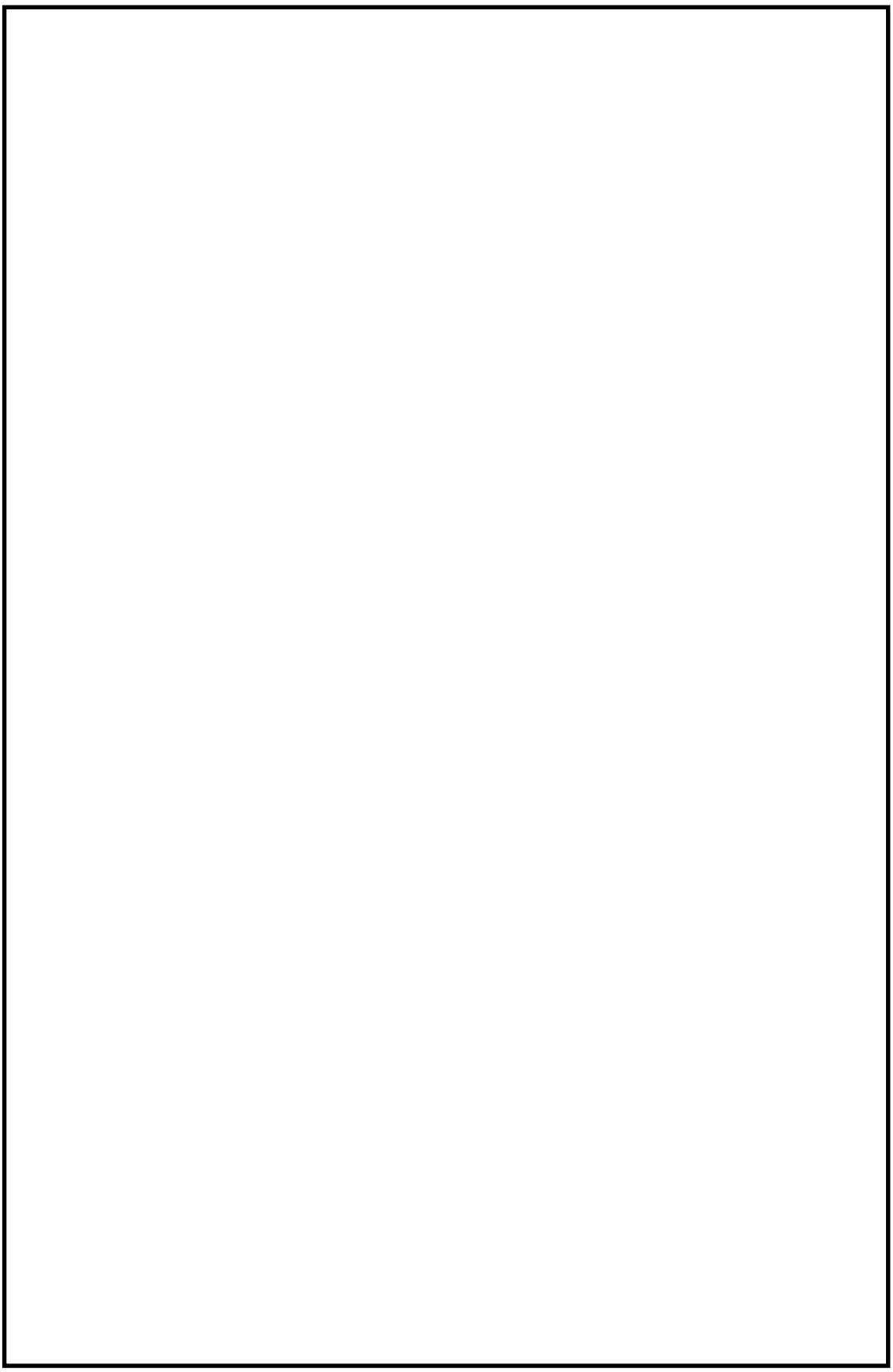


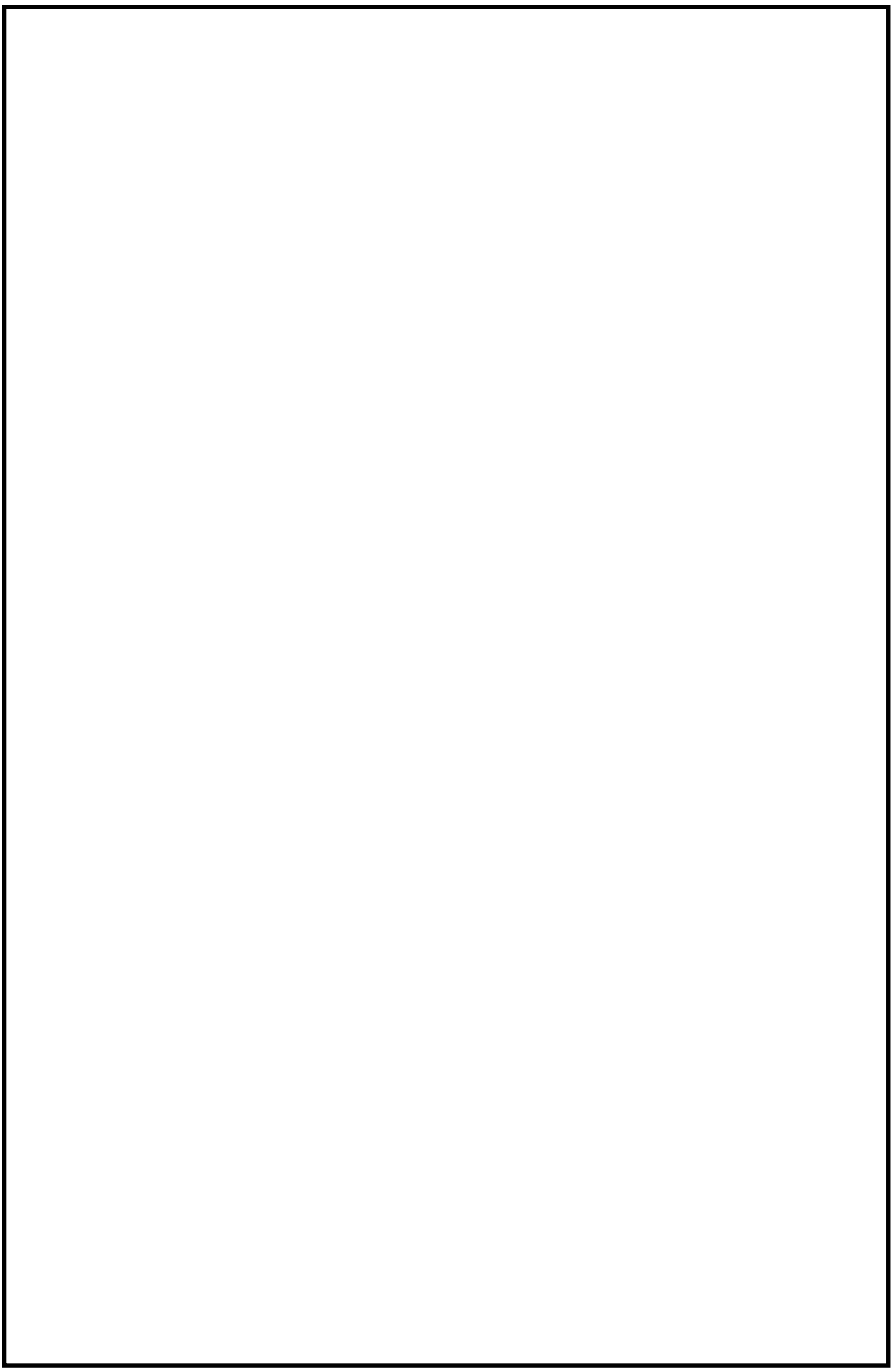


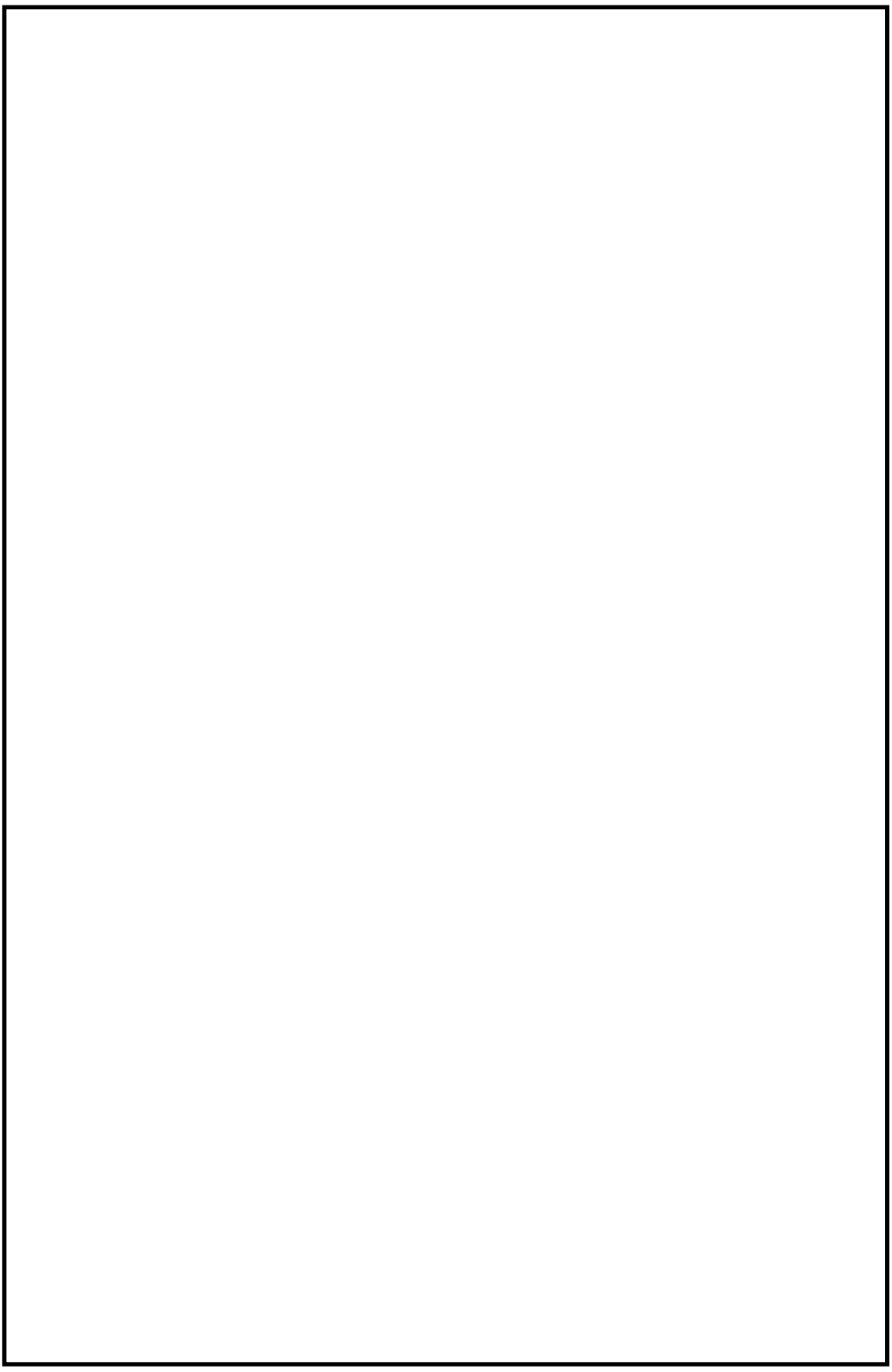


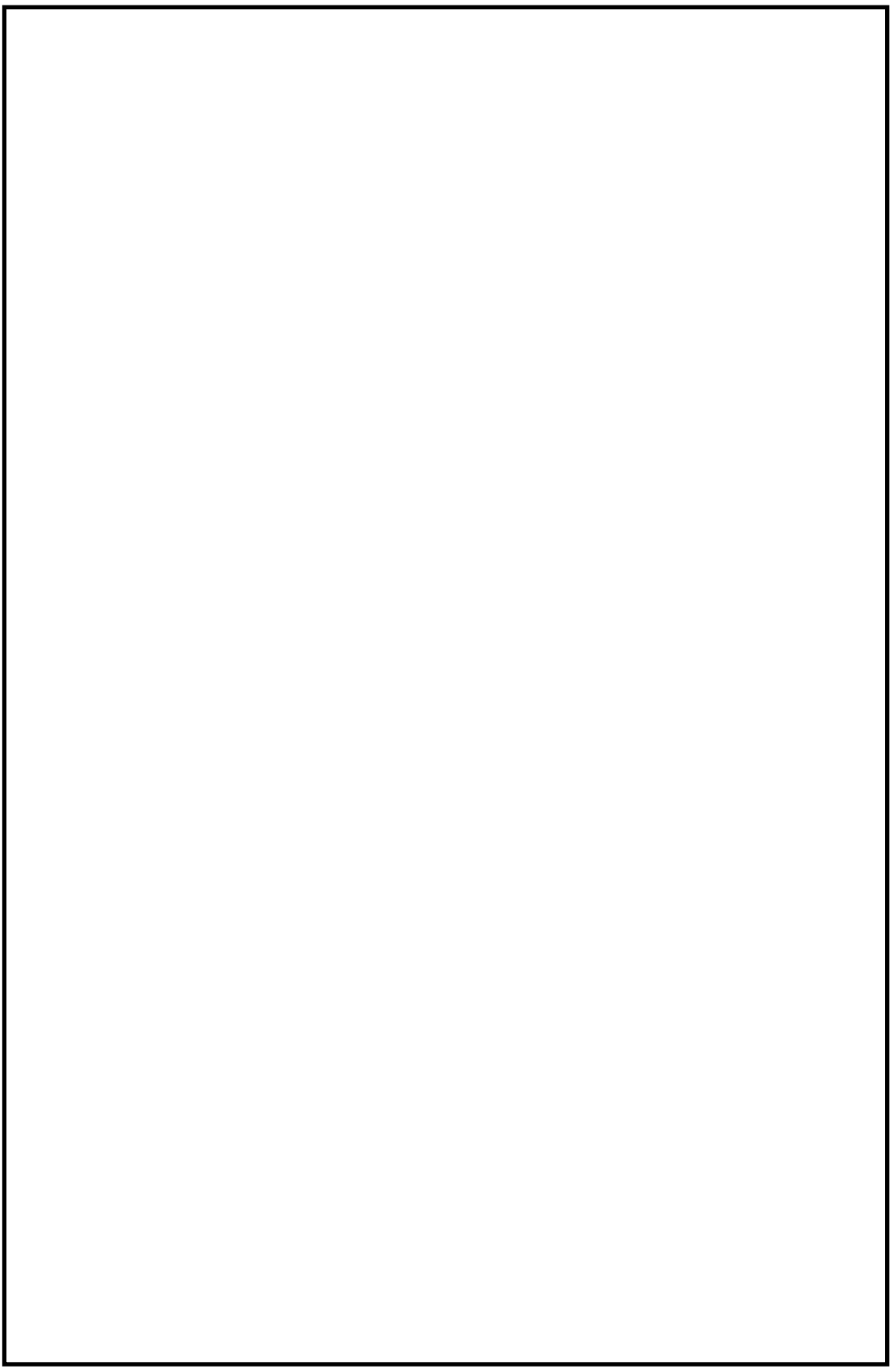


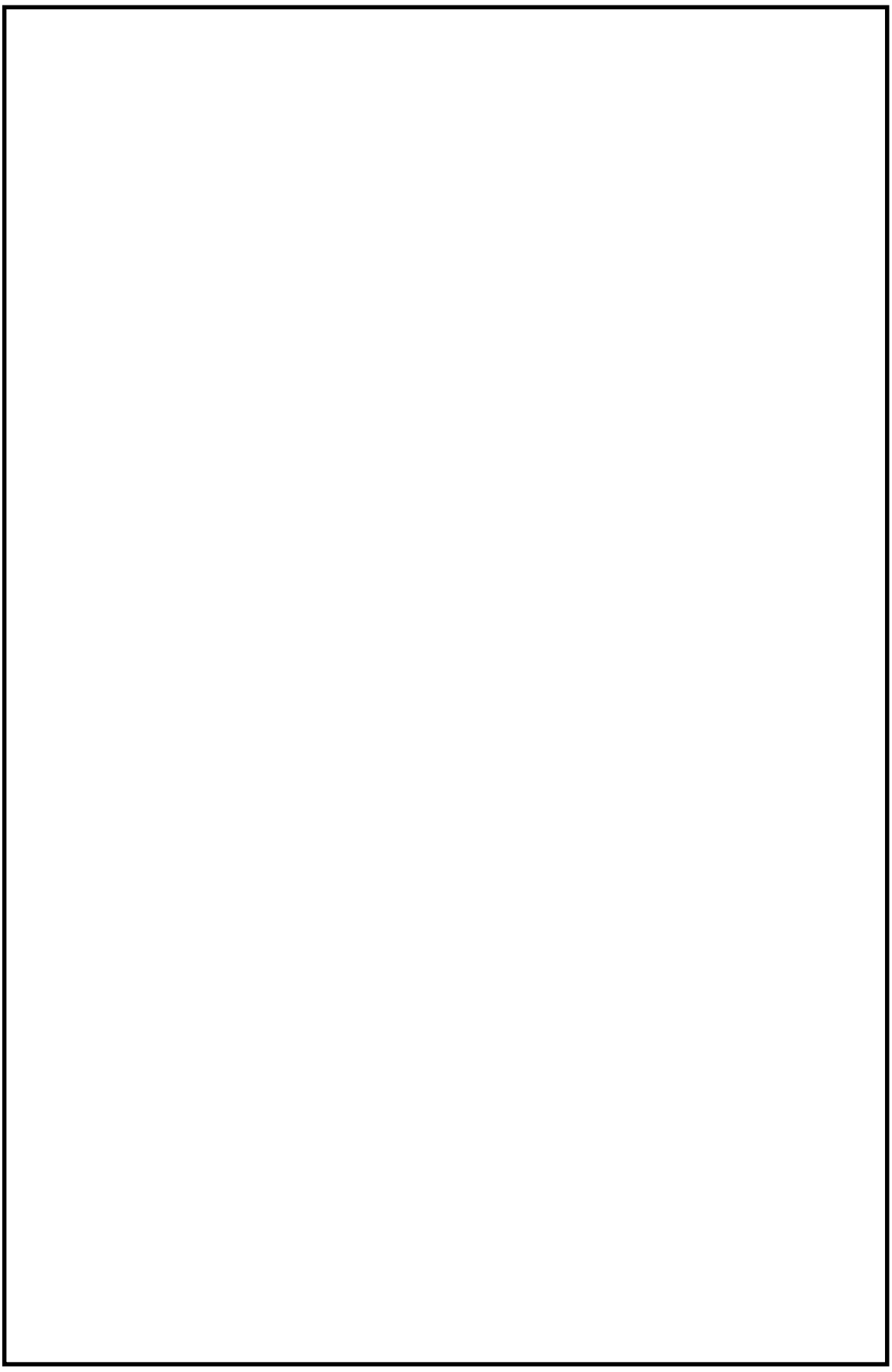


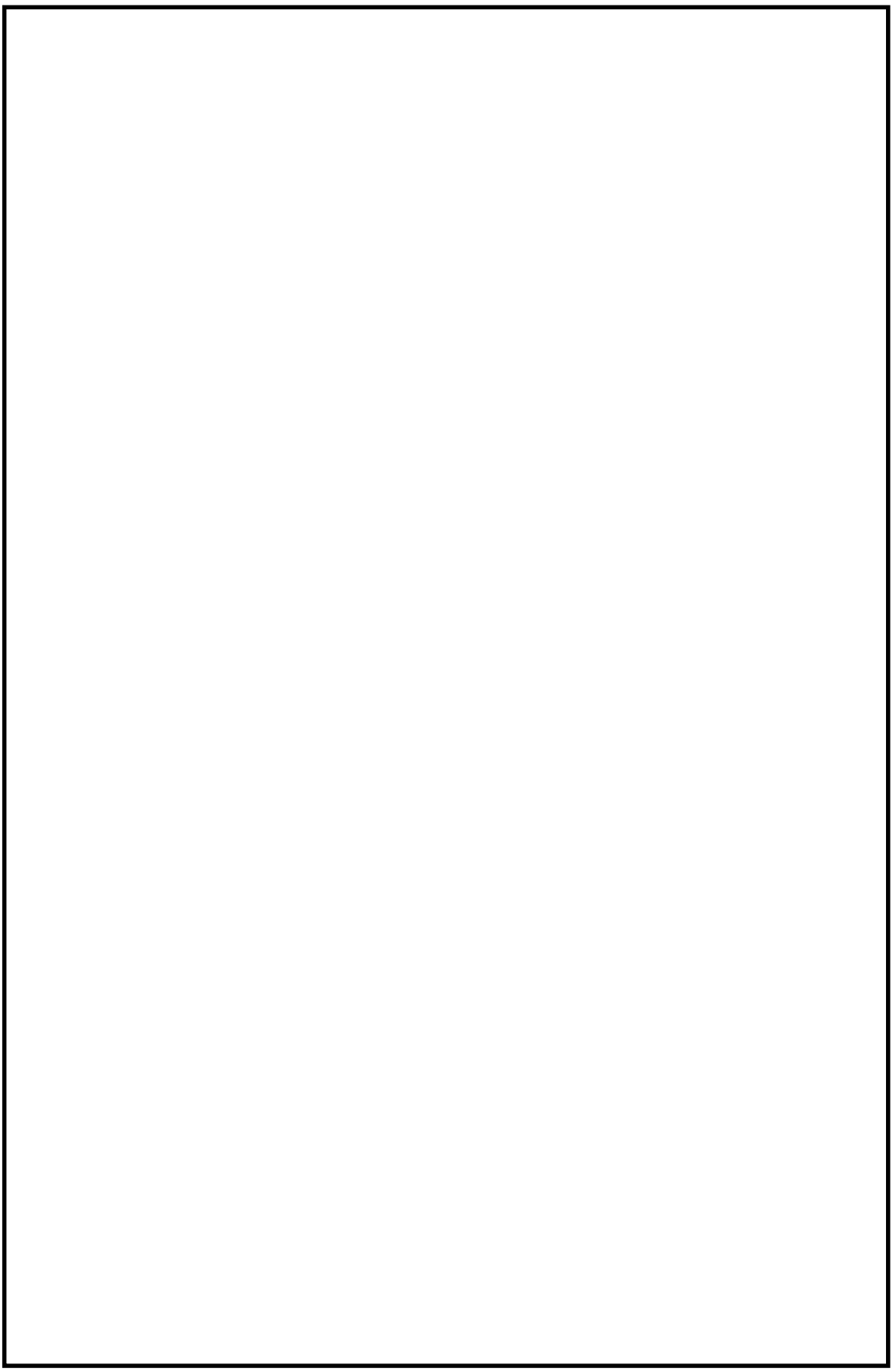


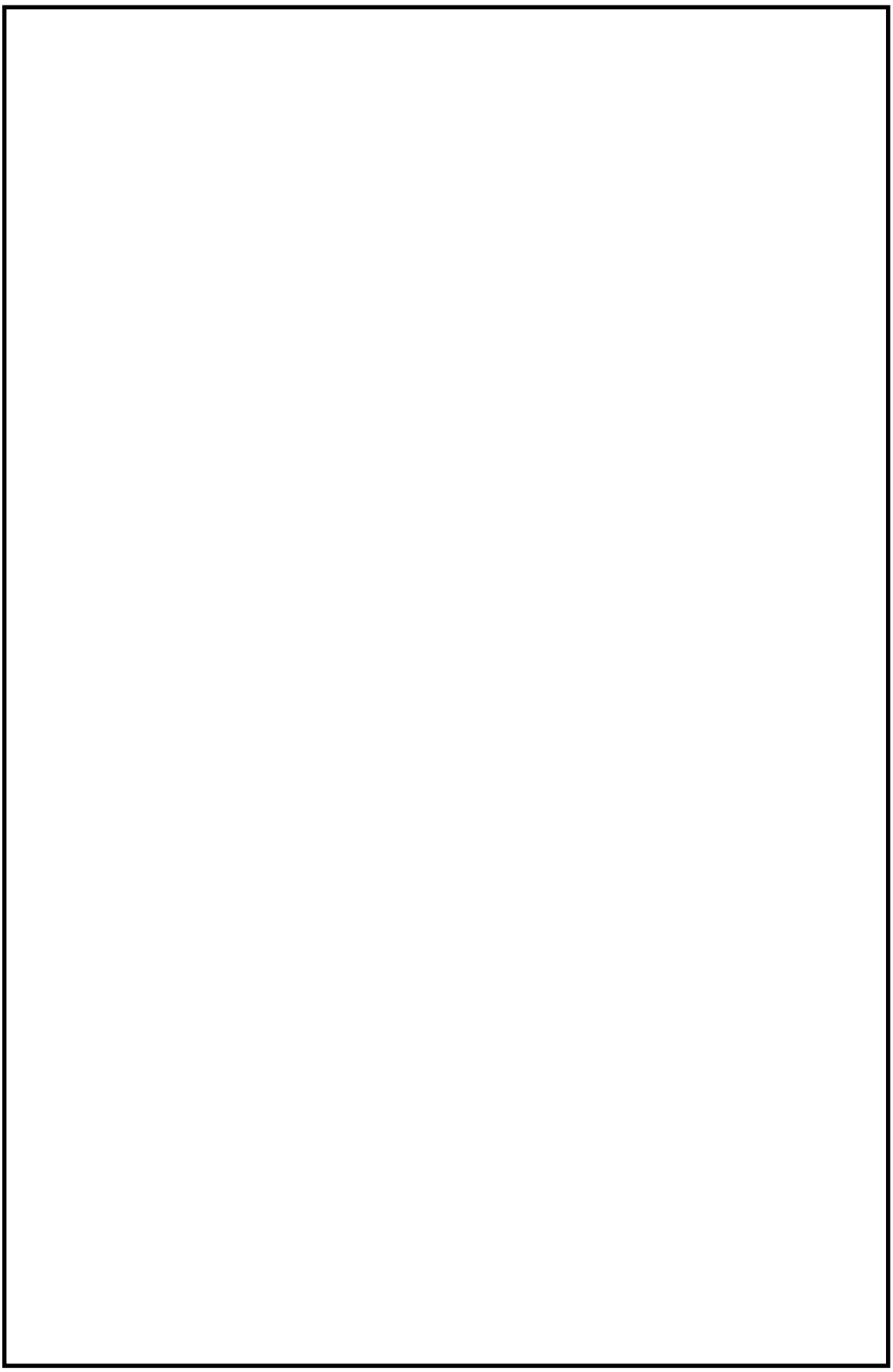


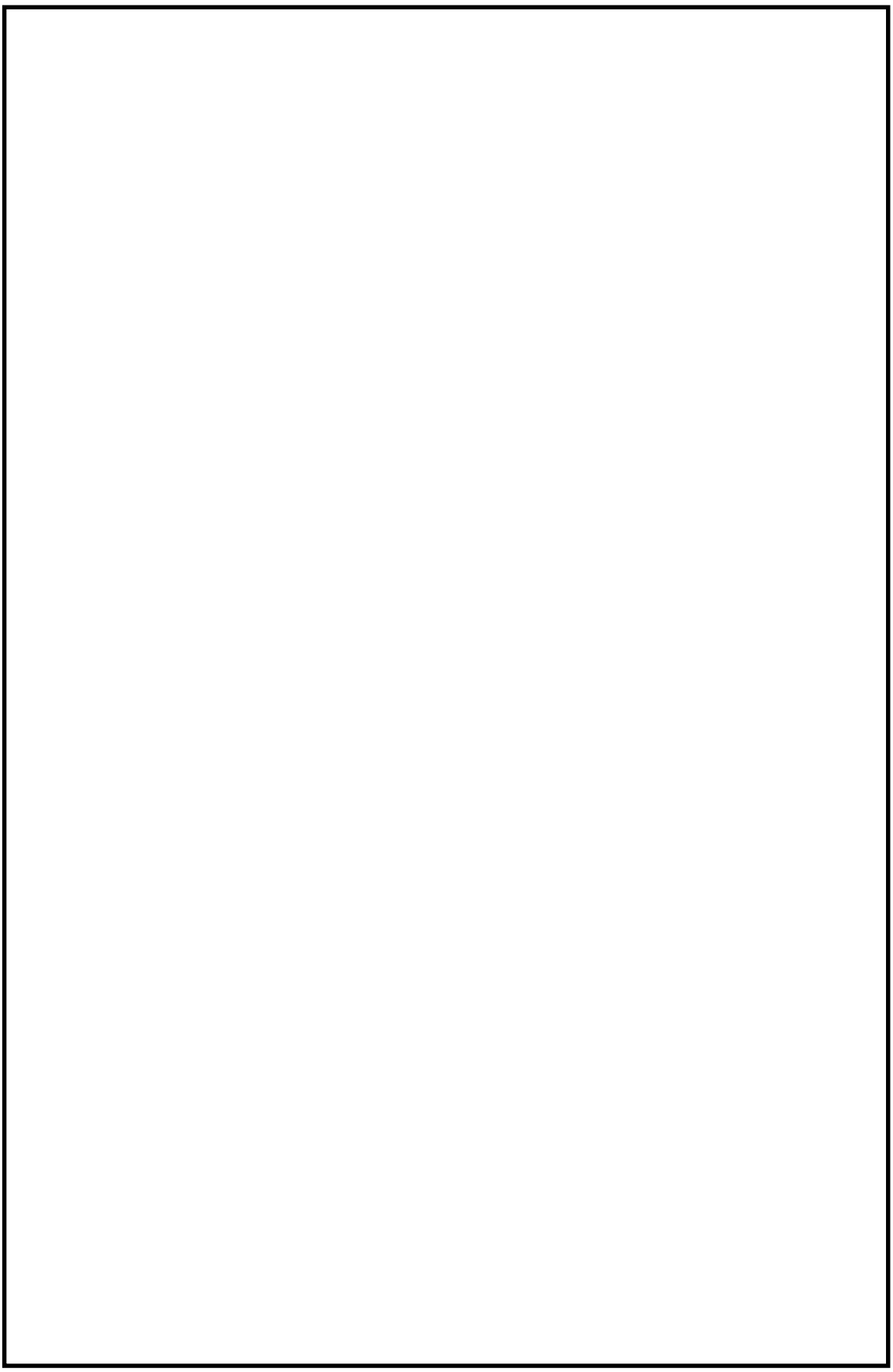


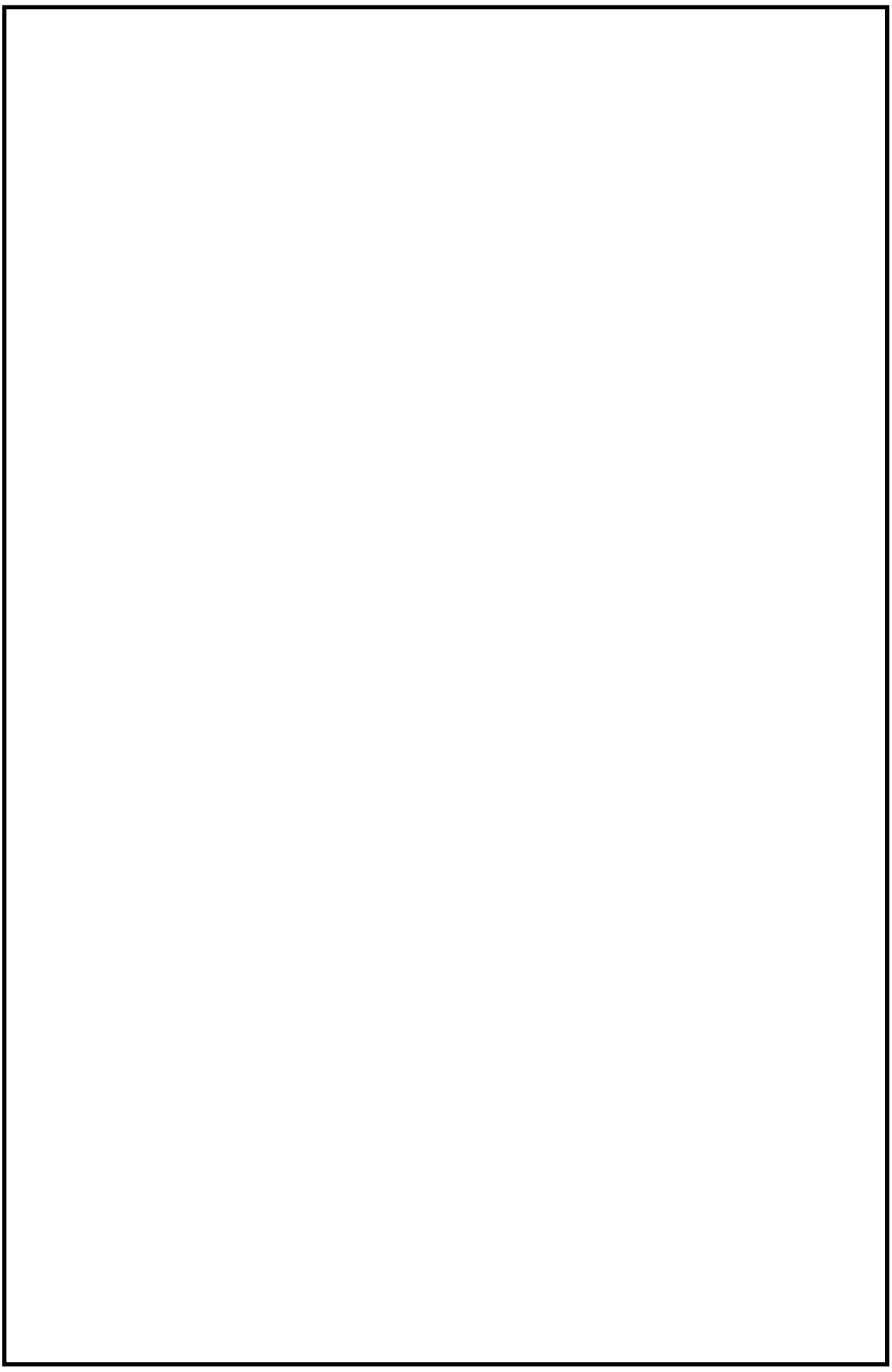


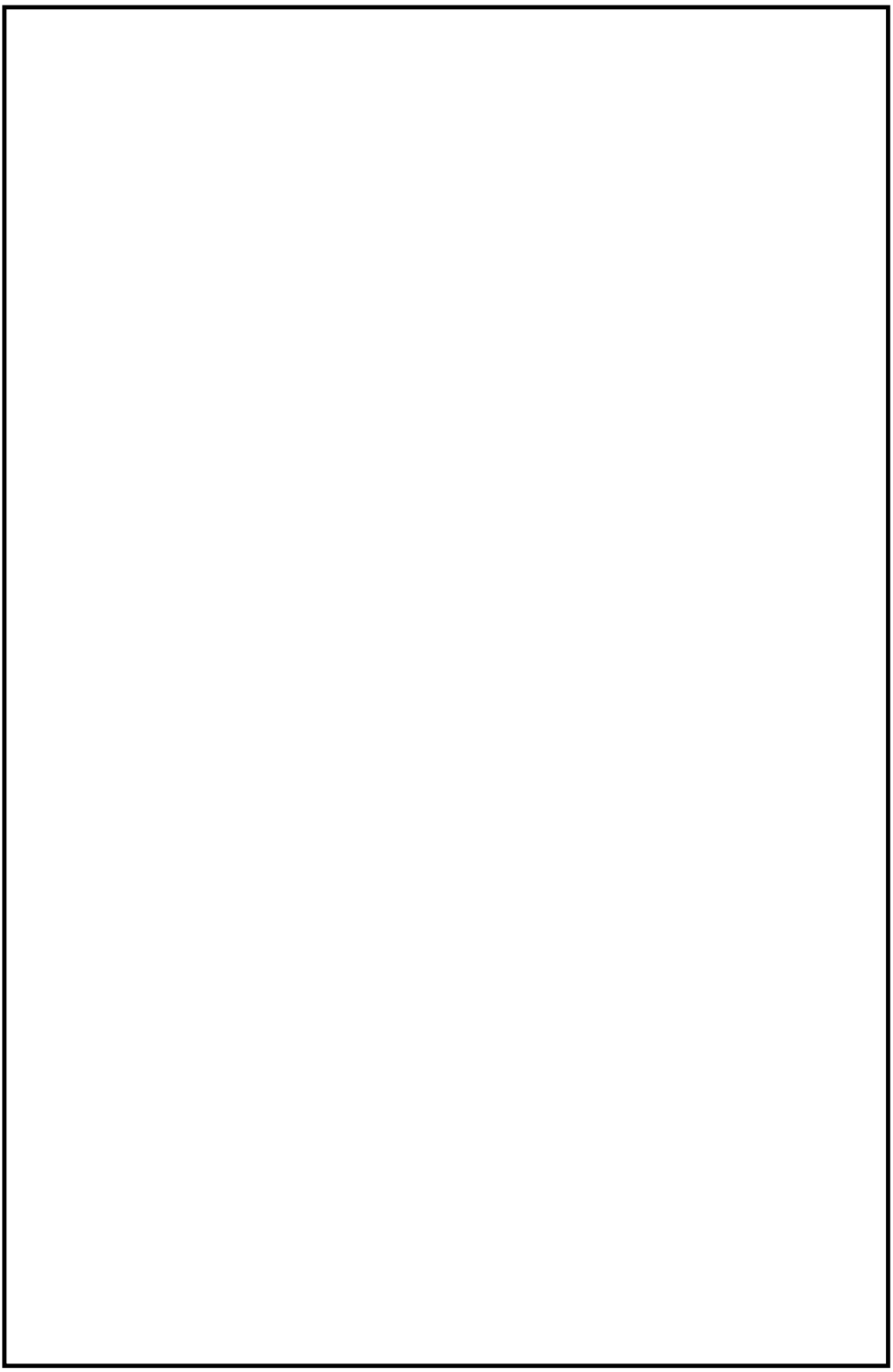


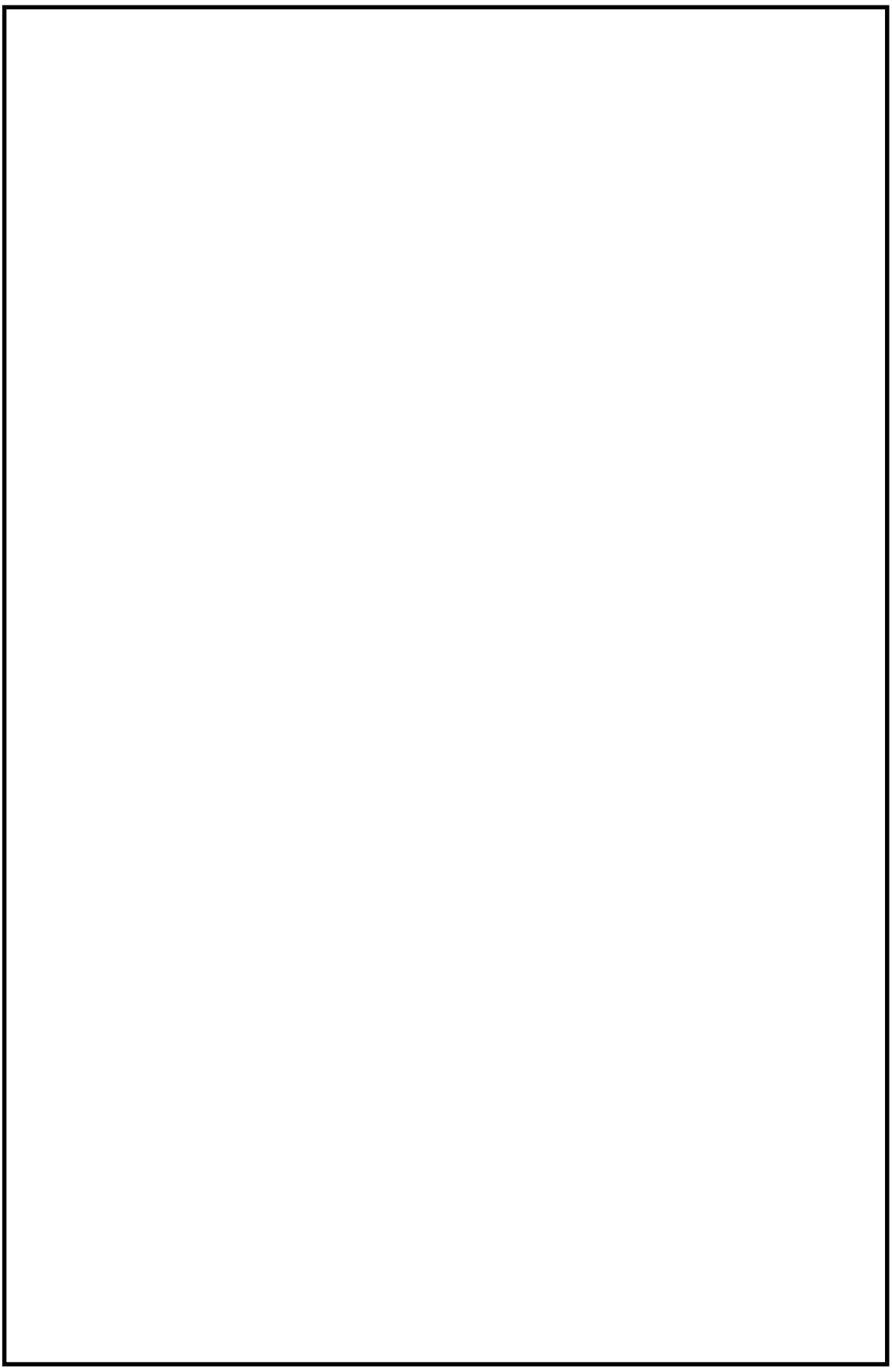


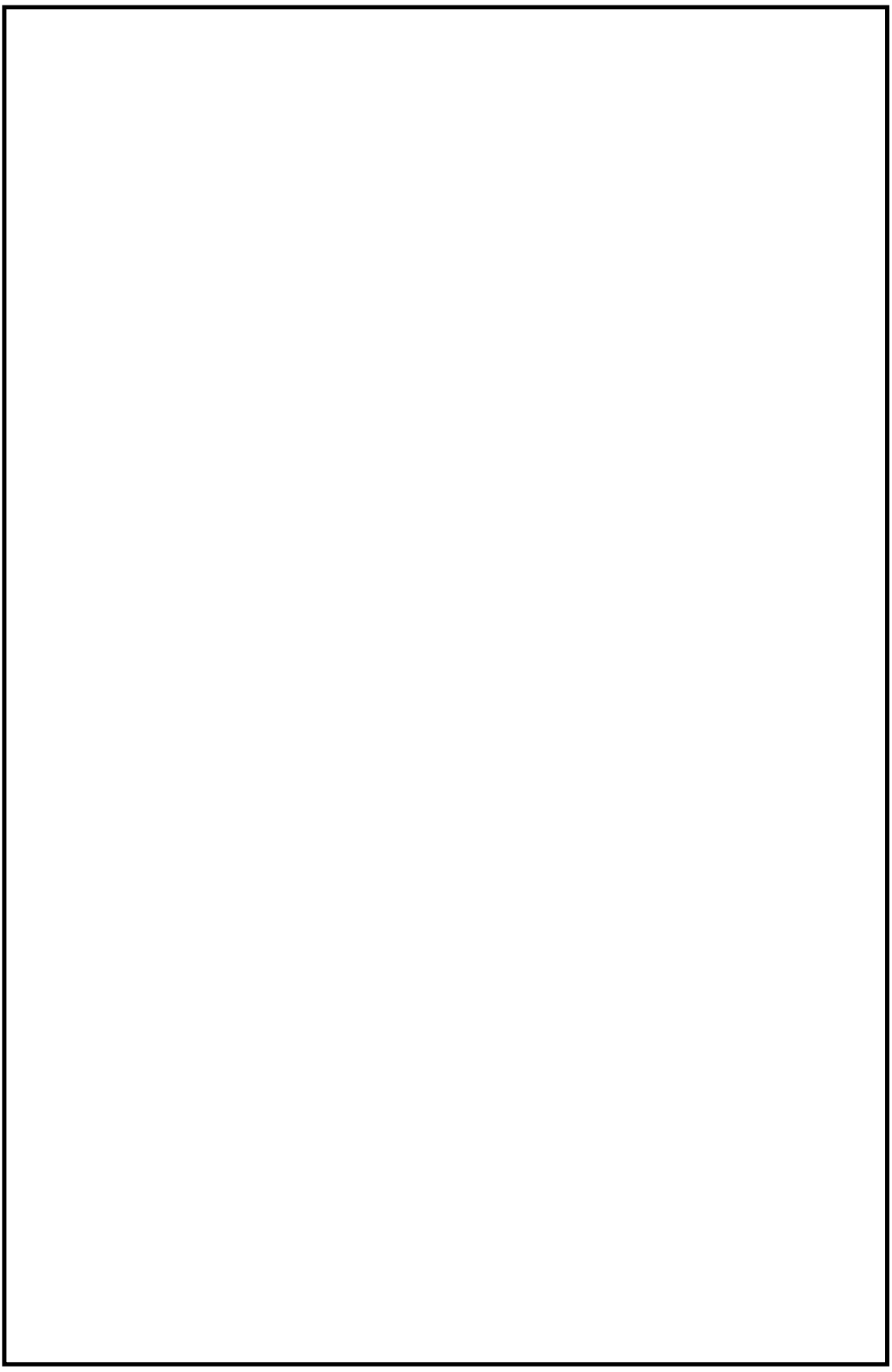


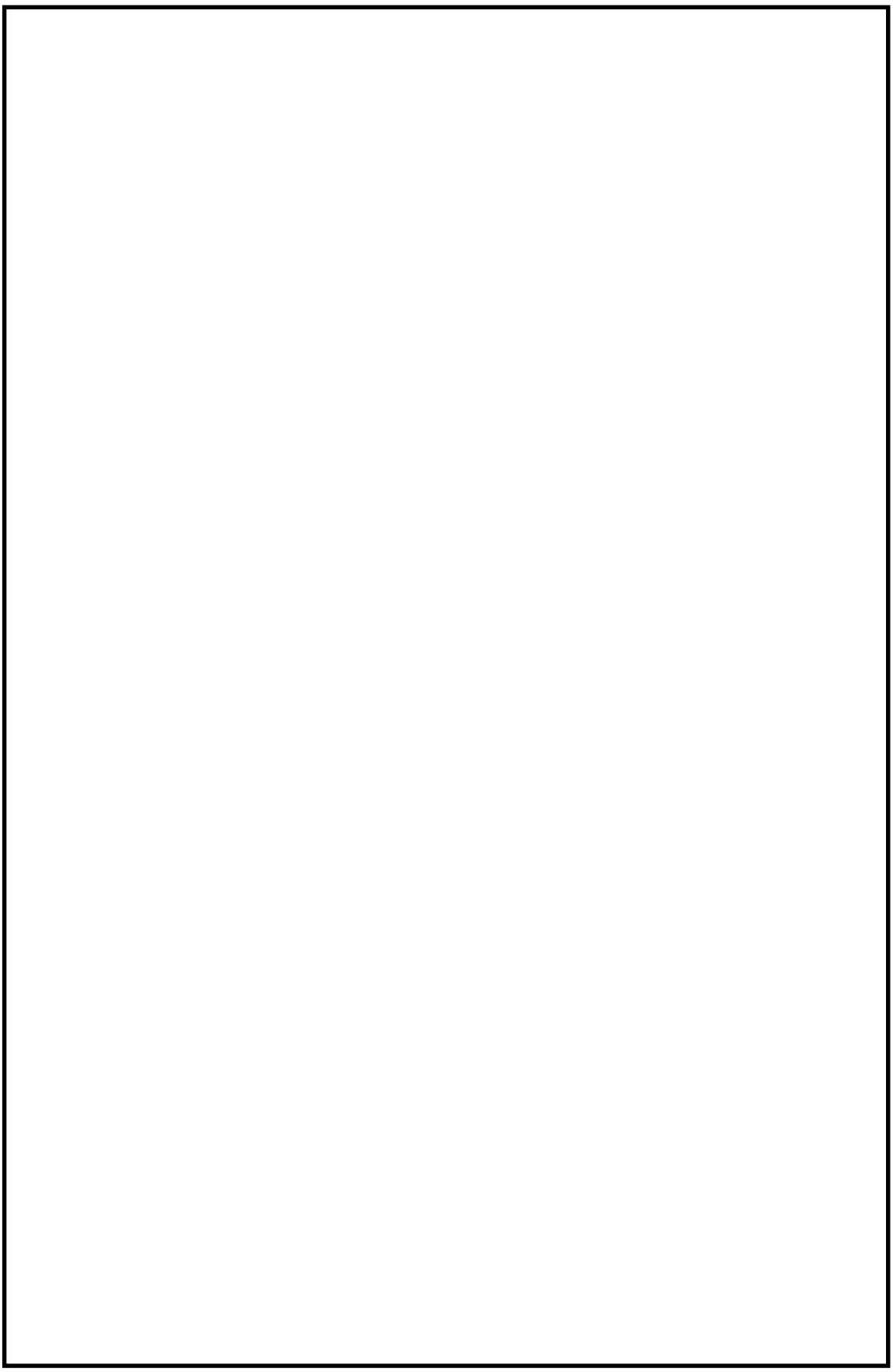


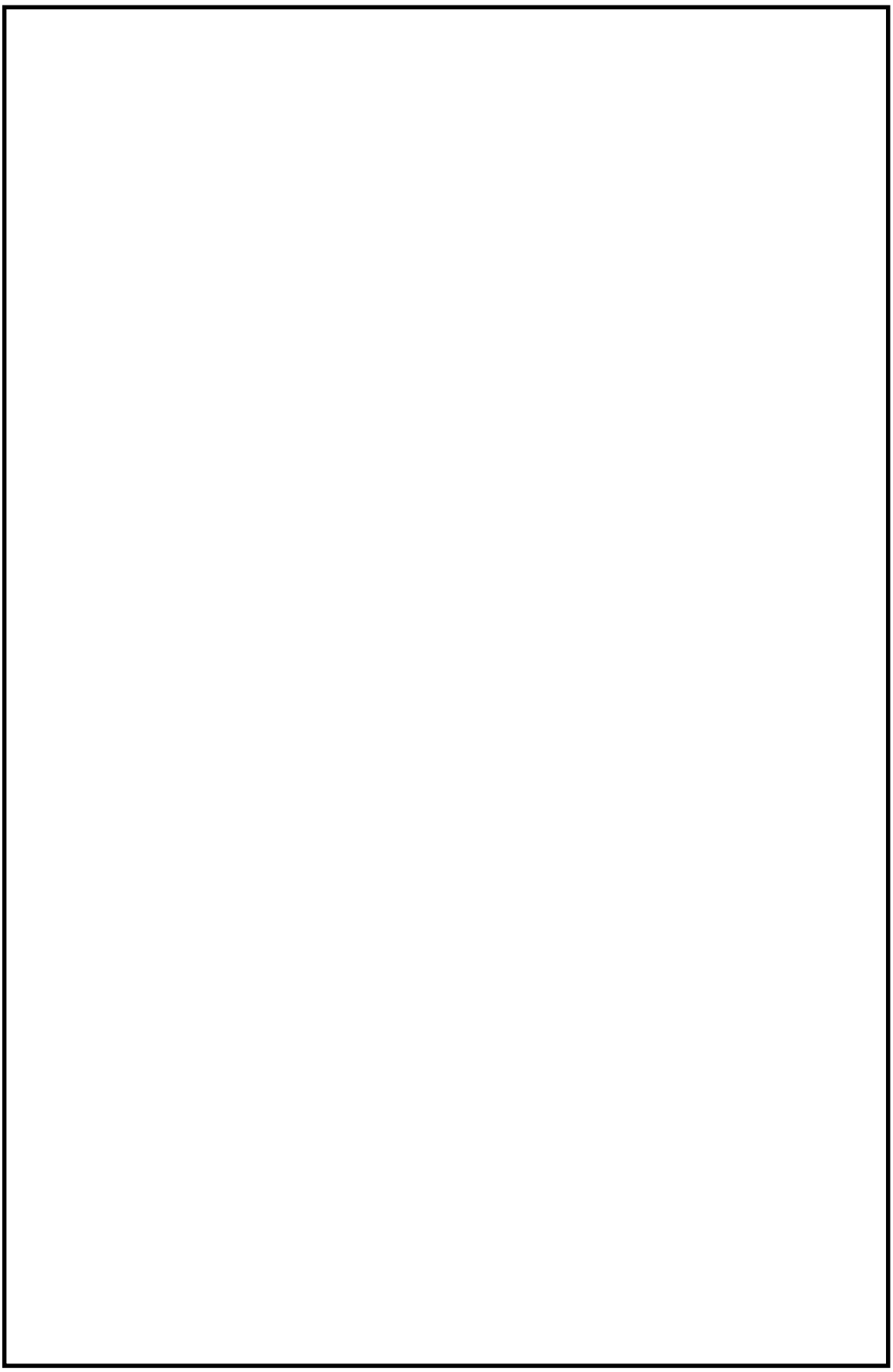


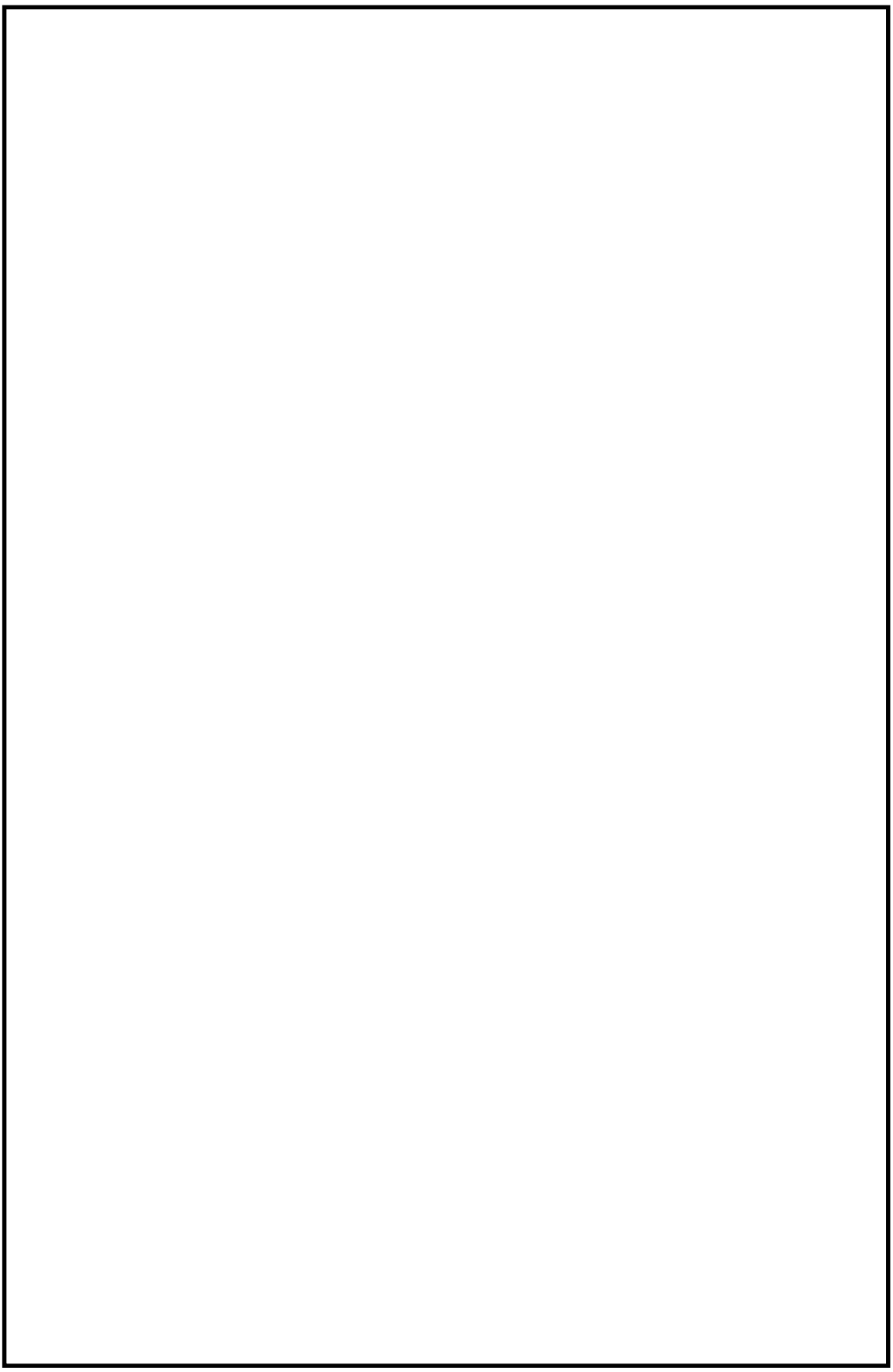


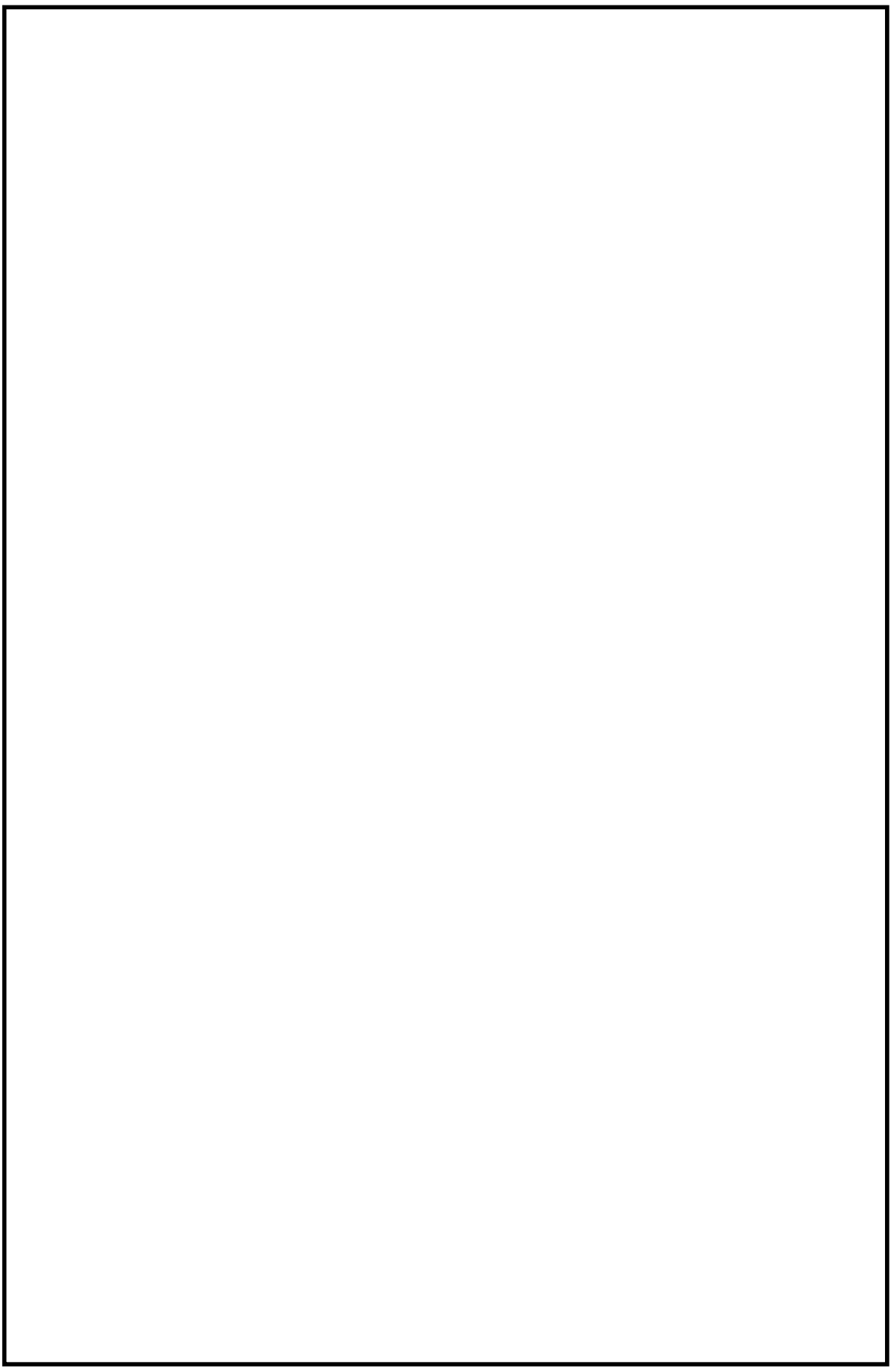


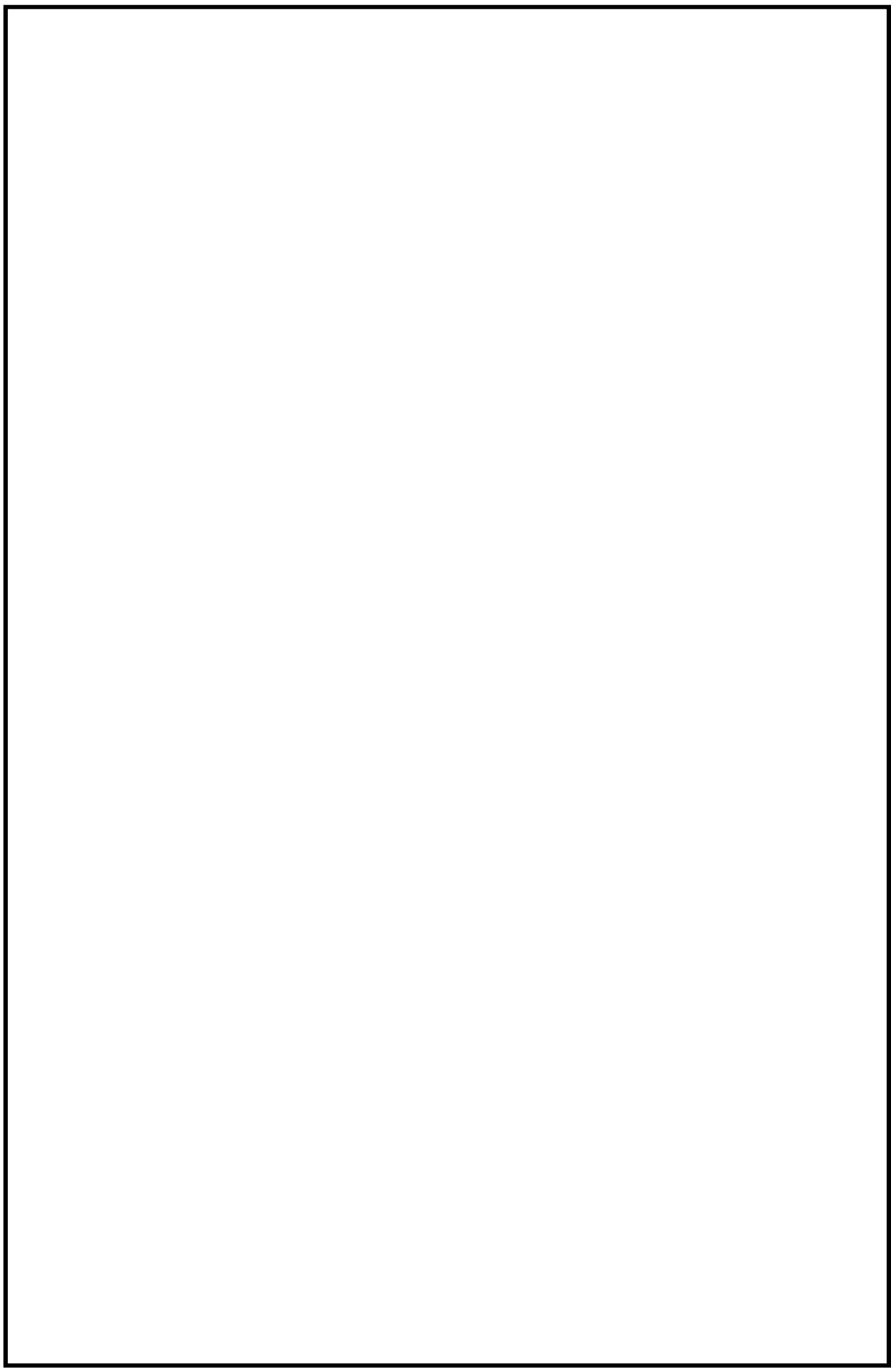


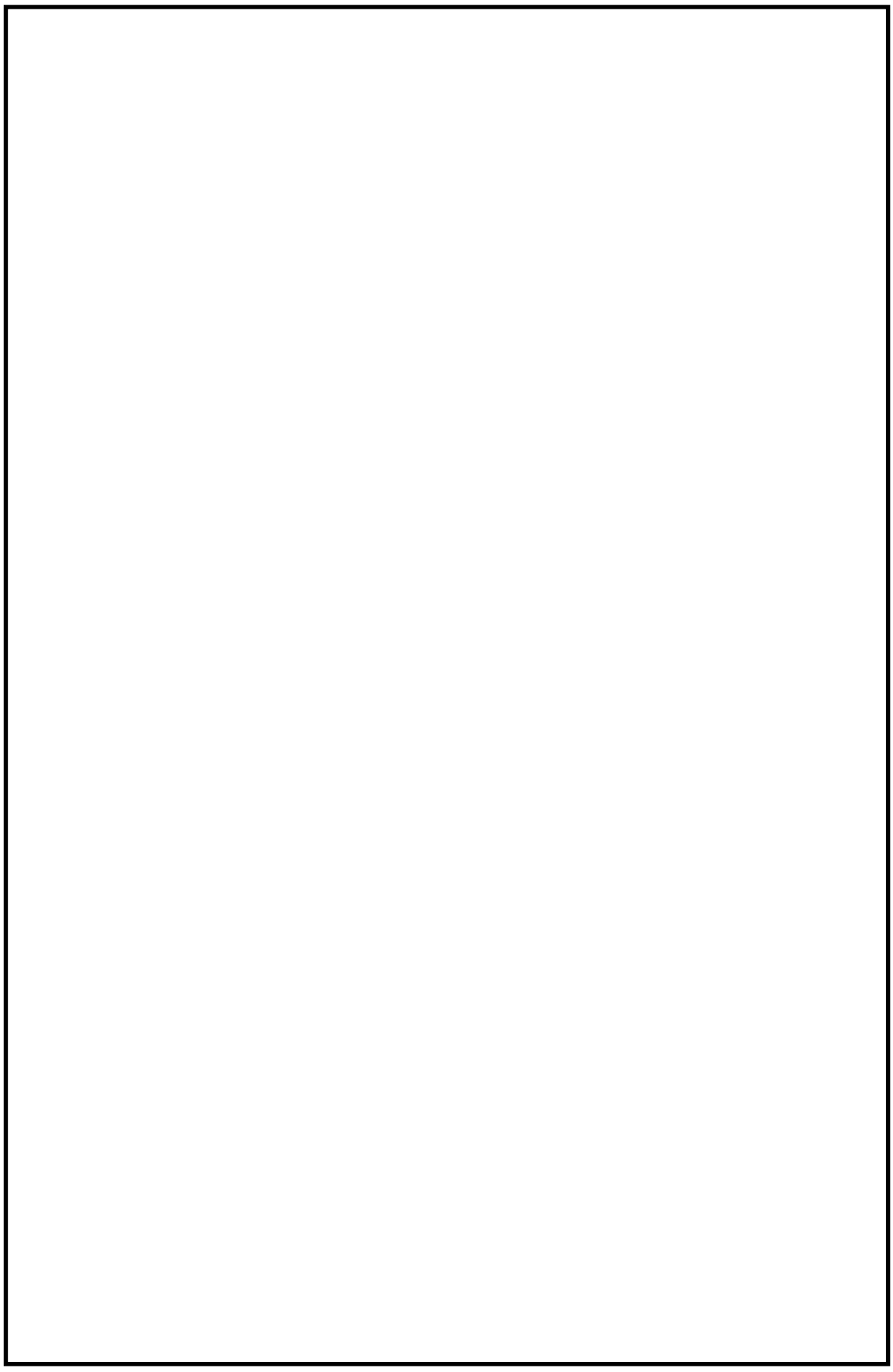


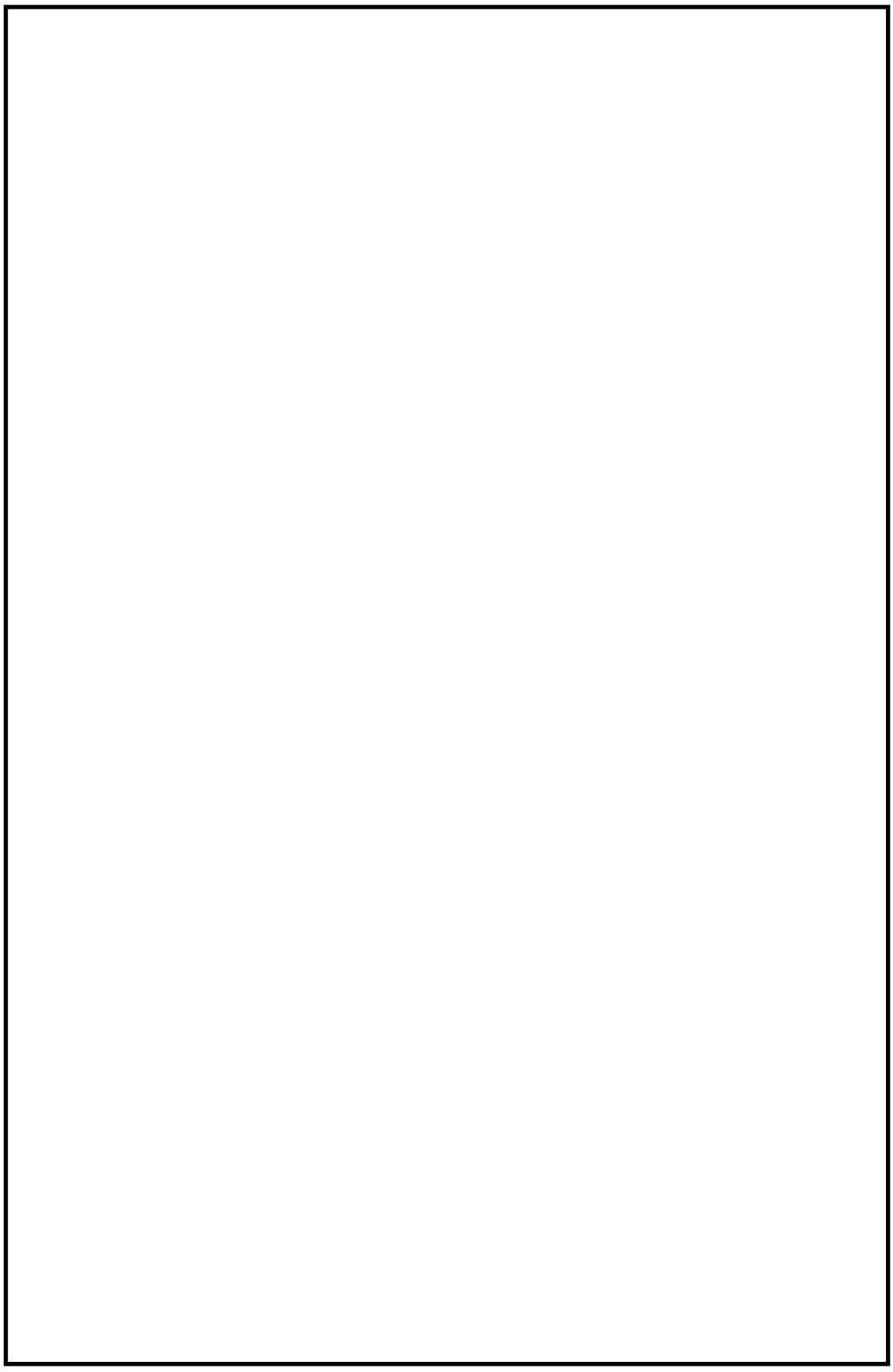












52－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

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					窒素供給装置，窒素供給装置用電源車	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52－3 配置図，52－7 接続図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		52－3 配置図，52－4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		圧縮機，容器，ホース，内燃機関，発電機	Ａ，Ｃ，Ｆ，Ｇ，Ｈ
			関連資料		52－4 系統図，52－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		52－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	52－3 配置図，52－4 系統図	
		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，52－7 接続図	
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料		52－6 容量設定根拠	
		第2号	可搬 SA の接続性		フランジ接続	B
			関連資料		52－7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		原子炉の外から水又は電源供給するものではない	対象外
			関連資料		52－7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		52－3 配置図，52－7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		52－3 配置図，52－8 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋外	B
			関連資料		52－9 アクセスルート図	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	本文	

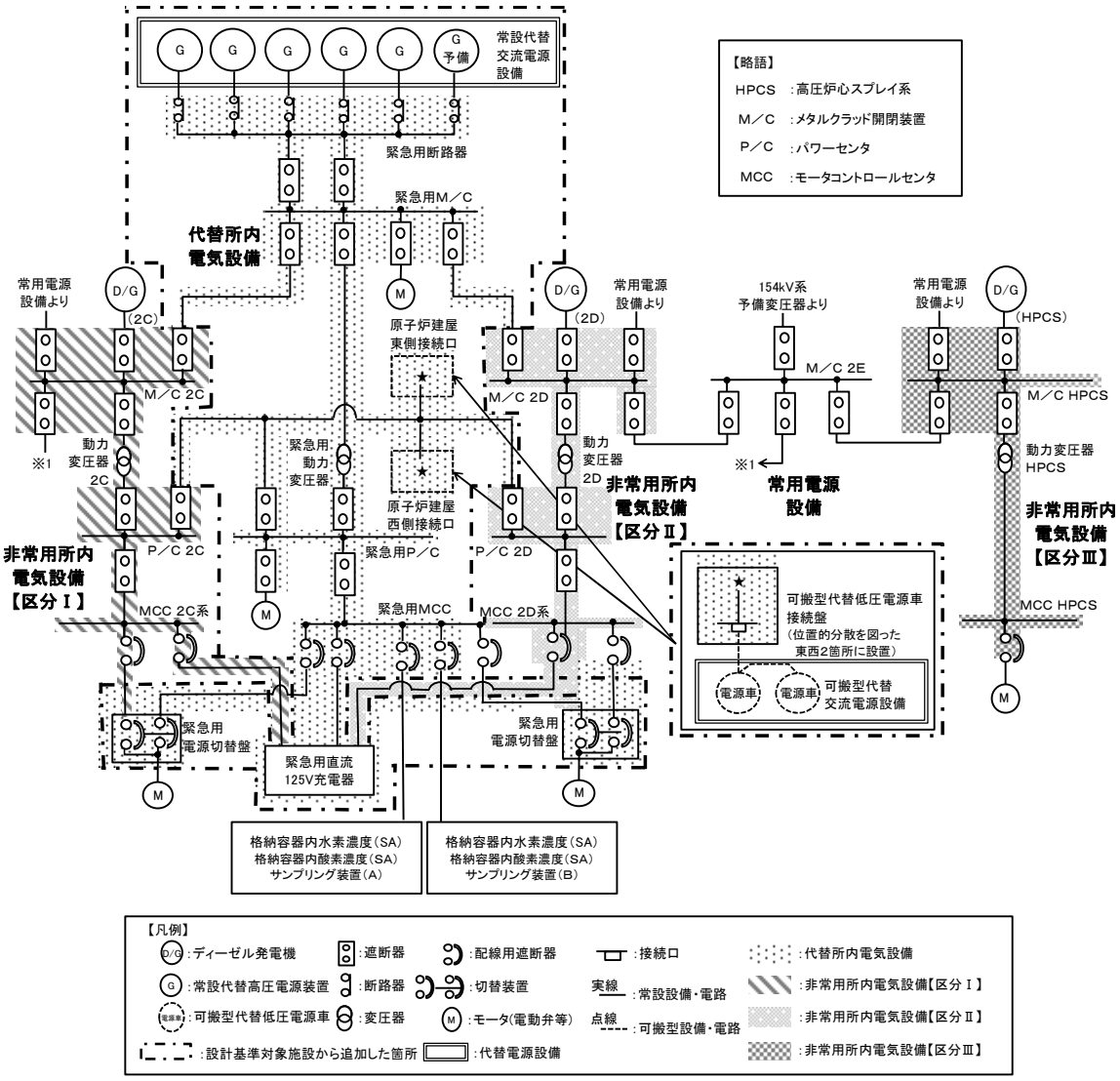
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内水素濃度（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			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）	その他設備	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設置するもの	A
			関連資料		52－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	52－2　単線結線図 52－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

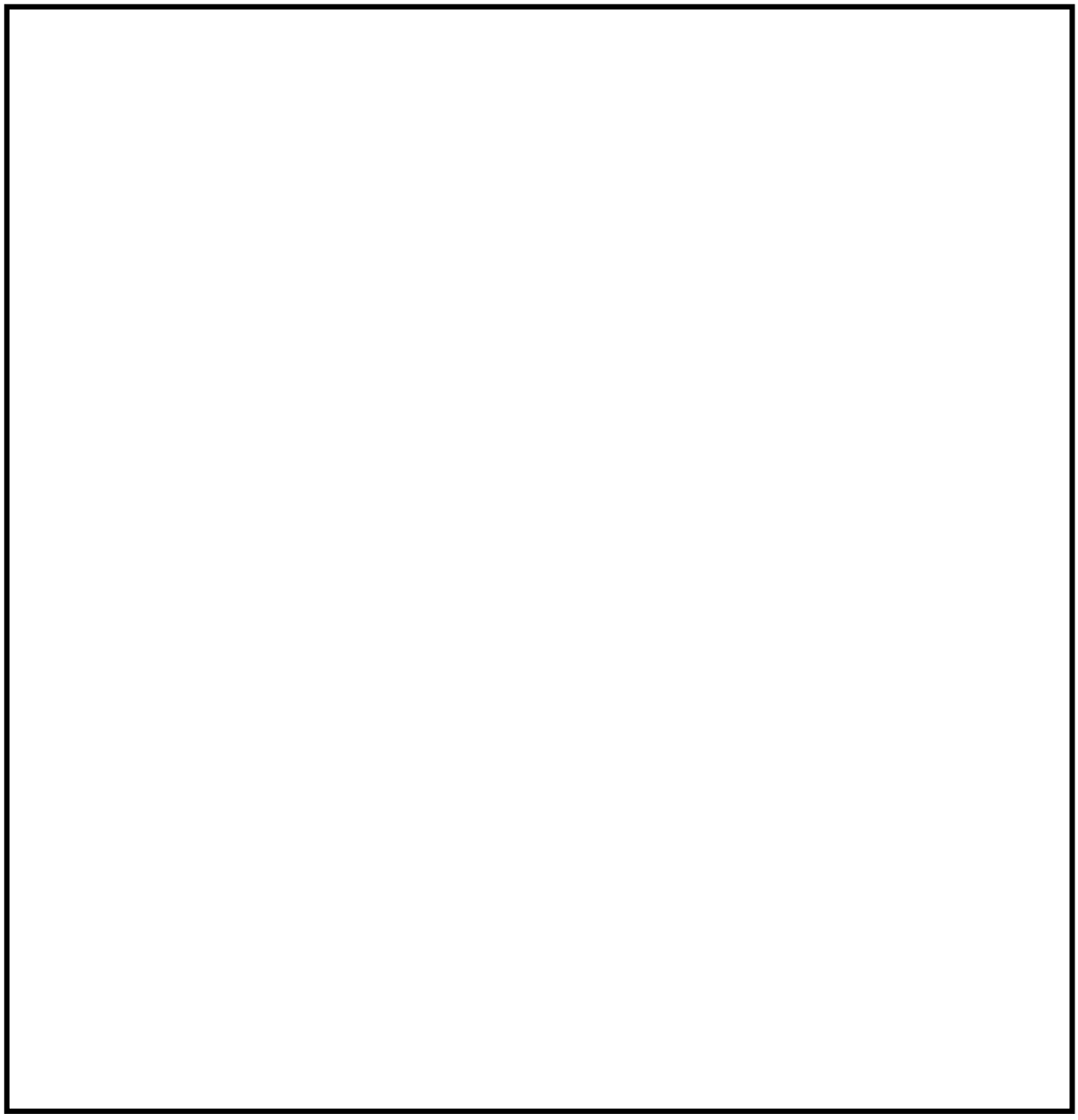
第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備					格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	52－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		52－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		52－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			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）	その他設備	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設置するもの	A
			関連資料		52－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	52－2　単線結線図 52－3　配置図	

52－2　単線結線図

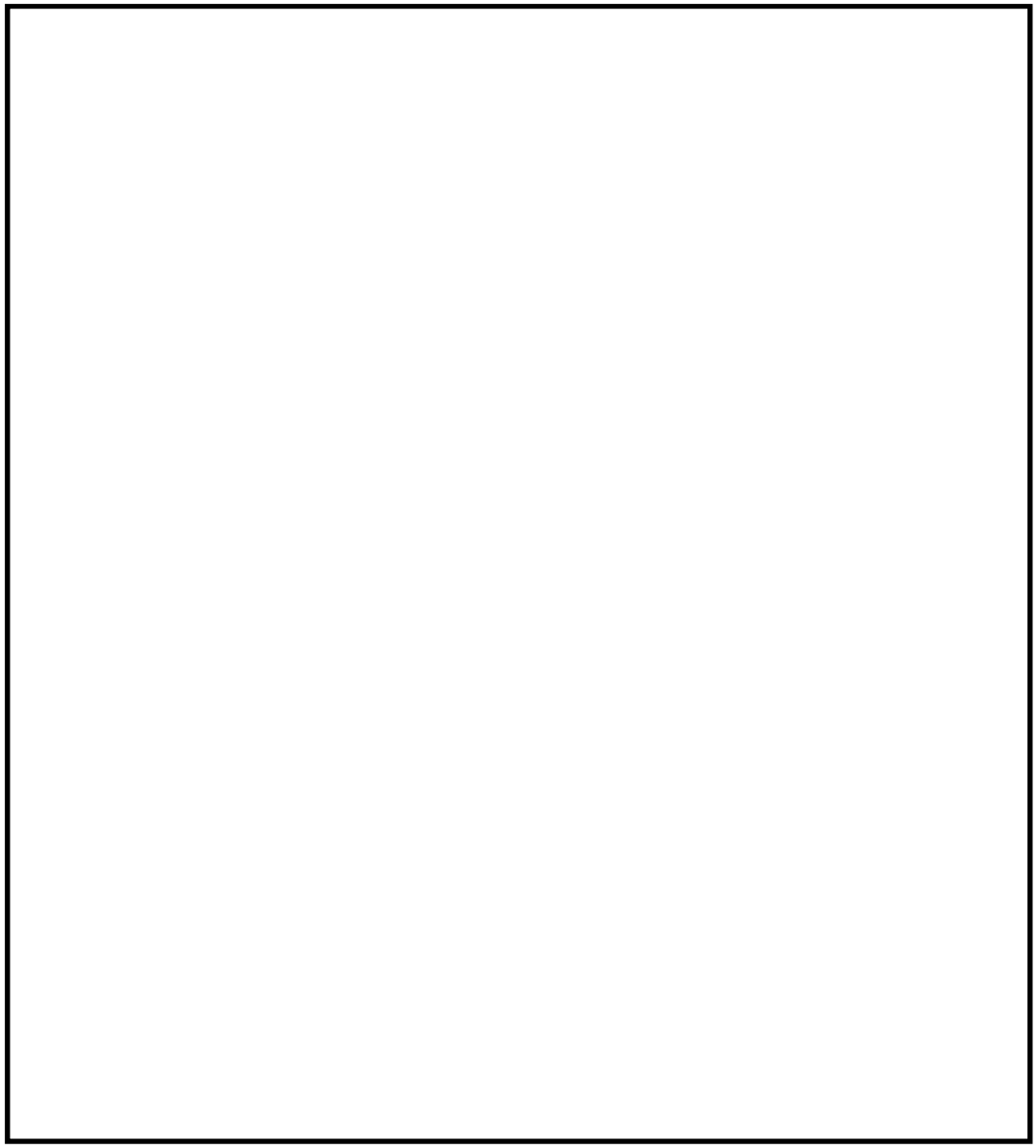


第 52－2－1 図　単線結線図

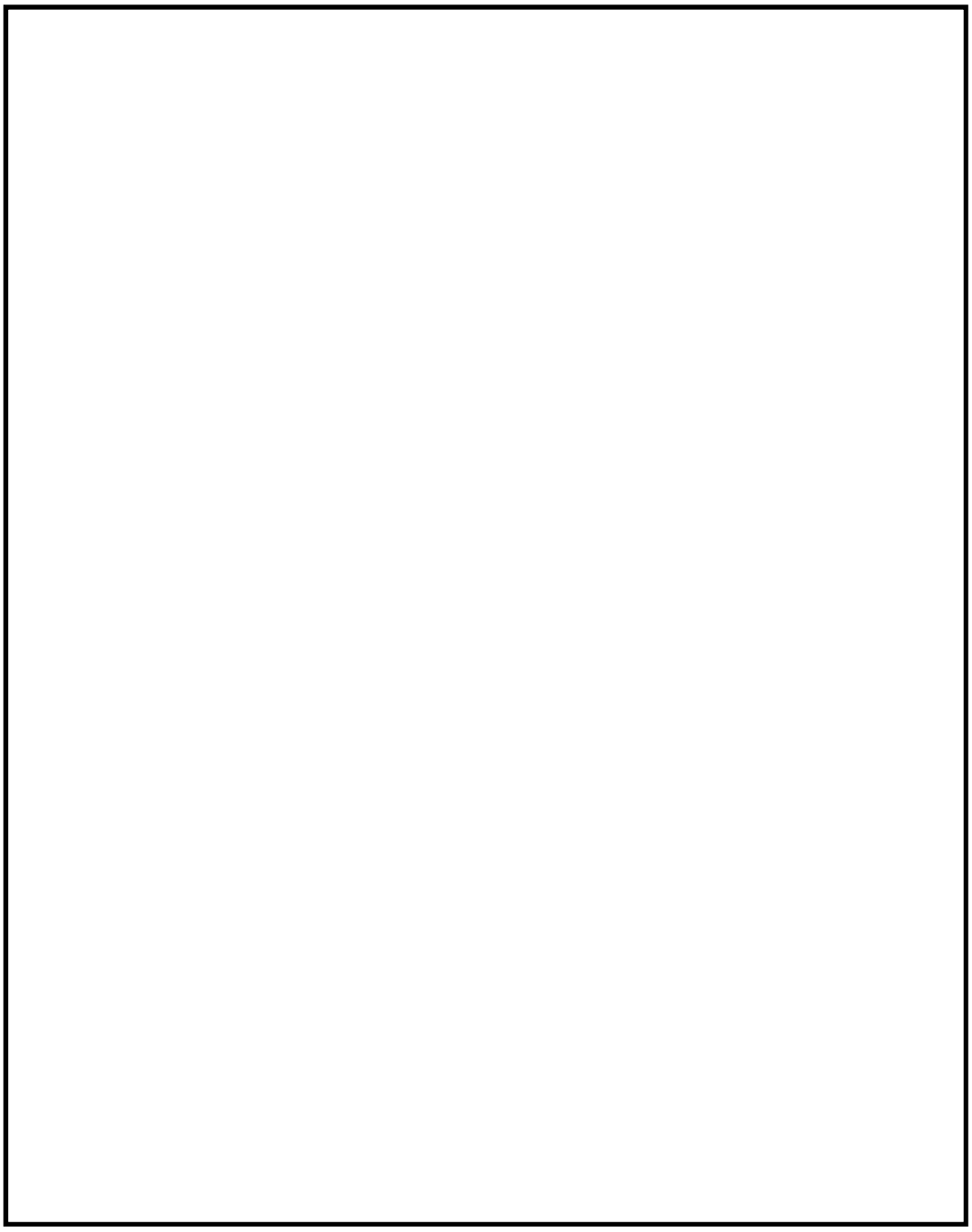
52－3　配置図



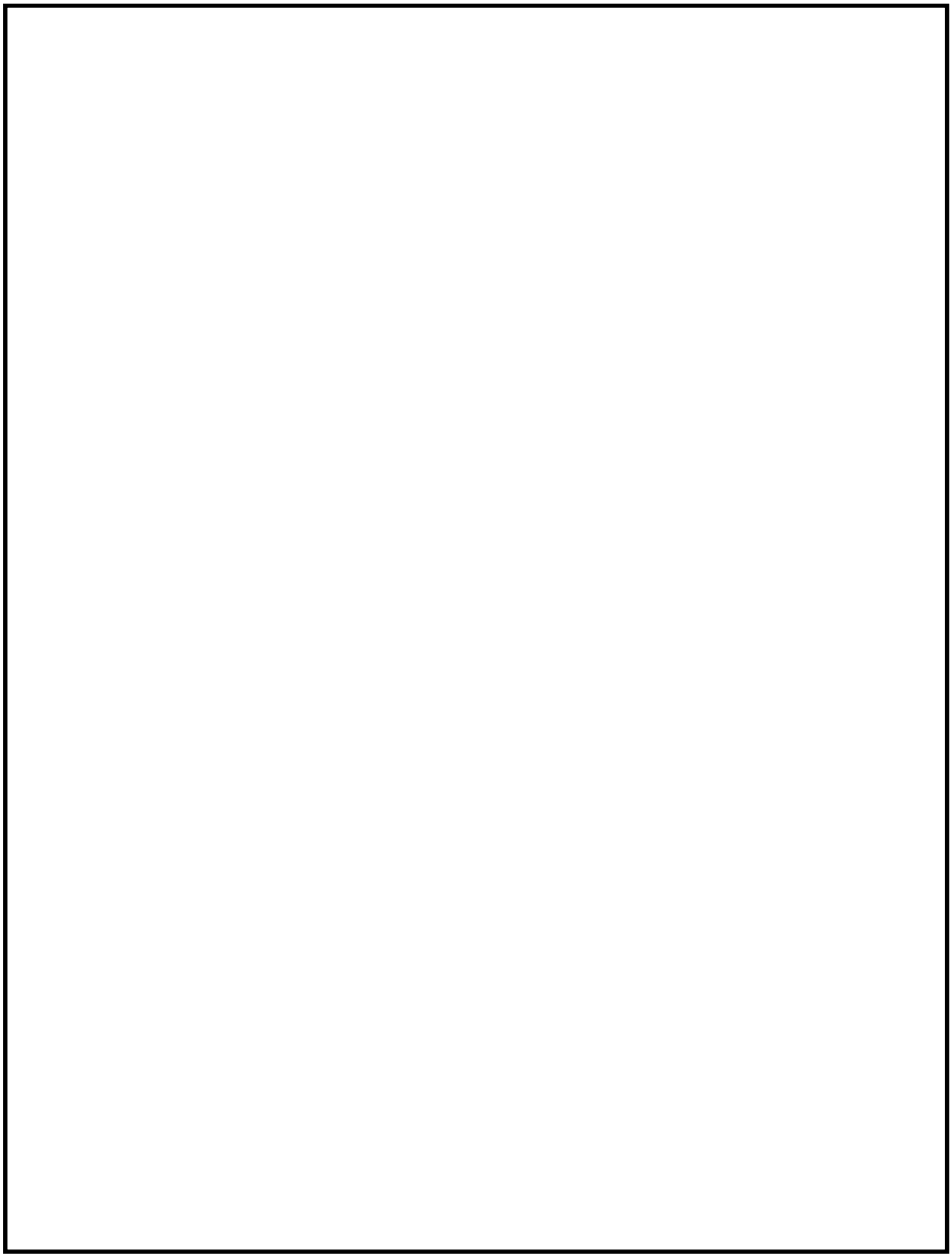
第 52－3－1 図　構内全体配置図



第 52－3－2 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 2 階）

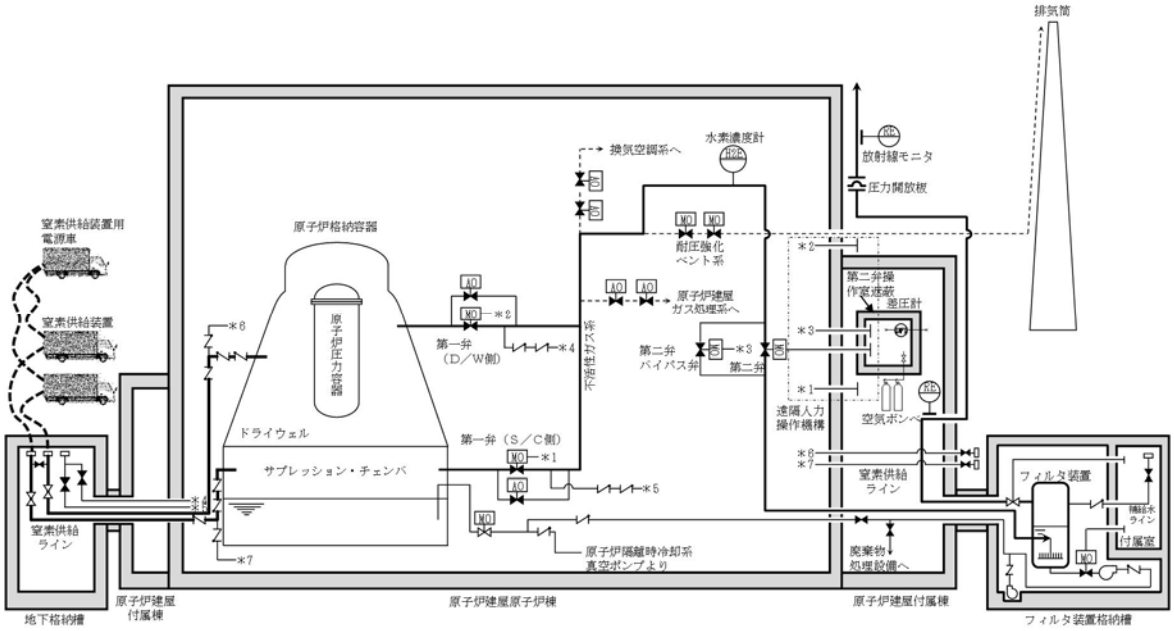


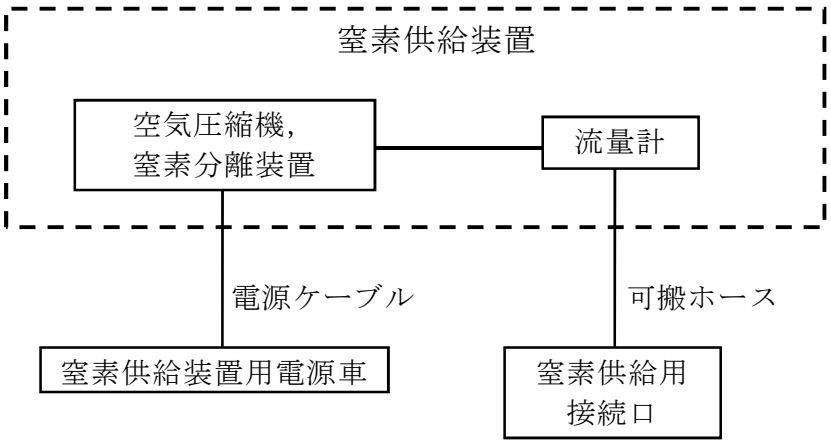
第 52－3－3 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）



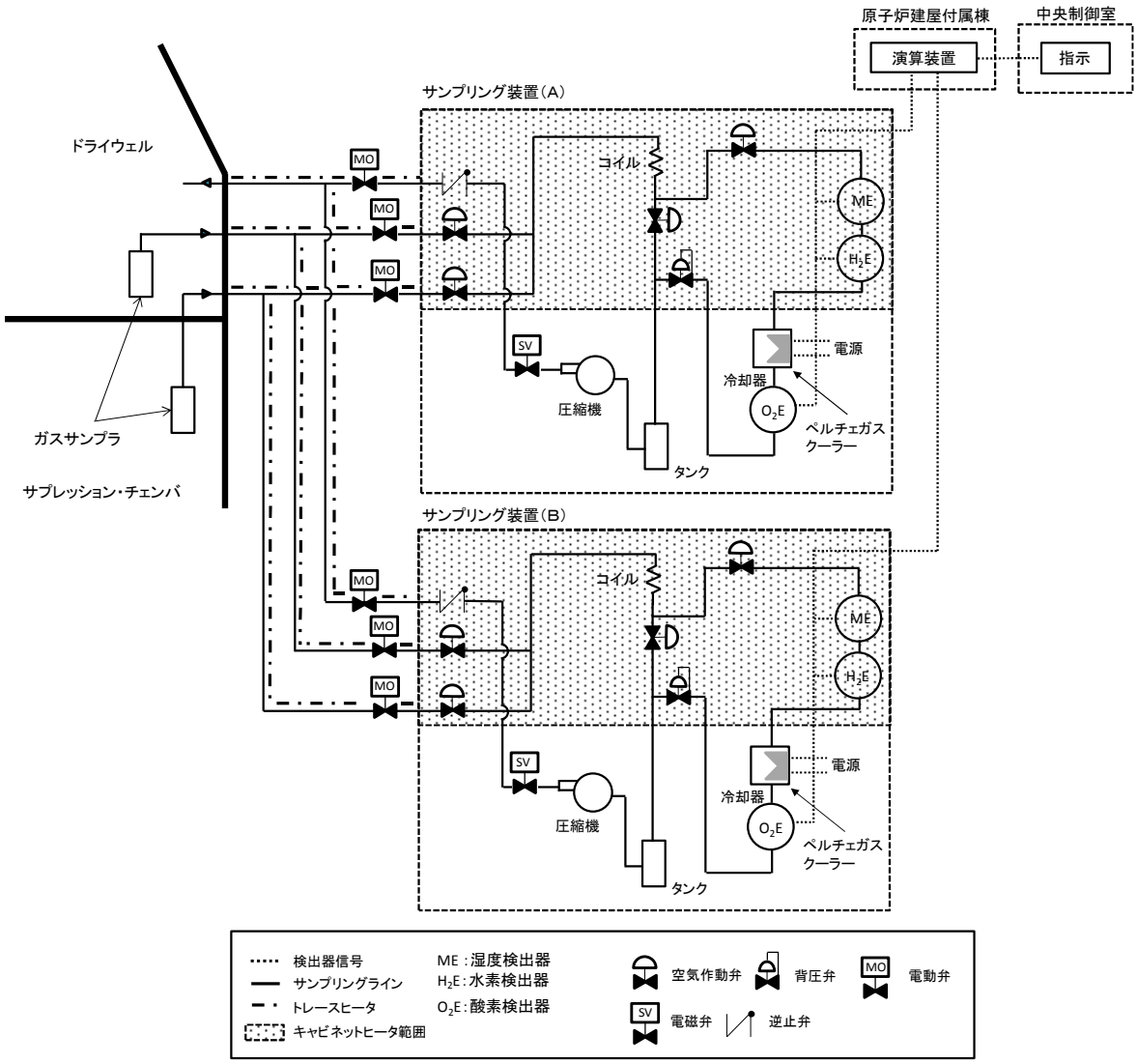
第 52－3－4 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟 3 階（中央制御室））

52－4　系統図





第 52－4－1 図　可搬型窒素供給装置系統概要図

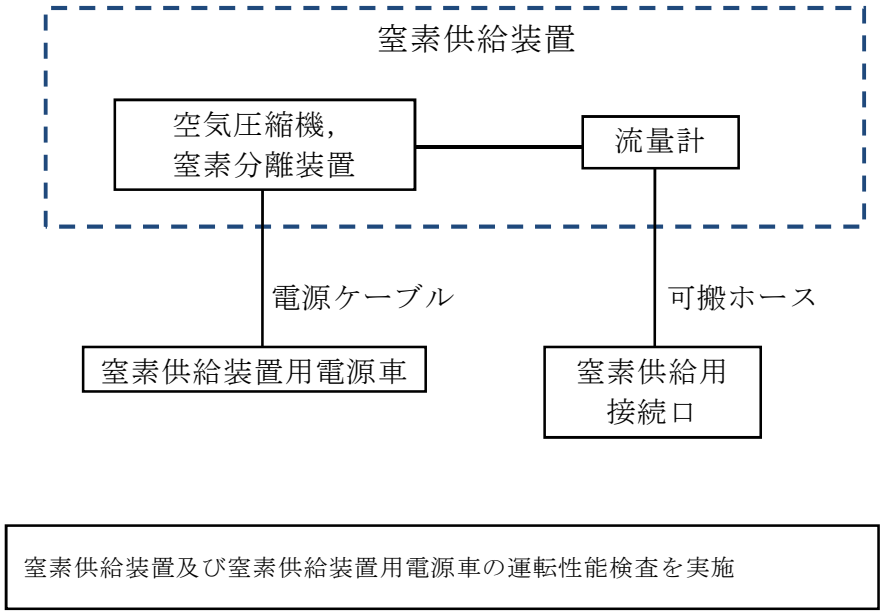


第 52－4－2 図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の系統概要図

52－5　試験検査

第52－5－1表　可搬型窒素供給装置の試験検査

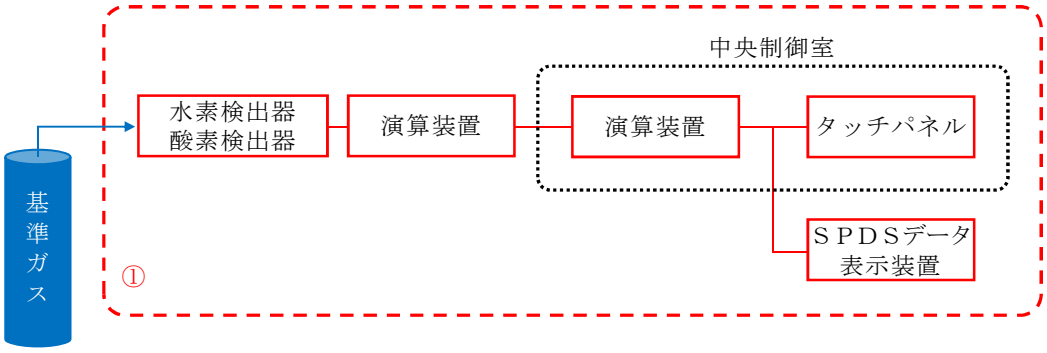
発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車の運転状態確認
停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認
停止中	車両検査	車両の走行確認



第 52－5－1 図　可搬型窒素供給装置の試験検査

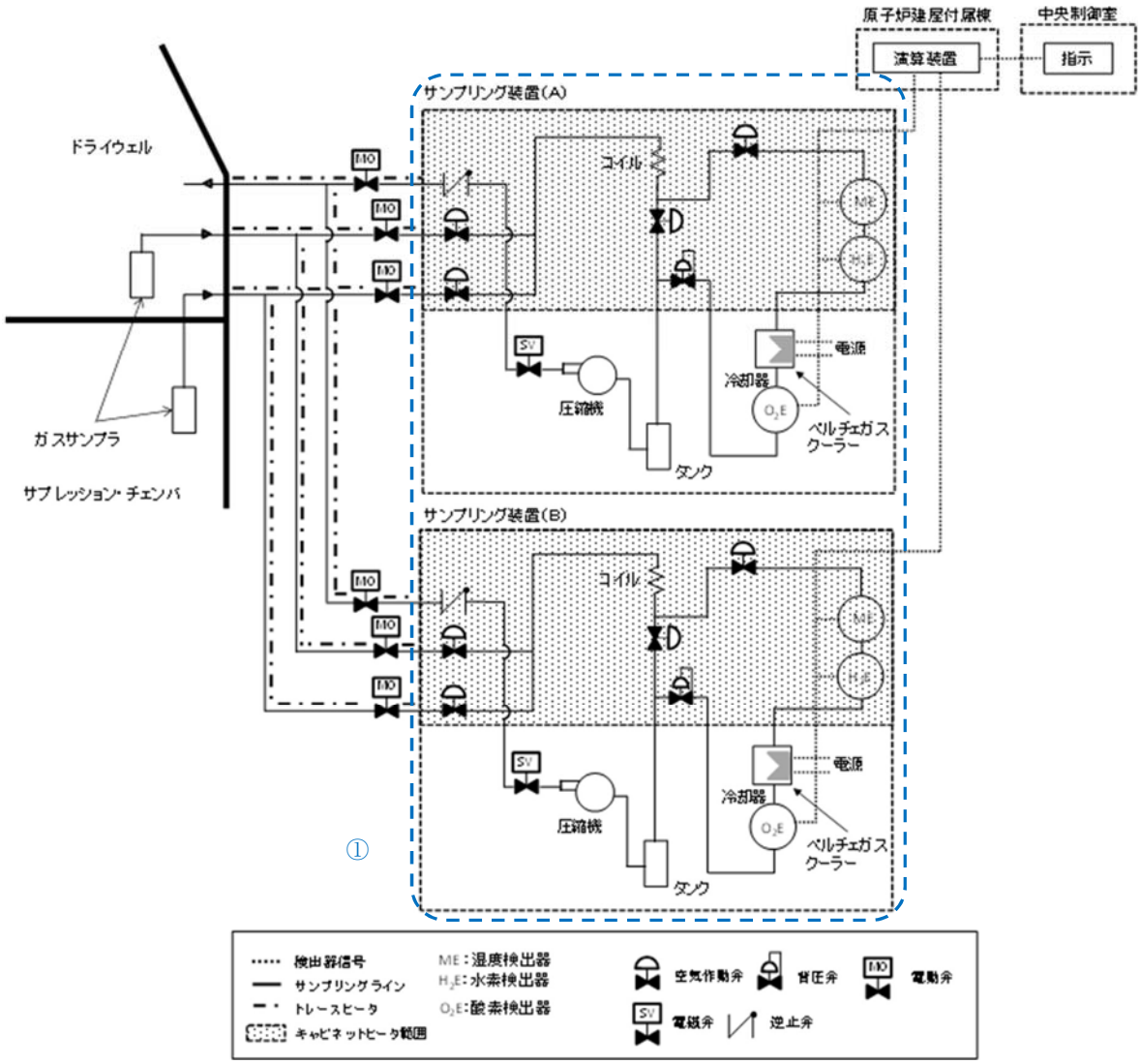
第 52－5－2 表　水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正 運転性能確認，漏えい確認（サンプリング装置）



①基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室のタッチパネル及び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）

第 52－5－2 図　計装設備の試験検査（１／２）



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）

第 52－5－2 図　計装設備の試験検査（２／２）

52－6　容量設定根拠

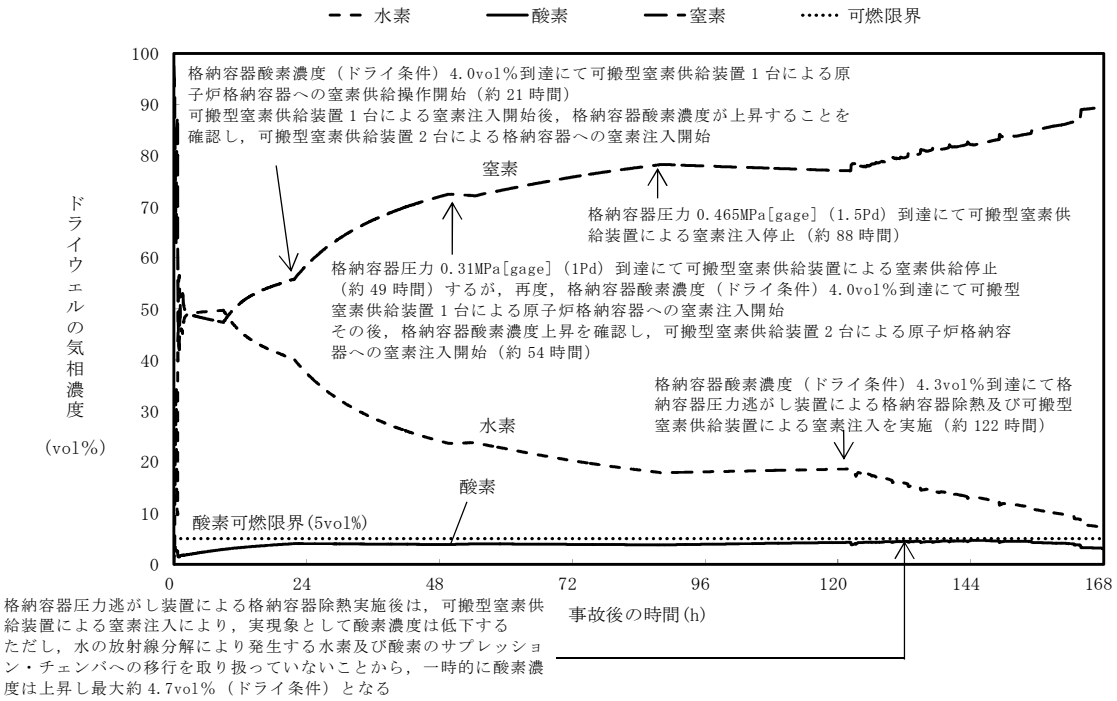
名称		窒素供給装置
容量	Nm^3／h （1台当たり）	約200
窒素純度	vol％	約99.0
窒素供給圧力	MPa［gage］	約0.5

(1) 容量及び窒素純度

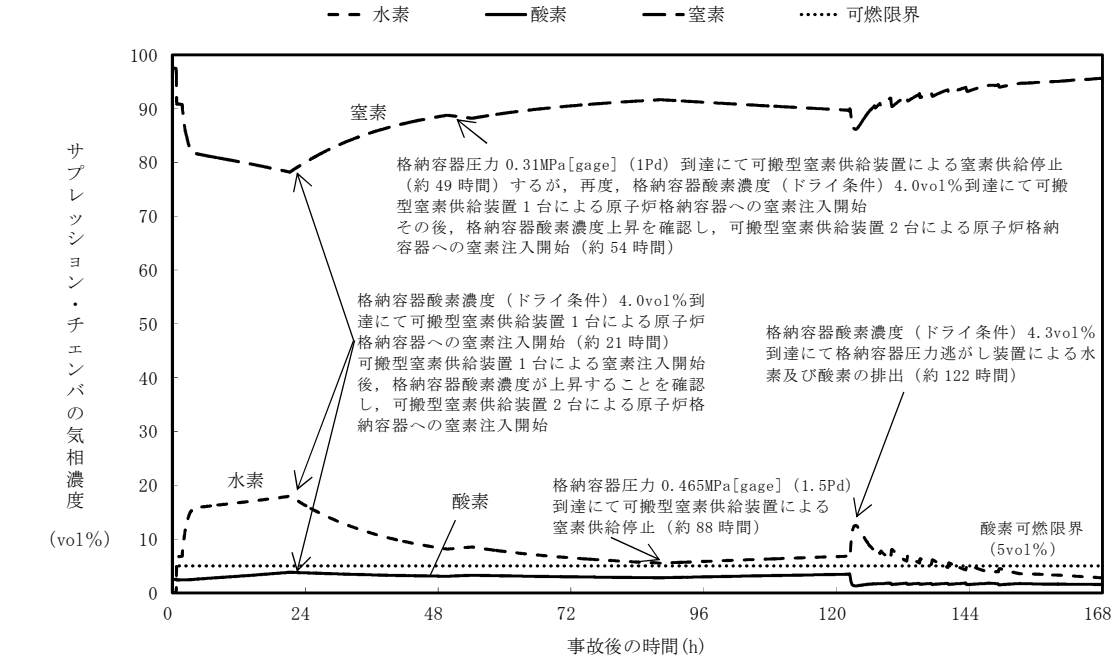
窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし，格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol％に到達した時点で原子炉格納容器への窒素注入を実施することとしている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のドライウェル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第52－6－1図，第52－6－2図に示す。事象発生約21時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が4.0vol％に到達後，原子炉格納容器への窒素注入を最大400Nm^3／hにて実施する。また，事象発生約122時間後にドライウェルの酸素濃度（ドライ条件）が4.3vol％に到達すれば，格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器内の水素及び酸素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時間後の間，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。

窒素供給装置の保有数は，窒素供給量を満足するように1セット2台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1セット2台の合計4台を保管する。



第52－6－1図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」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）

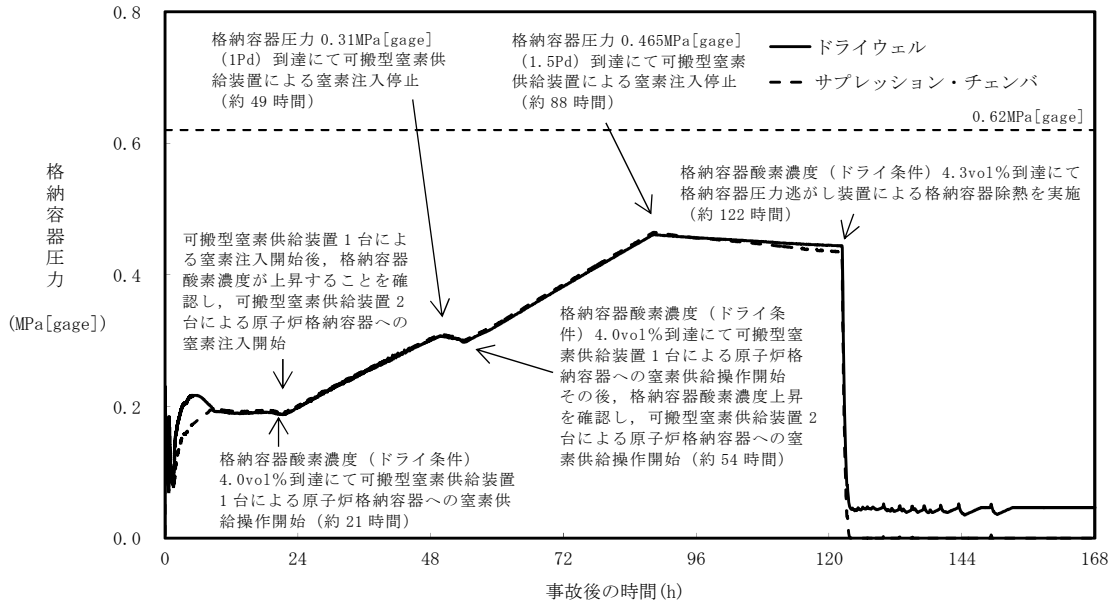


第52－6－2図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は，0.5MPa[gage]の窒素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注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」において，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているG値を採用した場合の格納容器圧力の推移を第52－6－3図に示す。事象発生約21時間後から原子炉格納容器への窒素注入を実施するが，原子炉格納容器への窒素注入は格納容器圧力が 0.465MPa[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。



第52－6－3図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」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格納容器圧力の推移

名称		窒素供給装置用電源車
容量	kVA	約 500

(1)　容量

窒素供給装置用電源車の容量は，可搬型代替低圧電源車と同じ仕様とし，500kVA（力率が 0.8 であるため 400kW）とする。

窒素供給装置用電源車の保有数は，窒素供給装置の駆動用電力が 75kW であり，窒素供給装置用電源車 1 台で窒素供給装置 1 セット 2 台に駆動用電力を供給できることから 1 セット 1 台とし，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 2 台を保管する。

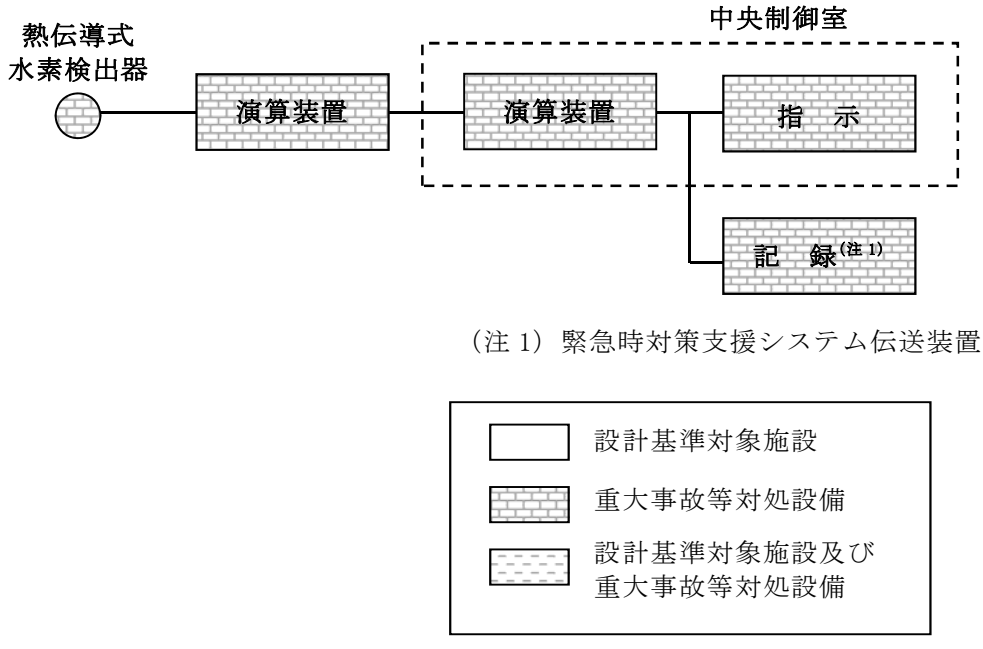
1.　格納容器内水素濃度（ＳＡ）

(1)　設置目的

格納容器内水素濃度（ＳＡ）は，炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として，原子炉格納容器内のガスをサンプリングし，原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により，水素濃度を測定する。

(2)　設備概要

格納容器内水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度（ＳＡ）の検出信号は，熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，格納容器内水素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（第 52－6－4 図「格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



第 52－6－4 図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内水素濃度（ＳＡ）の仕様を第 52－6－1 表に，計測範囲を第 52－6－2 表に示す。

第 52－6－1 表　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	熱伝導式	0～100vol％	2	原子炉建屋 原子炉棟 3 階 原子炉建屋 原子炉棟 2 階

第 52－6－2 表　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態※1 と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol％	－	約 3.3vol％以下※2	－※3	約 56.6vol％以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol％）を計測可能な範囲とする。

※1　プラントの状態の定義は，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，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の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　初期酸素濃度 4.0vol％にて評価した結果。

※3　炉心損傷前の水素濃度については，炉心損傷後に包絡されるため，評価対象外とした。

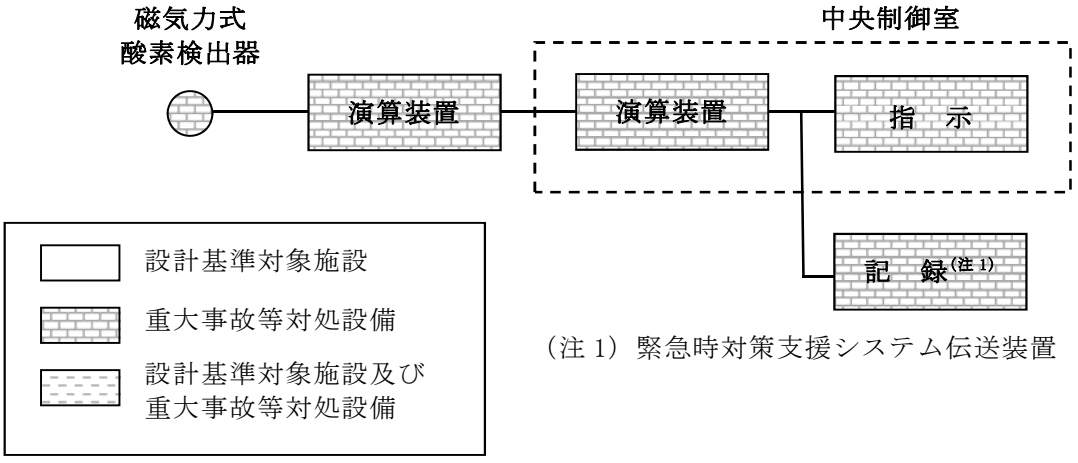
2.　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

(1)　設置目的

炉心の著しい損傷時には，ジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し，原子炉格納容器内の水素濃度は事象初期から 13vol％を大きく上回るため，原子炉格納容器内での水素燃焼及び爆轟を防止する観点からは，酸素濃度を可燃限界濃度である 5vol％未満に管理することが重要である。そのため，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，炉心の著しい損傷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，原子炉格納容器内のガスをサンプリングし，原子炉建屋原子炉棟内に設置する検出器により，酸素濃度を測定する。

(2)　設備概要

格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の検出信号は，磁気力式酸素検出器にて酸素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（第 52－6－5 図「格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 52－6－5 図　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図

(3) 計測範囲

格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の仕様を第 52－6－3 表に，計測範囲を第 52－6－4 表に示す。

第 52－6－3 表　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	磁気力式	0～25vol％	2	原子炉建屋 原子炉棟 3 階 原子炉建屋 原子炉棟 2 階

第 52－6－4 表　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態※1 と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	2.5vol％以下	約 4.4vol％以下※2	2.5vol％以下	約 4.3vol％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（0～4.3vol％）を計測可能な範囲とする。

※1　プラントの状態の定義は，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。

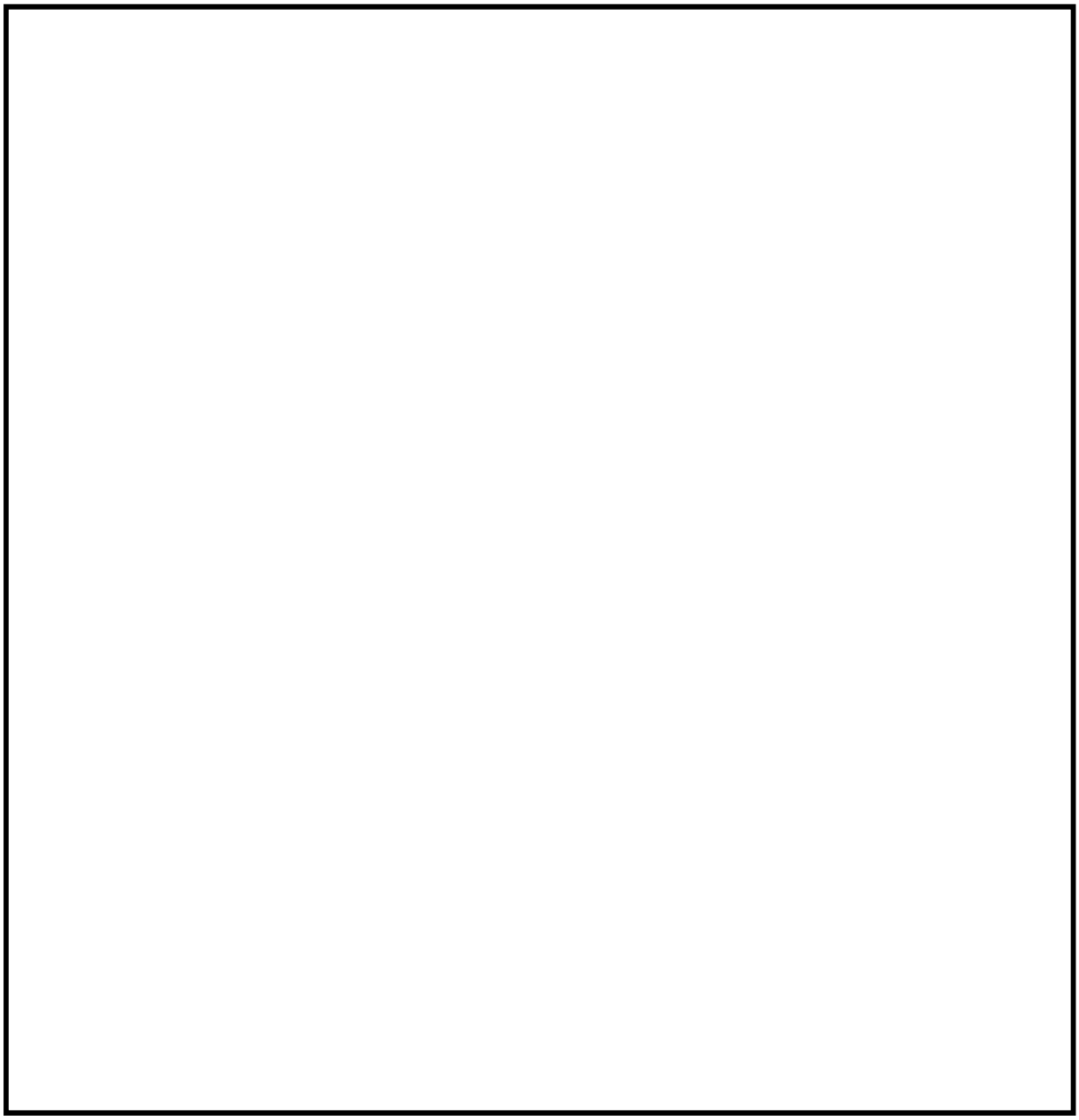
・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。

・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，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

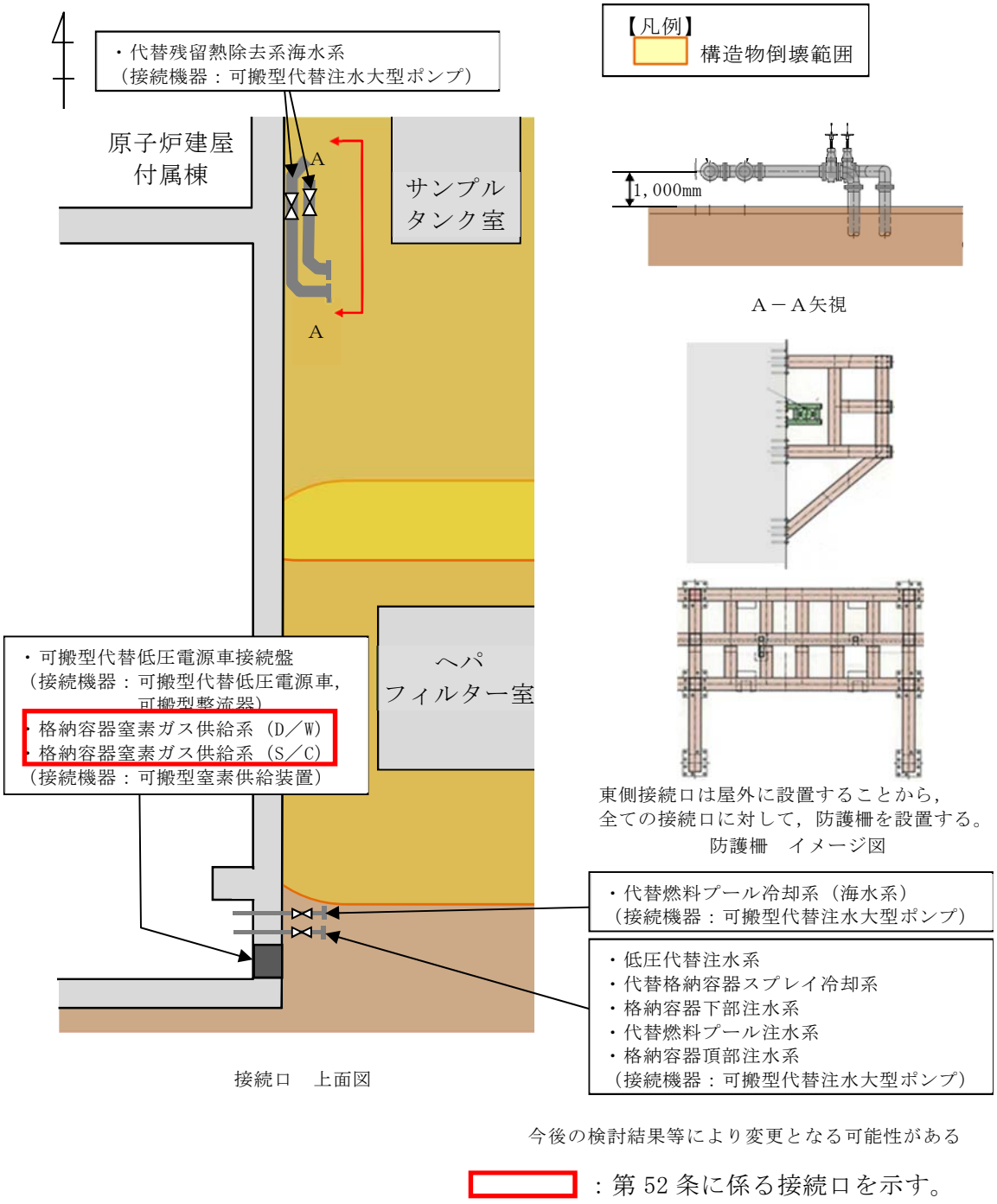
・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

※2　初期酸素濃度 4.0vol％にて評価した結果。

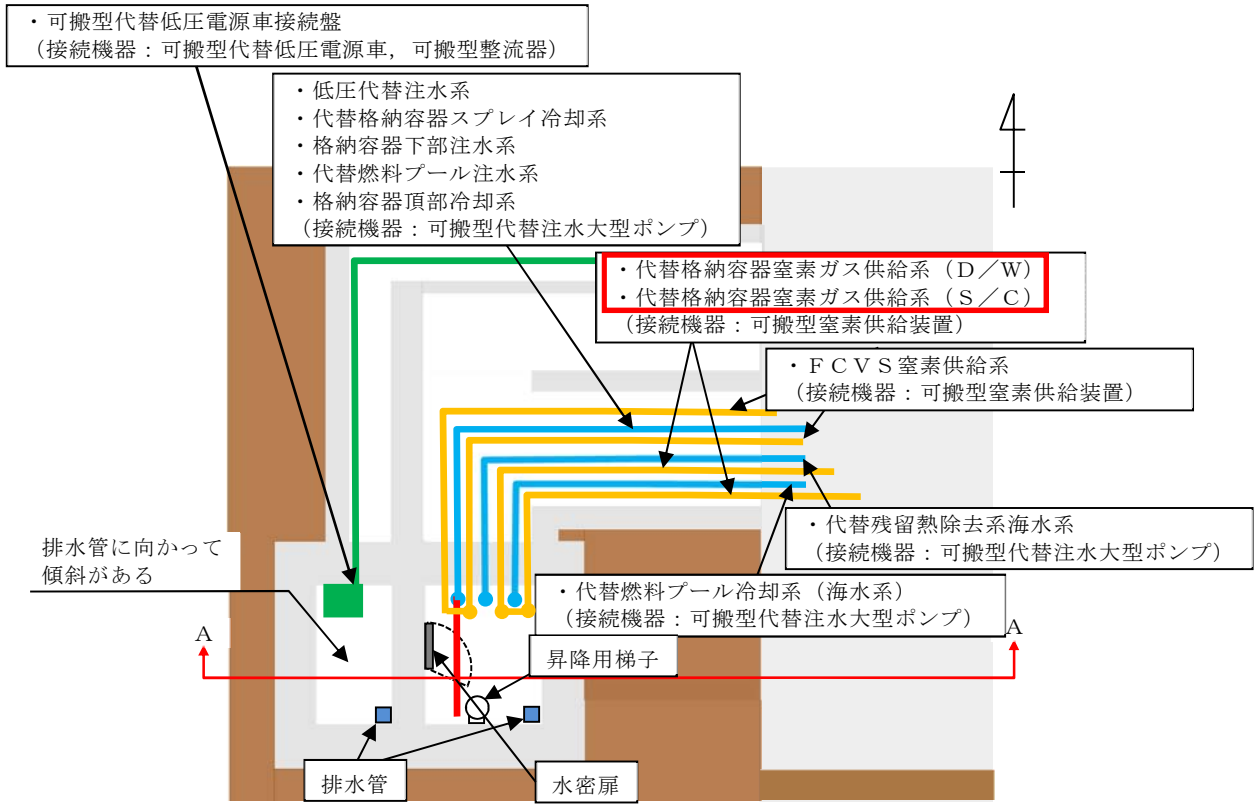
52－7　接続図



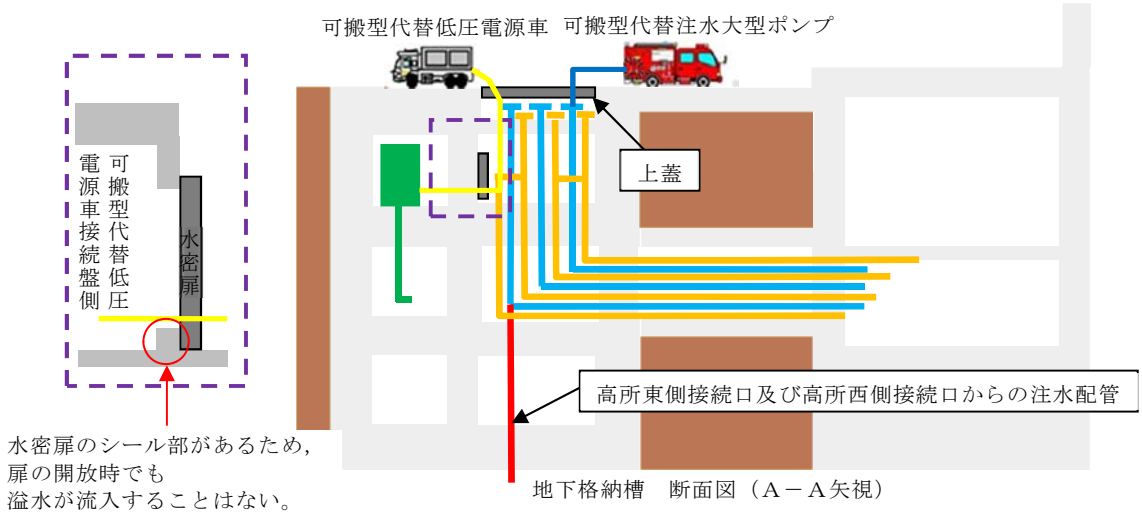
第 52－7－1 図　可搬型窒素供給装置接続図



第52－7－2図　東側接続口の構造図



地下格納槽　上面図



水密扉のシール部があるため，
扉の開放時でも
溢水が流入することはない。

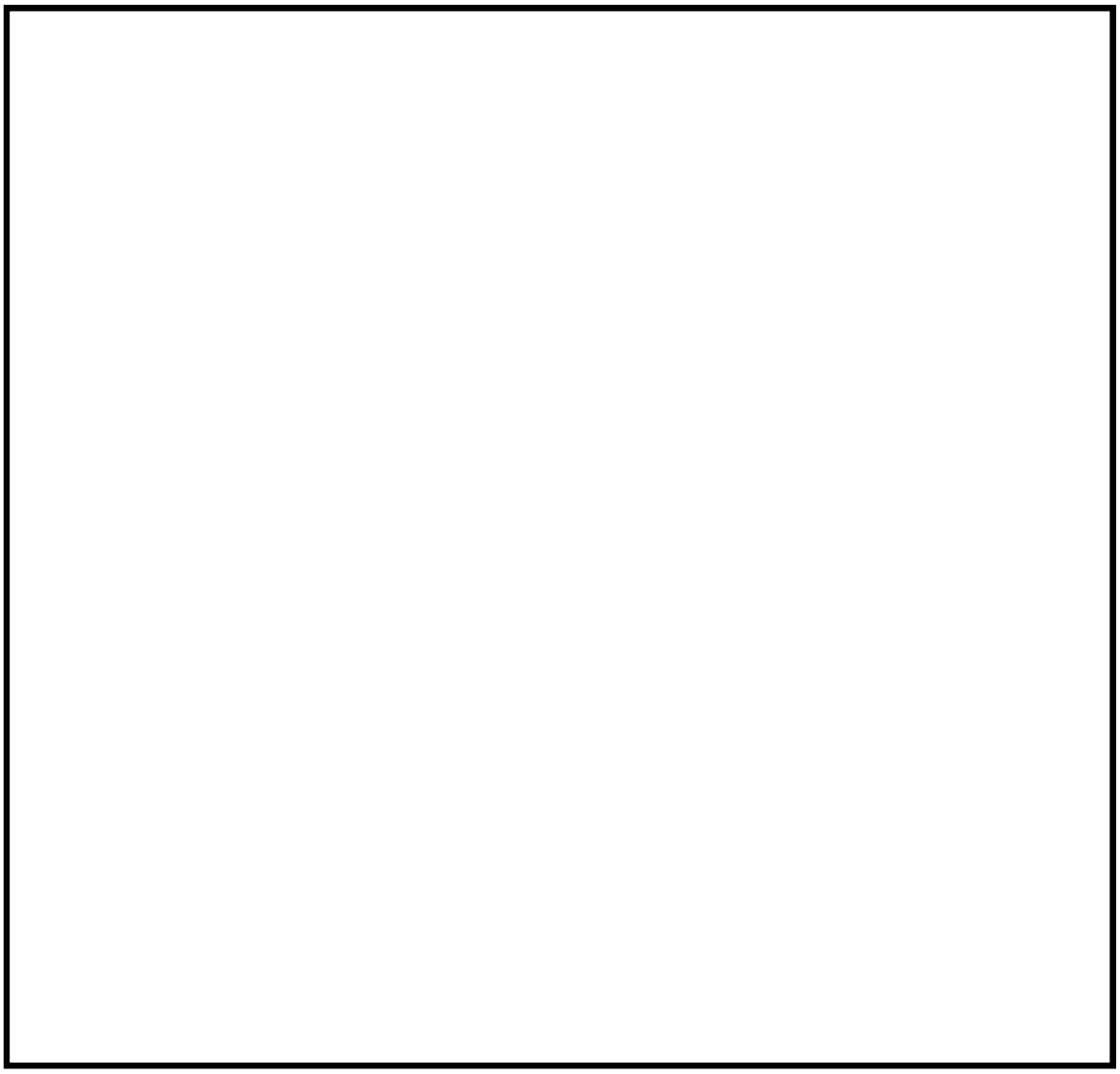
地下格納槽　断面図（Ａ－Ａ矢視）

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

：第 52 条に係る接続口を示す。

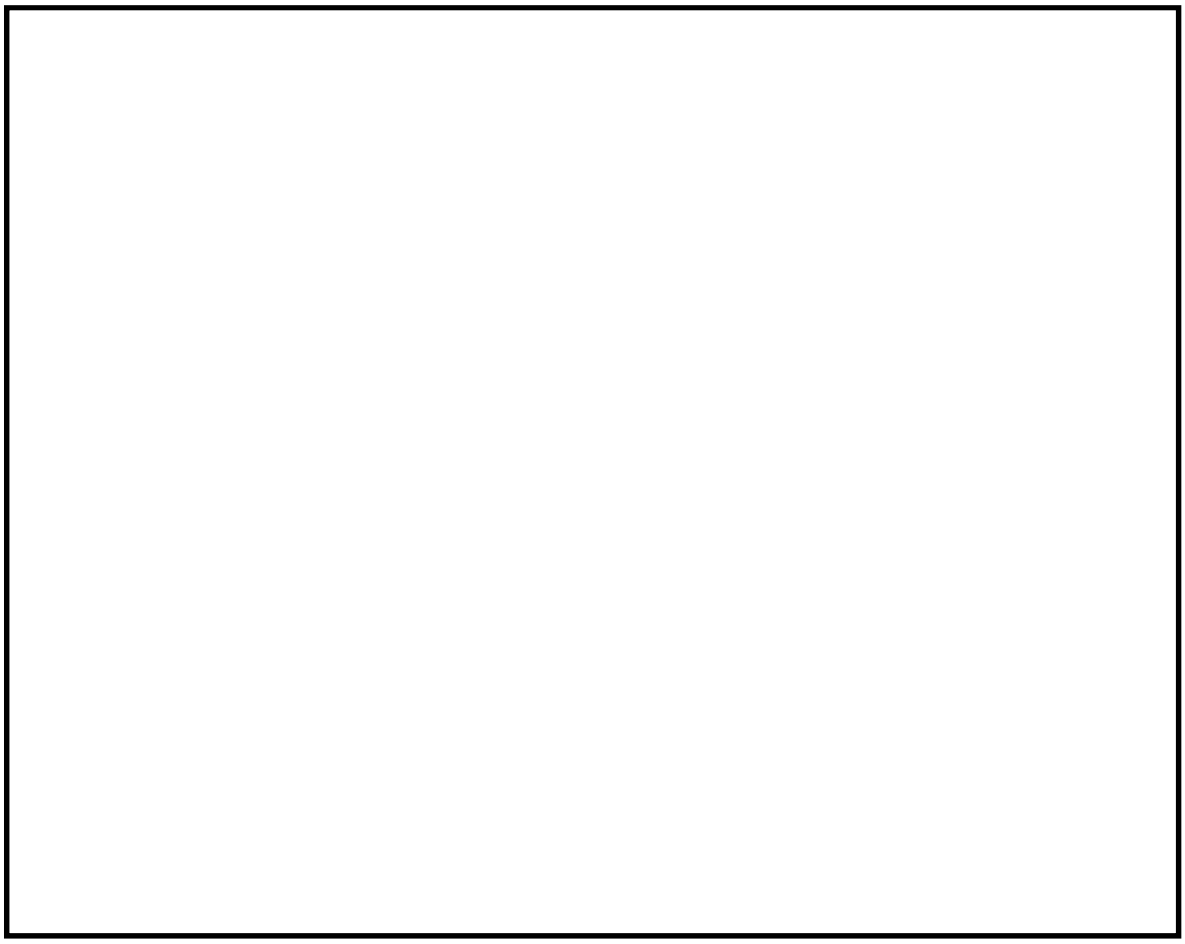
第52－7－3図　西側接続口の構造図

52－8　保管場所図



第 52－8－1 図　保管場所図（位置的分散）

52－9　アクセスルート図



第 52－9－1 図　保管場所及びアクセスルート図

52－10　計装設備の測定原理

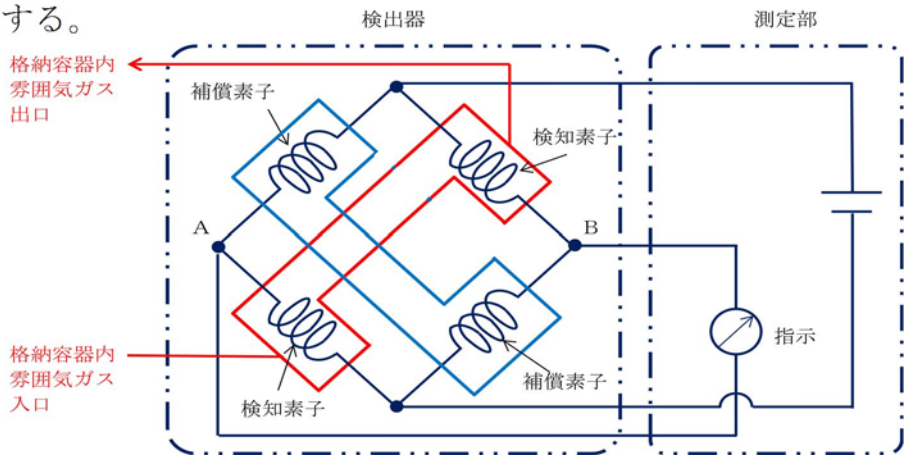
1.　計装設備の測定原理

(1)　格納容器内水素濃度（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内水素濃度（ＳＡ）は，熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は，第52－10－1図に示すとおり，検知素子と補償素子（白金）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，補償素子の部分に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度計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，測定ガスが熱をうばい，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，第52－10－1図のAB間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて，水素濃度を測定する。

なお，格納容器内水素濃度の計測範囲0～100vol％において，計器仕様は最大±1.7vol％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）を監視する。



第52－10－1図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）検出回路の概要図

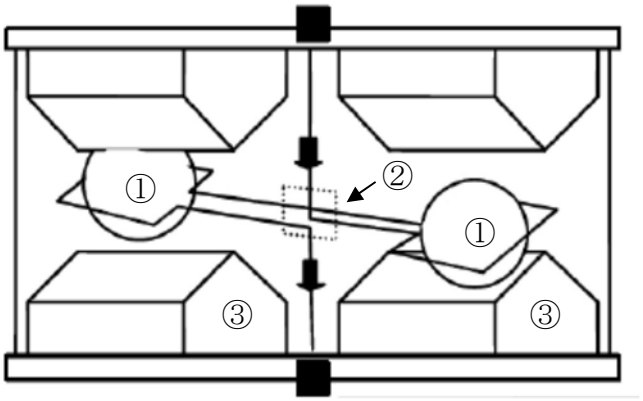
(2)　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

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内酸素濃度（ＳＡ）は，磁気力式のものを用いる。磁気力式の酸素検出器は，第52－10－2図に示すとおり，吊るされた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にて構成されている。

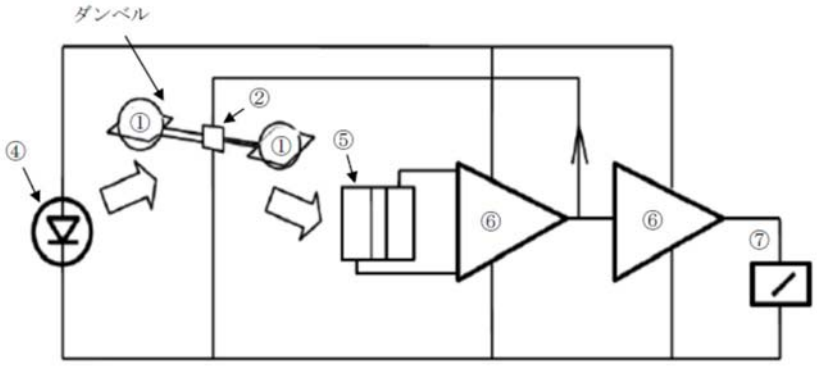
ガラス管内は，磁極片により不均一な磁場が形成されており，そこに強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと，磁場に引き寄せられ，吊るされた2つの球体は遠ざかり，回転運動が生じる。これにより，ＬＥＤからの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで，受光素子に当たる光量が変化し，電圧が生じる。その後増幅器からこの変化に一致する電流が生じ，ダンベル上のワイヤを通して発生する磁界がダンベルを元の位置に戻すよう作用する。この反力を生む電流が酸素濃度の変化に比例する原理を用いて，酸素濃度を測定する。

なお，格納容器内酸素濃度の計測範囲0～25vol％において，計器仕様は最大±0.6vol％の誤差を生じる可能性があるが，この誤差を考慮して格納容器ベントの実施判断基準を設定している。

格納容器内雰囲気ガス入口



格納容器内雰囲気ガス出口



【凡例】

①球体	④LED	⑦指示部
②鏡	⑤受光素子	
③磁極片	⑥増幅器	

第 52－10－2 図　酸素検出器

2.　サンプリング装置について

(1)　測定ガス条件の水素及び酸素濃度測定精度への影響評価

水素及び酸素濃度の測定においては，以下のサンプリング装置を用いて測定を行う。

これにより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する。

ａ．ガスサンプラ

ガスサンプラは測定ガスの吸入口であり，原子炉格納容器内に置かれ，サンプリング配管を介してサンプリング装置へとつながる。測定ガスを吸入する際には，ガスサンプラ内部のスロットルによって圧力を下げることで，ガス圧縮によるサンプリング配管下流での蒸気凝縮を防止する。

ｂ．サンプリング配管用トレースヒータ

サンプリング配管用トレースヒータは，原子炉格納容器外からサンプリング装置までのサンプリング配管にトレースヒータを敷設する。サンプリング配管の温度を当該ヒータにより制御し，蒸気凝縮を防止する。

ｃ．サンプリング装置

サンプリング装置は，水素濃度検出器，酸素濃度検出器，湿度検出器，キャビネットヒータ，冷却器（ペルチェガスクーラ）等から構成される。

水素濃度の測定においては，測定ガスの蒸気凝縮を防止するため，測定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，水素濃度を測定する。

また，酸素濃度の測定では，水素濃度及び湿度測定後の測定ガスを冷却器（ペルチェガスクーラ）により一定温度に冷却し，蒸気凝縮後の酸素濃度を測定し，その濃度に湿度測定の数値を用いて湿度補正を行うことで，酸素濃度を測定する。

3. サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟の可能性について

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。

・重大事故等発生時の水素濃度はドライ条件において 13vol％を大きく上回るが，酸素濃度はドライ条件において可燃限界濃度である 5vol％に到達しない。このため，サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟は生じない。

4.　サンプリング装置からの水素漏えい防止対策

サンプリング装置を用いた格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）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，外部に対して閉じた系とし，系外への漏えいが発生しないよう第52－10－1表に示すとおりの漏えい防止対策を行う。

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。

第52－10－1表　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，真空タンク	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漏えいしない設計とする。配管及び弁は食い込み継手を使用し，漏えい防止対策を行う。
2	冷却器	配管接続部は，食い込み継手を使用し，漏えい防止対策を行う。食い込み継手を含む冷却器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
3	圧縮機	配管接続部はねじ込みシール構造であること，圧縮機接ガス部は二重ダイヤフラム構造とすることで，漏えい防止対策を行う。シール構造及び圧縮機接ガス部は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
4	水素及び酸素濃度検出器	配管接続部はいずれもシール構造とし，漏えい防止対策を行う。シール構造を含む当該検出器は，重大事故等時のサンプリング装置内で想定される温度，圧力を包絡した設計とする。
5	サンプリング装置	サンプリング装置内は圧縮機により大気圧以下に減圧することで，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を十分に低くする。サンプリング装置は重大事故等時に原子炉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，圧力を包絡した設計とする。

5.　サンプリング装置の計測周期について

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キャビネットヒータに入る。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。

サンプリング装置は，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 分で実行されるよう設計する。

52－11　水素及び酸素発生時の対応について

1.　水素及び酸素発生時の対応について

(1)　想定水素・酸素発生量

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ない評価事故シーケンスとしては，「大破断ＬＯＣＡ＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を抽出している。この事故シーケンスは，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シーケンスと同じである。

また，水素濃度の測定範囲としては，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」のうち，代替循環冷却系を使用しない場合においては，格納容器圧力逃がし装置に期待することで，原子炉格納容器内の水素及び酸素を含む非凝縮性ガスが排出され，ほぼ水蒸気で満たされた状態となることから，水素濃度及び酸素濃度上昇の観点で厳しい代替循環冷却系を使用する場合における水素及び酸素濃度の変動範囲を監視できることが，重大事故等時の水素及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

ｂ．重大事故等時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合)」における原子炉格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第 52－11－1 図及び第 52－11－2 図に示す。格納容器内水素濃度は，事象発生直後からジルコニウム－水反応により大量の水素が発生し，可燃限界濃度である 4vol％を大きく上回る。その後，水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度

が上昇する。事象発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol％に到達することから原子炉格納容器への窒素注入を実施することで，原子炉格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 164 時間後に格納容器圧力が 0.31MPa[gage]に到達し，原子炉格納容器への窒素注入を停止するが，事象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5vol％を超えることはなく，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。

また，168 時間以降に水の放射線分解によって発生する酸素によって酸素濃度が再び上昇し，ドライ条件において 4.3vol％に到達した場合には，原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点で，格納容器ベントを実施するため，原子炉格納容器内で可燃限界に到達することはなく，原子炉格納容器内での水素燃焼は生じない。

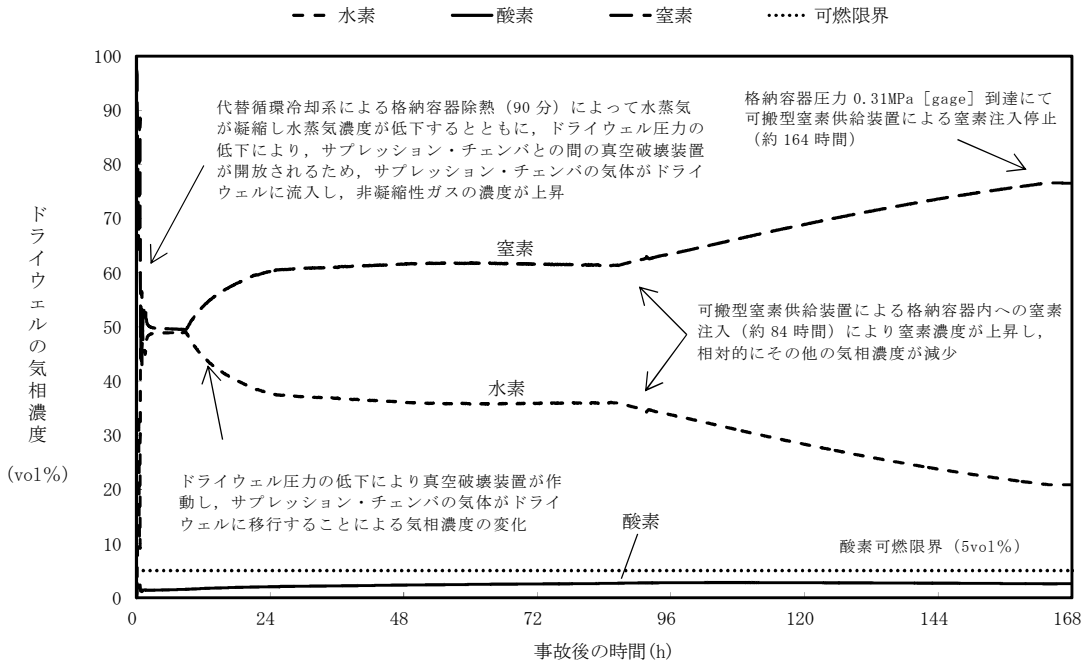
ｃ．重大事故等時の水素及び酸素濃度の監視

東海第二発電所では，重大事故等時の原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」においては，常設代替高圧電源装置による給電及び格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の起動を事故発生後 3 時間以内に実施可能であり，3 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに原子炉格納容器内での酸素濃度は 5vol％を超えることはない。

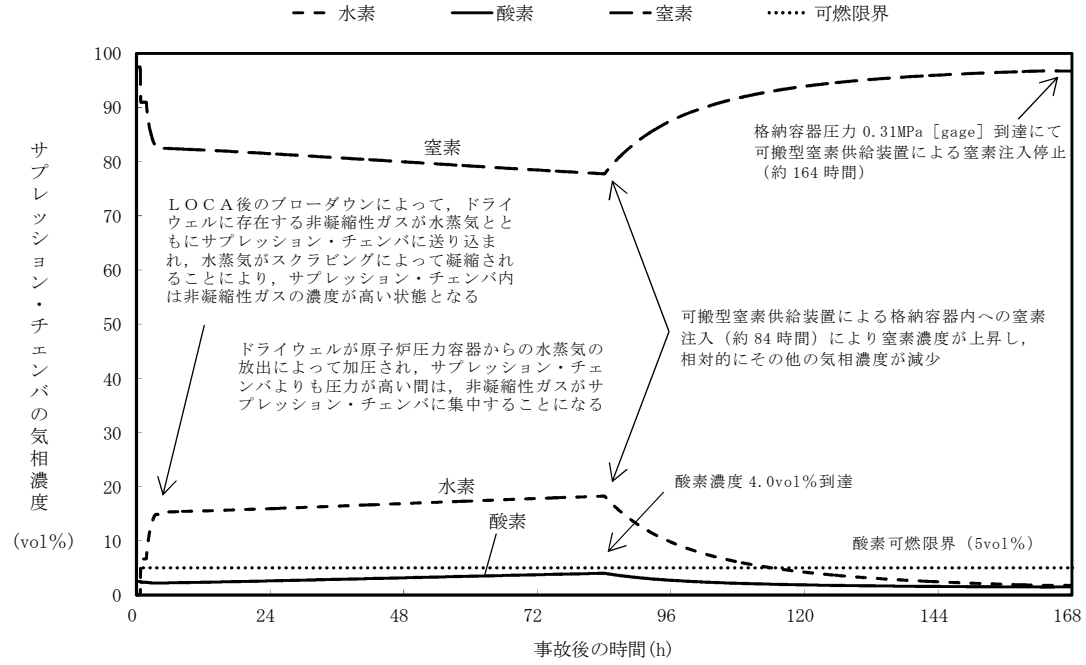
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価で使用しているＧ値（沸騰状態：$G(H_2)=0.4$，$G(O_2)=0.2$，非沸騰状態：G(H

$_2$)＝0.25，G(O_2)＝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格納容器ベント基準である 4.3vol％（ドライ条件）に到達するのは，事象発生から約 122 時間後である（第 52－11－3 図及び第 52－11－4 図参照)。これより，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生後 3 時間までに，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度（約 5vol％）に到達することはない。

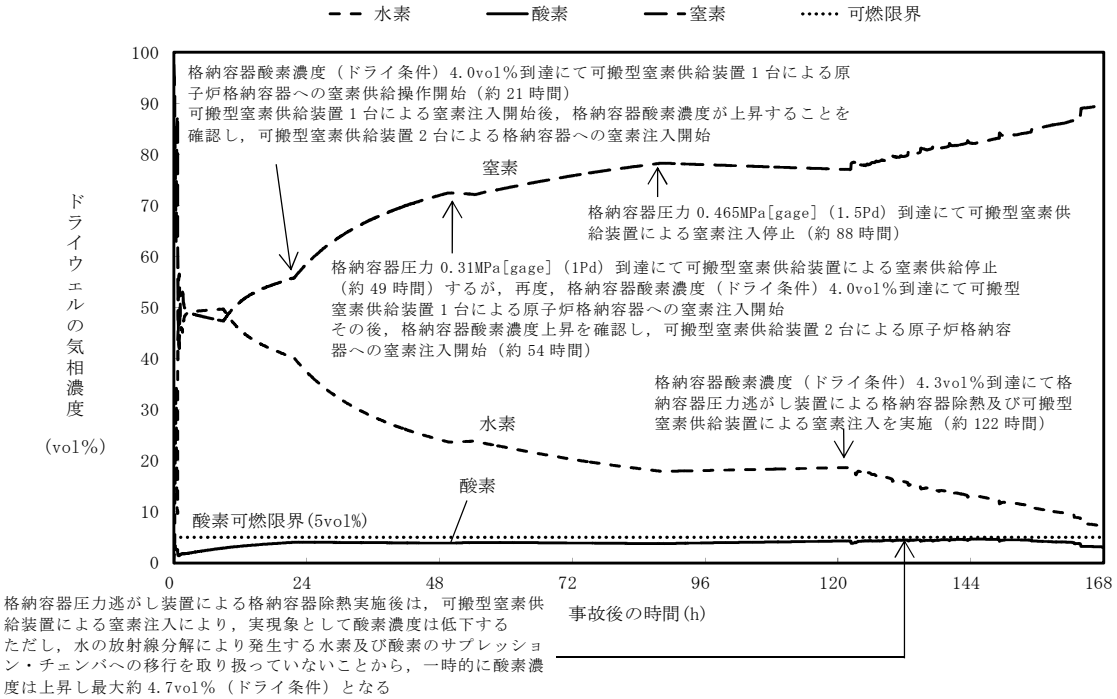
さらに，原子炉格納容器内の酸素濃度が 4.3vol％（ドライ条件）に到達した場合，原子炉格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより，発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されるため，原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol％）に到達することはない。



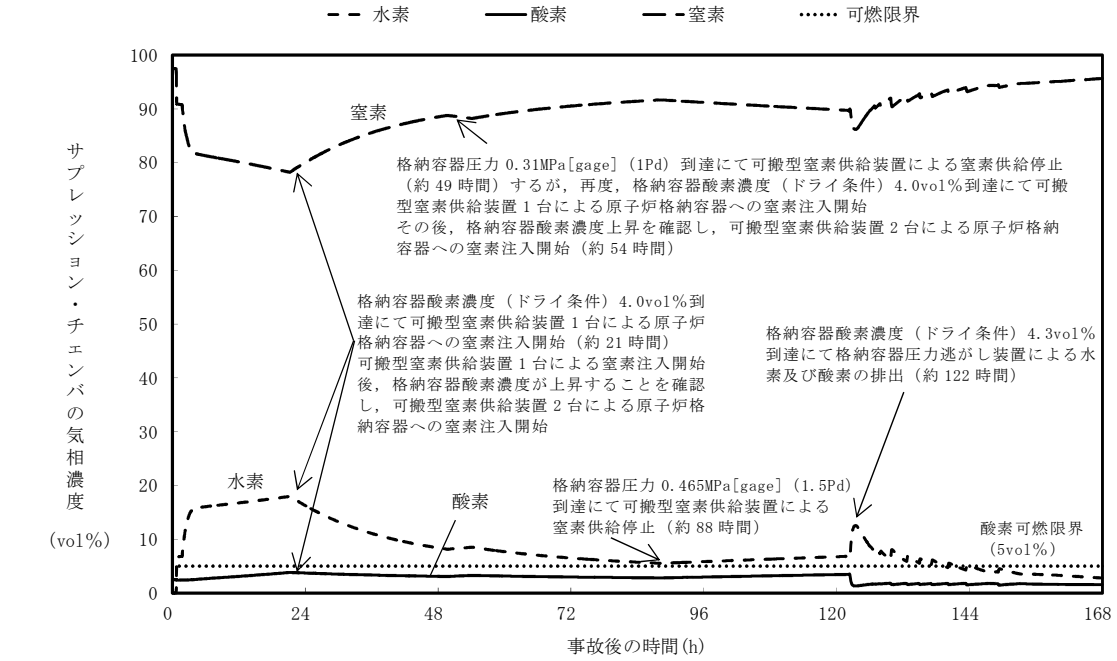
第 52－11－1 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 52－11－2 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第52－11－3図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」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）



第52－11－4図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」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）

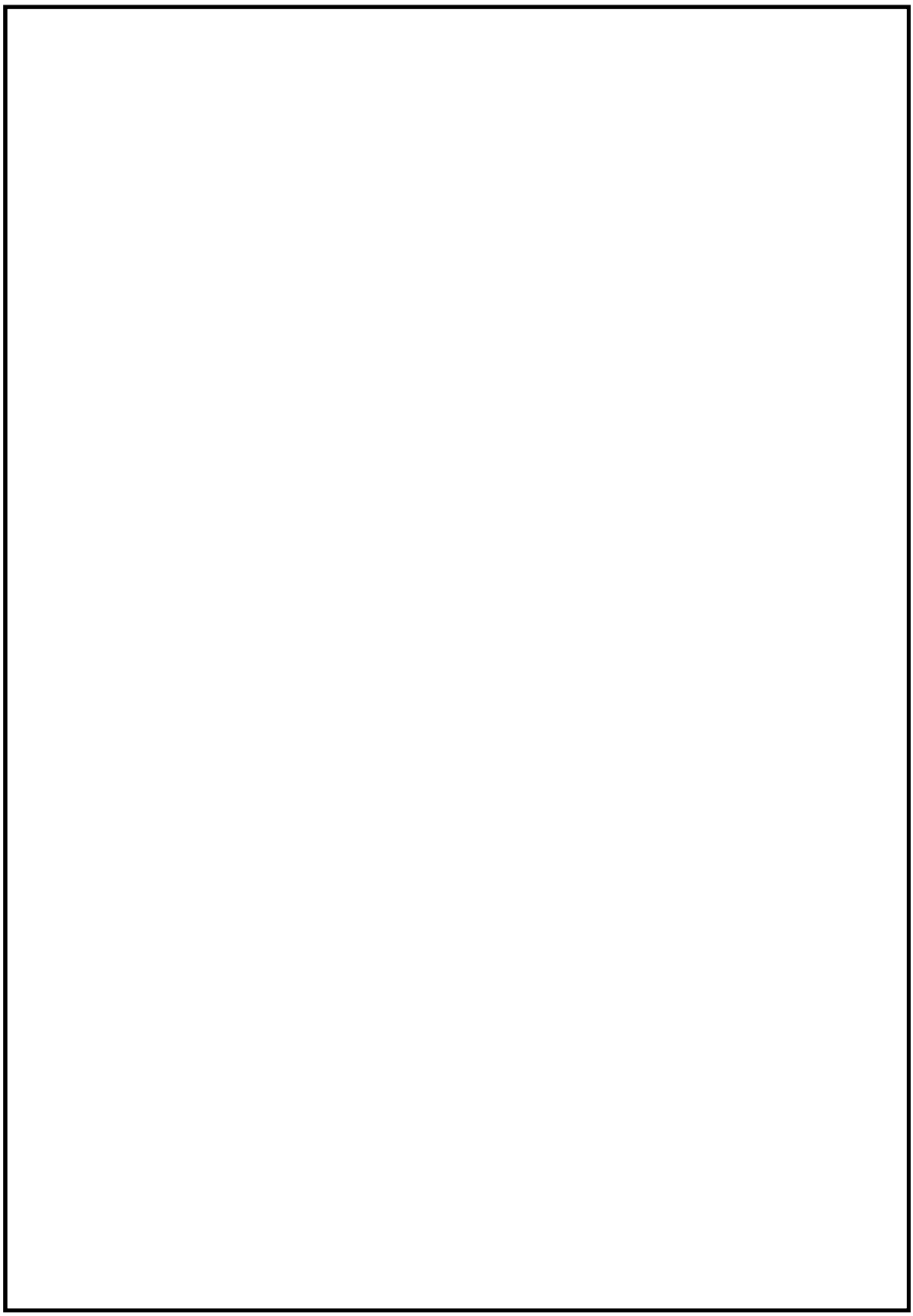
(2)　水素・酸素の計測範囲

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における最大水素濃度は約 56.6vol％，最大酸素濃度は約 4.0vol％であり，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値による評価においても，最大酸素濃度は可燃限界の 5.0vol％未満に維持できる。第 52－11－1 表に示す原子炉格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包絡した設計としている。

第 52－11－1 表　格納容器内水素濃度（ＳＡ）及び格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol％
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％

52－12　ＳＡバウンダリ系統図（参考図）



53－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					静的触媒式水素再結合器	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水は通水しない	対象外
				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）	—
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	—
				関連資料	53－3 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）		その他	M
			関連資料		53－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		—	
		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)	その他設備	対象外
				関連資料	53－4 系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	—	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					静的触媒式水素再結合器動作監視装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	—
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	53－3 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		53－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			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）	その他設備	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		53－3 配置図 53－6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共有しない設備	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	—	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					原子炉建屋水素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	—
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
				関連資料	53－3 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		53－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			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)	その他設備	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		53－3 配置図 53－6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共有しない設備	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	—	

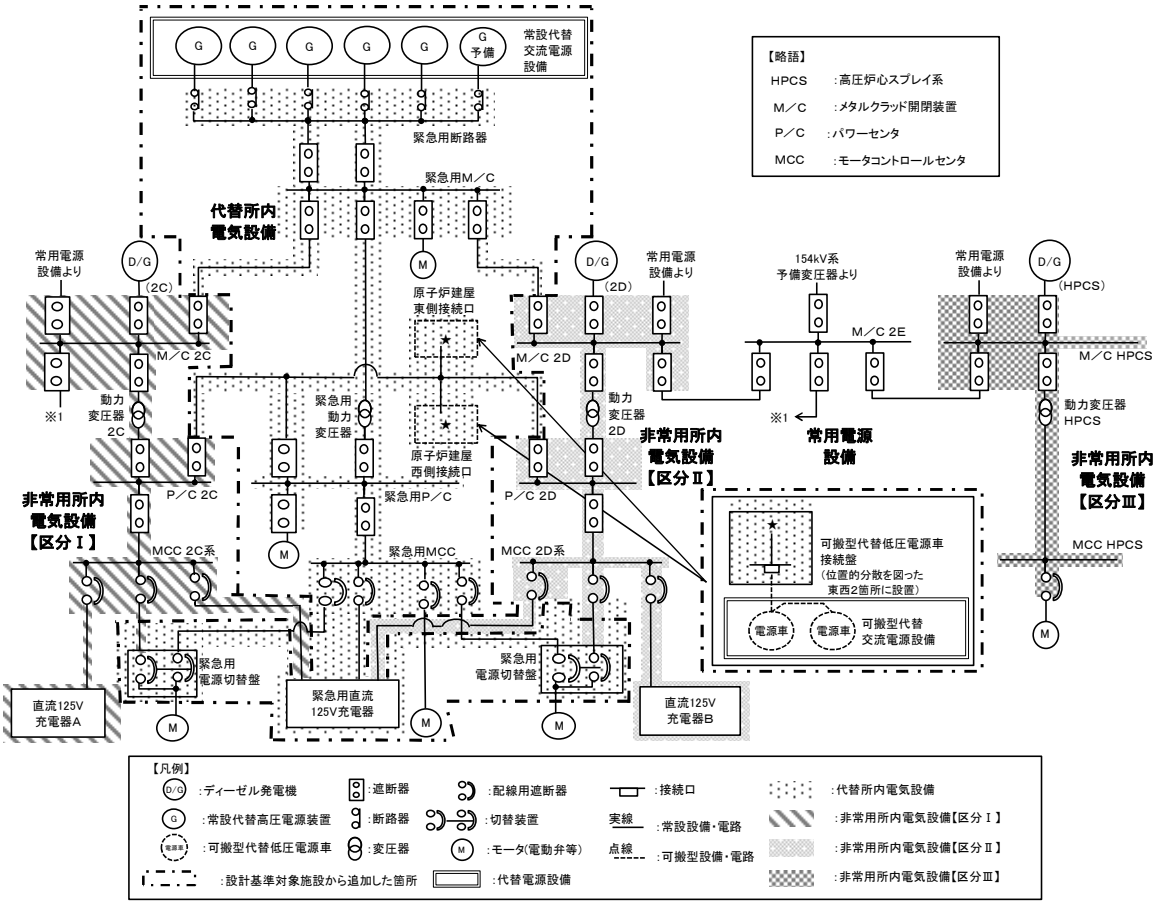
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					非常用ガス再循環系排風機	類型化区分	非常用ガス処理系排風機	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				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）	—
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	—	（電磁波の影響を受けない）	—
				関連資料	53－3 配置図		53－3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	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）		ファン	A	ファン	A
			関連資料		53－5 試験検査		53－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		53－4 系統図		53－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	53－4 系統図		53－4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B	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を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		—		—	
		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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	—		—	

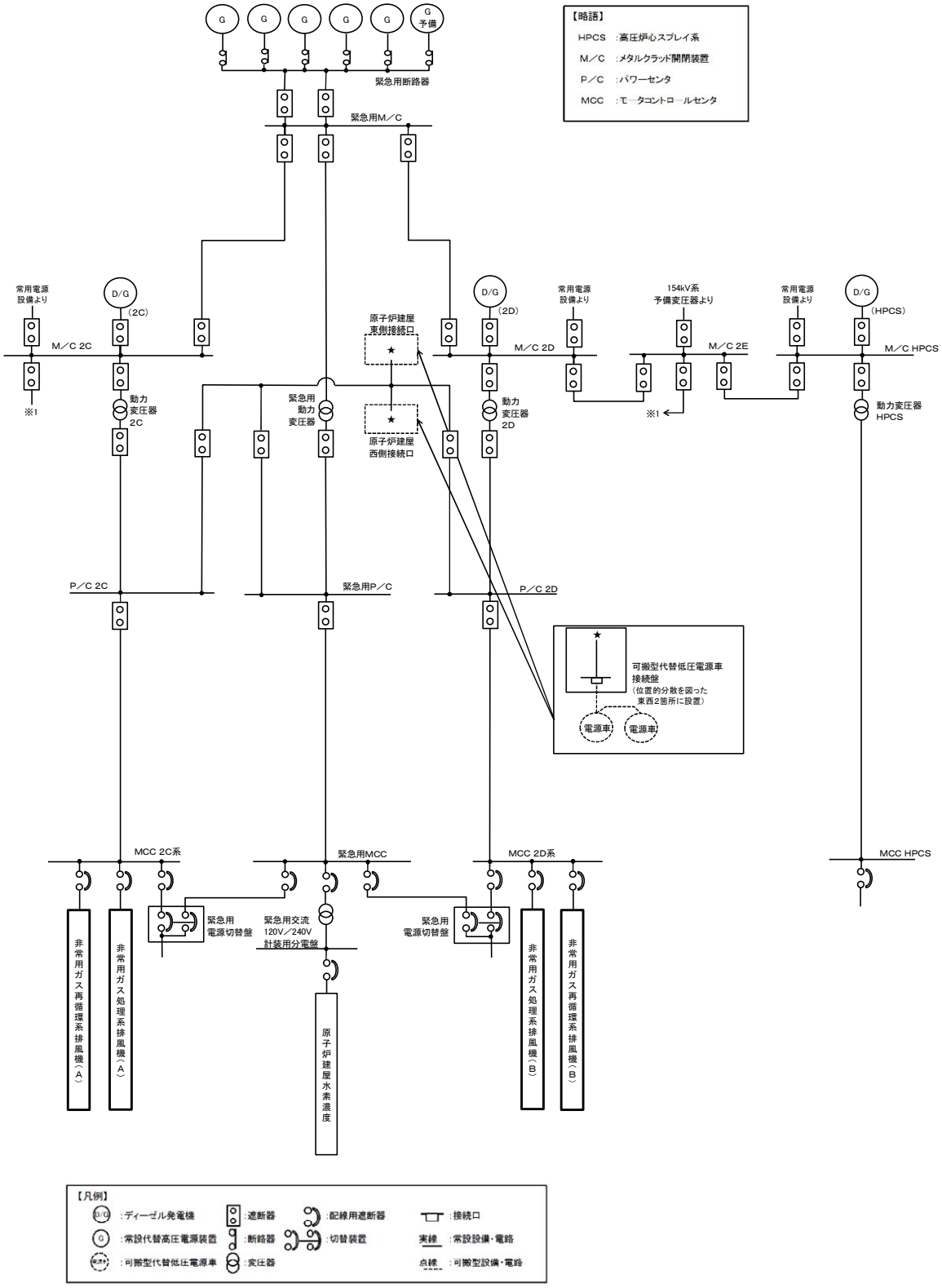
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

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					非常用ガス再循環系 フィルタトレイン	類型化区分	非常用ガス処理系 フィルタトレイン	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	Ｂ	原子炉建屋原子炉棟内	Ｂ
				海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	53－3 配置図		53－3 配置図	
		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）		空調ユニット	Ｅ	空調ユニット	Ｅ
			関連資料		53－5 試験検査		53－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		53－4 系統図		53－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
				関連資料	53－4 系統図		53－4 系統図	
		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		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		―		―	
		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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	―		―	

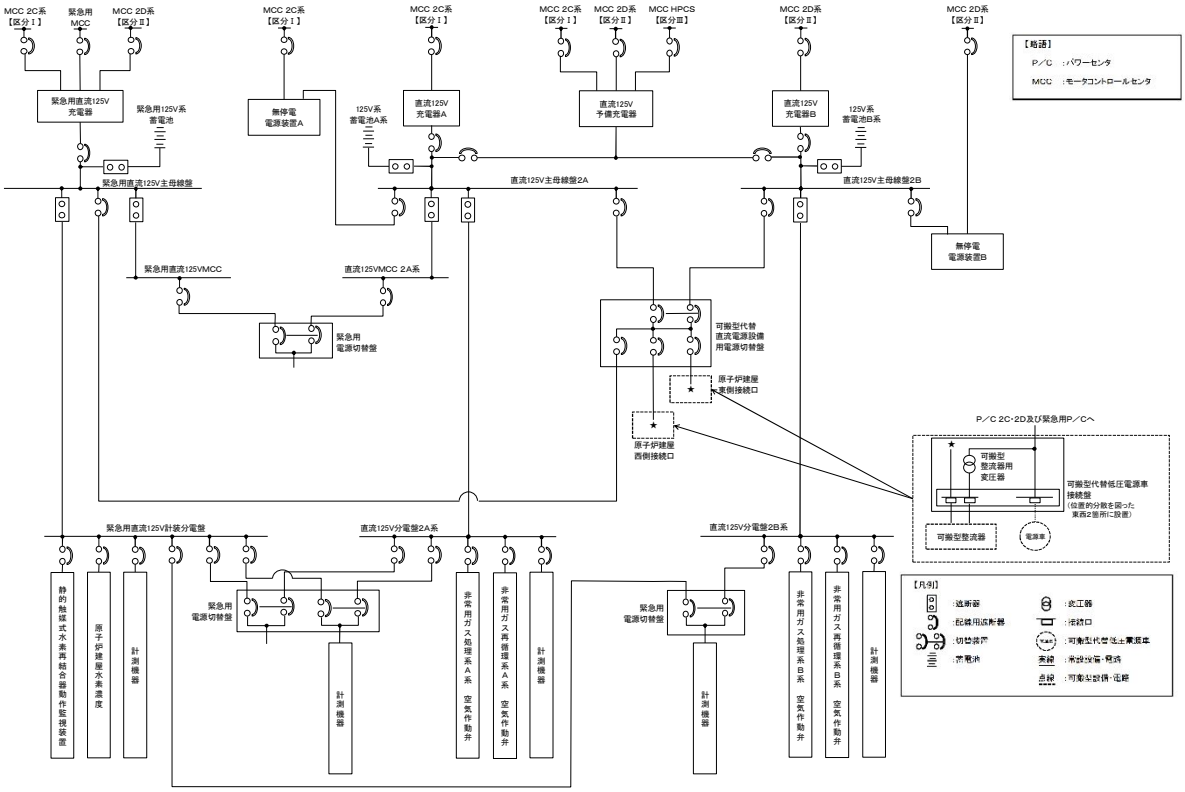
53－2　単線結線図



第 53－2－1 図　単線結線図（交流電源設備）

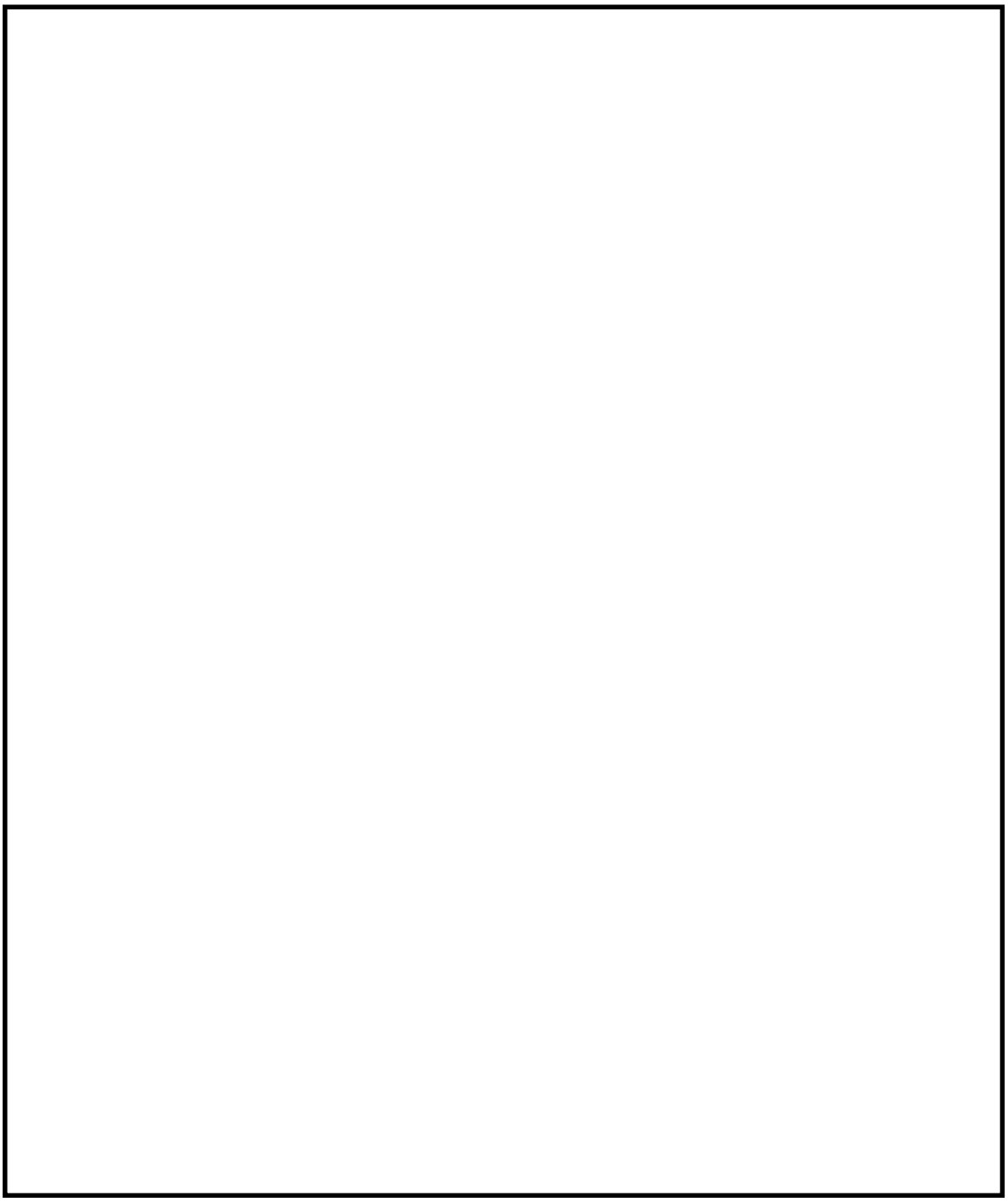


第 53－2－2 図　単線結線図（交流電源設備）

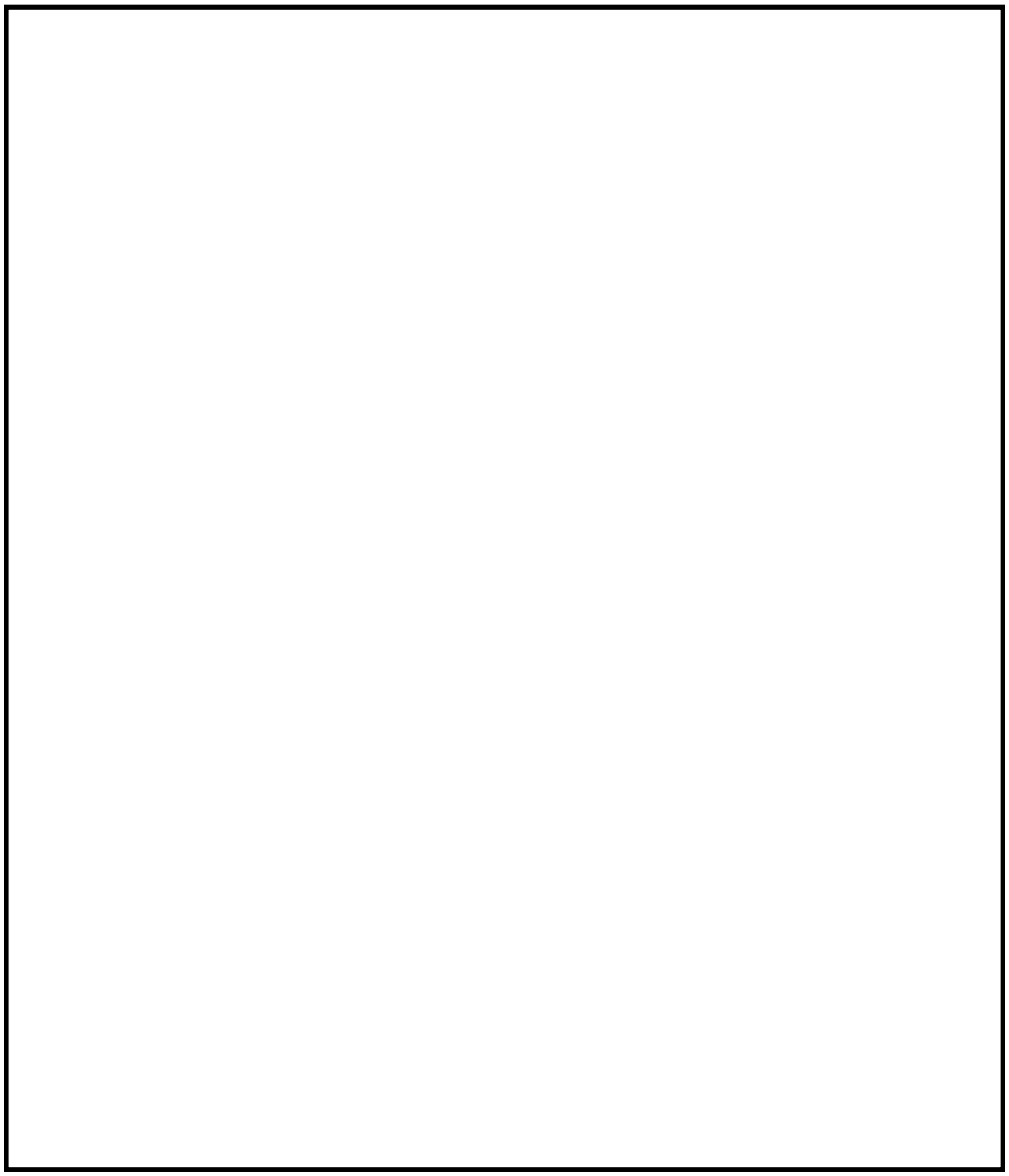


第 53－2－3 図　単線結線図（直流電源設備）

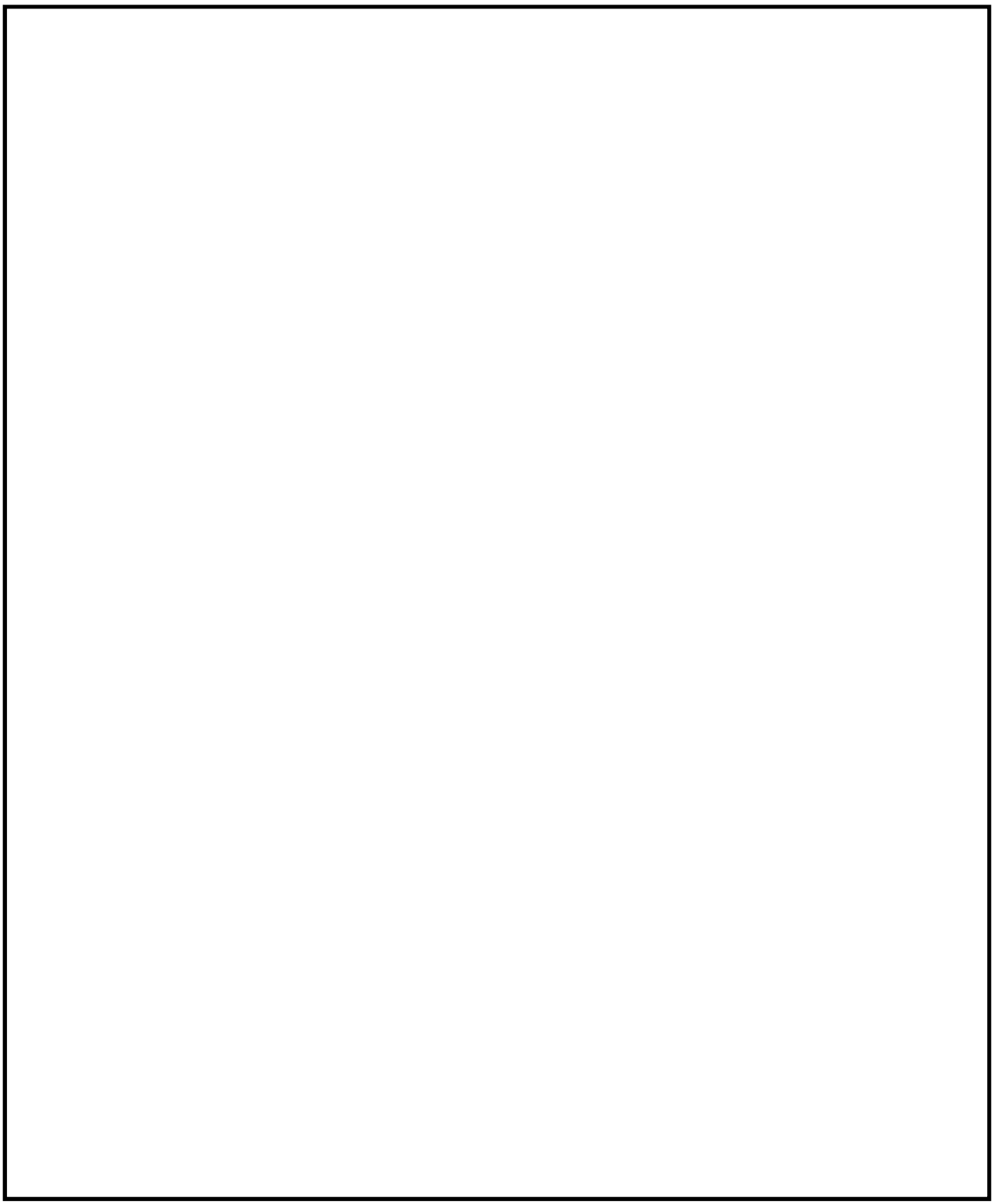
53－3　配置図



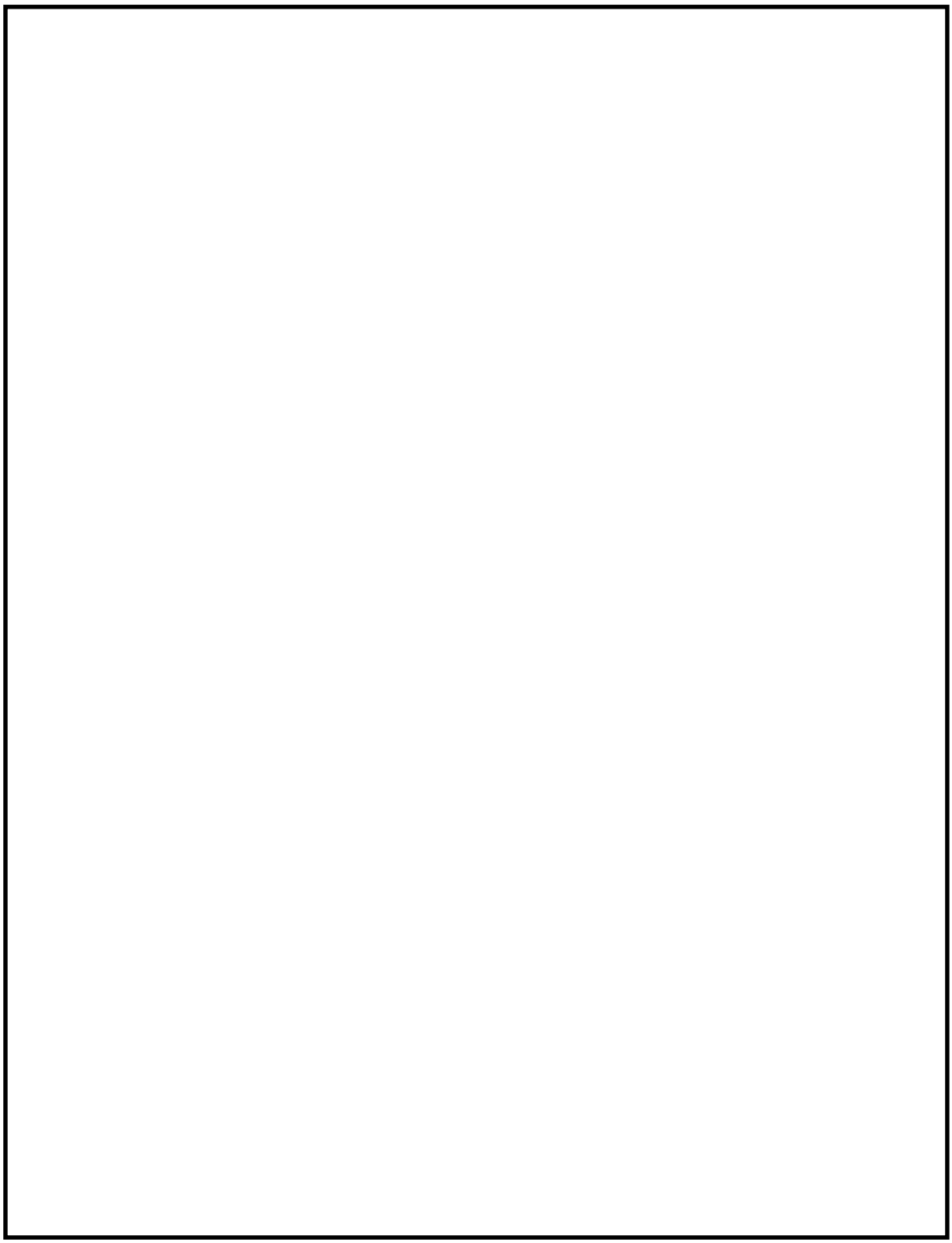
第 53－3－1 図　静的触媒式水素再結合器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



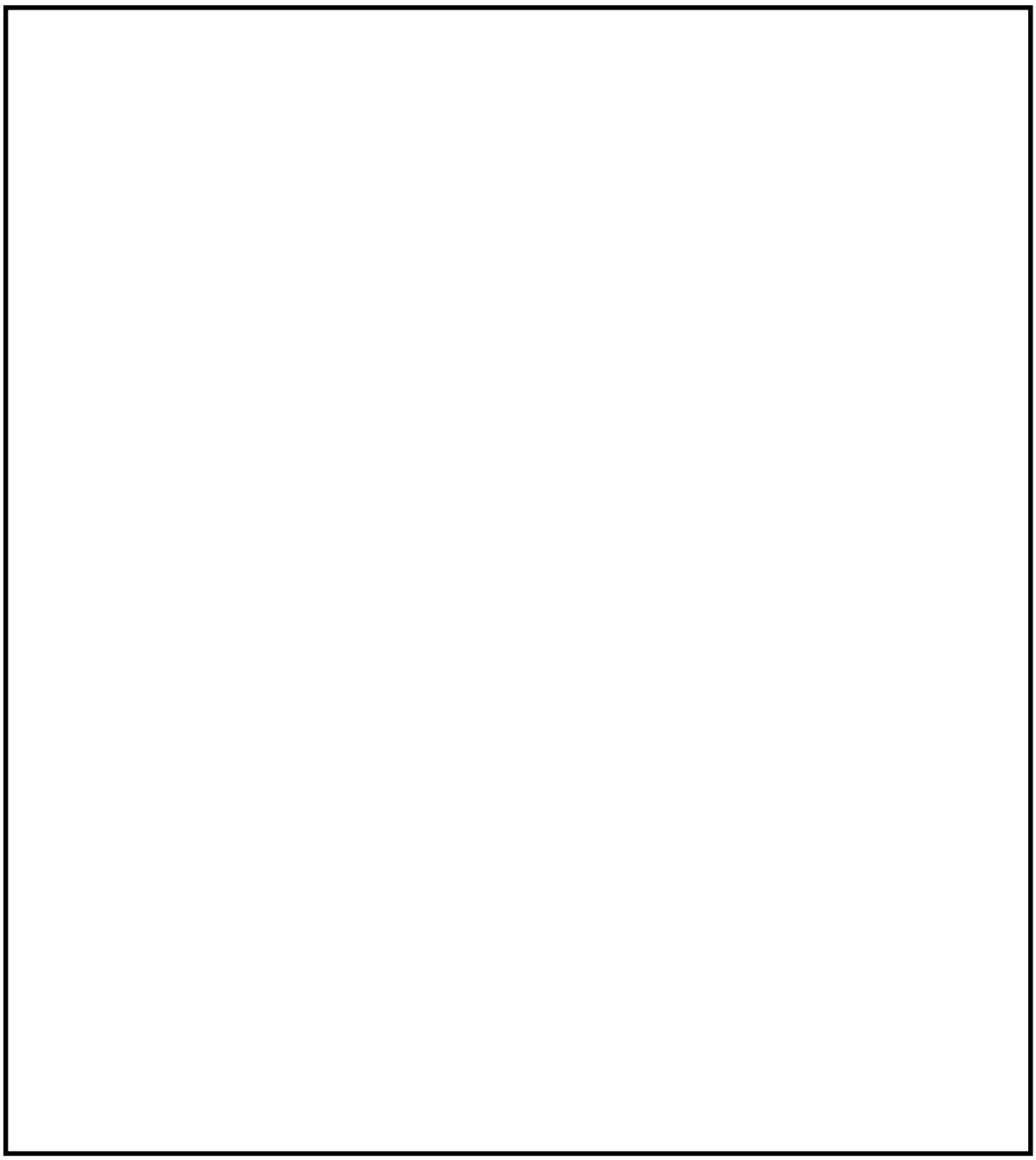
第 53－3－2 図　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



第 53－3－3 図　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 2 階）



第 53－3－4 図　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）

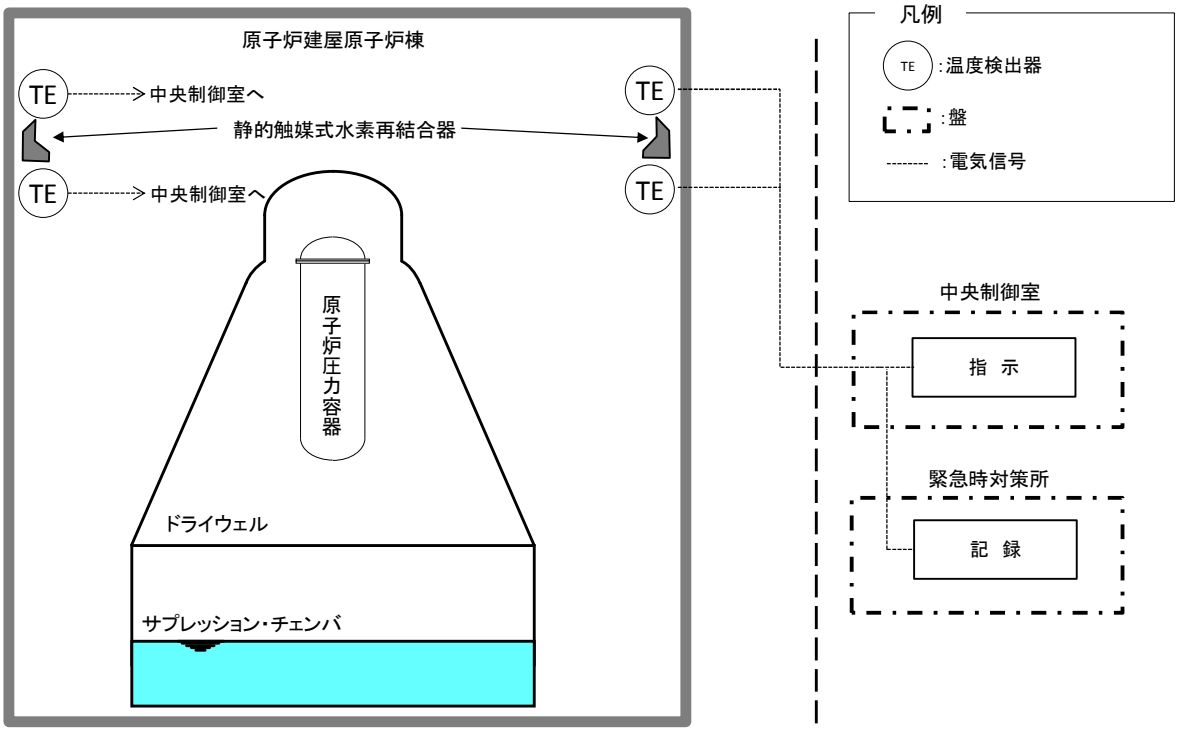


第 53－3－5 図　原子炉建屋ガス処理系配置図（原子炉建屋原子炉棟 5 階）

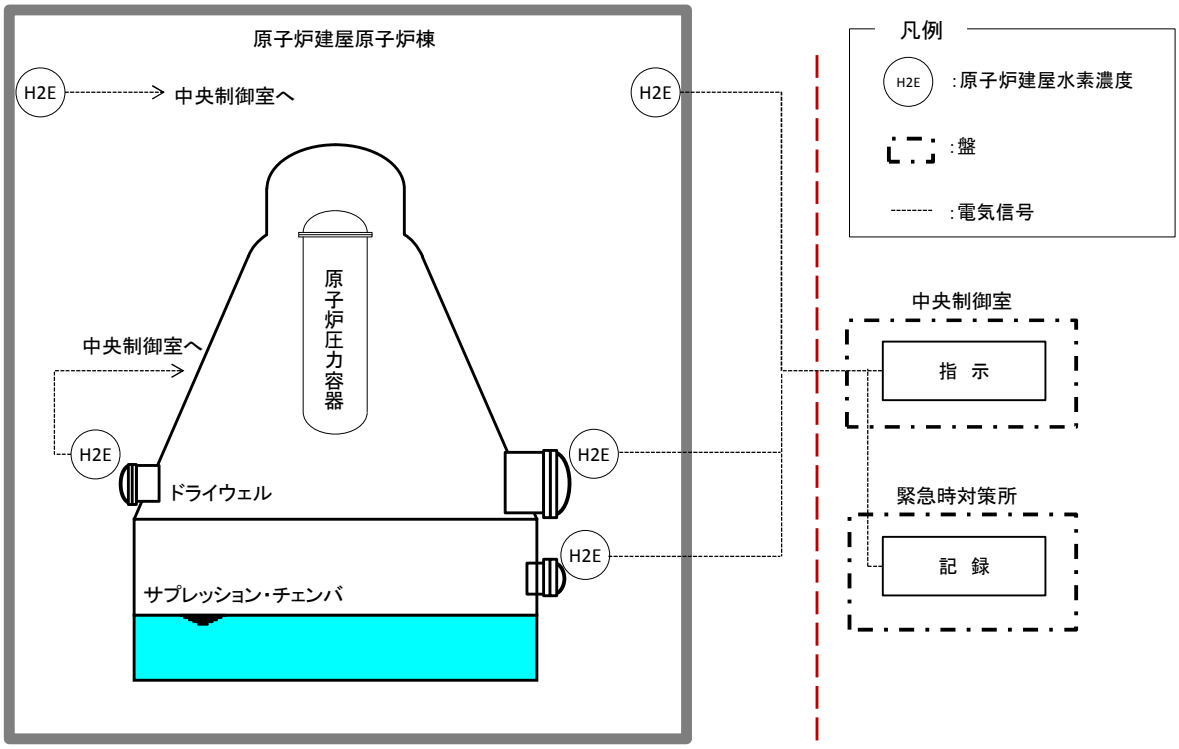
53－4　系統図

1.　計装設備の系統概要図

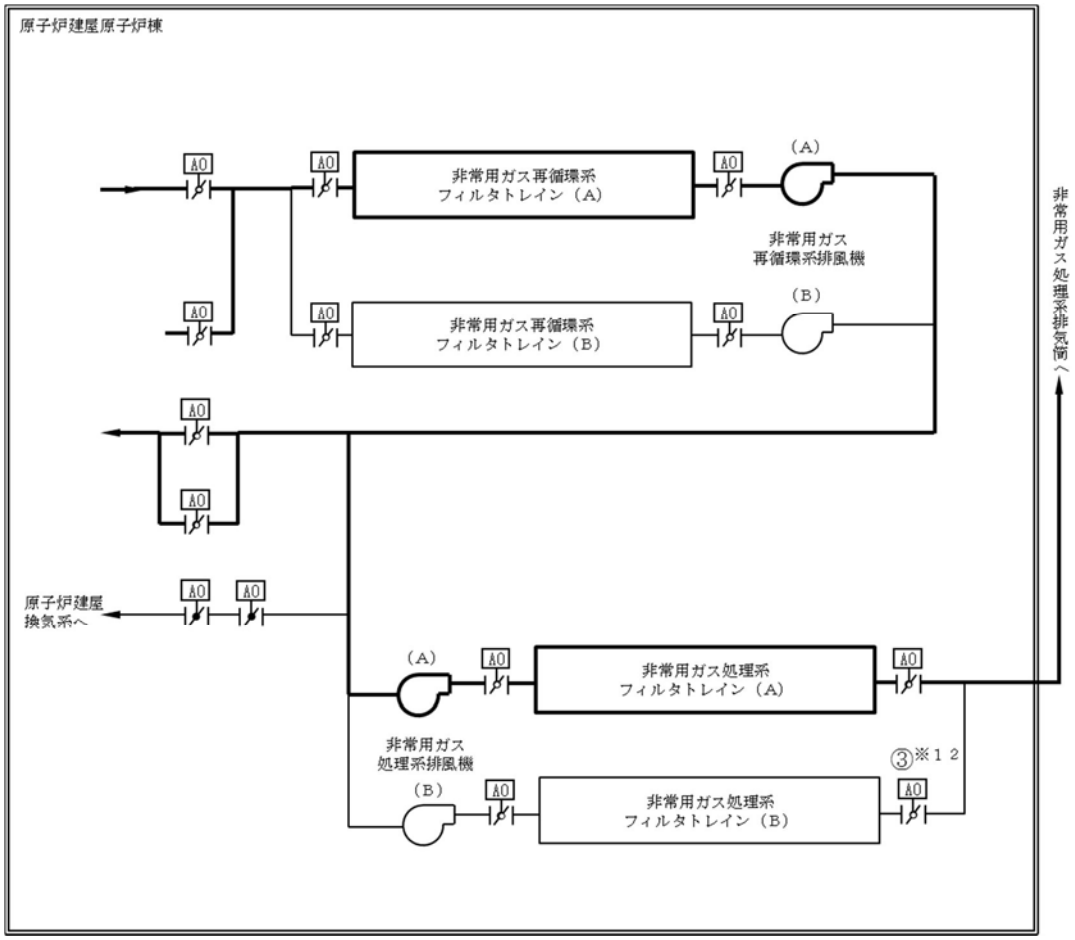
静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図を第 53－4－1 図に，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を第 53－4－2 図に，原子炉建屋ガス処理系の系統概要図を第 53－4－3 図に示す。



第 53－4－1 図　静的触媒式水素再結合器動作監視装置　系統概要図



第 53－4－2 図　原子炉建屋水素濃度　系統概要図



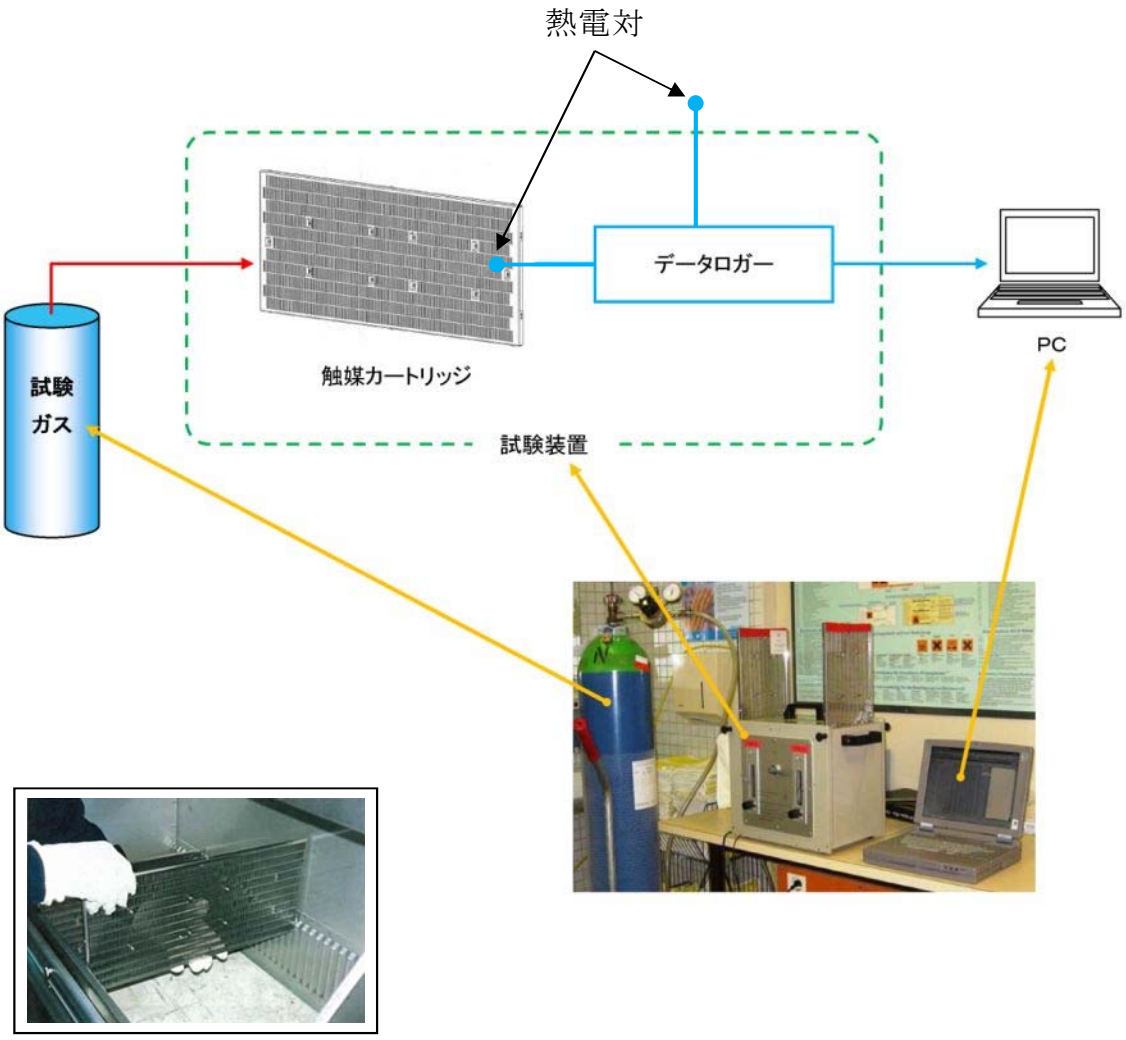
第 53－4－3 図　原子炉建屋ガス処理系　系統概要図

53－5　試験検査

○　静的触媒式水素再結合器の試験検査について

静的触媒式水素再結合器は，発電用原子炉の停止中に，触媒の外観の確認及び機能・性能の確認を行えるように，触媒を取り出すことが可能な設計とする。

試験検査は，第 53－5－1 図に示す試験装置にて実施する。

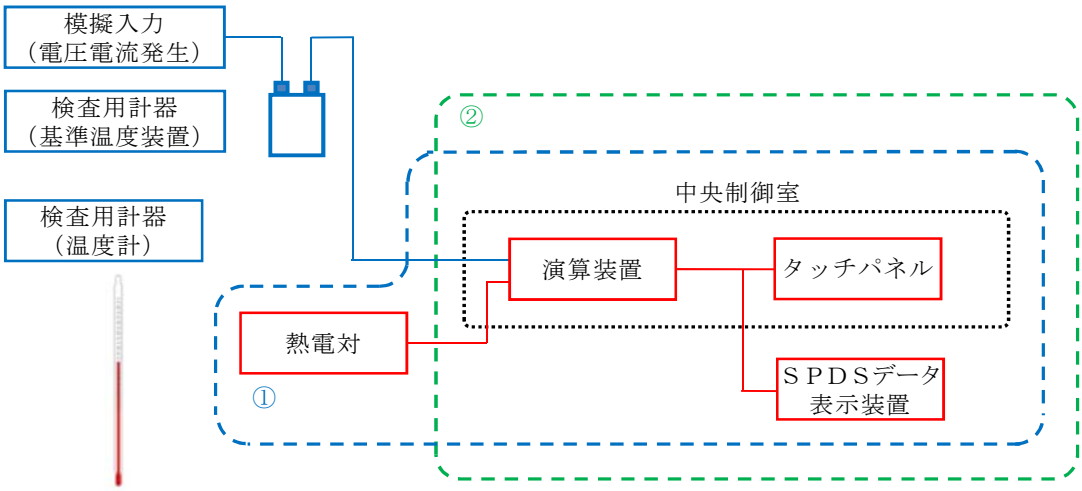


①　ＰＡＲハウジングの点検ハッチから触媒カートリッジを抜き取り，試験装置に取り付ける。

②　触媒カートリッジ単体に水素を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇を計測する。

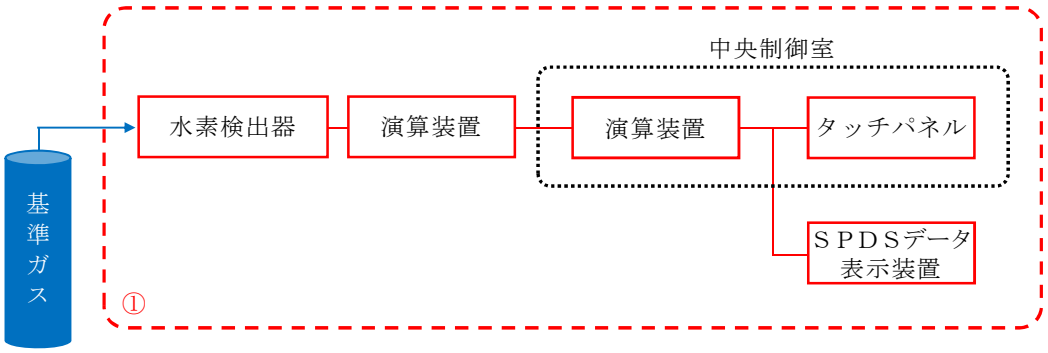
第 53－5－1 図　静的触媒式水素再結合器の試験検査

○　計装設備の試験検査について



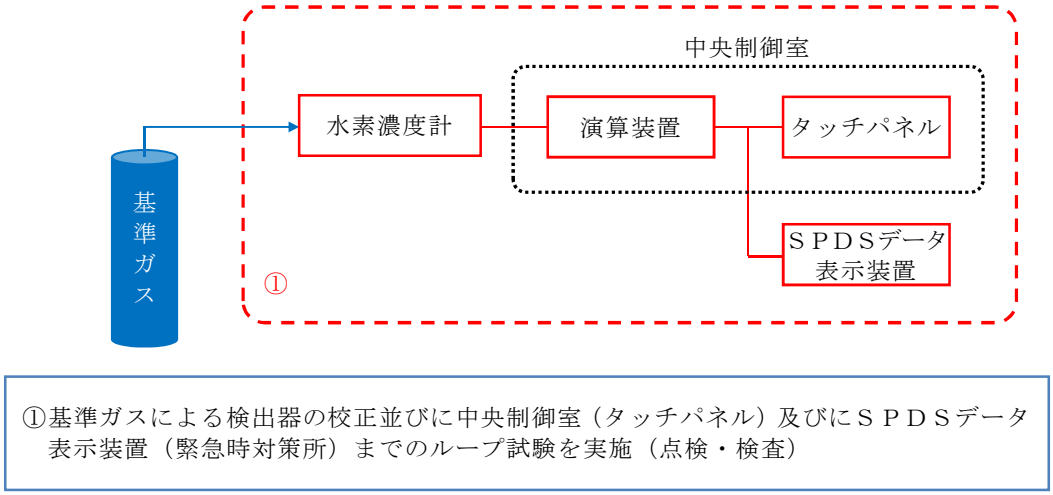
①検出器の温度１点確認及び絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を与え，演算装置からタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 53－5－2 図　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験検査



①基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室（タッチパネル）並びに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）

第 53－5－3 図　原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 6 階）の試験検査



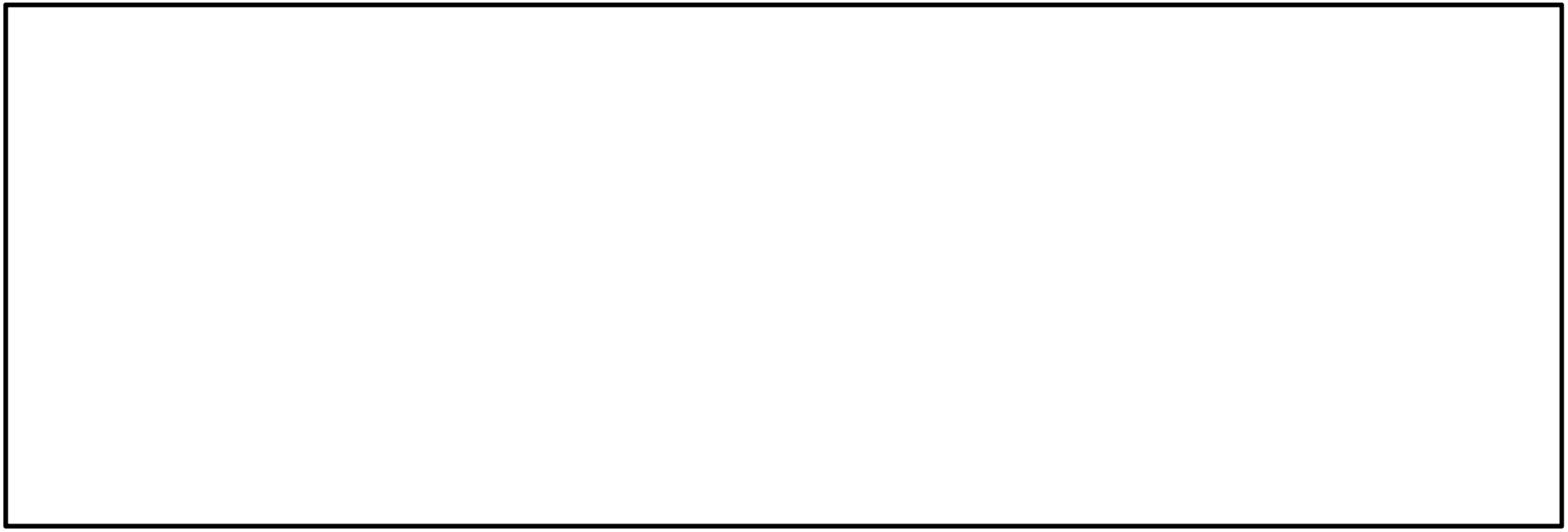
①基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室（タッチパネル）及びにＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

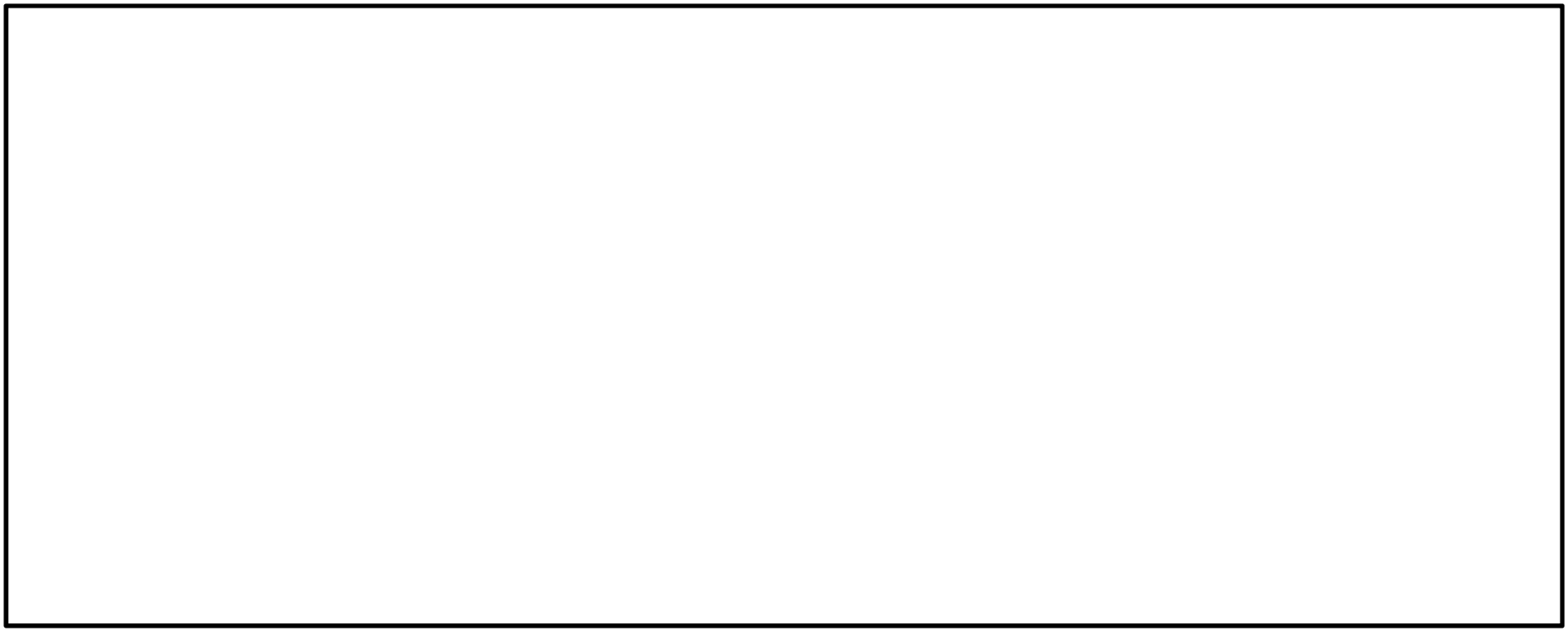
第 53－5－4 図　原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）の試験検査

○　原子建屋ガス処理系の試験検査について

原子炉建屋ガス処理系は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用する既設設備であるため，これまでに点検計画に基づく試験検査を実施している。

以下に東海第二発電所の点検計画を示す。





53－6　容量設定根拠

名　称		静的触媒式水素再結合器
水素処理容量	kg／h	約0.5（1基当たり） （水素濃度4.0vo1%，100℃，大気圧において）
最高使用温度	℃	300
基　数	基	24

【設定根拠】

静的触媒式水素再結合器は，常設重大事故等対処設備として設置する。

静的触媒式水素再結合器は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋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屋原子炉棟に漏えいした水素を触媒反応により酸素と再結合させる。

1.　水素処理容量

東海第二発電所においては，触媒カートリッジが静的触媒式水素再結合器1基につき22枚設置される静的触媒式水素再結合器－22タイプを採用する。メーカによる開発試験を通じて，ＮＩＳ社製静的触媒式水素再結合器の1基当たりの水素処理容量は，水素濃度，雰囲気圧力及び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。

静的触媒式水素再結合器の基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\text{式（1）}$$

ＤＲ　：水素処理容量［kg／h／基］
Ａ　：定数［　　］
C_{H2}　：静的触媒式水素再結合器入口水素濃度［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，東海第二発電所は，静的触媒式水素再結合器－22タイプを採用し，静的触媒式水素再結合器には各々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，53－7の「別紙2 反応阻害物質ファクタについて」に示す。

これらに以下の条件を想定し，静的触媒式水素再結合器の水素処理容量を算出する。

・水素濃度C_{H2}

水素の可燃限界濃度4vo1%未満に低減するため，4vo1%とする。

・圧力Ｐ

重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの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（101,325Pa）とする。

・温度Ｔ

保守的に100℃（373.15K）とする。

以上により，静的触媒式水素再結合器1基当たりの水素処理容量は，0.5kg／h／基（水素濃度4vo1％，大気圧＝101,325Pa，温度100℃＝373.15K）となる。

2. 最高使用温度

静的触媒式水素再結合器の最高使用温度として300℃を設定する。

静的触媒式水素再結合器は，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。静的触媒式水素再結合器の設置目的は，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止であり，水素の可燃限界濃度である4vo1％時における静的触媒式水素再結合器の温度が300℃以下であるとの試験結果に基づき，最高使用温度を300℃と設定する。

詳細は，53－7の「別紙1 静的触媒式水素再結合器の性能確認試験について」に示す。

3. 基　　数

実機設計（静的触媒式水素再結合器の基数を踏まえた設計）においては，反応阻害物質ファクタを乗じた式（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静的触媒式水素再結合器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のよう素濃度の条件で実施した試験結果に基づいて「0.5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots 式（2）$$

ＤＲ　：水素処理容量［kg／h／基］

Ａ　：定数［　　］

C_{H2}　：静的触媒式水素再結合器入口水素濃度［vo1％］

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）必要基数の計算

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静的触媒式水素再結合器の必要基数を設定する。なお，必要基数の評価に当たっては，静的触媒式水素再結合器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1,400kg（燃料有効部被覆管（ＡＦＣ）100%に相当する水素発生量）
・原子炉格納容器の漏えい率:10vol%／day
・反応阻害物質ファクタF_i＝0.5
・水素処理量＝0.5kg／h／基×0.5
＝0.25kg／h／基
・必要基数＝（約1,400kg×10vol%／day）／（24h／day）／0.25kg／h／基
＝23.3基

これより，静的触媒式水素再結合器の必要基数は，24基以上を設置基数とする。

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基数で原子炉建屋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，53－7の「2.1.4 原子炉建屋の水素挙動」に示す。

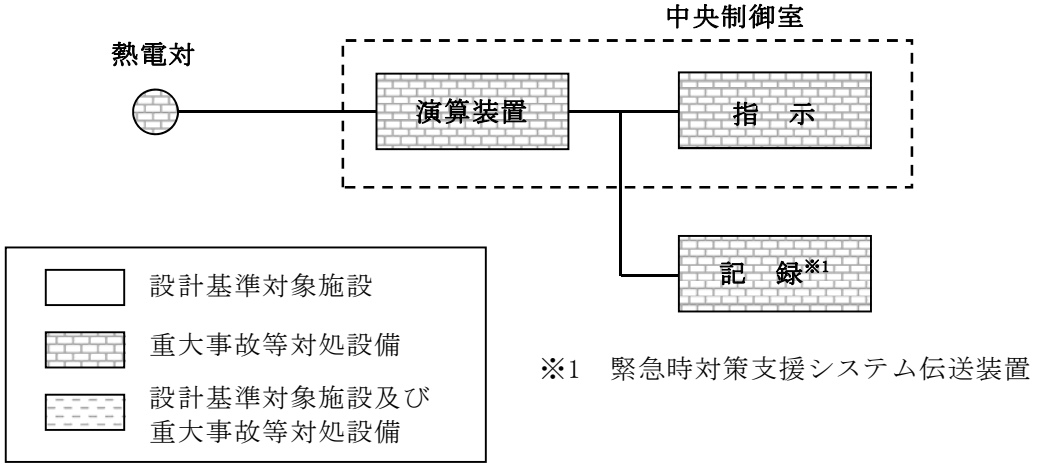
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(1)　設置目的

水素濃度制御設備として原子炉建屋原子炉棟6階に静的触媒式水素再結合器を設置し，重大事故等時に原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において，原子炉建屋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，静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うことを目的として静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，中央制御室にて監視可能な設計とする。

(2)　設備概要

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は，熱電対にて温度を電気信号に変換した後，静的触媒式水素再結合器動作状態を中央制御室に指示し，記録する。（第53－6－1図「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」参照。）



第53－6－1図　静的触媒式水素再結合器動作監視装置　概略構成図

(3)　計測範囲

静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様を第53－6－1表に，計測範囲を第53－6－2表に示す。

第53－6－1表　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個　数	取付箇所
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋 原子炉棟6階

※　2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個設置

第53－6－2表　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	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	
静的触媒式 水素再結合器 動作監視装置	0～300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。

※1　プラントの状態の定義は，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，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の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。

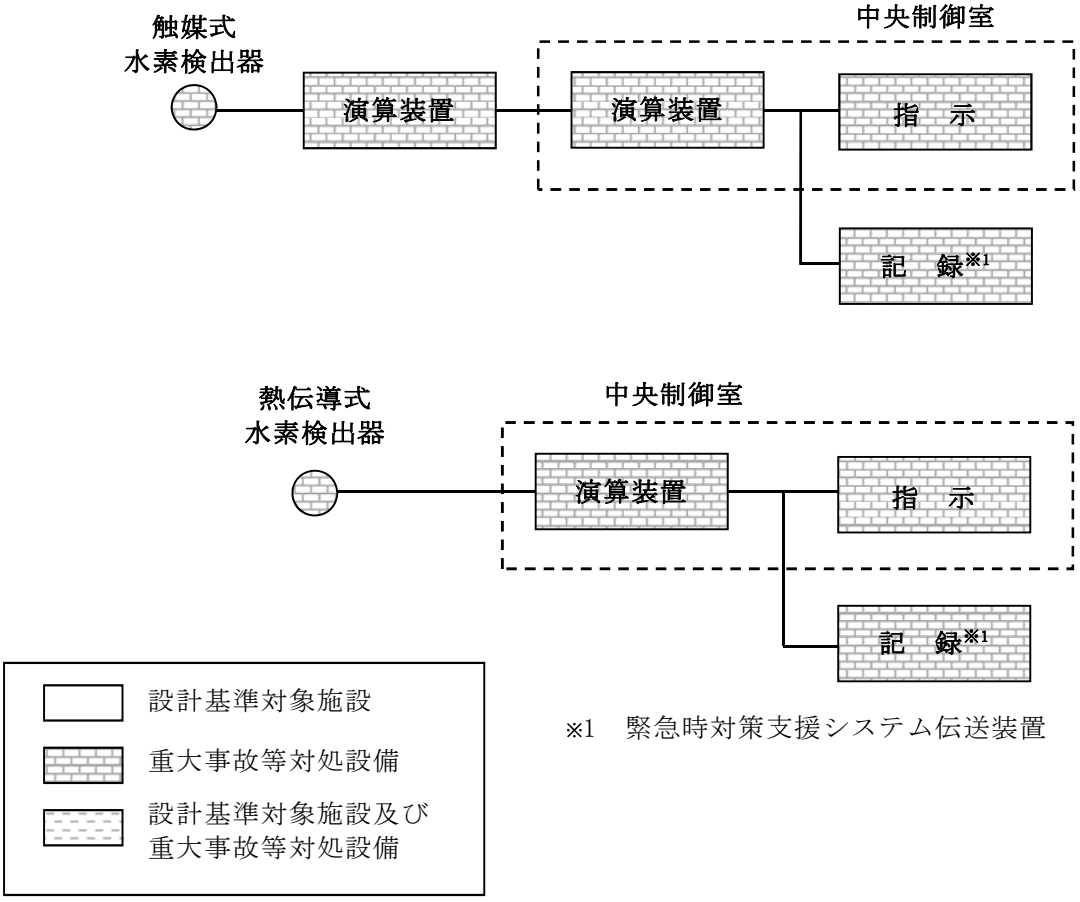
・原子炉建屋水素濃度

(1)　設置目的

原子炉建屋水素濃度は，炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。

(2)　設備概要

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器又は熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号に変換することで，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。（第53－6－2図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」）



※1　緊急時対策支援システム伝送装置

第53－6－2図　原子炉建屋水素濃度　概略構成図

(3)　計測範囲

原子炉建屋水素濃度の仕様を第53－6－3表に，計測範囲を第53－6－4表に示す。

第53－6－3表　原子炉建屋水素濃度の仕様

名　称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋 水素濃度	触媒式	0～10vol％	2	原子炉建屋原子炉棟6階
	熱伝導式	0～20vol％	3	原子炉建屋原子炉棟 2階:2個 原子炉建屋原子炉棟 地下1階:1個

第53－6－4表　原子炉建屋水素濃度の計測範囲

名　称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉建屋 水素濃度	0～10vol％ 0～20vol％	—	—	—	4.0vol％未満	重大事故等時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol％）を把握する上で監視可能（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol％未満に低減する）。

※1　プラントの状態の定義は，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，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。

・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の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　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ついて

目　　次

1.　基本方針 …… 1
1.1　要求事項の整理 …… 1
1.2　適合のための設計方針 …… 2
2.　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 …… 4
2.1　水素濃度制御設備 …… 4
2.1.1　水素濃度制御設備の主要仕様 …… 4
2.1.2　水素濃度制御設備の設計方針 …… 7
2.1.3　水素濃度制御設備の設計仕様 …… 10
2.1.4　原子炉建屋原子炉棟の水素挙動 …… 23
2.2　原子炉建屋水素濃度 …… 47
2.2.1　概　　要 …… 47
2.2.2　主要仕様 …… 48
2.3　参考文献 …… 55

別　　紙

別紙1　ＰＡＲの性能確認試験について …… 56
別紙2　反応阻害物質ファクタについて …… 74
別紙3　ＰＡＲの動作監視について …… 79
別紙4　ＰＡＲ周辺機器に対する悪影響防止 …… 85
別紙5　局所エリアの漏えいガスの滞留 …… 88
別紙6　格納容器頂部注水系について …… 98
別紙7　格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について …… 103
別紙8　小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟6階における水素挙動 …… 105

別紙9　原子炉建屋水素濃度の適用性について‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 106

別紙10　ＰＡＲの性能維持管理について‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 110

別紙11　触媒基材（アルミナ）について‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 115

別紙12　原子炉建屋水素爆発防止対策‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 117

参考資料

参考1　原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて‥‥‥‥‥‥ 121

参考2　原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのＧＯＴＨＩＣコードの
適用性‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 123

参考3　原子炉建屋ガス処理系の健全性について‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥ 148

＜概　要＞

1. において，「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」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「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」（以下「技術基準規則」という。）の要求事項を明確化するとともに，それら要求に対する東海第二発電所における適合性を示す。

2. において，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ついて，要求事項に対する適合性について説明する。

1.　基本方針

1.1　要求事項の整理

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関する「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項を第 1－1 表に示す。

第 1－1 表　「設置許可基準規則」第 53 条及び「技術基準規則」第 68 条の要求事項

「設置許可基準規則」 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）	「技術基準規則」 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）	備　考
発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。	発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。	－

1.2　適合のための設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するため，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備を設ける。

(1)　水素濃度制御設備

水素濃度制御設備として静的触媒式水素再結合器（以下「ＰＡＲ」という。）を設置し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制できる設計とする。ＰＡＲは，触媒カートリッジ及びハウジングで構成し，駆動用の電源及び起動操作を必要としない設備である。

ＰＡＲには，静的触媒式水素再結合器動作監視装置（以下「ＰＡＲ動作監視装置」という。）を設置する。ＰＡＲ動作監視装置は，中央制御室にて監視可能であり，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。

(2)　水素濃度監視設備

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度監視設備として原子炉建屋水素濃度を設置し，想定される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測定できる設計とする。原子炉建屋水素濃度は，中央制御室にて監視可能であり，原子炉建屋原子炉棟6階に設置するものについては，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，原子炉建屋原子炉棟6階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計とする。

上記の設備に加え，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するための自主対策設備として格納容器頂部注水系を設置し，原子炉格納容器頂

部の過温破損を防止し，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制する設計とする。格納容器頂部注水系には，常設と可搬型がある。

格納容器頂部注水系（常設）は，重大事故等時において，常設低圧代替注水系ポンプにより代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

格納容器頂部注水系（可搬型）は，重大事故等時において，原子炉建屋外から代替淡水貯槽を水源として可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより原子炉ウェルに注水することで，原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とする。

2.　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

2.1　水素濃度制御設備

2.1.1　水素濃度制御設備の主要仕様

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷を防止するため，水素濃度制御設備としてＰＡＲを設置する。なお，設置するＰＡＲは，国際的な性能試験の実績があり，欧米で納入実績があるＮＩＳ社製のＰＡＲを採用する。

ＰＡＲは，触媒反応を用いて可燃性ガス（水素及び酸素）を再結合させ，雰囲気を可燃限界未満に維持する設備であり，触媒カートリッジ及びハウジングで構成する。

触媒カートリッジは，ステンレス鋼板で形成したフレームの中に触媒を充填し，空気と触媒を接触させるために多数の長穴が開けられている。触媒にはパラジウムを使用し，表面には疎水コーティングを施すことにより，高湿度な雰囲気から触媒を保護し，水素及び酸素を触媒に接触し易くしている。

ハウジングは，ステンレス鋼製であり，触媒カートリッジを内部に収納し，触媒カートリッジを水素処理に適切な間隔に保持することで，水素処理に適切なガスの流れとなるように設計されている。

ＰＡＲは，周囲の水素の濃度上昇に応じて再結合反応を開始する。触媒反応により水素と酸素を再結合させ，その反応熱による上昇流により触媒表面のガスの流れを促し，再結合反応を維持する。触媒を通過したガス及び再結合反応により生じた水蒸気は，ＰＡＲの上方の排気口から空間内に拡散する。

したがって，ＰＡＲは，電源及び起動操作を必要とせず，水素及び酸素があれば自動的に反応を開始する設備である。

ＰＡＲ主要仕様を第2.1.1－1表に，ＰＡＲ概要図を第2.1.1－1図に示す。

第2.1.1－1表　ＰＡＲ主要仕様

ａ．ハウジング

全　　高	[redacted]
幅	[redacted]
奥　　行	[redacted]
材　　料	ステンレス鋼[redacted]

ｂ．触媒カートリッジ

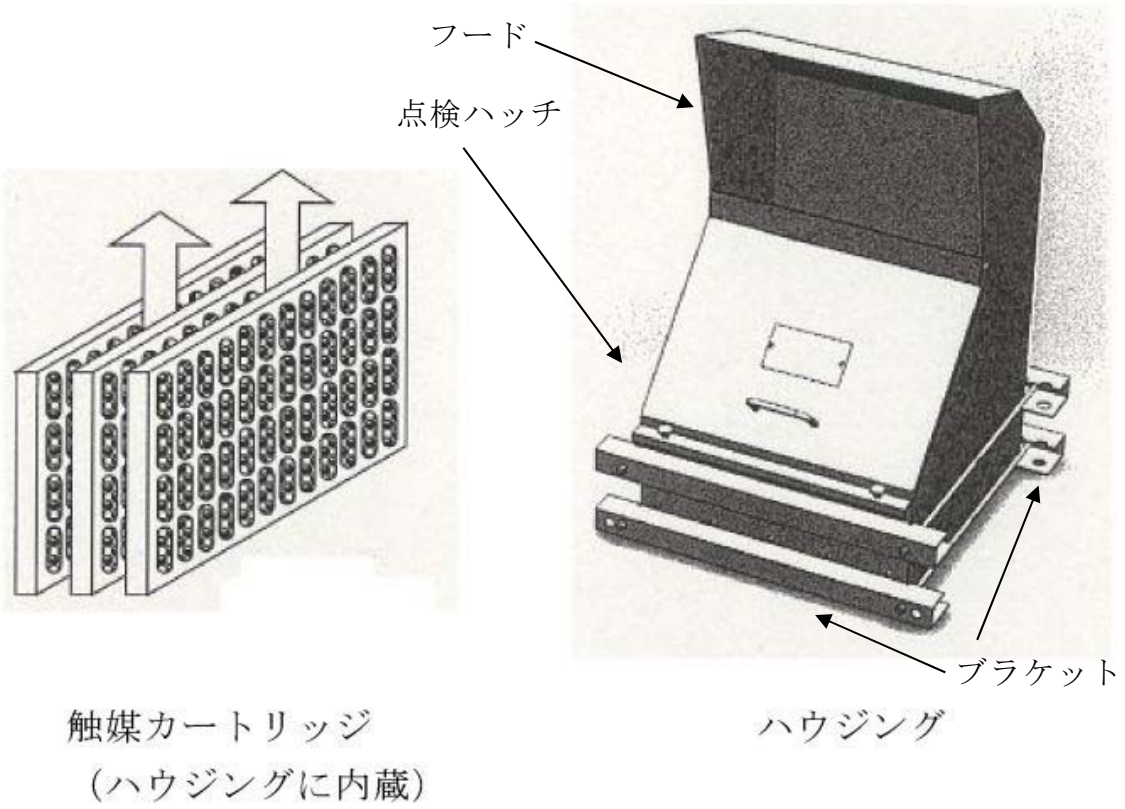
全　　高	[redacted]
幅	[redacted]
奥　　行	[redacted]
材　　料	ステンレス鋼[redacted]
数　　量	22枚（ＰＡＲ1基当たり）

ｃ．触　　媒

触媒基材	アルミナ
触　　媒	パラジウム

ｄ．水素処理容量　　約0.50kg／h（1基当たり）（水素濃度4vo1％，大気圧，温度100℃において）

ｅ．最高使用温度　　300℃



第2.1.1－1図　ＰＡＲ概要図

2.1.2　水素濃度制御設備の設計方針

ＰＡＲは，炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器から多量の水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいする過酷な状態を想定した場合において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となる設計とする。

原子炉格納容器からの水素の漏えい量は，事故シナリオに依存するが，有効性評価結果（原子炉格納容器への雰囲気圧力・温度による静的負荷が大きい「原子炉冷却材喪失（大ＬＯＣＡ）時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失する事故」を選定）を踏まえた条件において，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満となることを必要条件とした上で，更に過酷な条件を想定して，ＰＡＲの設計を実施する。

(1)　水素漏えい条件

水素漏えい条件は，第2.1.2－1表に示すとおり，有効性評価結果を踏まえた条件より十分保守的に設定している。

第2.1.2－1表　ＰＡＲ設計条件における水素漏えい条件

項　目	ＰＡＲ設計条件	【参考】有効性評価結果 （雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
水素発生量	約1,400kg （ＡＦＣ（燃料有効部被覆管）100％相当）	約700kg （ジルコニウム－水反応，金属腐食，水の放射線分解考慮）
原子炉格納容器漏えい率	10％／day（一定）	約1.3％／day（最大）

①　水素発生量について

有効性評価シナリオ（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））では，事象発生25分後に低圧代替注水系（常設）によ

る原子炉注水を開始し，直ちに炉心が冷却されるため，発生水素量は，ジルコニウム－水反応，金属腐食及び水の放射線分解を考慮しても約700kgとなるが，更に過酷な条件として約1,400kg（ＡＦＣ（燃料有効部被覆管）100％相当）が発生するものとしてＰＡＲを設計する。

② 原子炉格納容器漏えい率について

重大事故等時に格納容器圧力が設計圧力を超える場合の原子炉格納容器漏えい率は，以下のＡＥＣ（Atomic Energy Commission）の式から設定する。重大事故等時は，格納容器圧力が設計圧力の2倍（以下「2Pd」という。）を超えないように運用するため，2Pdにおける原子炉格納容器漏えい率が最大漏えい率となり，事故時条件として200℃，2Pd，ＡＦＣ100％相当の水素発生量を想定した場合におけるガス組成（水素：39vol％，窒素：21vol％，水蒸気：40vol％）を踏まえると，ＡＥＣの式から約1.4％／dayとなる。この値は，有効性評価結果を包含した条件であるが，更に過酷な条件として10％／dayの漏えい率を仮定し，ＰＡＲを設計する。

（ＡＥＣの式）

$$L = L_0 \cdot \sqrt{\frac{(P_t - P_a) \cdot R_t \cdot T_t}{(P_b - P_a) \cdot R_b \cdot T_b}}$$

Ｌ　：原子炉格納容器漏えい率

L_0：設計漏えい率

P_t：原子炉格納容器内圧力

P_a：原子炉格納容器外圧力

P_b：原子炉格納容器設計圧力

R_t：事故時の気体定数

R_b：空気の気体定数

T_t：原子炉格納容器内温度

T_b：原子炉格納容器設計温度

2.1.3　水素濃度制御設備の設計仕様

水素濃度制御設備の設計方針に基づき設定したＰＡＲの設計仕様を第2.1.3－1表に示す。

第2.1.3－1表　ＰＡＲ設計仕様

項　目	仕　様
水素処理容量	0.50kg／h（1基当たり）
設置基数	24基
設置箇所	原子炉建屋原子炉棟6階（オペレーティングフロア）

(1)　水素処理容量について

ＰＡＲの水素処理容量は，以下の基本性能評価式で表される。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \cdots\cdots\cdots\cdots \text{式（2.1）}$$

ＤＲ　：水素処理容量［kg／h／基］

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［－］

式（2.1）は，メーカによる開発試験を通じて，温度，圧力，水素濃度等の雰囲気条件をパラメータとした水素処理容量の相関式であり，水素処理容量は，単位時間当たりＰＡＲ内部を通過し，酸素と再結合し水蒸気になる水素の重量を示している。

スケールファクタは，触媒カートリッジの寸法及び間隔を開発当時と同

じとすることを前提とし，開発試験時に使用された触媒カートリッジ枚数（88枚）に対して実機で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数の比として設定されている。東海第二発電所で使用するＰＡＲの触媒カートリッジ枚数は，22枚であり，スケールファクタは，22／88（＝0.25）となる（別紙1）。

これらに第2.1.3－2表の条件を設定し，ＰＡＲ1基当たりの水素処理容量は，0.50kg／h／基（水素濃度4vol％，大気圧，100℃）とする。

第2.1.3－2表　水素処理容量設定根拠

項　目	設定根拠
水素濃度C_{H2}	水素の可燃限界濃度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屋原子炉棟の圧力は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより大気圧より僅かに高くなると考えられるが，保守的に大気圧（101,325Pa）とする。
温度Ｔ	保守的に100℃（373.15K）とする。

(2)　ＰＡＲ設置基数

ＰＡＲの実機設計においては，ＰＡＲの設置環境を踏まえ，式（2.1）に反応阻害物質ファクタ（F_i）を乗じた式（2.2）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，東海第二発電所の実機設計における水素処理容量は，ＰＡＲの水素処理容量（0.50kg／h／基）に0.5を乗じた0.25kg／h／基とする（別紙2）。

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_i \cdots\cdots \text{式（2.2）}$$

ＤＲ　：水素処理容量［kg／h／基］

Ａ　　：定数［　　］

C_{H2}　：ＰＡＲ入口水素濃度［vo1％］

Ｐ　　：圧力［10^5Pa］

Ｔ　　：温度［K］

ＳＦ　：スケールファクタ［＝0.25］

F_i　　：反応阻害物質ファクタ［＝0.5］

これに第2.1.2－1表で設定したＰＡＲ設計条件を踏まえ，ＰＡＲを24基設置する。

ＰＡＲ必要基数＝水素発生量×原子炉格納容器漏えい率／24［h／day］／設計水素処理容量

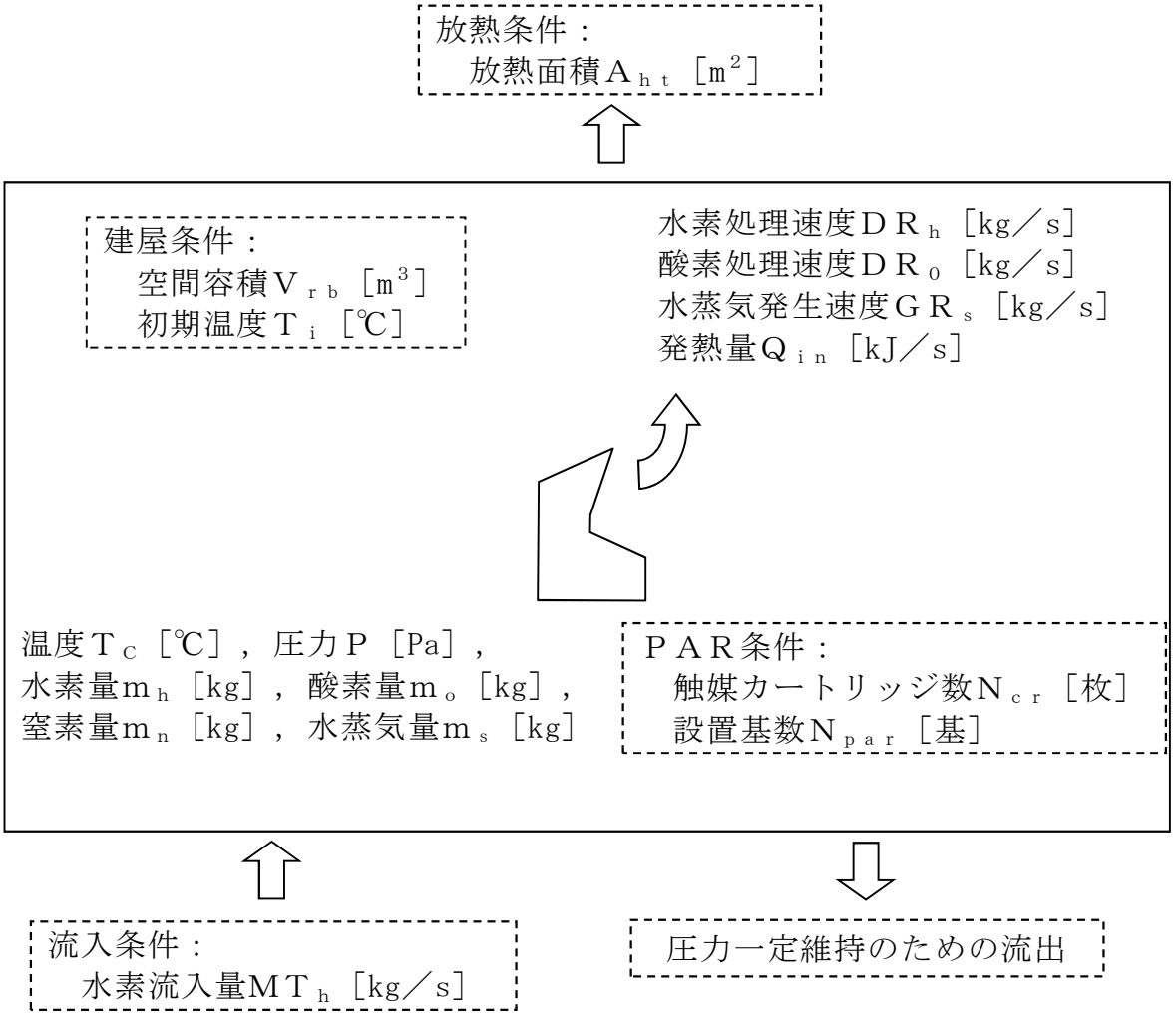
＝1400［kg］×10［％／day］／24［h／day］／0.25［kg／h／基］

＝23.3［基］

また，ＰＡＲの設計方針として原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が可燃限界未満になるようにＰＡＲを設置することから，上記で設定したＰＡＲ設置基数に対して評価を行った。

①　評価方法

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係により原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し，原子炉建屋原子炉棟6階に滞留することが予想されるため，原子炉建屋原子炉棟6階に対して評価を実施する。なお，評価に用いるモデルは，第2.1.3－1図のとおりである。評価対象の空間内は，均一に混合するものとして質量及びエネルギーバランスにより，水素濃度及び温度の時間変化を評価する。



第 2.1.3－1 図　評価モデル

② 評価条件

・機能が要求される状態

重大事故等時で炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備により，炉心損傷後であっても原子炉格納容器の健全性を維持するための措置を講じている。したがって，原子炉格納容器の健全性が維持されることにより，原子炉建屋原子炉棟への気体の漏えい率は，原子炉格納容器設計漏えい率（0.5%／day）に維持されることになる。しかしながら，本設備の機能が要求される状態としては，重大事故等時で不測の事態を

考慮し，原子炉格納容器設計漏えい率を大きく上回る原子炉格納容器漏えい率（10%／day）の状態で水素が原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする事象を想定する。

・水素低減性能に関する評価条件

ＰＡＲについては，以下の条件で評価する。

・水素処理容量：0.5kg／h／（1基当たり）

・基数：24

本評価に使用するその他の条件を第2.1.3－3表に示す。

第2.1.3－3表　評価条件

分　類	項　目	単　位	条　件
原子炉格納容器条件	原子炉格納容器容積 想定格納容器漏えい率	m^3 %／day	9,800 10
原子炉格納容器内雰囲気条件	圧力 温度 水素濃度 酸素濃度 窒素濃度 水蒸気濃度	kPa［gage］ ℃ vol% vol% vol% vol%	620（2Pd） 200 39 0 21 40
建屋条件	空間容積（原子炉建屋原子炉棟６階） 初期温度 初期圧力（大気圧） 初期酸素濃度 初期窒素濃度 初期水蒸気濃度	m^3 ℃ kPa［gage］ vol% vol% vol%	29,800 40 0 19.47 73.24 7.29
放熱条件	外気温 放熱面積 熱通過率	℃ m^2 W／m^2／K	40 5,000 6
ＰＡＲ条件	起動水素濃度 起動酸素濃度 反応阻害物質ファクタ	vol% vol% －	1.5 2.5 0.5

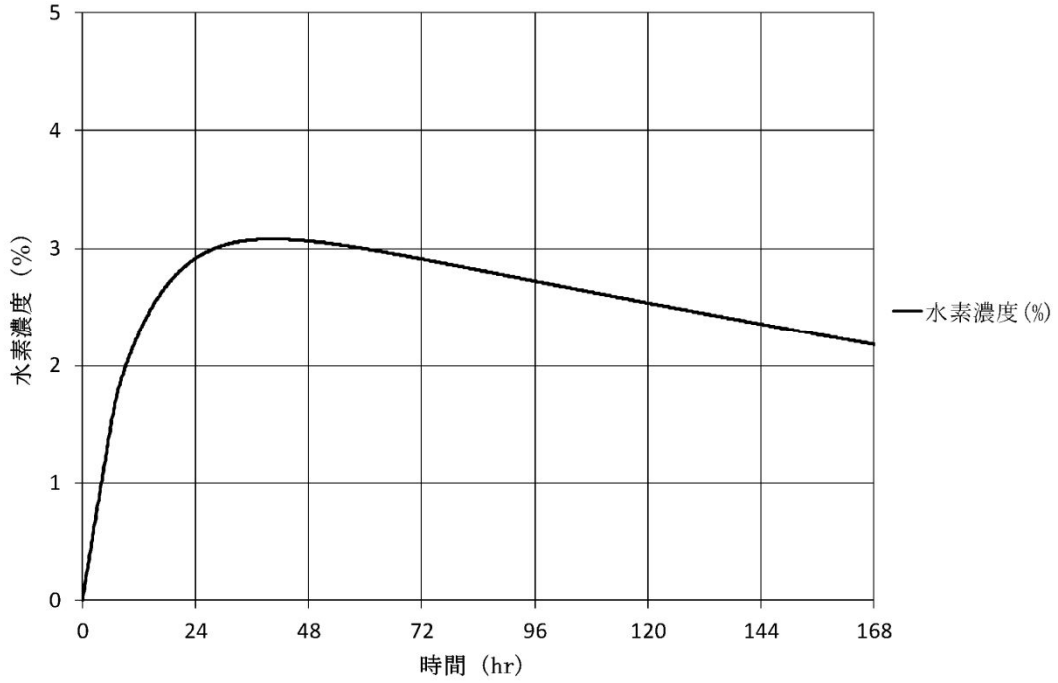
③　評価結果

原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度の時間変化を第2.1.3－2図に，原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化を第2.1.3－3図に，原子

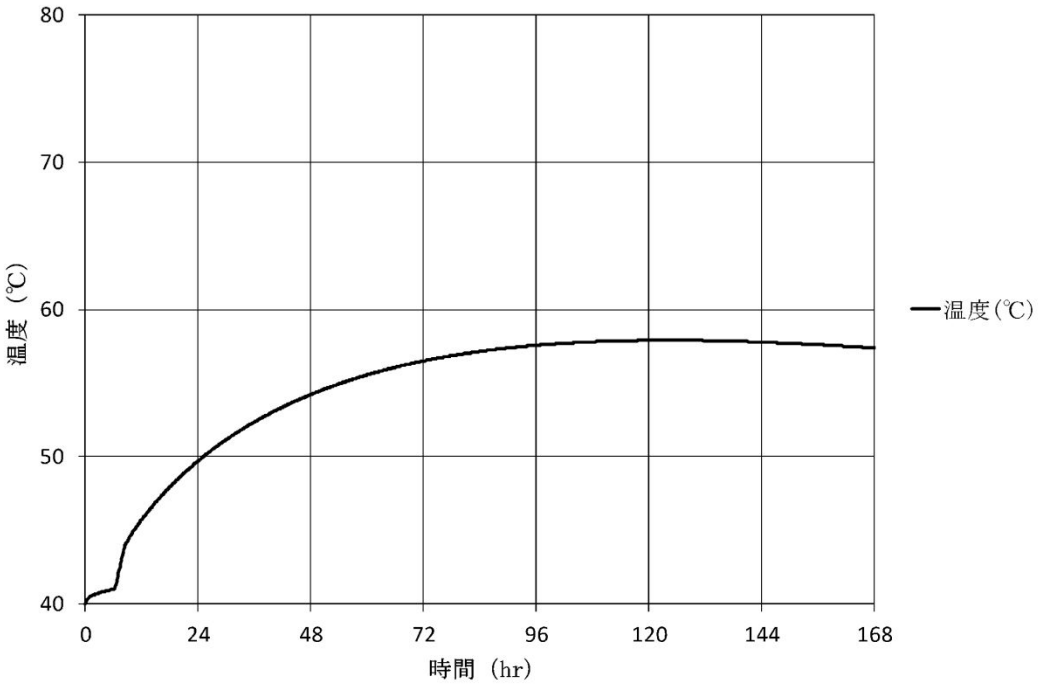
炉建屋原子炉棟6階からのガスの流出量の時間変化を第2.1.3－4図に示す。

原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度は，原子炉格納容器からのガスの漏えいにより上昇するが，外気への放熱とのバランスにより，一時的に約41℃の一定値に近づく。原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度は，原子炉格納容器から漏えいする水素により上昇するが，約6.3時間後に1.5vol％に到達すると，ＰＡＲによる水素の再結合処理が開始し，水素の再結合による発熱で雰囲気温度が更に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階からのガス流出量は，雰囲気温度の上昇率に応じて膨張した気体分だけ増加するが，雰囲気温度が一定値に近づくにつれて，原子炉格納容器からのガスの漏えい量である約0.05kg／sに近づく結果となる。雰囲気温度は，原子炉格納容器からの漏えいエネルギー，水素の再結合による発熱及び外気への放熱量のバランスにより，最終的に約58℃の一定値に近づく。一方，雰囲気の水素濃度は，原子炉格納容器からの水素の漏えい量，水素の再結合処理量及び原子炉建屋原子炉棟6階からの水素の流出量のバランスにより，最大値3.1vol％となった後，減少に転じる結果となっている。

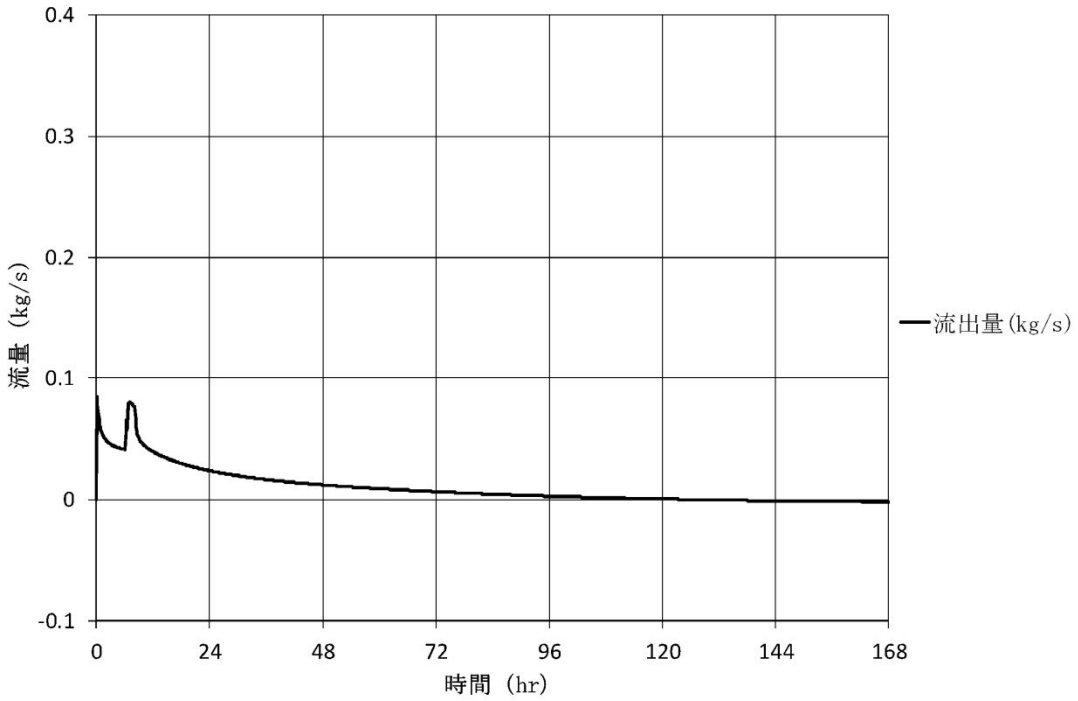
以上より，ＰＡＲ24基の設置により，本評価条件において，原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度を可燃限界である4vol％未満に低減でき，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止することができる。



第2.1.3－2図　原子炉建屋原子炉棟6階の水素濃度の時間変化



第2.1.3－3図　原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気温度の時間変化



第2.1.3－4図　原子炉建屋原子炉棟6階からのガス流出量の時間変化

(3)　ＰＡＲ設置箇所

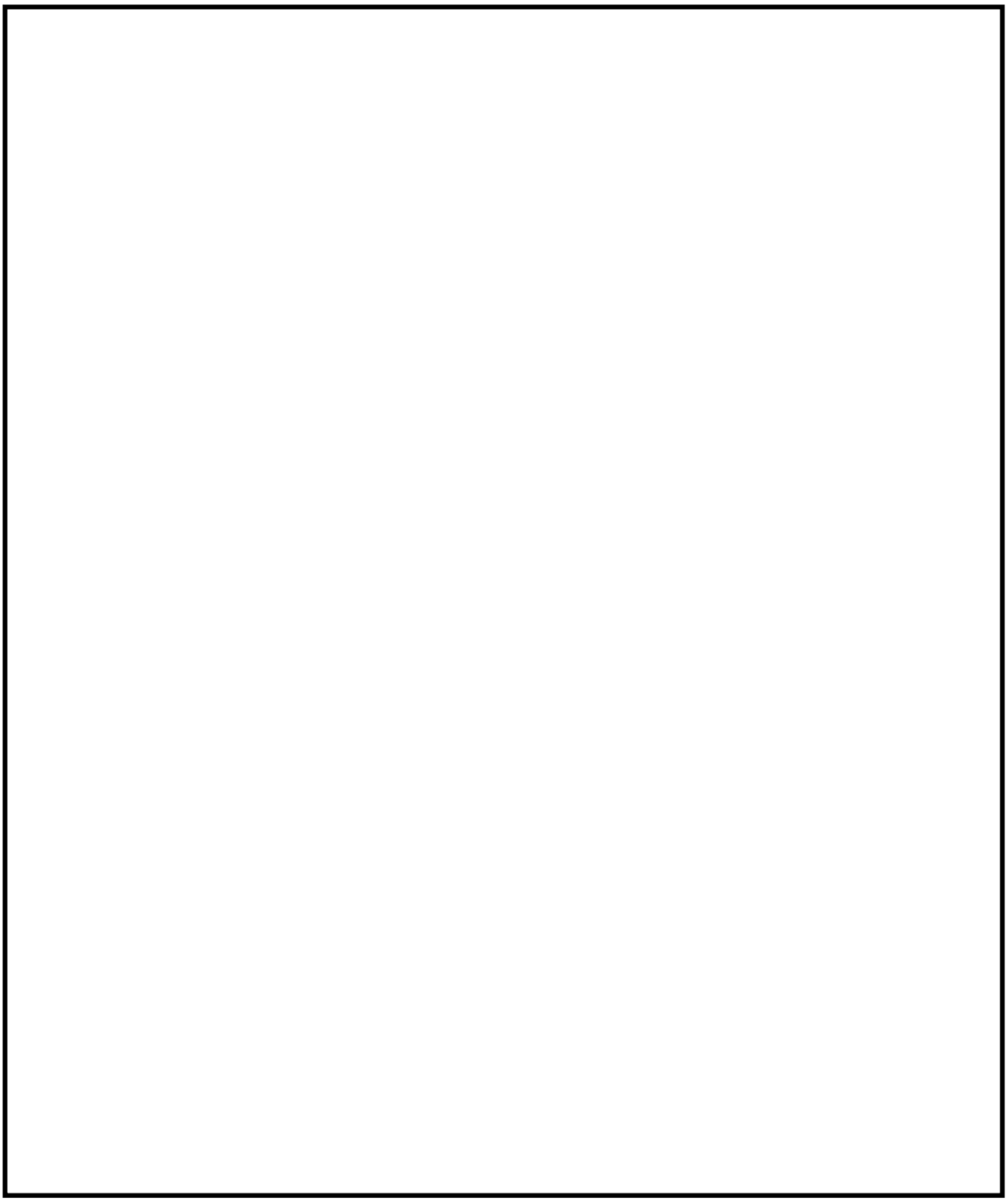
炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器内に水素が蓄積した状態では，原子炉格納容器のフランジ部等を通じて水素が原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする可能性がある。原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟6階まで上昇し，原子炉建屋原子炉棟6階に滞留することが予想される。

ＰＡＲは，水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟6階に設置する。ＰＡＲ概略配置図を第2.1.3－5図に，ＰＡＲ設置概要図を第2.1.3－6図に示す。

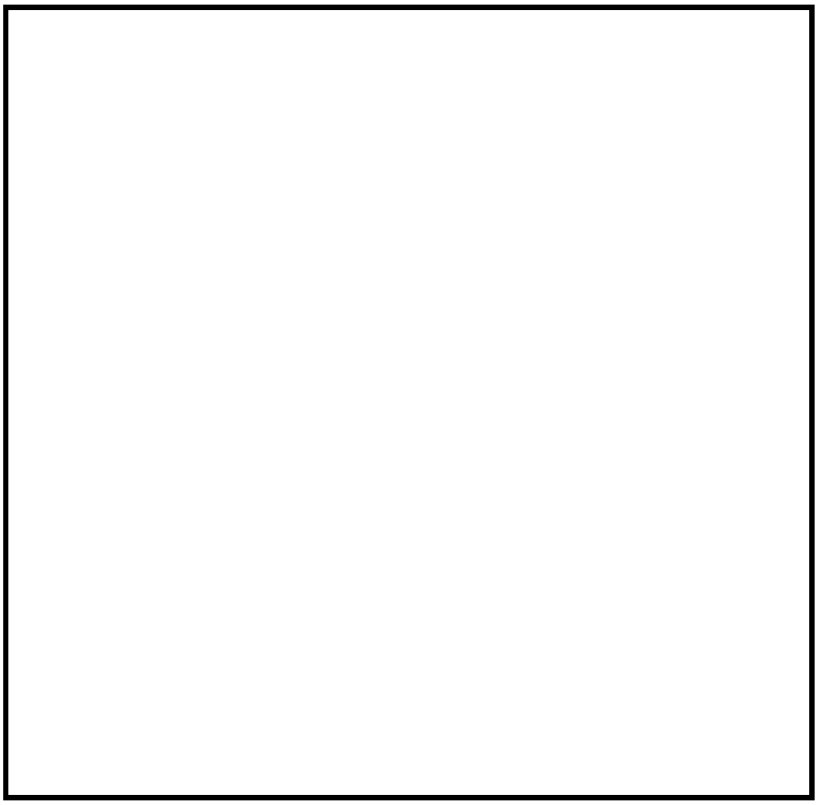
なお，ＰＡＲの動作状況を監視することができるように，2基のＰＡＲに温度計を設置する（別紙3）。

【考慮事項】

・耐震性確保のため，支持構造物に十分な強度を持って固定できる箇所に設置する。
・十分に性能を発揮できるように，ＰＡＲの給排気に十分な空間を確保できる箇所に設置する。
・結合反応時に発生する熱の影響により，ＰＡＲの周囲に安全機能を損なう設備がないことを確認する。
・定期検査等において，通行や点検作業の支障とならないように，壁面，隣接するＰＡＲ及び周辺機器と適切な離隔距離を確保した箇所に設置する。



第2.1.3－5図　ＰＡＲ概略設置図



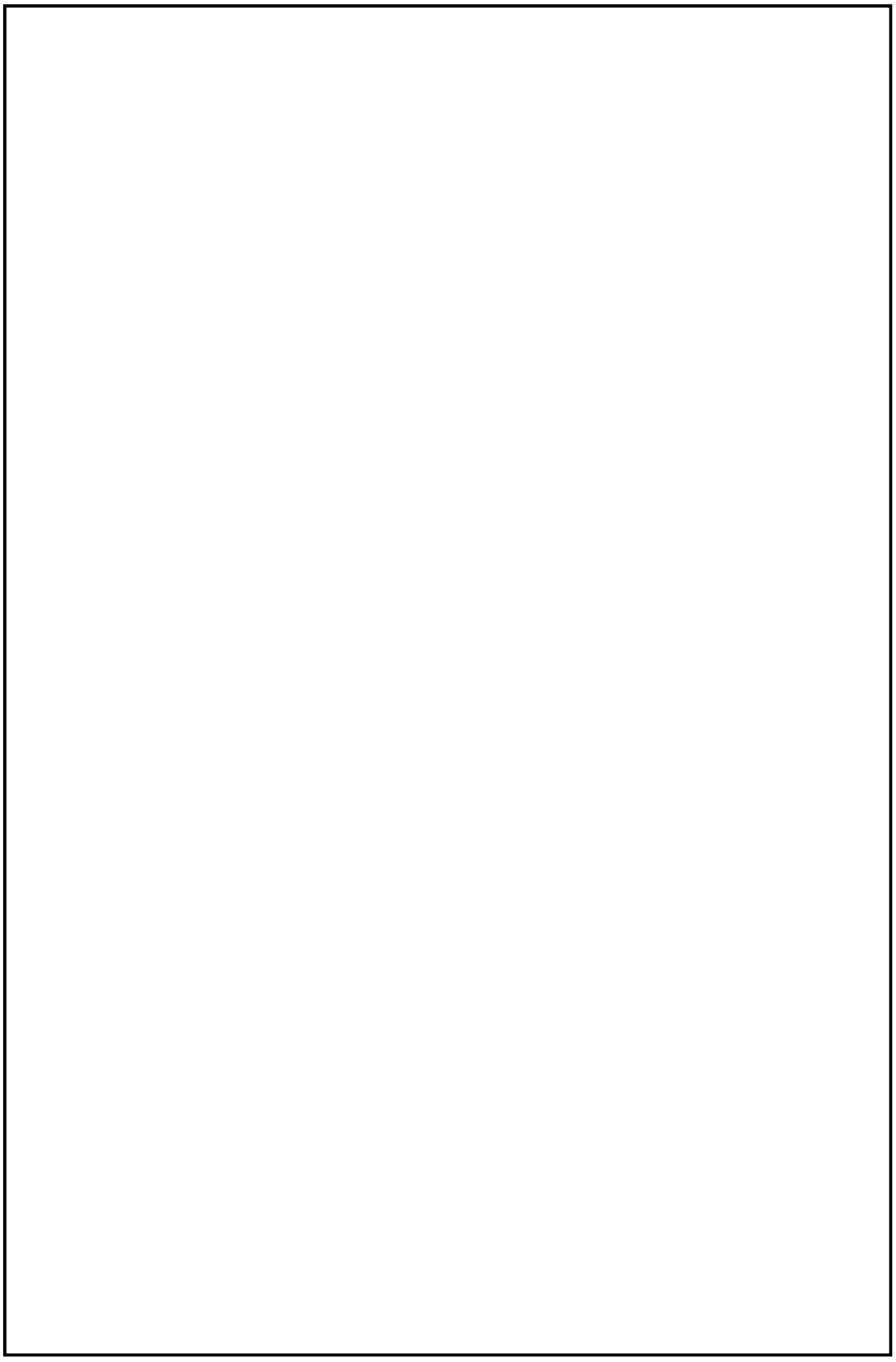
第2.1.3－6図　ＰＡＲ設置概要図

(4)　ＰＡＲ設置の設計フロー

ＰＡＲ設置を検討する際には，設置基数を設定し，現場取付作業性を考慮して設置位置を設定するが，最終的には設定した配置で水素処理効果を評価し，空間水素濃度に偏りがないこと及び可燃限界未満となることを確認する。確認の結果，性能要求を満足できない場合には，ＰＡＲの配置変更及び設置基数の再検討を行い，再度水素処理効果を評価して設計の妥当性を確認する。ＰＡＲ設置の設計フローを第2.1.3－7図に示す。

第2.1.3－7図に示す「ＰＡＲ設置基数・配置決定」は，「2.1.3(2) ＰＡＲ設置基数」に示すとおり，原子炉建屋原子炉棟6階が可燃限界未満になるＰＡＲ必要基数を決定し，「2.1.3(3) ＰＡＲ設置箇所」に示すとおり，ＰＡＲによる気流の撹拌効果及び施工性を踏まえて配置を決定する。しかしながら，この時点では原子炉建屋原子炉棟6階を1点のモデルとした簡易評価結果による設置基数及び配置の決定であるため，仮決定の位置付けとなる。この仮決定結果をインプット条件とし，流動解析により「空間水素濃度に偏りはないか？」及び「空間水素／酸素濃度は可燃限界未満を維持できるか？」を確認し，「ＰＡＲ設置基数・配置決定」の仮決定結果が妥当であるかを示し，最終決定する設計フローとする。設置位置の妥当性については，「2.1.4 原子炉建屋原子炉棟の水素挙動」でＰＡＲの設置位置をモデル化した解析に示す。

これらの検討の結果，ＰＡＲは，第2.1.3－5図及び第2.1.3－6図に示すとおりに設置する。



第2.1.3－7図　ＰＡＲ設置の設計フロー

2.1.4　原子炉建屋原子炉棟の水素挙動

ＰＡＲの効果について，ＧＯＴＨＩＣコードによる解析により原子炉建屋原子炉棟の水素挙動を確認する。

また，東海第二発電所では炉心損傷を判断した場合，中央制御室での被ばく線量低減の観点から原子炉建屋ガス処理系（以下「ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ」という。）の効果に期待することとしており，より現実的な解析条件としてＦＲＶＳ／ＳＧＴＳが起動している場合の水素挙動を確認する。

解析条件を第2.1.4－1表から第2.1.4－4表に，原子炉建屋原子炉棟の解析モデルを第2.1.4－1図及び第2.1.4－2図に，解析モデルにおける原子炉建屋原子炉棟6階のＰＡＲの配置を第2.1.4－3図に示す。

ＰＡＲを設置している6階においては，132個のサブボリュームに分割し，設置位置に該当する各ボリュームにＰＡＲを模擬したモデルを設定している。

大物搬入口及び各階段領域については，自然対流を模擬するため幾つかのサブボリュームに分割している。

第 2.1.4－1 表　ＰＡＲの解析条件

No.	項　目	説　明	入力値
1	ＰＡＲの性能 (NIS 製 PAR－22) (1)水素処理容量 DR	$DR = A \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF$ DR　：水素処理容量　(kg／h／基) A　：定数 [　　] (m^3／h) C_{H2}　：水素濃度　(vol%) P　：圧力　(10^5Pa) T　：温度　(K) SF　：スケールファクタ	—
	(2)反応阻害物質ファクタ $F_{inhibit}$	製造上の性能のばらつき，プラント通常運転中及び事故時の劣化余裕を考慮する。	0.5 (事故初期より一定)
	(3)低酸素ファクタ F_{lowO2}	低酸素ファクタは，以下のとおりとする。ただし，1 以上の場合は全て 1 とし，0 未満の場合は全て 0 とする。 $F_{lowO2} = 0.7421\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^3 - 0.6090\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right)^2 + 0.7046\left(\frac{C_{O2}}{C_{H2}}\right) - 0.026$ C_{O2}　：酸素濃度　(vol%)	—
	(4)起動水素濃度 C_{H2on}	国内試験で起動が確認されている範囲に余裕を見た値	1.5vol%
	(5)起動酸素濃度 C_{O2on}	同上	2.5vol%
	(6)起動遅れ	考慮しない。	—
2	ＰＡＲ基数	実際の設置基数	24 基
3	ＰＡＲ設置位置	第 2.1.4－3 図参照	—

第 2.1.4－2 表　マルチノードモデルの解析条件（1／2）

No	項　目	入力値	備　考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件		
	(1)圧力(初期条件)	大気圧	6 階中心高さにおける圧力を 101.325kPa とし，他階は 6 階中心高さより空気の水頭差を考慮した値とする。
	(2)温度(初期条件)	40℃	想定される高めの温度として設定
	(3)組成(初期条件)	相対湿度 100%の空気	同上
	(4)空間容積(固定)	6 階:22,330m^3 5 階(西側):2,070m^3 5 階(東側):2,490m^3 4 階(西側):2,410m^3 4 階(東側):3,660m^3 3 階(西側):2,610m^3 3 階(東側):2,970m^3 2 階(西側):1,260m^3 2 階(東側):2,130m^3 1 階(西側):1,510m^3 1 階(東側):1,480m^3 地下 1 階(西側):1,560m^3 地下 1 階(東側):1,500m^3 地下 2 階(西側):1,210m^3 地下 2 階(北東側):390m^3 地下 2 階(南東側):380m^3	入力値は，容積×0.7 とする。（躯体分，機器配管分を差し引いた値）
	(5)開口面積(固定)	第 2.1.4－3 表参照	垂直方向の開口として模擬する箇所は，大物搬入口及び各階段とする。
2	圧力境界条件 (外部・外気への漏えい) (1)圧力(固定)	101.325kPa	大気圧
	(2)温度(固定)	40℃	想定される高めの温度として設定
	(3)酸素濃度(固定)	21vol%	乾燥空気の組成
	(4)窒素濃度(固定)	79vol%	同上
3	流出条件(外部への漏えい) (1)位置	6 階	

第 2.1.4－2 表　マルチノードモデルの解析条件（2／2）

No.	項　目	入力値	備　考
4	放熱条件 (1)内壁熱伝達率 (原子炉建屋燃料取替床－壁面)	凝縮熱伝達及び自然対流熱伝達を考慮	ＧＯＴＨＩＣコード内のモデルを使用 ・凝縮熱伝達モデル:ＤＬＭ－ＦＭ ・自然対流熱伝達モデル：垂直平板(壁)，水平平板(天井)
	(2)壁厚さ(固定)	壁:□mm 天井:□mm	躯体図より算出
	(3)壁内熱伝導率(固定)	1.5W／m／K	コンクリートの物性
	(4)壁の比熱（固定）	1kJ／kg／K	同上
	(5)壁の密度(固定)	2,400kg／m^3	同上
	(6)外壁熱伝達率 （壁面－外気）	6W／m^2／K	建物内温度 200℃(流入気体温度)，外気温 40℃における自然対流熱伝達率を使用
	(7)外気温(固定)	40℃	同上
	(8)放熱面積(固定)	東西壁:1,579.4m^2 南北壁:1,475.2m^2 天井:1,933.8m^2	躯体図より算出

第 2.1.4－3 表　開口面積

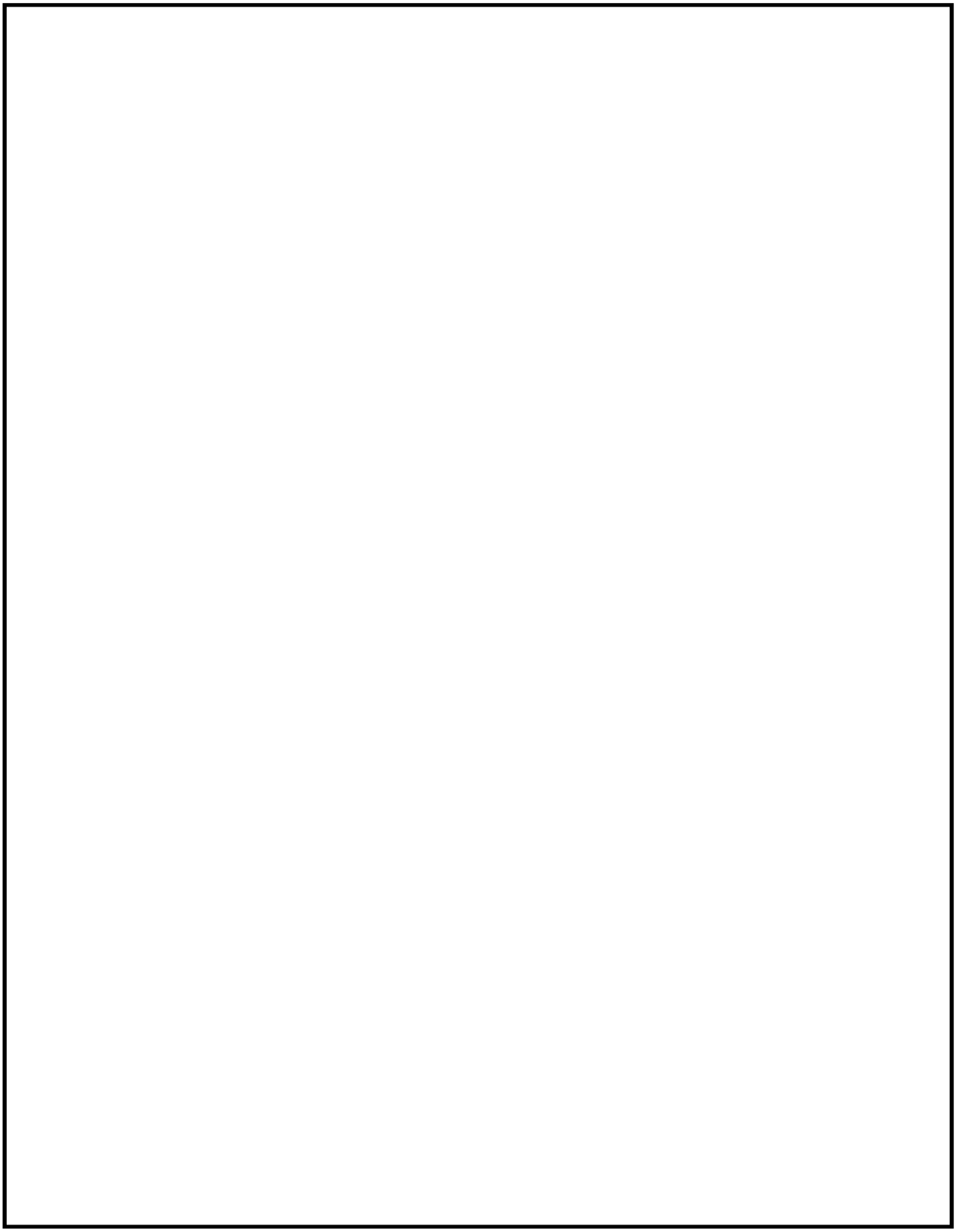
（単位：m^2）

フロア	大物搬入口	北東部階段	北西部階段	西部階段	西部階段1	北部階段	南西部階段	東部階段	南部階段
6階床									
5階床									
4階床									
3階床									
2階床									
1階床									
地下1階床									

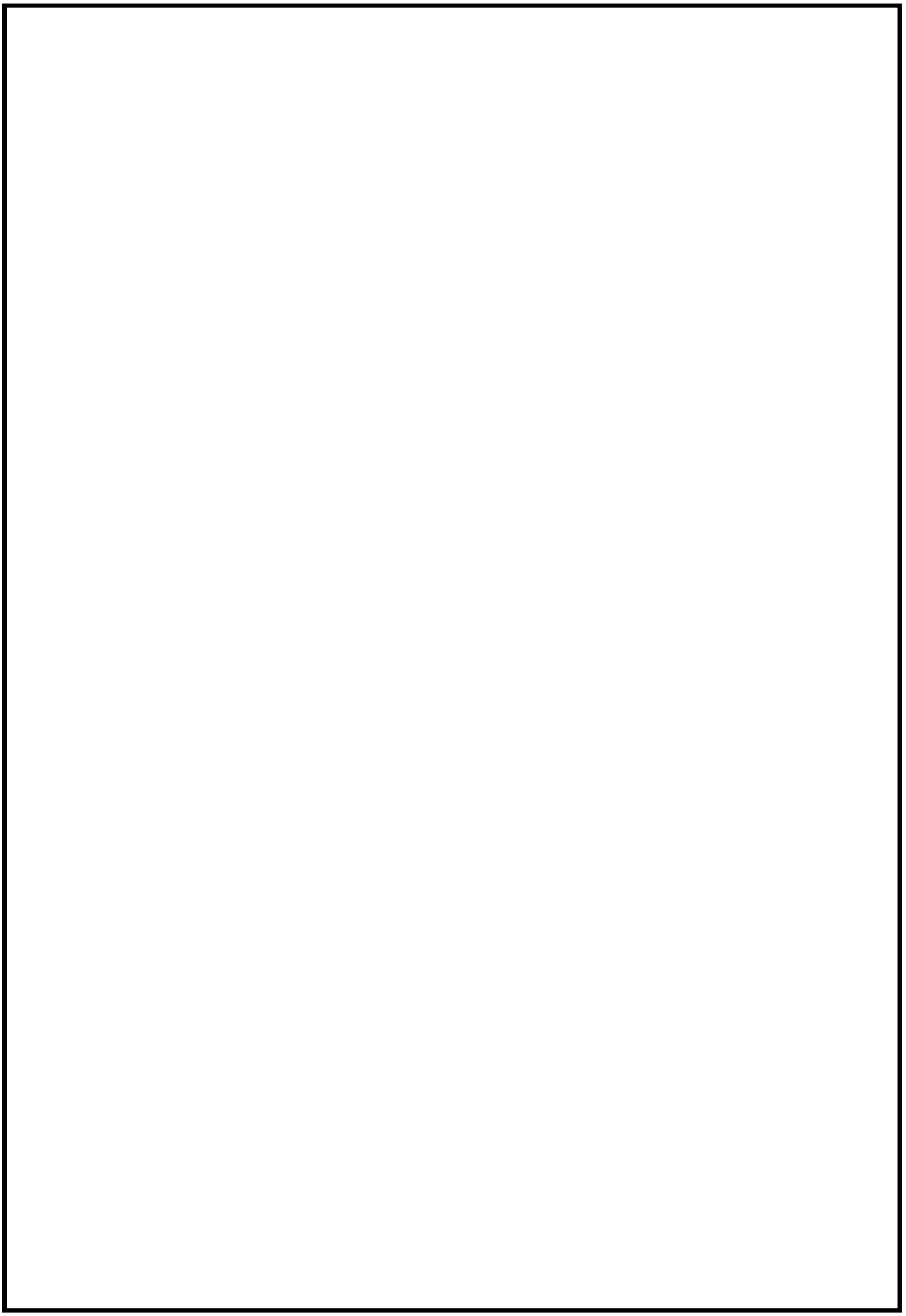
第 2.1.4－4 表　ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの解析条件

フロア	ＦＲＶＳ吸込み（排気）流量 [m^3／h]	ＦＲＶＳ戻り（給気）流量 [m^3／h]
6階	4,250	4,765
5階（西側）	—	497
5階（東側）	—	315
4階（西側）	—	664
4階（東側）	—	1,152
3階（西側）	—	580
3階（東側）	4,250	493
2階（西側）	—	1,024
2階（東側）	4,250	935
1階（西側）	—	261
1階（東側）	—	261
地下1階（西側）	—	782
地下1階（東側）	4,250	782
地下2階（西側）	—	445
地下2階（北東側）	—	335
地下2階（南東側）	—	141
合計※	17,000	13,430

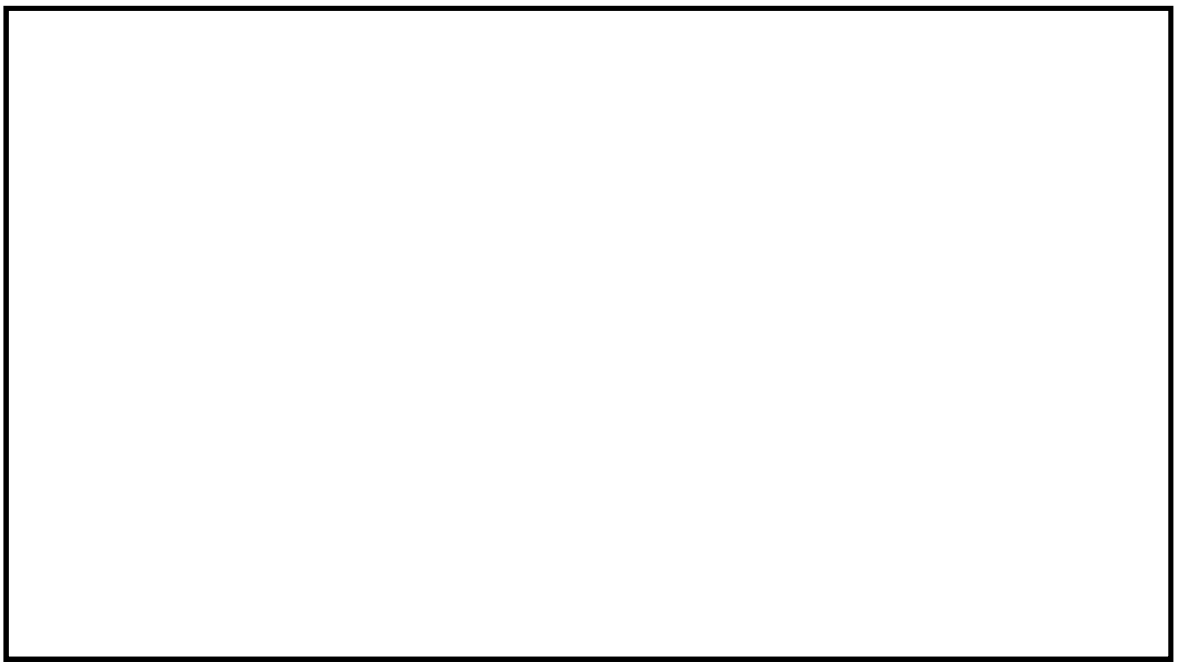
※　ＦＲＶＳ吸込み流量と戻り流量の差分がＳＧＴＳ単体の定格流量
（17,000 － 13,430 ＝ 3,570m^3／h）



第 2.1.4－1 図　ＧＯＴＨＩＣ解析モデル　ノーディング図



第 2.1.4－2 図　6 階サブボリューム分割図



第 2.1.4－3 図　ＰＡＲ設置箇所

2.1.4.1　解析条件

(1)　原子炉格納容器漏えい条件

原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟への漏えい条件として「ａ．設計条件」又は「ｂ．有効性評価シナリオ包絡条件」のいずれかを用いる。

ａ．設計条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1－1 表に示す。原子炉格納容器ベントは，想定せず，原子炉格納容器漏えい率は，10％／day とする。漏えいするガスの組成は，原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，水蒸気に置き換わる条件とする。漏えいするガス組成の時間変化を第 2.1.4.1－1 図に示す。

ｂ．有効性評価シナリオ包絡条件

原子炉格納容器からの漏えい条件を第 2.1.4.1－2 表に示す。漏えいするガスの圧力，温度，ガス組成（水蒸気分率，水素分率，窒素分率）は，第 2.1.4.1－2 図から第 2.1.4.1－9 図に示す「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のシナリオにおける代替循環冷却系を使用する場合及び代替循環冷却系を使用できない場合における格納容器圧力，格納容器温度及びガス濃度をそれぞれ保守側に包絡するように設定する。

漏えい量については，格納容器圧力，格納容器温度及びガス濃度から，ＡＥＣの式を用いて設定する。ガス濃度については，漏えい量を多く見積もる観点から，水素以外の組成を水蒸気として取り扱う。なお，漏えい率が 1.0％／day を超過する場合は，これを包絡する 1.5％／day を設定し，1.0％／day 未満である場合には，1.0％／day を設定する。

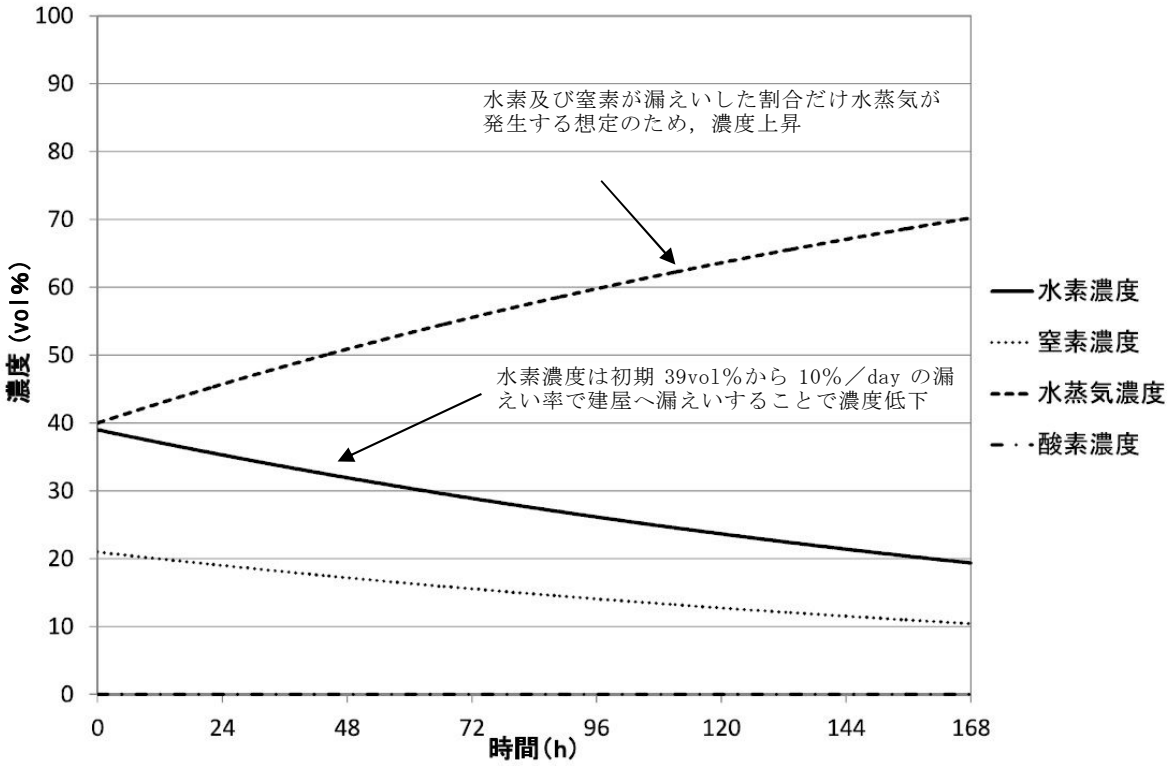
第 2.1.4.1－1 表　設計条件における漏えい条件

項　目	解析条件	備　考
圧力［kPa［gage］］	620	
温度［℃］	200	
水素分率［vol%］	39	原子炉格納容器漏えい率に応じて時間とともに水素及び窒素が減少し，その減少分は，全て水蒸気に置き換わる条件とする。
水蒸気分率［vol%］	40	
窒素分率［vol%］	21	
原子炉格納容器漏えい率［%／day］	10	

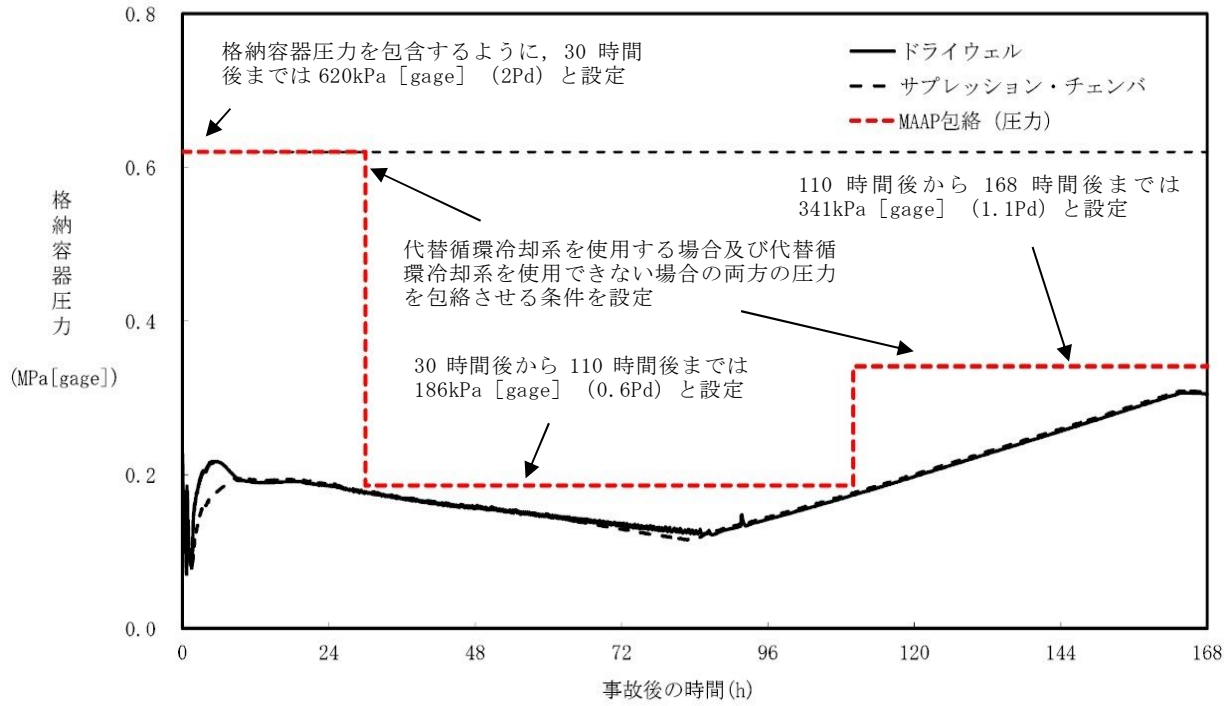
第 2.1.4.1－2 表　有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項　目	ドライウェル				サプレッション・チェンバ			
	0～3h	3～30h	30～110h	110～168h	0～3h	3～30h	30～110h	110～168h
圧力［kPa［gage］］	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)	620 (2Pd)		186 (0.6Pd)	341 (1.1Pd)
温度［℃］	210	200	171		210	200	171	
水素分率［vol%］	41	28	34	29	30		11	
水蒸気分率［vol%］	59	72	66	71	70		89	
原子炉格納容器漏えい率［%／day］※	1.5		1.0		1.5		1.0	
備　考	6 階及び 2 階の漏えい条件				地下 1 階の漏えい条件			

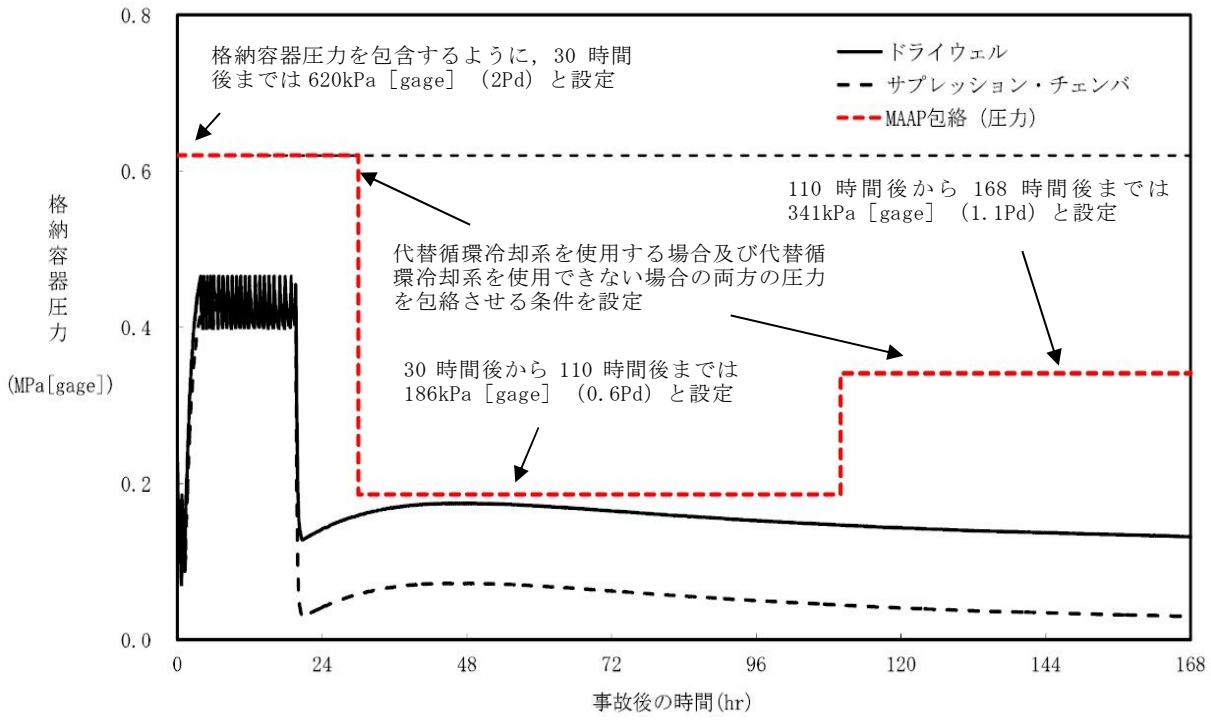
※　漏えい率は，ＡＥＣの式より算出



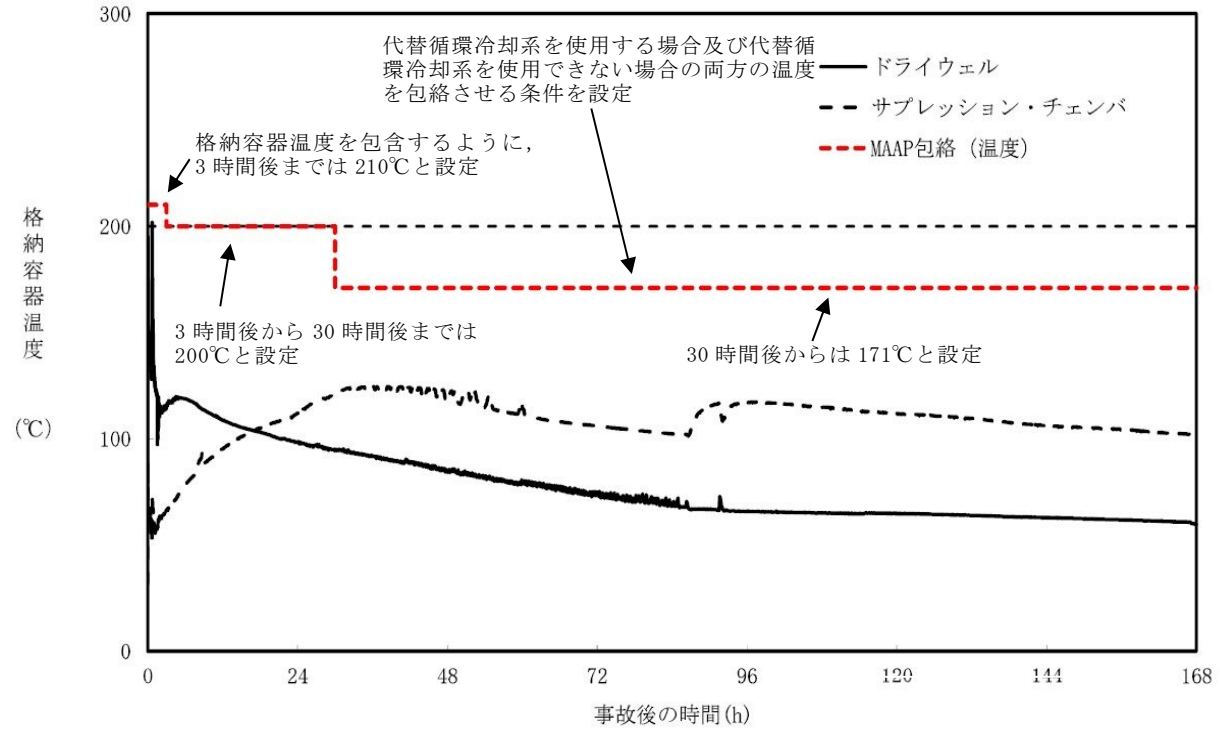
第 2.1.4.1－1 図　漏えいガス組成の時間変化（設計条件）



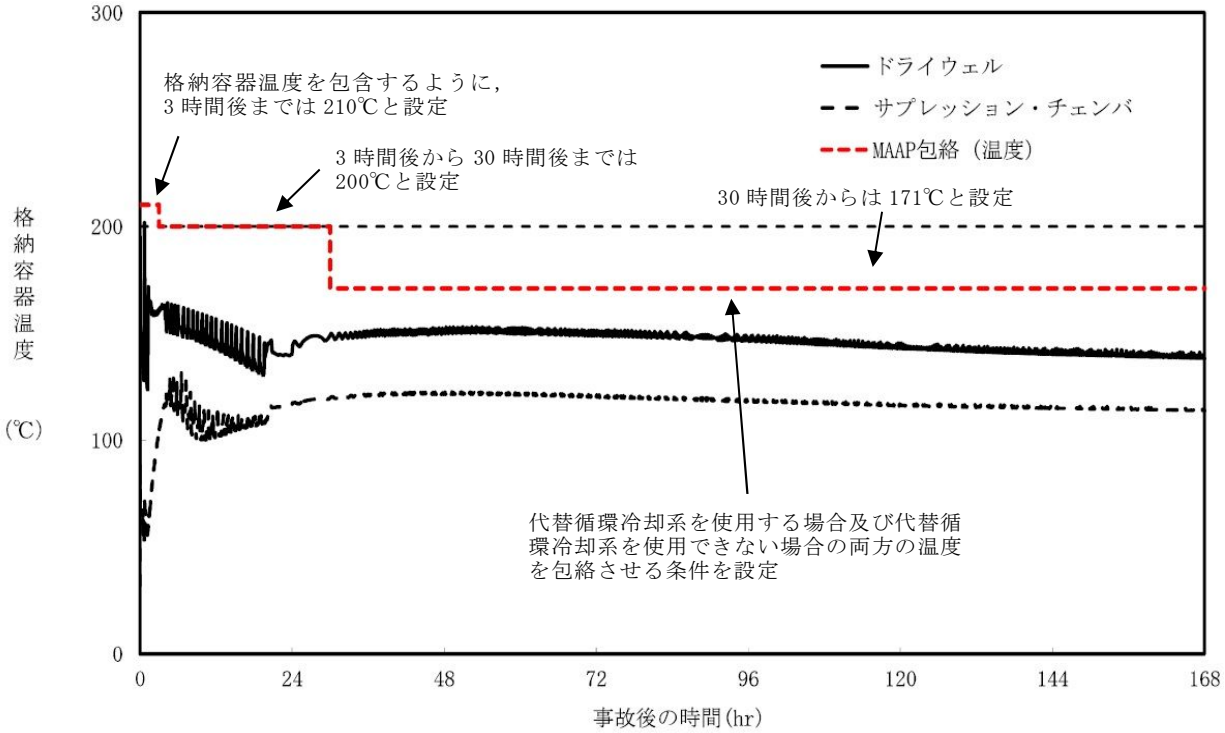
第 2.1.4.1－2 図　格納容器圧力（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用する場合）



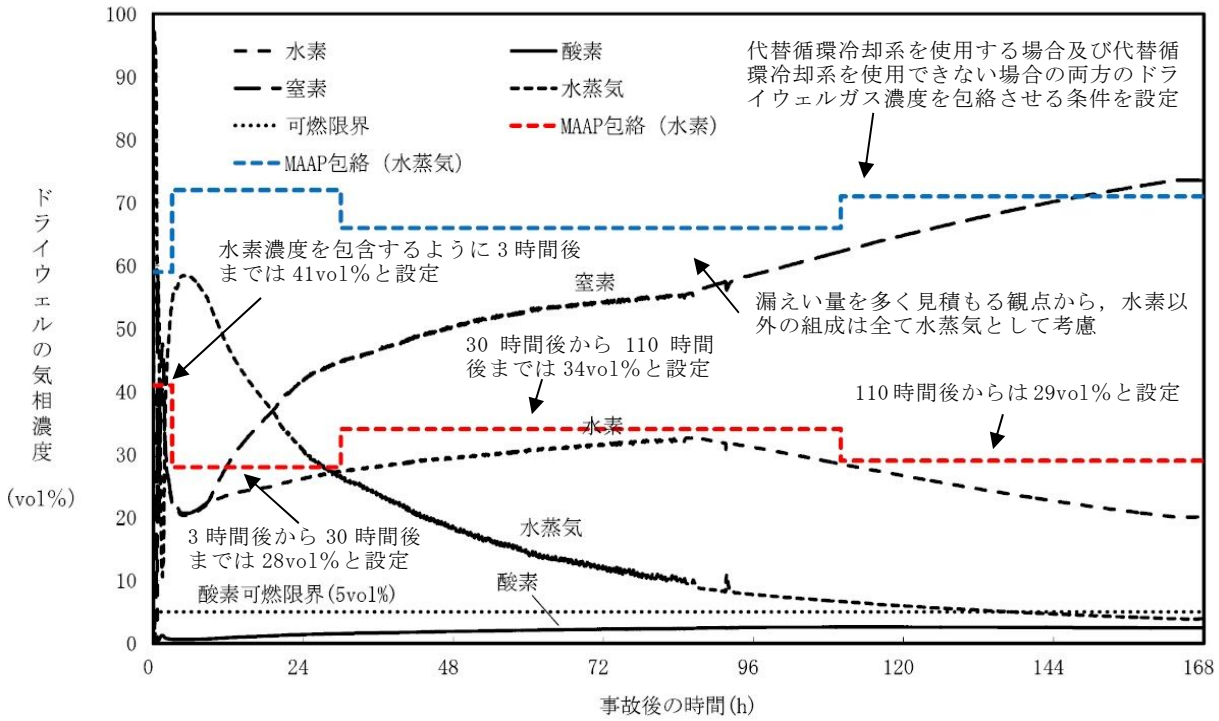
第 2.1.4.1－3 図　格納容器圧力（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用できない場合）



第 2.1.4.1－4 図　格納容器温度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用する場合）

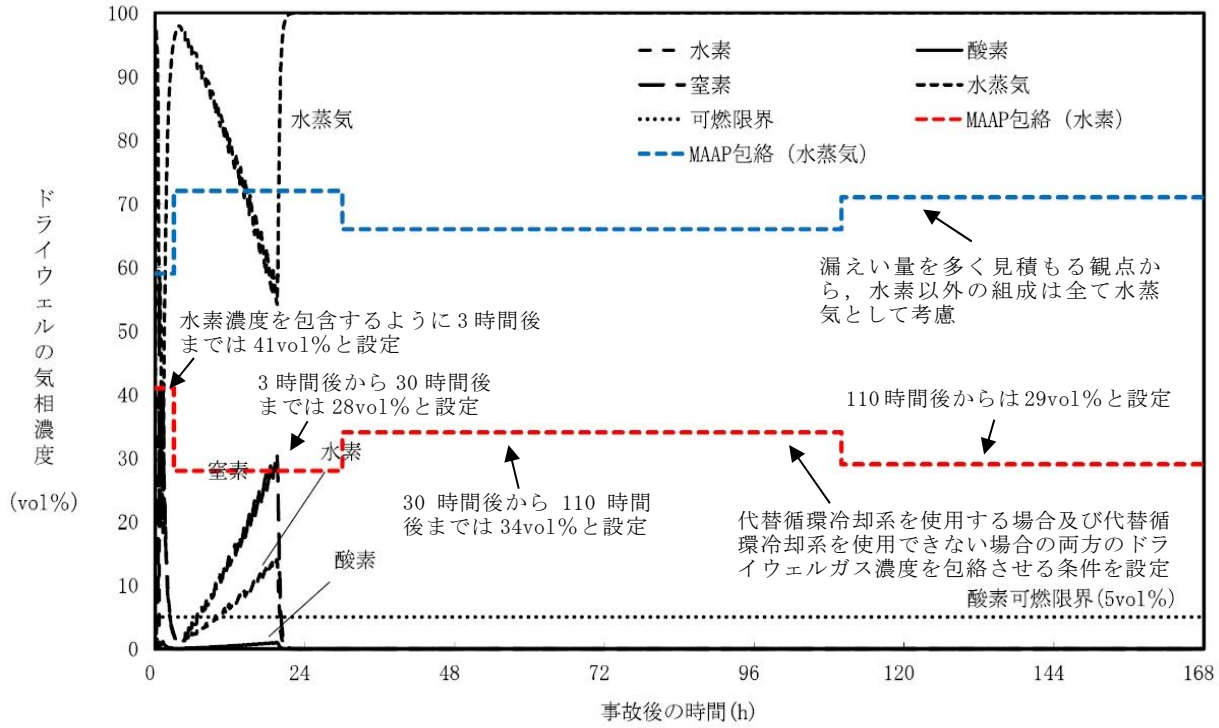


第 2.1.4.1－5 図　格納容器温度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用できない場合）



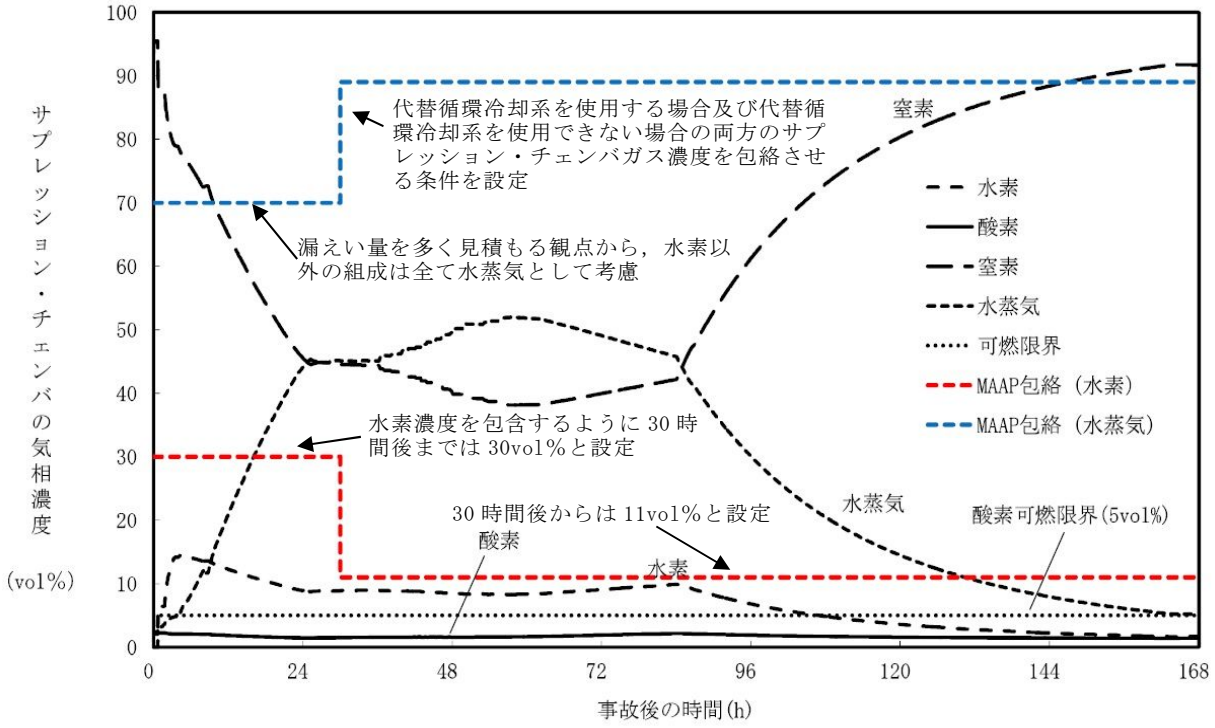
第 2.1.4.1－6 図　ドライウェルガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）

（代替循環冷却系を使用する場合）

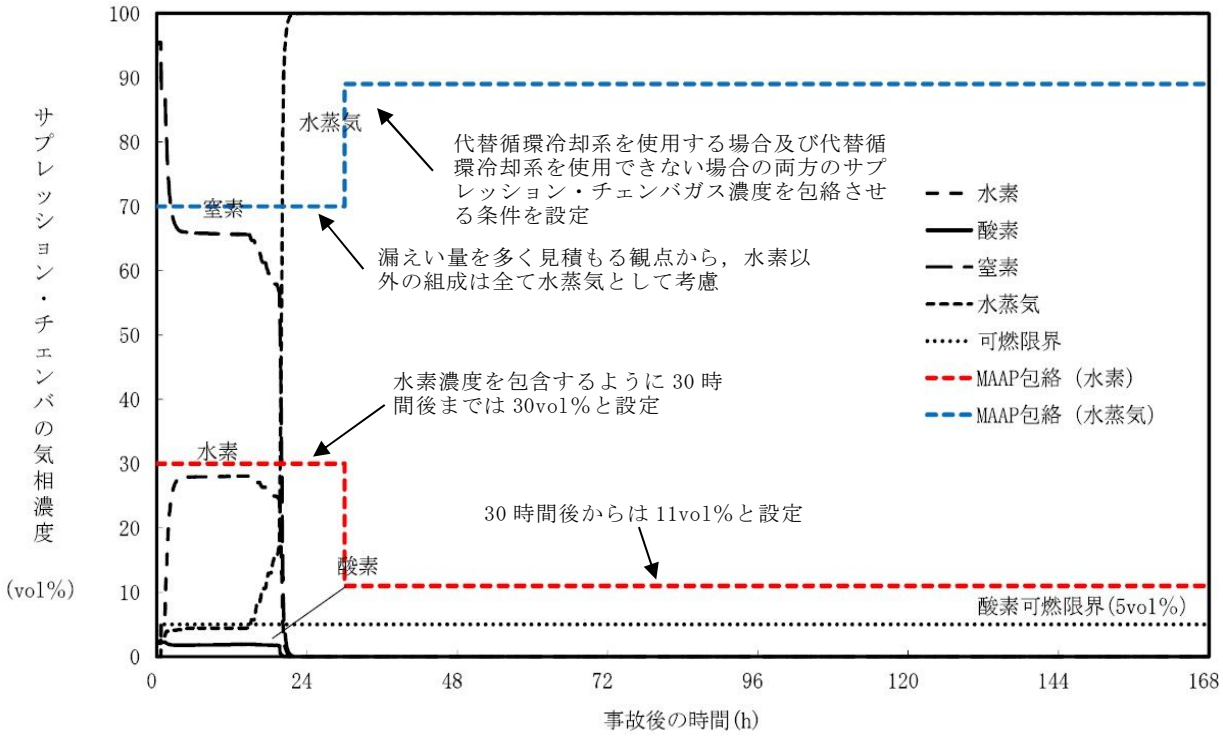


第 2.1.4.1－7 図　ドライウェルガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）

（代替循環冷却系を使用できない場合）



第 2.1.4.1－8 図　サプレッション・チェンバガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用する場合）



第 2.1.4.1－9 図　サプレッション・チェンバガス濃度（有効性評価シナリオ包絡条件）（代替循環冷却系を使用できない場合）

(2)　漏えい箇所

漏えい箇所は，以下の原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類の貫通部とする。

・原子炉格納容器トップヘッドフランジ（原子炉建屋原子炉棟 6 階）

・ドライウェル機器ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）

・ＣＲＤ搬出ハッチ（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）

・所員用エアロック（原子炉建屋原子炉棟 2 階東側）

・サプレッション・チェンバアクセスハッチ（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側）

6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）のみから漏えいする条件又は複数フロアから漏えいする条件を使用する。複数フロアからの漏えいを想定する場合，各フロアの漏えい量は，全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。水素漏えい量の分配条件を第 2.1.4.1－4 表に示す。

部屋の位置を第 2.1.4.1－10 図，第 2.1.4.1－11 図に示す。

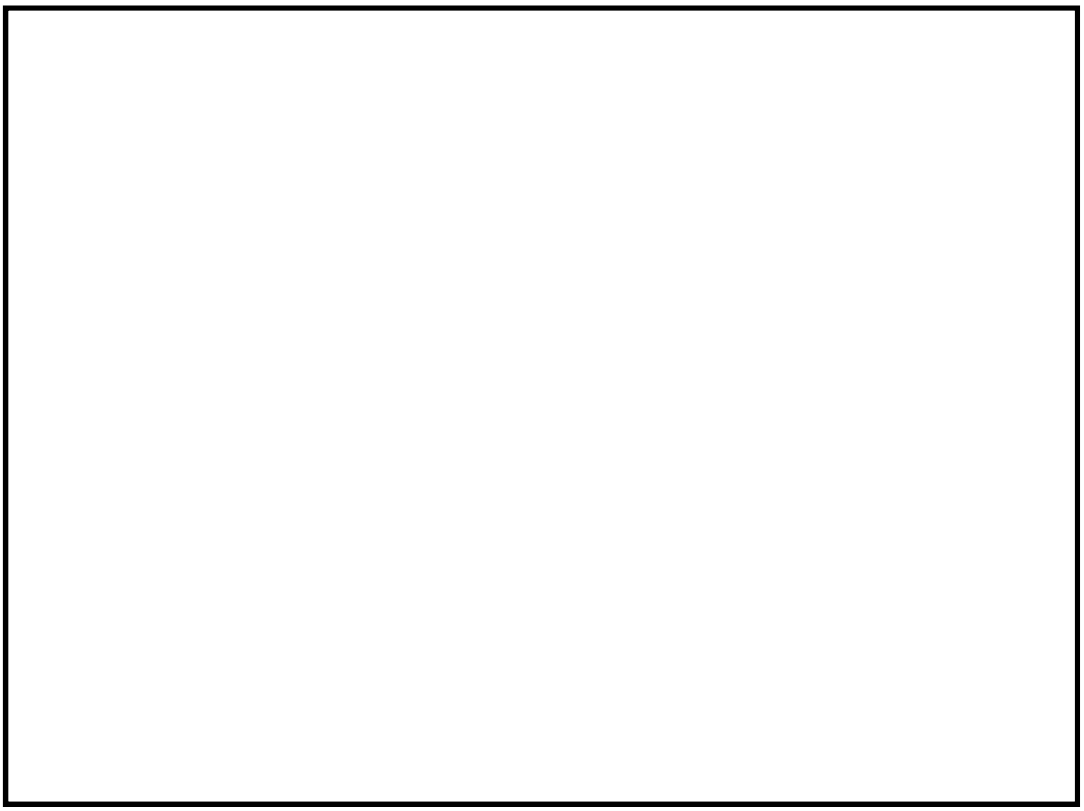
第 2.1.4.1－4 表　水素漏えい量の分配条件

漏えいフロア		漏えい箇所	口径［㎜］	周長※1［㎜］	周長割合※2		漏えい量割合※3		漏えいの対象とする局所エリア
					全フロア	ウェル注水想定時	全フロア	ウェル注水想定時	
6 階		原子炉格納容器トップヘッドフランジ							―
2 階	西側	ドライウェル機器ハッチ							ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋
		ＣＲＤ搬出ハッチ							
	東側	所員用エアロック							所員用エアロックのある部屋
地下 1 階	西側	サプレッション・チェンバ　アクセスハッチ							サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋

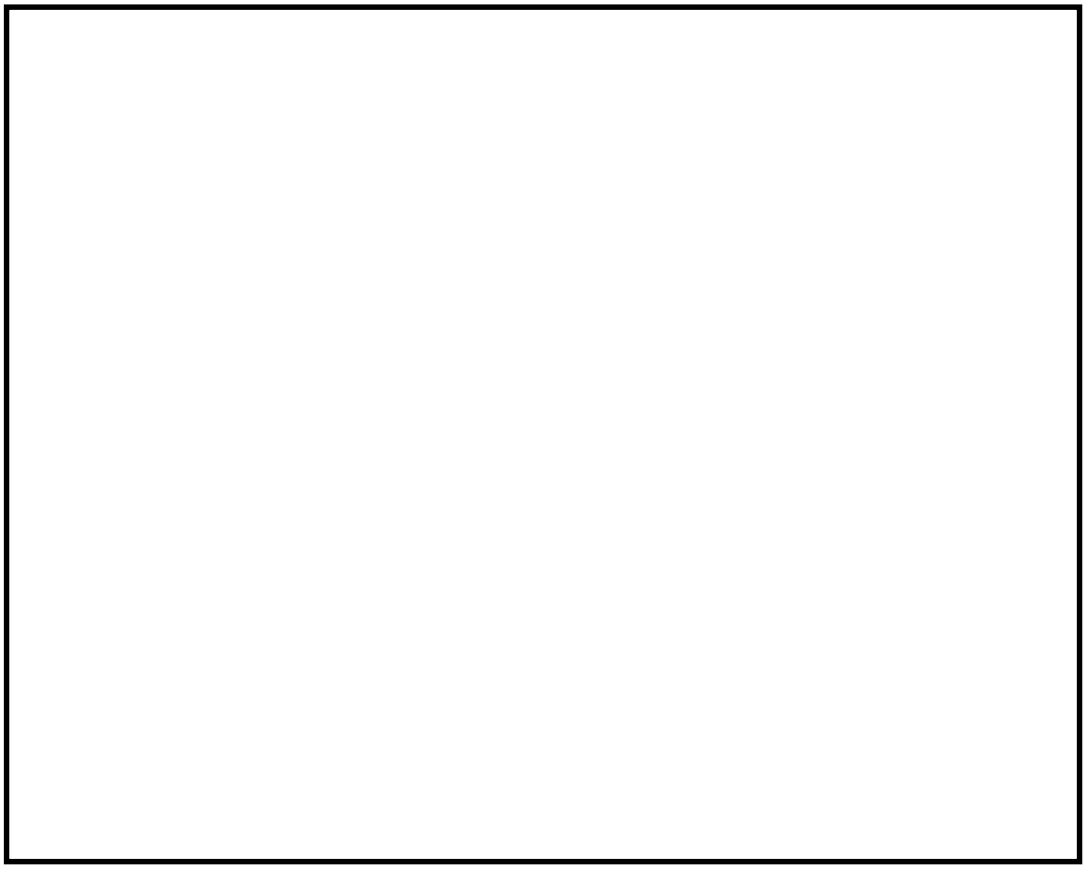
※1　所員用エアロックの周長は，エアロック扉内側の矩形部分の周長とする。その他の周長は，漏えい箇所の口径［㎜］から周長［㎜］（口径［㎜］×円周率）を算出する。

※2　周長割合＝漏えい箇所の周長／各漏えい箇所の周長合計値。

※3　各フロアの周長割合合計値を各フロアの漏えい量割合とする。全漏えい量に漏えい量割合の数値を乗じた値を各フロアの漏えい量とする。また，6 階（原子炉格納容器トップヘッドフランジ）からのみ漏えいする条件については，漏えい量割合を 1 とする。



第 2.1.4.1－10 図　原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 2.1.4.1－11 図　原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

2.1.4.2 解析結果

2.1.4.1 に示した解析条件の組合せから，第 2.1.4.2－1 表に示すケースを選定し，解析を行った。

第 2.1.4.2－1 表　解析ケース

	ケース 1 （重大事故等時の建屋水素濃度確認）	ケース 2 （設計裕度の確認）
モデル	原子炉建屋原子炉棟　全階を模擬したモデル	
シナリオ	有効性評価シナリオ	設計条件
漏えい箇所	6 階，2 階，地下 1 階	6 階
原子炉格納容器 漏えい率	ＡＥＣの式から設定	10%／day
ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ	2 時間後から起動	停止

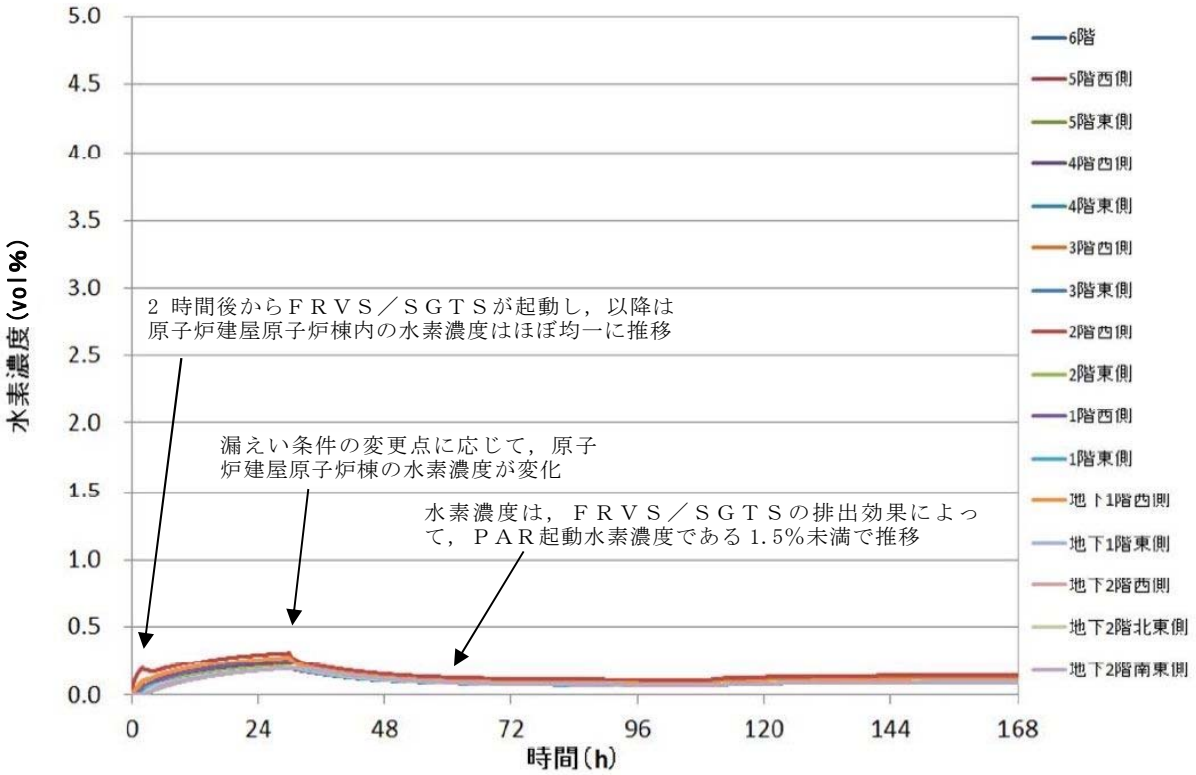
ケース 1：有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，全漏えい量を原子炉建屋原子炉棟 6 階及び下層階（2 階及び地下 1 階）に分配した条件での水素濃度の時間変化を評価する。漏えい条件は，第 2.1.4.1－2 表に示す有効性評価包絡条件とし，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳが事象発生 2 時間後から起動することを想定する。

ケース 2：ＰＡＲの設計裕度の確認を行うため，ケース 1 のシナリオに対して十分保守的に設定したＰＡＲ設計条件（10%／day）を用いて，全漏えい量が原子炉建屋原子炉棟 6 階から漏えいする場合の水素濃度の時間変化を評価する。また，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの効果も期待しない。

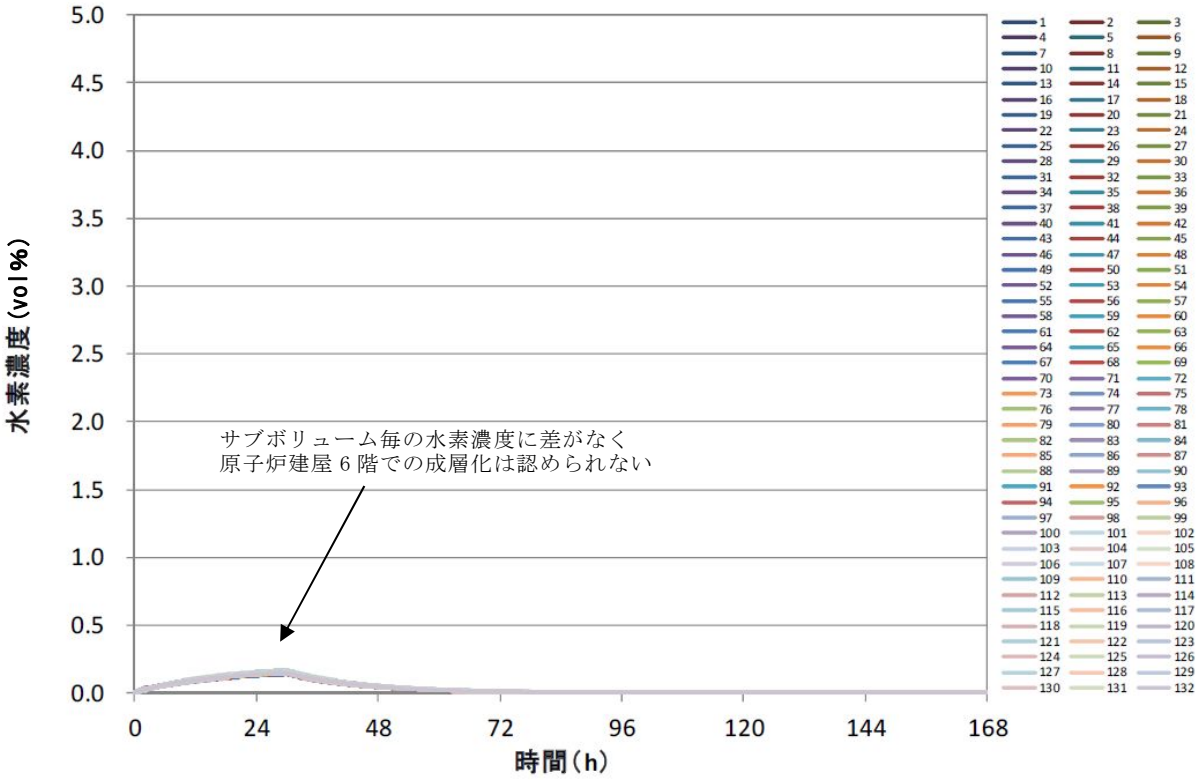
(1)　ケース１

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において，各フロアに水素が漏えいした場合の建屋内挙動を確認するため，原子炉建屋原子炉棟６階及び下層階からの漏えいした場合の水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第2.1.4.2－1図に示す。

また，原子炉建屋原子炉棟６階における水素の成層化を確認するため，原子炉建屋原子炉棟６階を132個のノードに区切ったサブボリューム別の水素濃度の時間変化を第2.1.4.2－2図に示す。



第2.1.4.2－1図　ケース１　水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



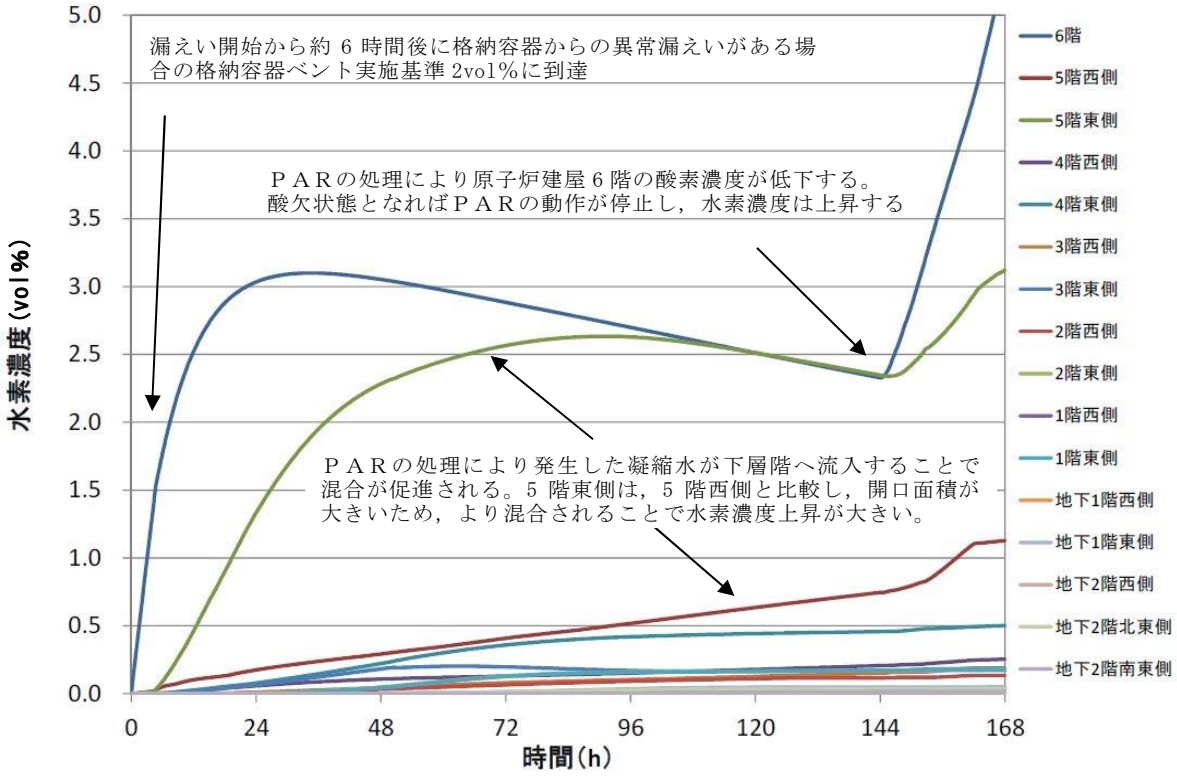
第 2.1.4.2－2 図　ケース１　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

下層階から漏えいした水素は，大物搬入口及び各階段を通じて原子炉建屋原子炉棟全域で水素濃度が均一化することを確認した。また，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの排出効果によって，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は，ＰＡＲ起動水素濃度である 1.5vol％未満となる結果となった。

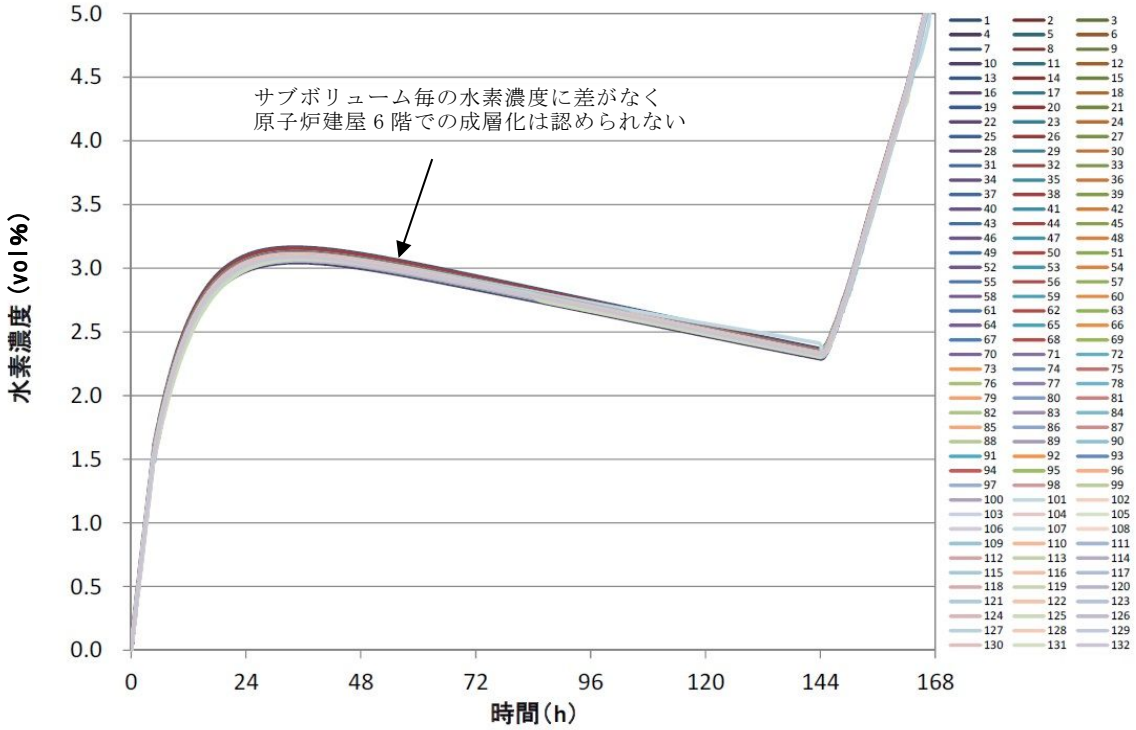
(2)　ケース２

設計裕度の確認を行うため，格納容器過圧・過温シナリオ（格納容器ベント使用時）に対して十分保守的に設定した仮想的な条件であるＰＡＲ設計値（水素発生量ＡＦＣ100％相当及び原子炉格納容器漏えい率 10％／day）を用いて評価した水素が全量ＰＡＲ設置エリアである原子炉建屋原子炉棟６階のみから漏えいするとして水素濃度の時間変化を評価した。解析結果を第 2.1.4.2－3 図に示す。

また，サブボリューム別の水素濃度の時間変化を第 2.1.4.2－4 図に示す。



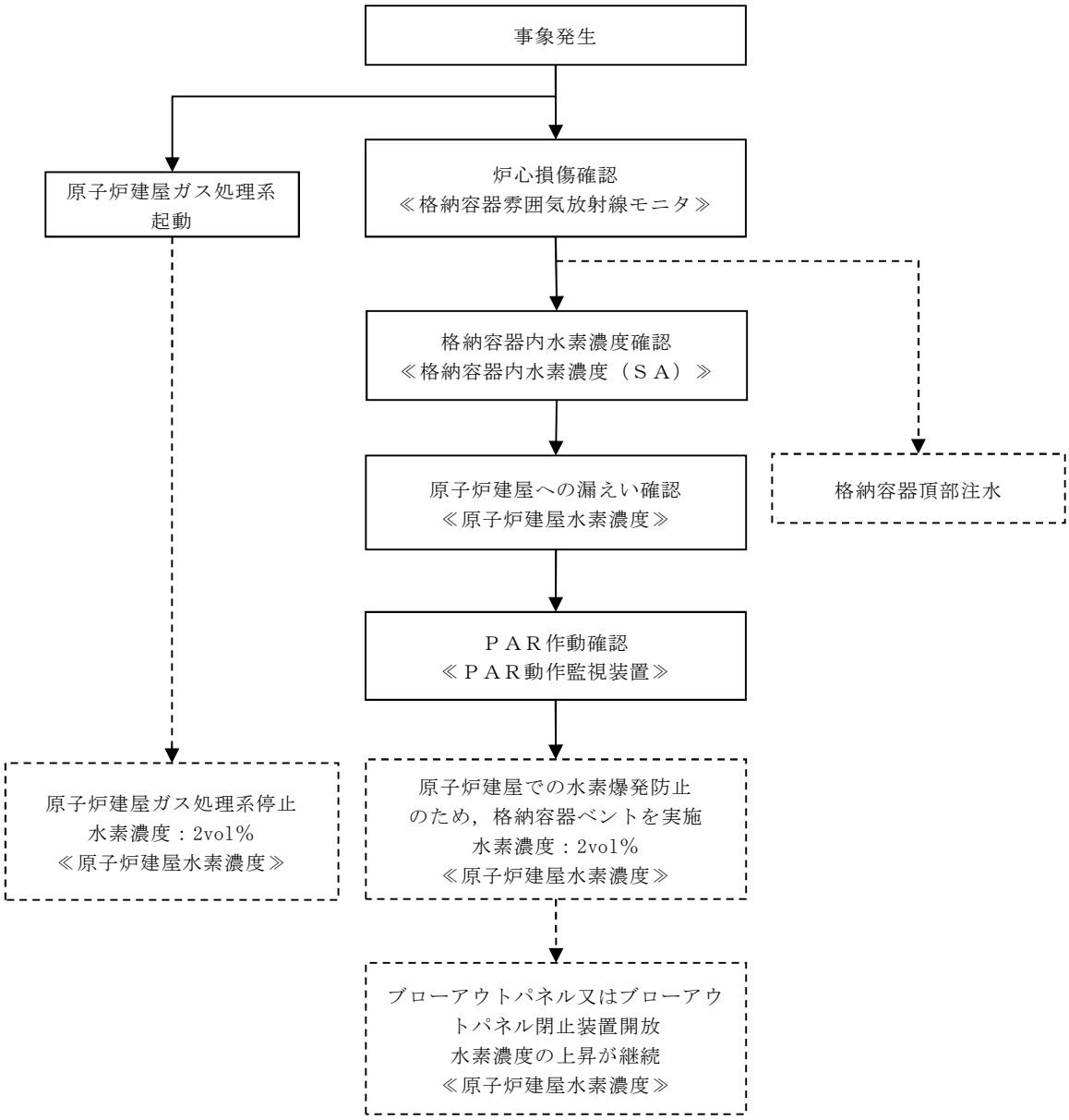
第 2.1.4.2－3 図　ケース２　水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）



第 2.1.4.2－4 図　ケース 2　水素濃度の時間変化（サブボリューム別）

設計条件の水素発生量に対してＰＡＲによる水素処理が効果を発揮し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇が抑制されるものの，事象発生後約 150 時間で原子炉建屋原子炉棟 6 階の酸素が欠乏し，ＰＡＲの起動酸素濃度を下回ることで処理が行われなくなり，水素濃度が上昇する結果となった。この状態においても，酸素濃度が可燃限界未満であることから，水素燃焼が発生することはない。さらに，第 2.1.4.2－5 図に示すとおり，原子炉建屋水素濃度計の指示値が 2vol％に到達した場合，原子炉格納容器から異常な漏えいが発生しているものと判断し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施する運用としており，格納容器ベント実施によって原子炉建屋水素濃度を低減させることで，水素濃度が可燃限界に到達することはない。

また，第 2.1.4.2－4 図に示すとおり，原子炉建屋原子炉棟 6 階は，均一化されており，成層化しないことが確認された。



第 2.1.4.2－5 図　建屋水素対策フロー

2.2　原子炉建屋水素濃度

2.2.1　概　　要

想定される重大事故等時に原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備として水素濃度計を設置する。（別紙 9 参照）

原子炉建屋水素濃度は，中央制御室にて監視可能であり，原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置するものについては，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，原子炉建屋原子炉棟 6 階を除く原子炉建屋原子炉棟に設置するものについては，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電できる設計とする。

原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素は，比重の関係で原子炉建屋原子炉棟 6 階まで上昇し，滞留することが予想される。ＰＡＲは，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲにより上昇気流が発生し，原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素は，自然対流により拡散される。これらを考慮し，設置位置は，水素が最も蓄積されると想定される原子炉建屋原子炉棟 6 階の天井付近とする（第 2.2－1 図参照）。

なお，別紙 5 にて説明する局所エリアに漏えいした水素を早期検知及び滞留状況を把握することは，水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷を防止するために有益な情報になることから，局所エリアに漏えいした水素を計測するため水素濃度計を設置し，事故時の監視性能を向上させる（第 2.2－2 図～第 2.2－3 図参照）。

これにより，原子炉格納容器内にて発生した水素が漏えいする可能性のある箇所での水素濃度と，水素が最終的に滞留する原子炉建屋原子炉棟 6 階での濃度の両方が監視できることとなり，原子炉建屋原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。

2.2.2　主要仕様

(1)　機器仕様

①原子炉建屋水素濃度（6 階）

種　　類：触媒式

計測範囲：0～10vol％

個　　数：2 個

②原子炉建屋水素濃度（2 階，地下 1 階）

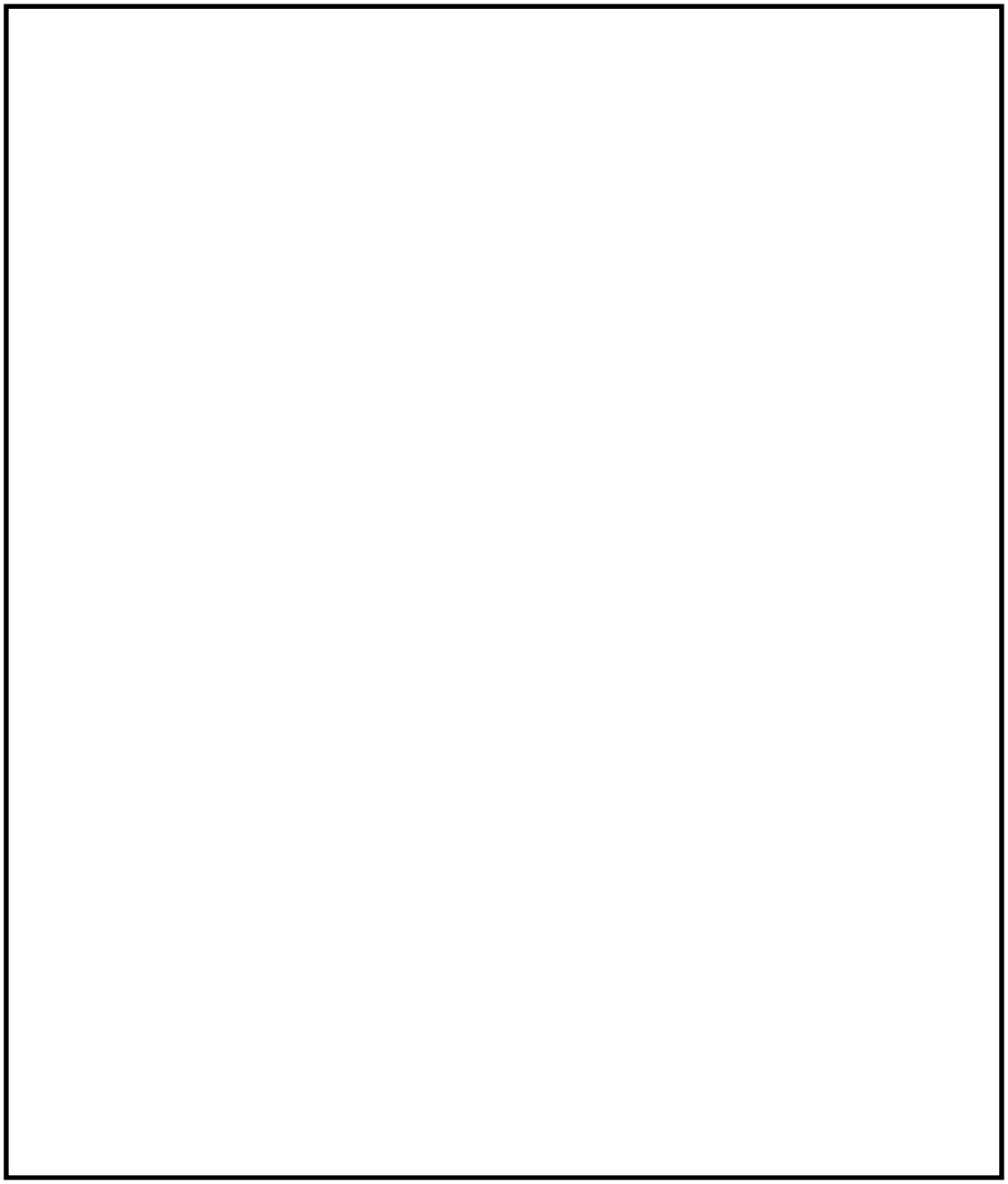
種　　類：熱伝導式

計測範囲：0～20vol％

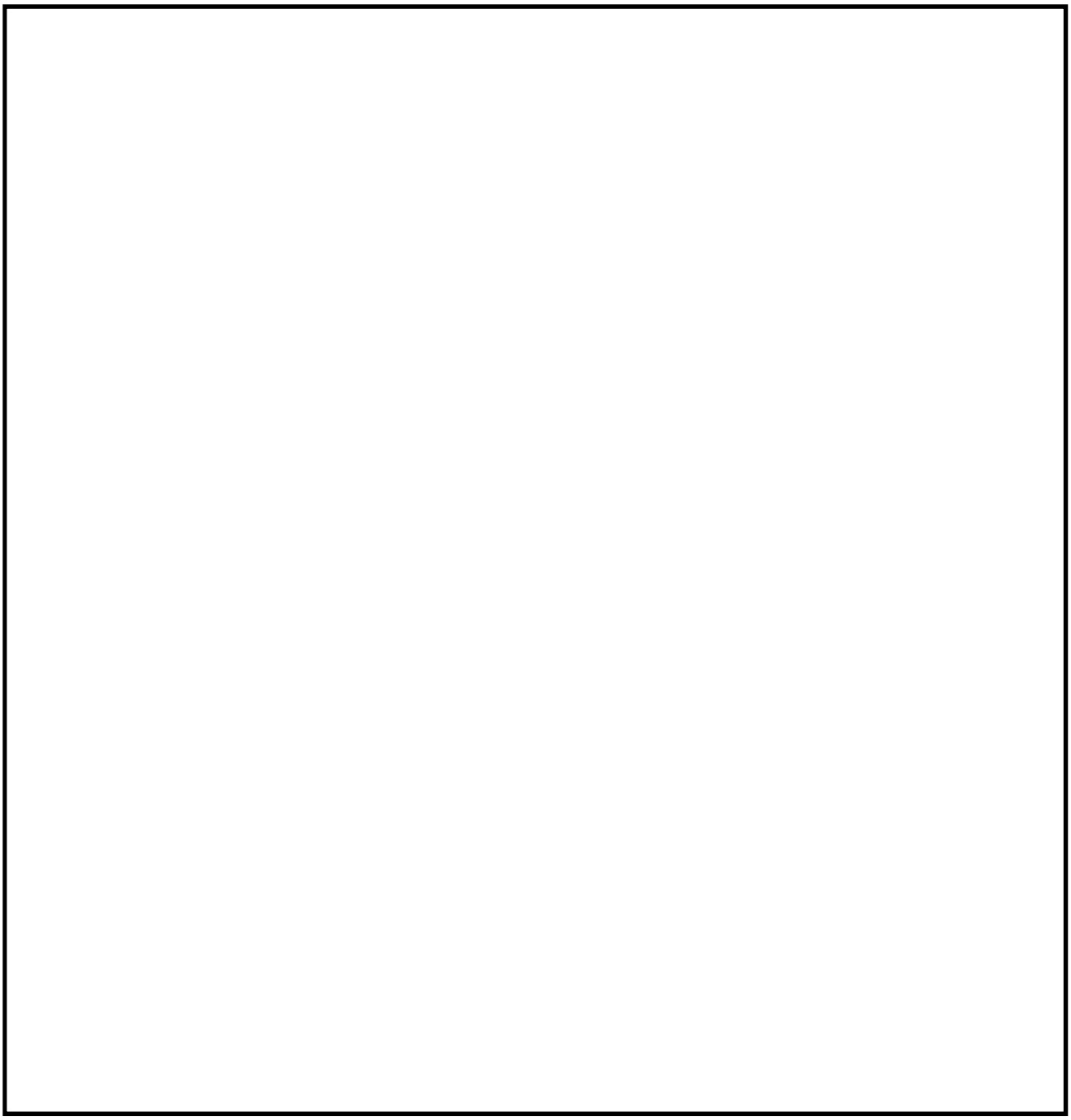
個　　数：3 個

(2)　配置場所

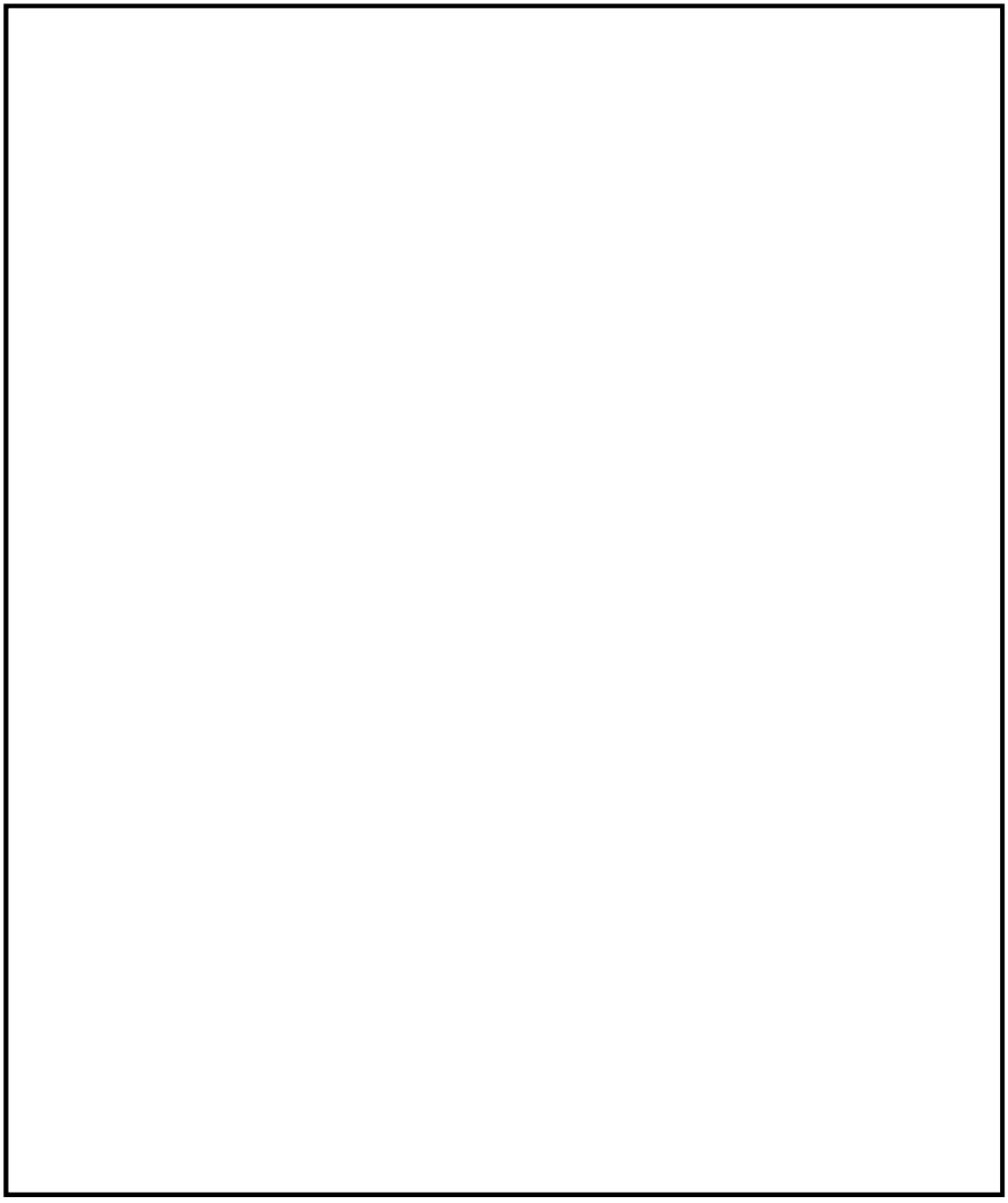
原子炉建屋水素濃度検出器配置図を第 2.2－1 図から第 2.2－3 図に示す。



第 2.2－1 図　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



第 2.2－2 図　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟 2 階）

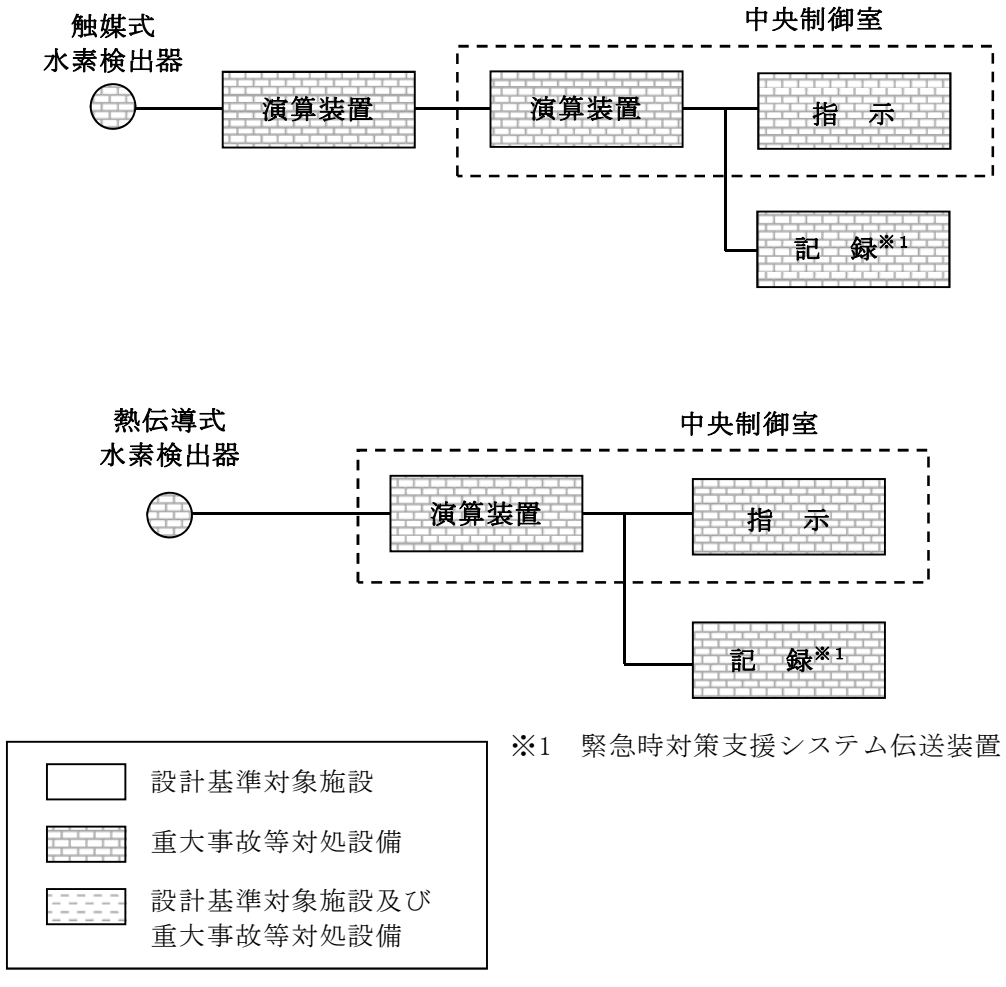


第 2.2－3 図　原子炉建屋水素濃度検出器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）

(3)　システム構成

①原子炉建屋水素濃度

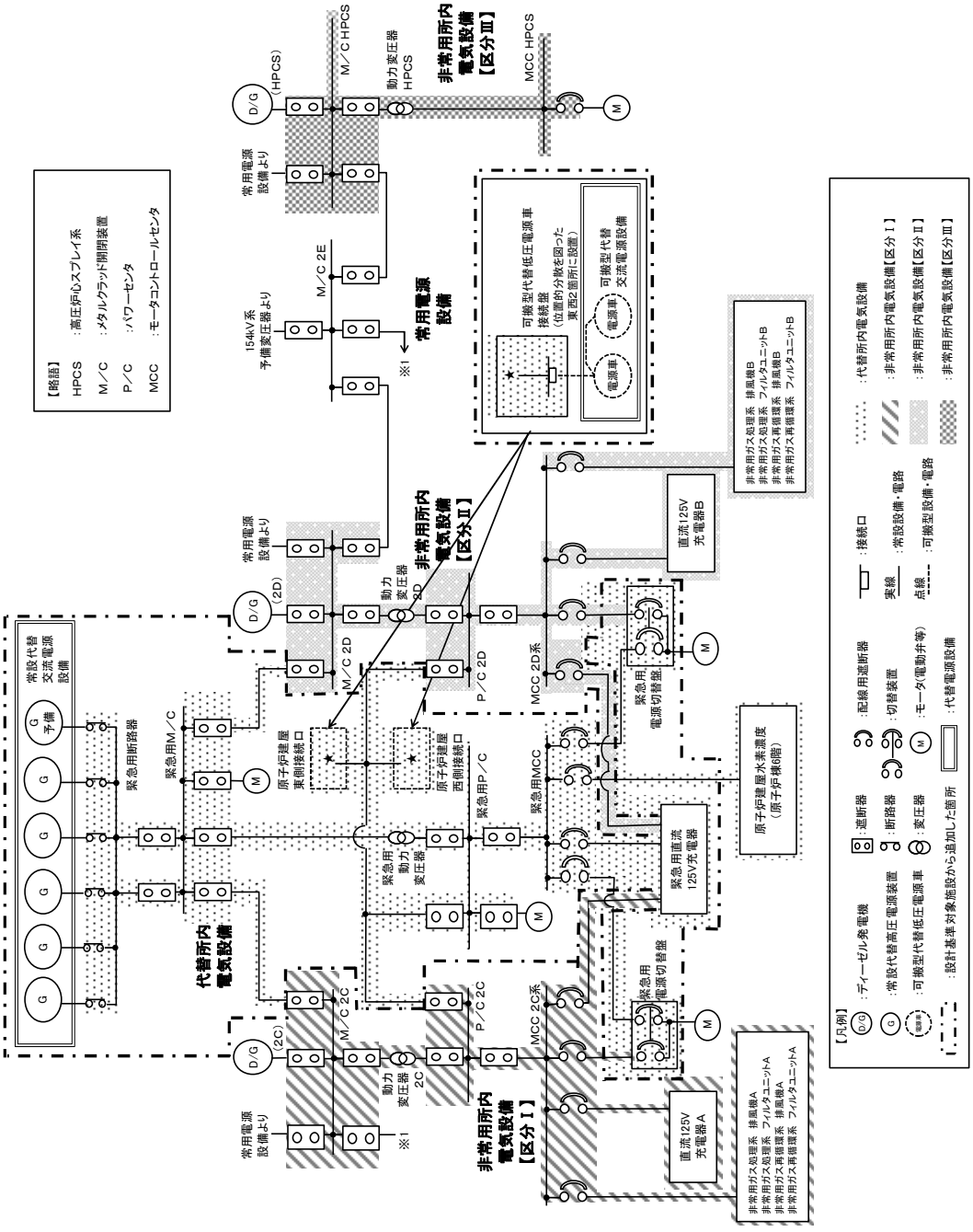
原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。概略構成図を第2.2－4図に示す。



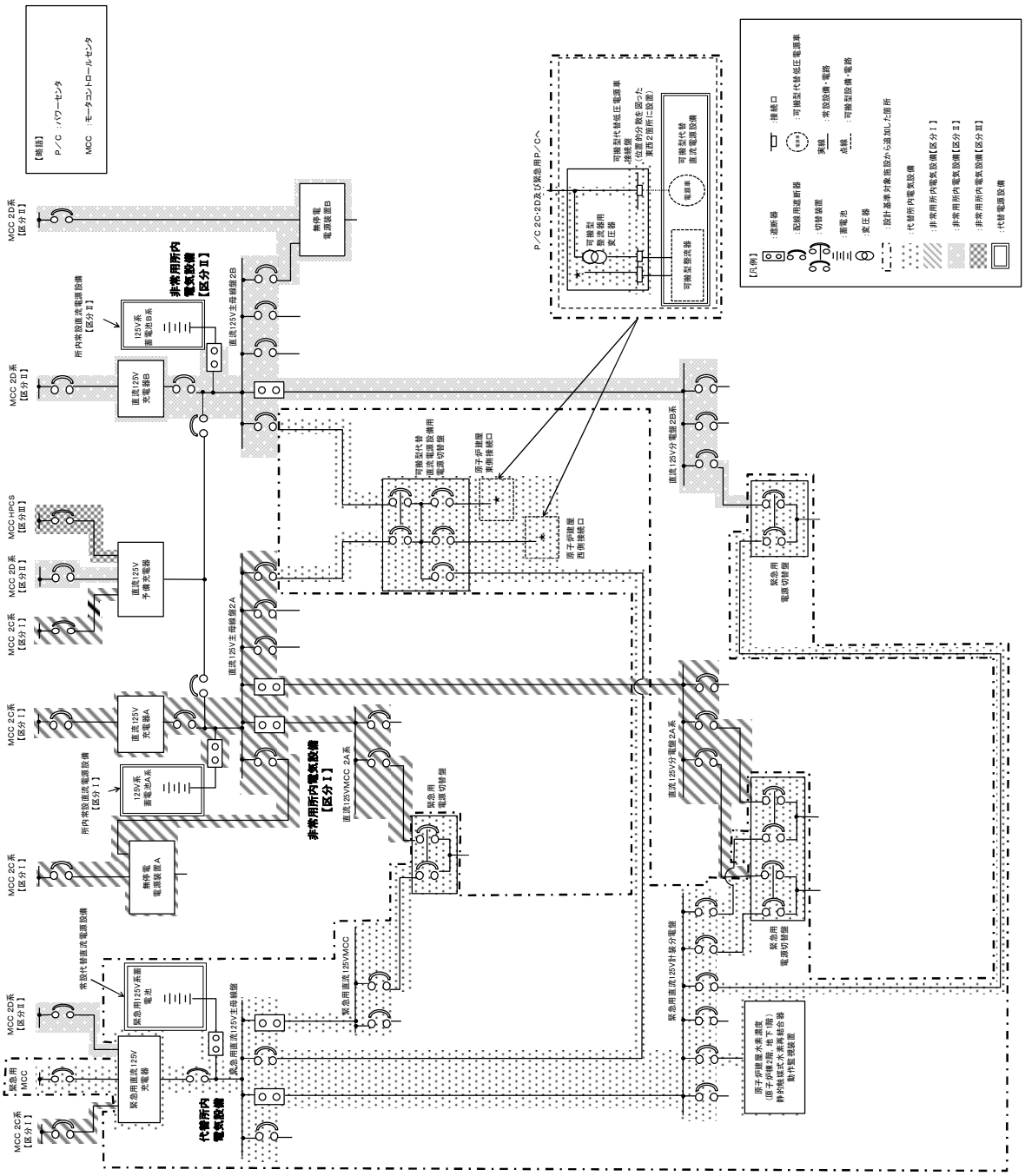
第 2.2－4 図　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(4)　代替電源の確保

原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を測定するために必要な計器の電源は，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電可能な設計としている。（第2.2－5図及び第2.2－6図参照）。



第2.2－5図　単線結線図（交流電源設備）



第 2.2－6 図　単線結線図（直流電源設備）

2.3 参考文献

1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei versuchiedenen Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991)

2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)

3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Program Description, EPRI (1997)

4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)

5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vol.112, (1995)

6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

7 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

8 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

別紙１

ＰＡＲの性能確認試験について

メーカによる開発試験によりＰＡＲの基本性能評価式が設定され，様々な環境下でのＰＡＲの性能確認のため，国際的な実証試験が実施されている。以下に性能評価式の導出，様々な環境下におけるＰＡＲの性能評価等を示す。

(1)　基本性能評価式の設定

基本性能評価式の設定，ＰＡＲ設置位置の違いによる性能評価を目的としたＰＡＲ開発試験としてBattelle MC試験が実施されている。

試験条件を第1表に，試験体概要を第1図に示す。複数の部屋に区画された試験装置内にＰＡＲを設置したのち，水素を注入し，各部屋での水素濃度等を測定している。

第2図は，Ｒ５の部屋にＰＡＲを設置し，雰囲気を蒸気条件にしたのちにＲ５の部屋へ水素を注入したケースの試験概要を示している。この試験ケースにおける各部屋の水素濃度変化を第3図に示す。触媒反応によって生じる対流等の効果により，水素濃度分布は，ほぼ均一になっていることがわかる。得られた試験結果をもとに，ＰＡＲの入口・出口における水素濃度の差より算出した再結合効率を第4図に示す。再結合効率は，約85％（0.846）となっている。

基本性能評価式は，この試験を通じて設定されており，以下に導出過程を示す。

メーカにおいて，ＰＡＲへの流入量と水素濃度の相関は，以下の式で表されると仮定している。

$$Q = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{式①}$$

Ｑ　：ＰＡＲへの流入量（m^3／s）

C_{H2}：水素濃度（vo1％）

ａ　：定数

ｂ　：定数

単位時間当たりの水素処理容量は，単位時間当たりにＰＡＲへ流入する水素量とＰＡＲの性能を示す再結合効率により表され，以下となる。

$$DR = Q \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right) \cdot \gamma \cdot \eta \cdots\cdots\cdots \text{式②}$$

ＤＲ：水素処理容量（kg／s）

γ　：水素密度（kg／m^3）

η　：再結合効率

試験における測定値による水素処理容量は，以下となる。

$$DR = \frac{dC_{H2}}{dt} \cdot V_c \cdot \gamma \cdots\cdots\cdots\cdots \text{式③}$$

$\frac{dC_{H2}}{dt}$　：水素濃度変化率

Ｖｃ：試験容器体積（m^3）

式②及び③より，試験におけるＰＡＲへの流入量は，水素濃度変化の測定値から求まる。

$$Q = \frac{dC_{H2}}{dt} \cdot V_c \Big/ \left(\frac{C_{H2}}{100} \cdot \eta\right) \cdots\cdots\cdots \text{式④}$$

式④による流入量と，その時の水素濃度のデータより，式①の定数ａ，ｂは，フィッティングにより決定される。

ａ＝□

ｂ＝□

式①，②より水素処理速度は，以下のように表される。

$$DR = a \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \gamma \cdot \eta \cdots\cdots \text{式⑤}$$

ここで，水素密度は，気体の状態方程式に従い，次式で表される。

$$\gamma = \frac{P}{T \cdot R_{H2}} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{式⑥}$$

Ｐ　：圧力（10^5Pa）

Ｔ　：温度（K）

R_{H2}：水素の気体定数（10^5J／（kg・K））

式⑤，⑥により，ＰＡＲの水素処理容量は，次式で表される。

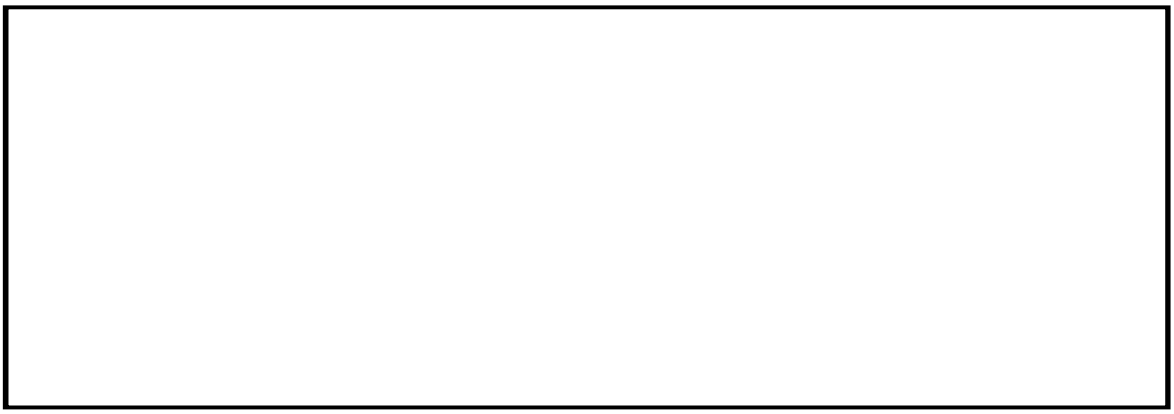
$$DR = \frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} \cdot \left(\frac{C_{H2}}{100}\right)^{b+1} \cdot \frac{P}{T} \cdots\cdots\cdots \text{式⑦}$$

$$\frac{a \cdot \eta}{R_{H2}} = A = \square \quad , \quad b + 1 = \square$$

式⑦にスケールファクタを乗じたものが式（2.1）に示すＰＡＲの基本性能評価式となる。

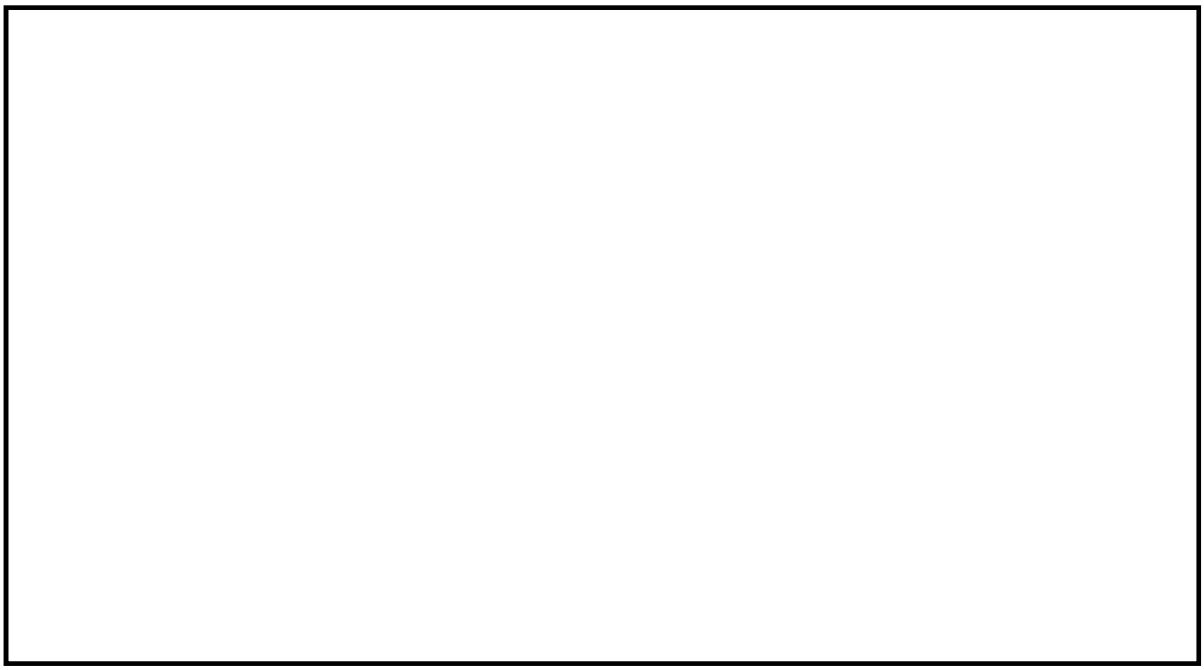
第1表　試験条件

試験名称		Battelle MC試験
試験体		□[mm]（プロトタイプ）
試験条件	温　度	85～95℃
	圧　力	1bar
	水蒸気濃度	40～50vol%
	水素濃度	3～5vol%，9～10vol%

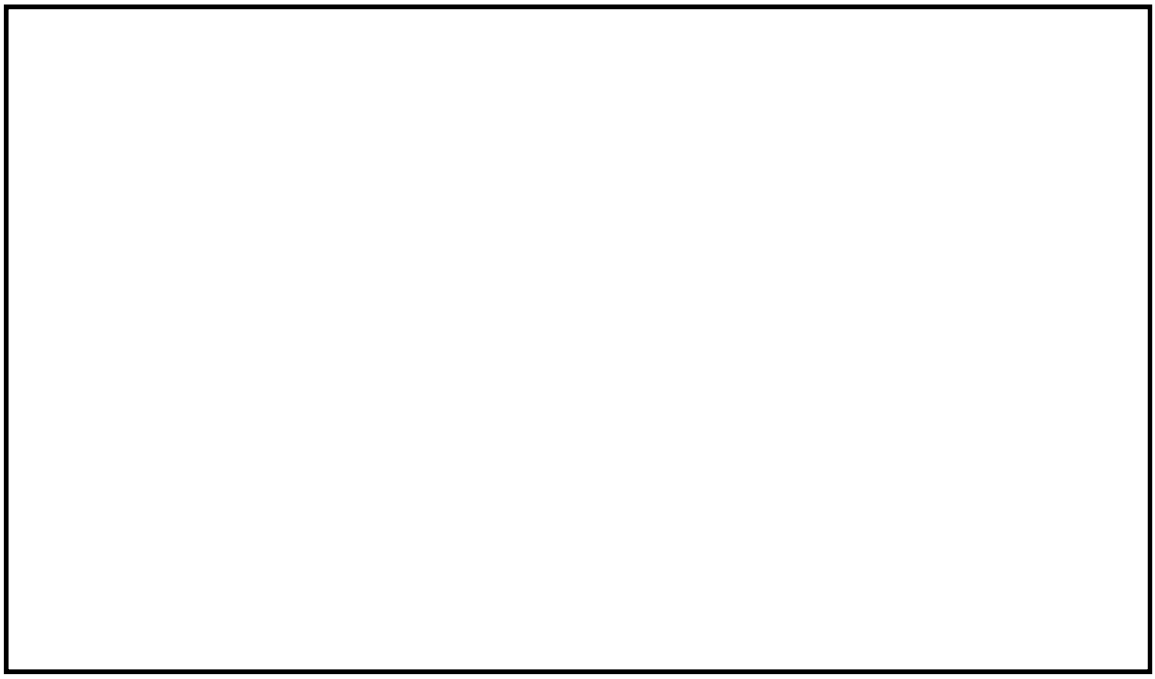


第1図　試験体概要図

第2図　試験概要



第3図　試験結果（各部屋の水素濃度変化）



第4図　試験結果（再結合効率の算出）

(2)　雰囲気の違いによるＰＡＲの性能影響

ＥＰＲＩ（米国電力研究所）とＥＤＦの合同により，ＣＥＡ（フランス原子力庁）のCadarache研究所のＫＡＬＩ施設を用い，圧力，温度，蒸気等の雰囲気条件の違いによる影響の有無を確認するため，ＫＡＬＩ試験が実施されている。試験条件を第2表に，試験体の概要を第5図に，試験装置の概要を第6図に示す。

第2表　試験条件

試験名称		ＫＡＬＩ試験
試験体		テストタイプ（試験用触媒カートリッジ5枚）
試験条件	温　度	30～115℃
	圧　力	1.3～4.0 bar
	水蒸気濃度	0～50 vol%
	水素濃度	2～10 vol%

第5図　試験体概要

第6図　試験装置概要

① 蒸気環境下での影響

蒸気環境下での影響について確認した試験条件を第3表に，試験結果を第7図に示す。ドライ条件下と比べて，水蒸気濃度50vol％の条件下において，ＰＡＲの性能は，同等であり，蒸気による影響はないと考えられる。

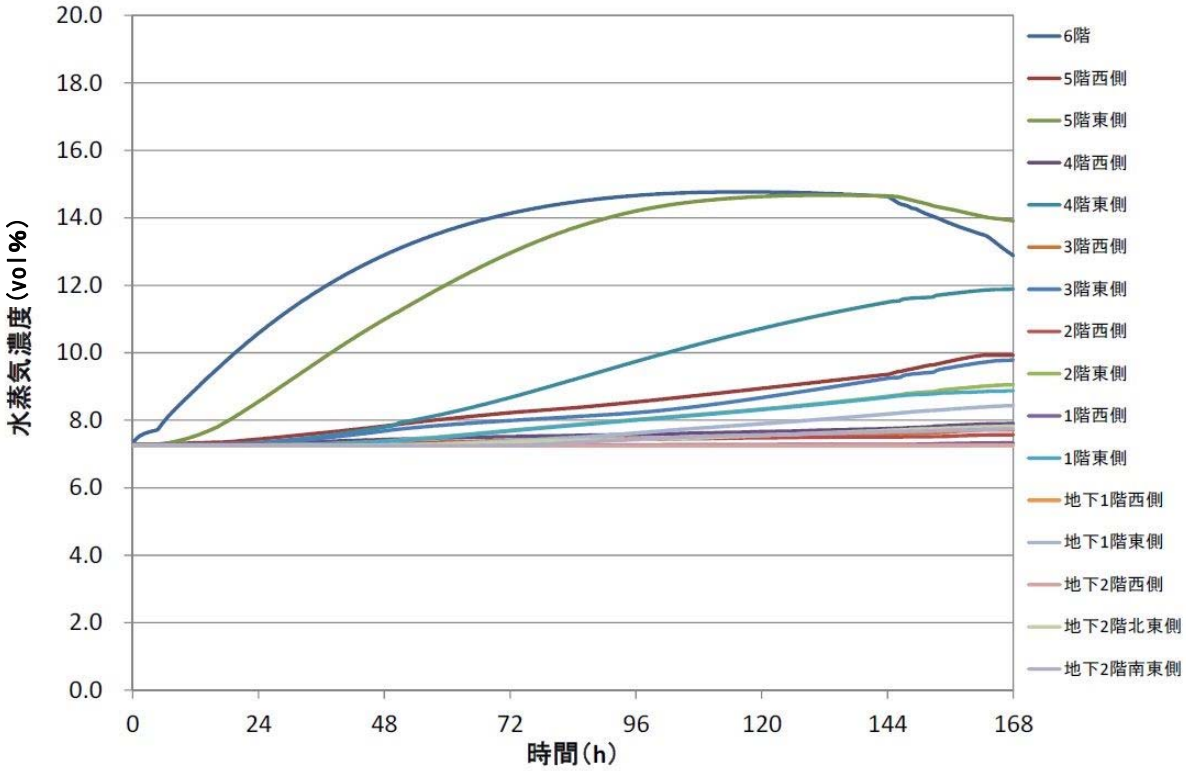
第3表　試験条件（蒸気環境による影響）

試験ケース	温　度	圧　力	水素濃度	蒸気濃度
N8／2	30℃	3.25bar	4vol％	0vol％
N9／2	114℃	3.25bar	4vol％	50vol％

第7図　試験結果（蒸気環境下での影響）

水蒸気濃度 50vol％において，ＰＡＲの性能に影響がないことから，重大事故等時の条件下で水蒸気濃度が 50vol％に満たないことを確認する。

重大事故等時に原子炉格納容器から 10%／day でガスが原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合の原子炉建屋原子炉棟の水蒸気濃度を第 8 図に示す。



第 8 図　原子炉建屋原子炉棟 6 階水蒸気濃度（10%／day 漏えい条件）

第 8 図のとおり，重大事故等時において，水蒸気濃度は，50vol%に達することはなく，水蒸気による影響はないと考えられる。

また，使用済燃料プールの沸騰により大量の蒸気が発生した場合，水素は，蒸気により希釈され，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度及び酸素濃度は低下し，可燃限界に達することはないと考える。

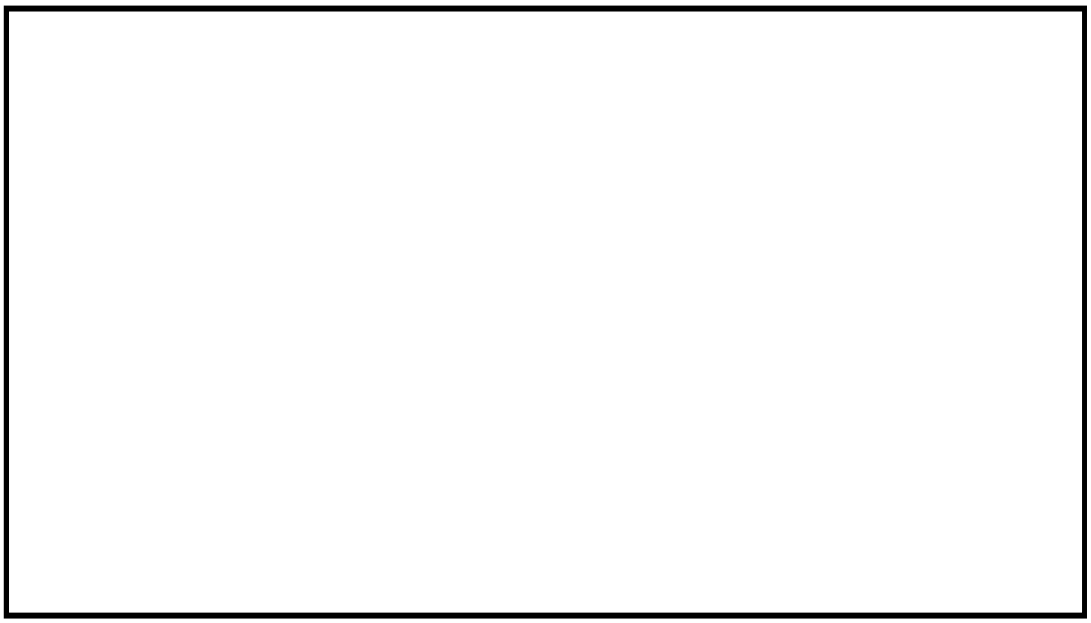
② 低酸素環境下での影響

ＫＡＬＩ試験において，低酸素濃度条件下での影響について確認されており，試験条件を第4表に，試験結果を第9図に示す。試験条件としては，初期水素濃度及び酸素濃度以外は同じ雰囲気条件としており，第9図に示すように，酸素濃度が低い場合，水素と酸素による再結合反応が進まなくなることから，ＰＡＲの性能が低下していることがわかる。また，N4／2の試験ケースで酸素が十分にあると想定して基本性能評価式を用いて水素処理容量を算出した場合，N6／22及びN13／7の試験結果と相違ないことからも，低酸素環境下ではＰＡＲの性能が低下するといえる。

東海第二発電所の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。

第4表　試験条件（酸素濃度による影響）

試験ケース	温　度	圧　力	初期水素濃度	初期酸素濃度
N4／2	30℃	1.3bar	8vol％	3.8vol％
N6／22	30℃	1.3bar	4vol％	20.1vol％
N13／7	30℃	1.3bar	5vol％	20vol％



第9図　試験結果（酸素濃度による影響）

(3)　スケールファクタの妥当性

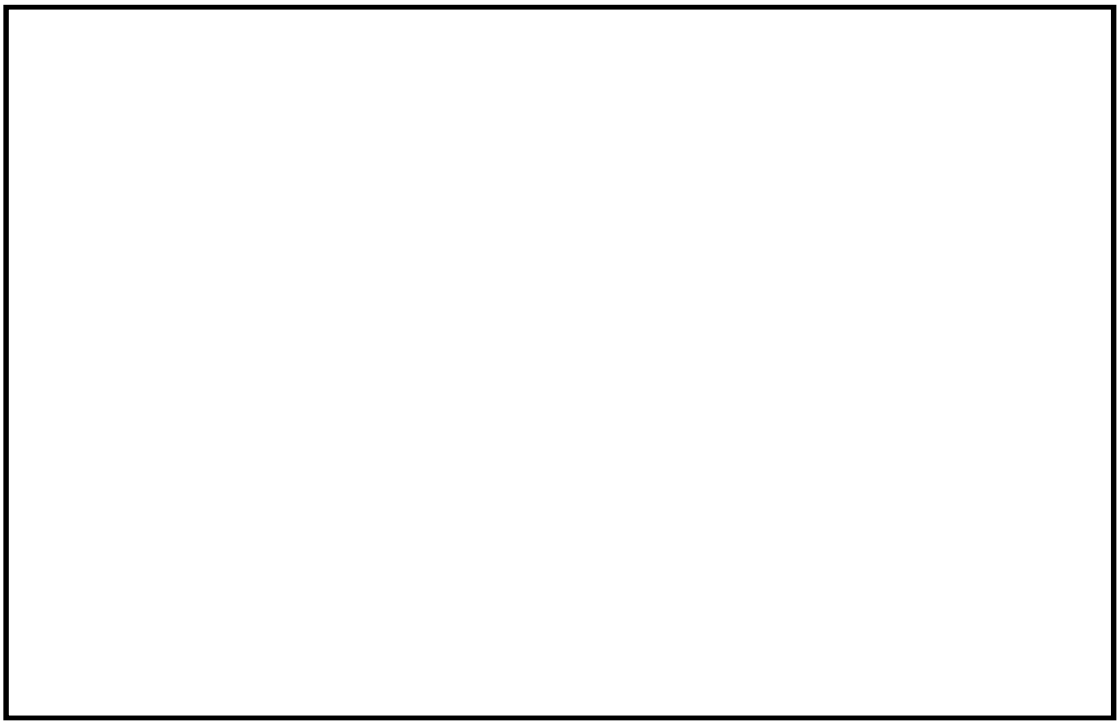
触媒カートリッジ88枚相当の試験体（1／1スケール）を用いたBattelle MC試験結果に基づき基本性能評価式が設定され，その後，触媒カートリッジの寸法及び設置間隔を保ったままカートリッジ枚数が44枚（1／2スケール），22枚（1／4スケール），11枚（1／8スケール）である小型化されたＰＡＲが開発された。

これらの小型ＰＡＲは，単位流路面積当たりの触媒カートリッジ表面積が同一となるよう，ハウジングの開口面積の比も1／2，1／4，1／8としていることから，水素処理容量がカートリッジ枚数に比例するものとしてスケールファクタが設定されている。また，試験等のために触媒カートリッジの高さ以外の寸法を変更している場合でも，触媒カートリッジの設置間隔を同じにすることで，同様にスケールファクタは，ハウジングの開口面積の比で整理できる。基本性能評価式（式⑦）にこのスケールファクタを乗じたものが小型ＰＡＲの基本性能となる。

ＫＡＬＩ試験では，小型ＰＡＲよりも更に流路面積の小さい試験体で性能が確認されている。試験結果とスケールファクタを考慮した基本性能評価式との比較を第9図に示す。図中の点線は，基本性能評価式を用いて試験条件及び水素濃度から算出し，スケールファクタ（1／40）を考慮したものである。実機において使用される水素濃度の範囲において，試験結果と基本性能評価式（点線）はよく合っており，スケールファクタが妥当であることを示している。

Battelle MC試験，ＫＡＬＩ試験及び東海第二発電所で使用するＰＡＲの仕様の比較を第5表に示す。触媒カートリッジ部やチムニ部のハウジングの高さは同じであり，違いは触媒カートリッジ枚数又はハウジング開口面積であることから，スケールファクタとしては0.025～1の範囲であれば

適用可能と考える。東海第二発電所で使用するＰＡＲは，1／4スケールでこの範囲内にあることから，スケールファクタ及び基本性能評価式は適用可能である。



第10図　ＫＡＬＩ試験結果と基本性能評価式との比較

第5表　ＰＡＲの仕様比較

項　目	Battelle MC試験	ＫＡＬＩ試験	東海第二
ＰＡＲモデル	ＰＡＲ－88	試験用ＰＡＲ	ＰＡＲ－22
触媒カートリッジ枚数	88枚	5枚（縮小）	22枚
ハウジング開口面積	7568cm^2	190cm^2	1892cm^2
スケールファクタ	1	0.025	0.25
延長チムニの有無	なし （標準チムニ）	なし （標準チムニ）	なし （標準チムニ）

(4)　ＰＡＲの反応開始遅れの影響

ＰＡＲの結合反応の開始水素濃度について，ＮＲＣ（米国原子力規制委員会）の委託によりSandia国立研究所（ＳＮＬ）にて実施されたＳＮＬ試験にて確認されている。第6表に試験条件及び反応開始水素濃度を示す。雰囲気条件の違いに関わらず，水素濃度1vol％未満でＰＡＲによる結合反応を開始している。

ＧＯＴＨＩＣによる原子炉建屋原子炉棟の水素濃度解析においては，ＰＡＲによる反応開始水素濃度を1.5vol％に設定しており，ＰＡＲの起動に対して余裕を持たせている。解析結果においても，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を可燃限界未満に抑制していることから，ＰＡＲの反応開始遅れの影響はないと考える。

第6表　ＳＮＬ試験の試験条件及び反応開始水素濃度

試験番号	圧　力 (bar)	温　度 (℃)	水蒸気濃度 (％)	酸素濃度 (％)	反応開始 水素濃度 (mol％)
PAR－1	2	22	0	21	0.3
PAR－2	2	22	0	21	0.15
PAR－3	2	102	52	10	0.4

(5)　ＰＡＲの最高使用温度

東海第二発電所で設置するＰＡＲハウジング部の最高使用温度は，ＴＨＡＩ試験の結果に基づき設定している。ＴＨＡＩ試験は，ＯＥＣＤ／ＮＥＡのＴＨＡＩ PROJECTにて，各メーカのＰＡＲの性能確認のため実施された試験である。試験装置及び試験体の概要を第11図に示す。

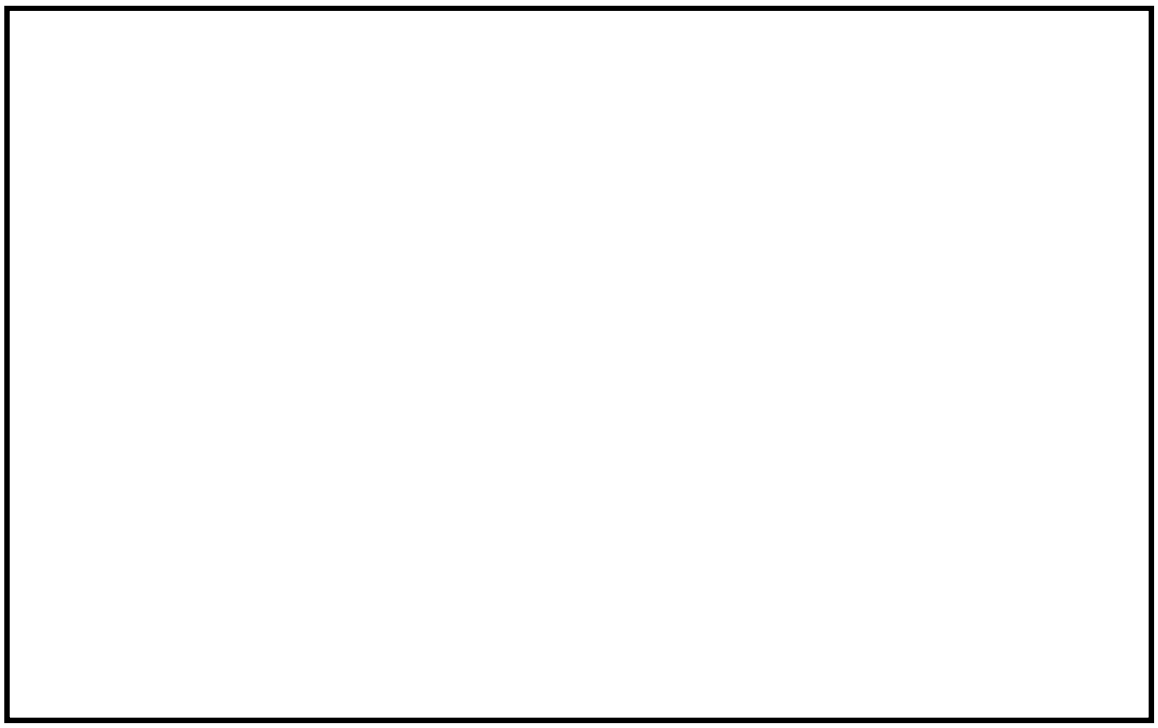
第12図に示すとおり，ＴＨＡＩ試験ではＰＡＲ各部の温度を測定しており，ＰＡＲの最高使用温度を設定する上では，ＰＡＲ内部を通過するガス温度のうち，触媒の反応熱が加味される触媒通過後の排気温度を考慮する。

試験では，注入口から水素を供給して試験装置内の水素濃度を上昇させた後，水素供給を停止して試験装置内の水素濃度を低下させ，ＰＡＲ各部の温度の時間変化を確認している。第13図は，ＰＡＲ入口水素濃度と各部温度の時間変化を示したもので，第14図は，各部の温度履歴をＰＡＲ入口水素濃度に対して図示したものである。

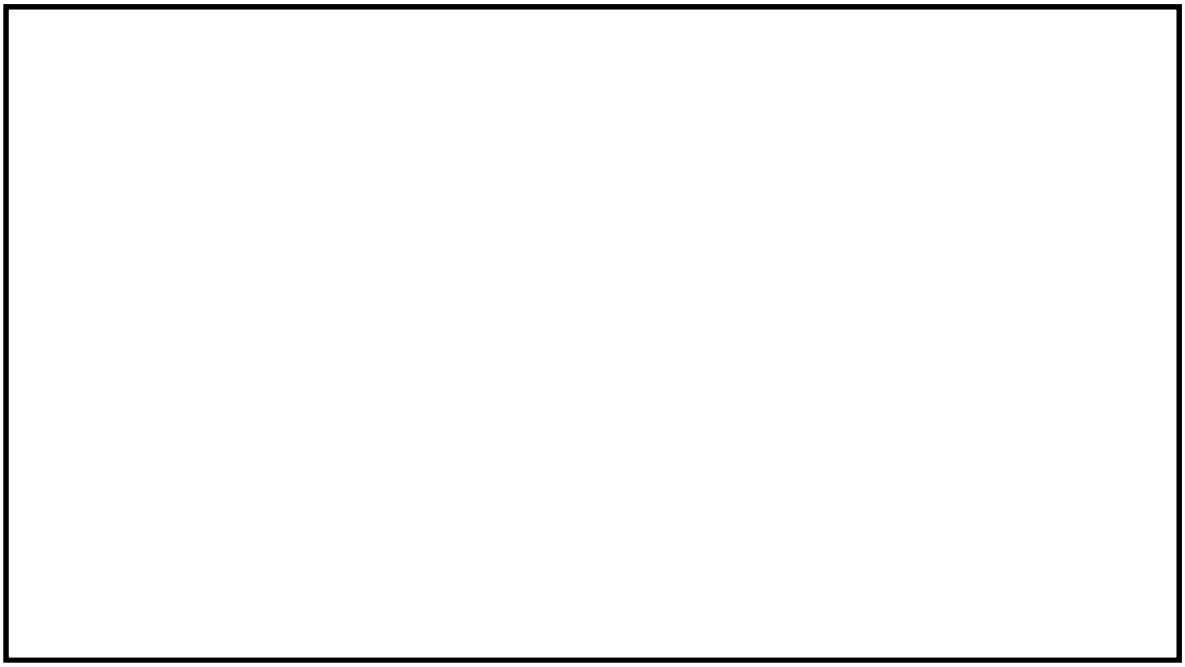
試験開始から115～130分の水素濃度が一定の時は，発熱量は変わらず温度は変化しない。水素濃度上昇時は反応熱が増加するが，各部の熱容量等の影響により温度上昇は遅れ，水素濃度低下時は反応熱が低下するが，各部の放熱速度等の影響により温度低下は遅れる傾向にある。

第13図及び第14図より，ガス温度の中でも高い温度で推移している測定点（359 KTF gas2）でも，水素濃度4vol％の温度は，水素濃度低下時においても300℃を下回っていることがわかる。

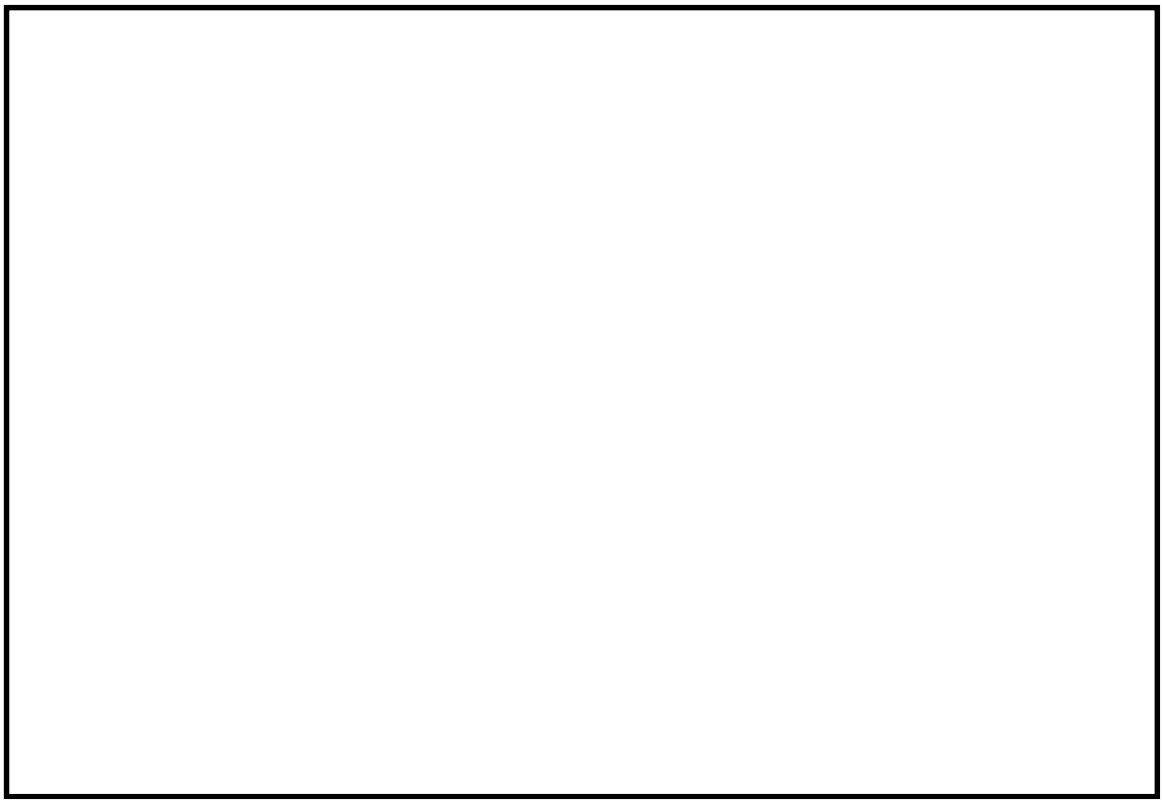
したがって，東海第二発電所に設置するＰＡＲの最高使用温度を300℃とすることは妥当と考えられる。



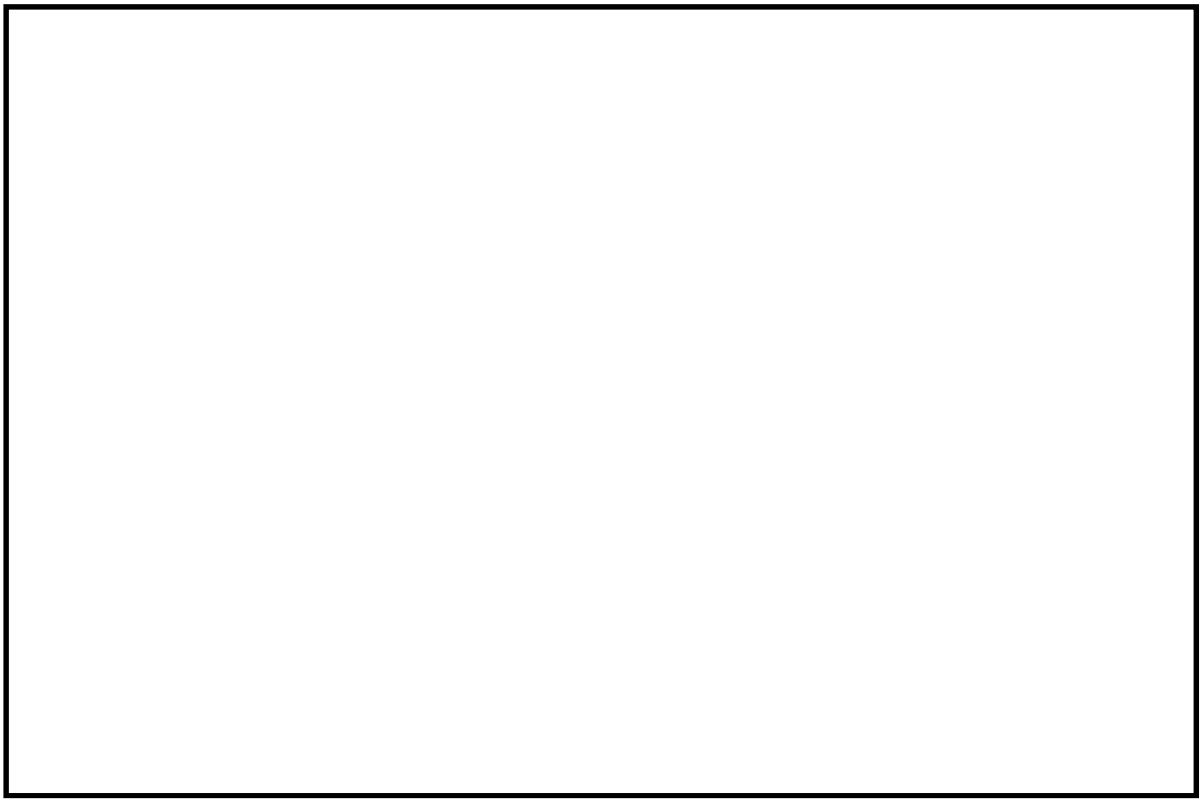
第11図　試験装置及び試験体の概要



第12図　試験体の温度計測点



第13図　温度及びＰＡＲ入口水素濃度の時間変化



第14図　温度及びＰＡＲ入口水素濃度の関係

(6)　チムニの影響について

水素低減性能試験において，ＰＡＲにチムニ（煙突）を取り付けることにより，水素低減性能が大きくなることが確認されている。煙突が取り付けられていない場合，高さ500㎜の煙突が取り付けられた場合，高さ1,000㎜の煙突が取り付けられた場合の水素低減性能の係数について，製造メーカ社内の試験プログラムの中で確認されており，煙突が取り付けられていない場合と比較して高さ500㎜の煙突が取り付けられた場合は1.15程度，高さ1,000㎜の煙突が取り付けられた場合は1.25程度という数字が報告されている。

東海第二発電所に設置するＰＡＲの水素処理容量は，第5表に示すとおり，延長チムニなしと同じ条件であると設定している。このため，チムニの影響がないことを確認している。

参考文献一覧

1 Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des von NIS entwickelten Katalysator-Modellmoduls im 1:1 Masstab bei versuchiedenen Systemzustaenden im Model-Containment, Battele-Europe (1991)

2 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.1 Program Description, EPRI (1997)

3 Generic tests of Passive autocatalytic Recombiners(PARs) for combustible Gas Control in Nuclear Power Plants Vol.2 Test Data for NIS PARs, EPRI (1997)

4 Depletion Rate of NIS PAR Module, NIS (1999)

5 K. Fischer, “Qualification of a Passive Catalytic Module for Hydrogen Mitigation”, Nuclear Technology vo1.112, (1995)

6 OECD-NEA THAI Project Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-14 to HR-16 October 2009

別紙 2

反応阻害物質ファクタについて

炉心損傷を伴う重大事故等時において，原子炉格納容器内によう化セシウム等の粒子状放射性物質，ガス状よう素，蒸気等が発生する。これらが原子炉建屋原子炉棟6階へ漏えいした場合，ＰＡＲの性能に影響を与える可能性があるため，影響評価を行う必要がある。

粒子状放射性物質については，沈着や格納容器スプレイにより除去されることから，原子炉建屋原子炉棟6階への漏えい量は十分小さく，影響はないと考えられる。また，別紙1に示したように，蒸気環境下による性能への影響ないと考えられる。

したがって，影響因子としてはガス状よう素を対象とし，以下のとおりＰＡＲの性能への影響を評価する。

(1)　ガス状よう素による影響

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は，約24.4kgであり，ＮＵＲＥＧ－1465に基づき，原子炉格納容器内へのよう素の放出割合を61％，Regulatory Guide 1.195に基づき，無機よう素生成割合を91％，有機よう素生成割合を4％とする。また，原子炉格納容器内の自然沈着による除去効果については，ＣＳＥでの実験結果に基づきDF200を考慮する。

このとき，原子炉格納容器漏えい率を一律10％／dayとして原子炉建屋原子炉棟6階へ全量漏えいすると仮定した場合，ガス状よう素は，約21mg／m^3となる。

よう素による影響を確認するために行われたBattelle MC試験の試験条件を第1表に，試験結果を第1図に示す。試験は，蒸気環境下において空間

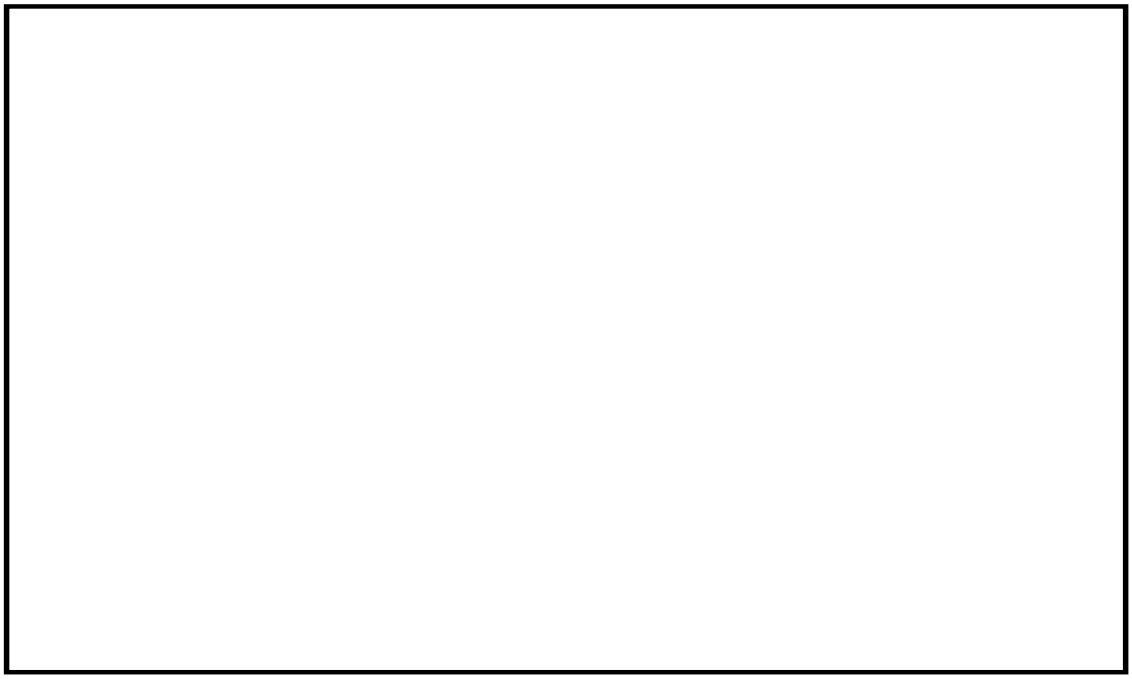
に対するよう素割合約300mg／m^3で実施しており約25％性能低下していることが確認されている。

試験条件と比べて東海第二発電所で想定されるガス状よう素濃度は，十分に小さく，影響は小さいと考えるが，よう素環境下でのＰＡＲの性能低下を考慮し，反応阻害物質ファクタとして「0.5」を設定する。

なお，反応阻害は，よう素が触媒に付着することで起こるものであり，スケールファクタが変わっても，ＰＡＲ内部の流速は一律であり，付着するよう素の割合は変わらないため，ガス状よう素による影響評価にスケールファクタを考慮する必要はない。

第1表　試験条件（よう素の影響）

温　度	圧　力	初期水素濃度	蒸気濃度	よう素濃度
120℃	2bar	4vol％	50～70vol％	300mg／m^3

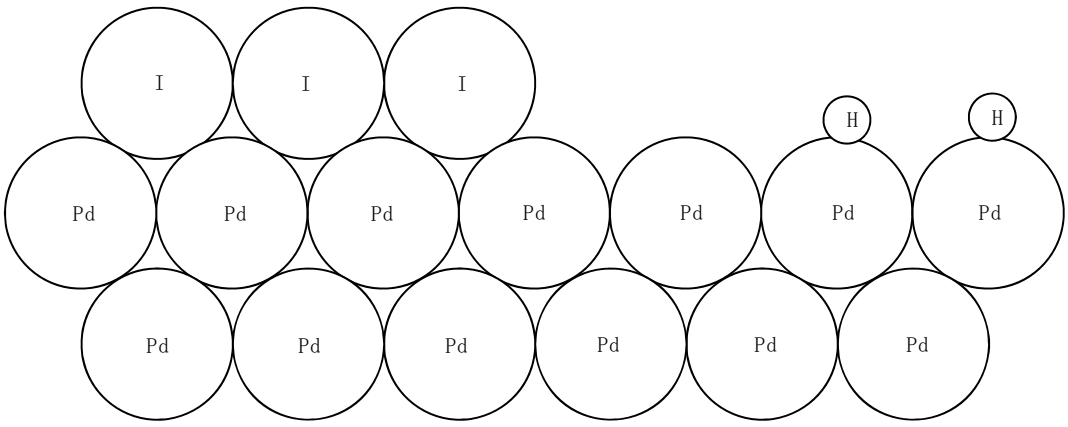


第1図　試験結果（よう素の影響）

本試験は，第1表に示す条件でよう素による触媒性能低下の影響を確認しているが，本試験結果が実機条件に適用できるかを確認するために，本試験結果における水蒸気濃度，温度及び圧力の影響について示す。

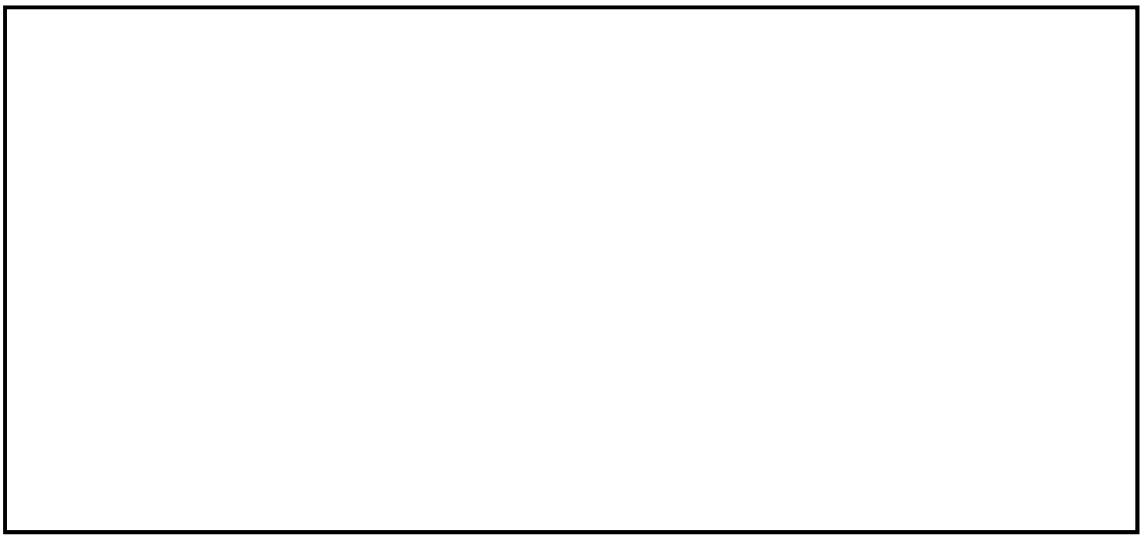
触媒の被毒は，強力な化学吸着による触媒反応の阻害によって発生する。したがって，よう素による被毒は，よう素によるパラジウム原子の物理的な閉塞により発生する（第2図参照）。水蒸気濃度及び圧力は，パラジウム表面に結合しているよう素の状態を変えることができないため，基本的には水蒸気濃度と圧力は，よう素による被毒効果に与える影響はないと考えられる。なお，水蒸気については，触媒に被膜ができること等による物理的な触媒性能低下の影響が考えられるが，それについては「別紙1(2)①　蒸気環境下での影響」のとおり，有意な影響はないことを確認している。さらに，触媒粒には疎水コーティングが施されていることから，水蒸気による性能低下を防ぐ設計考慮がなされている。

また，本試験条件は，東海第二発電所の事故時に想定される環境と比較し，よう素濃度，水蒸気濃度は保守的な条件となっている。これらを踏まえ，本試験結果における水蒸気濃度，圧力が与える大きな影響はない。



第2図　パラジウムへのよう素の結合の概略図

一方，温度については，触媒周りの温度が200℃付近の高温になると，吸着されたパラジウムとよう素が分離し，パラジウムは触媒機能を回復する知見が既往研究より確認されている（第3図参照）。これは，温度が上がったことにより化学結合状態が壊れてパラジウムとよう素が分離する状況になったことによるものと考えられる。



第3図　再結合効果と温度の関係

ＰＡＲは，再結合反応を始めると，触媒温度が上昇し触媒自体は200℃を超える高温状態になる。ＮＩＳ社製ＰＡＲ触媒は，粒型の触媒粒をカートリッジに敷き詰めた構造になっており，被毒物質に全ての触媒が覆われることを防ぐことが設計上配慮されている。よって，被毒されていない部分は，再結合反応が始まり，それに伴い触媒粒の温度が上昇することで，被毒された部分の吸着されたパラジウムとよう素が分離することで触媒機能が回復する傾向になると考えられる。すなわち，よう素による被毒は，再結合反応開始時に影響するものであるが，反応が開始すると，触媒温度上昇が支配的となり，試験条件としての温度は，影響を無視できるものと考えられる。よって，本試験結果に示す触媒性能低下評価において，温度条件は大きな影響を与えるものではない。

参考文献一覧

1 Effects of inhibitors and poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible gas control in ALWRs, EPRI (1997)

別紙 3

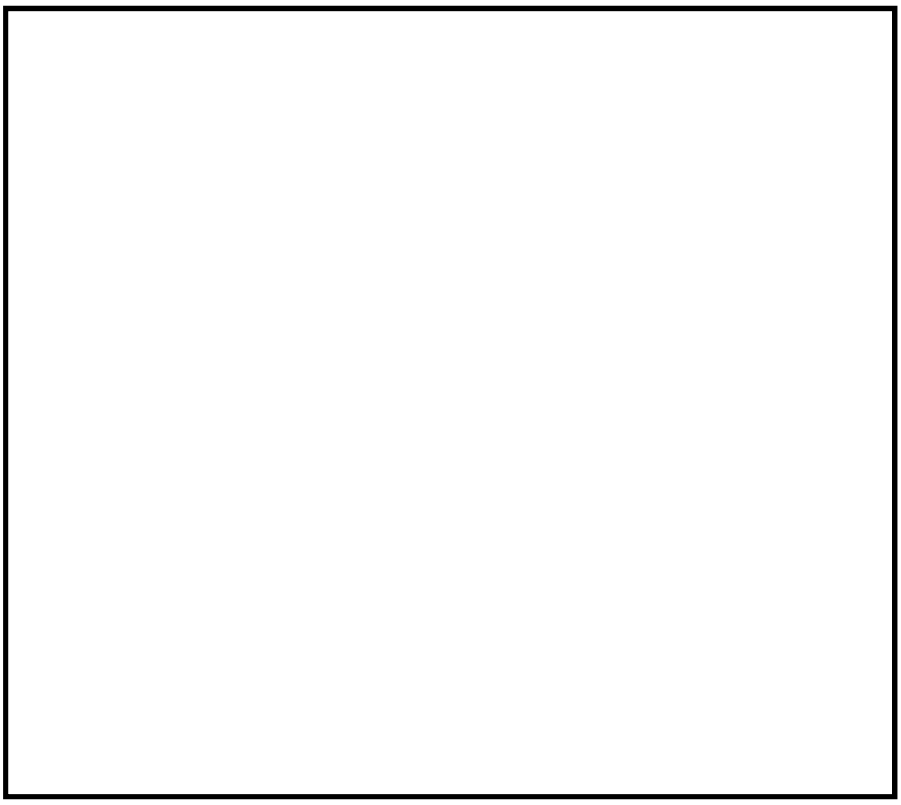
ＰＡＲ動作監視装置について

(1)　目　　的

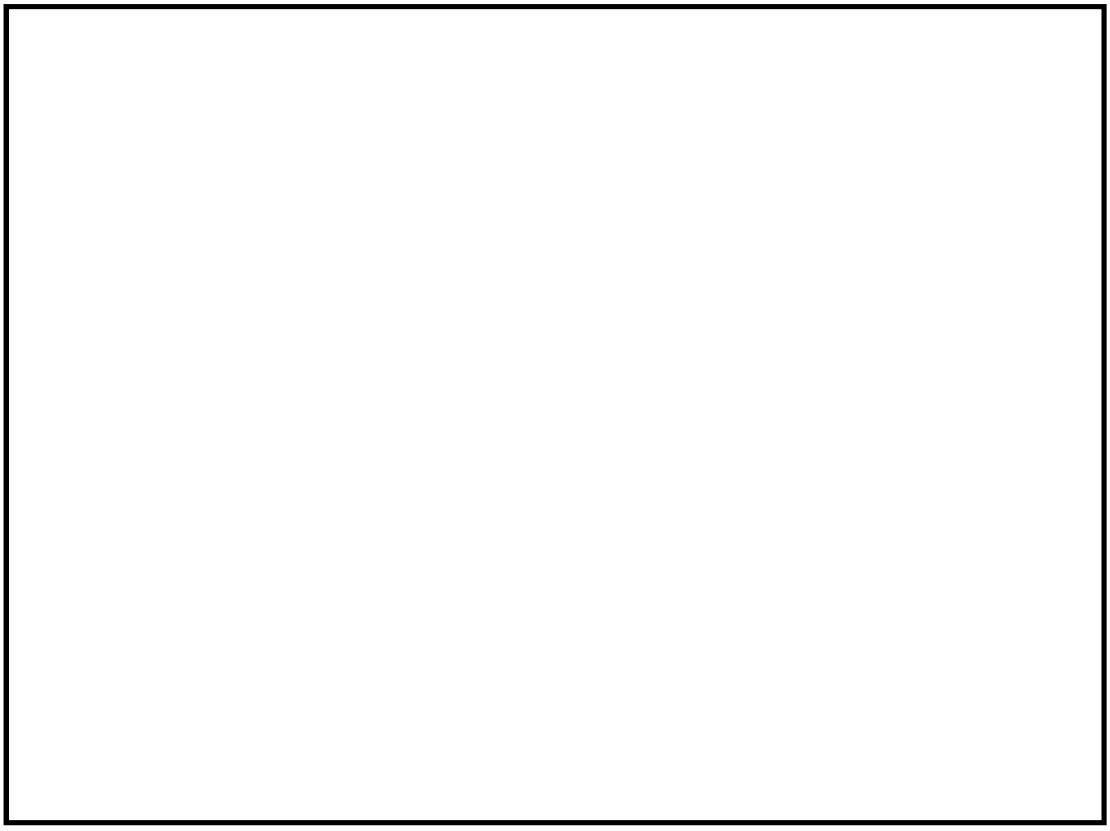
ＰＡＲは，原子炉建屋原子炉棟6階内の水素濃度上昇に伴い自動的に作動する装置であり，電源や運転員による操作が不要な装置である。

ＰＡＲは，触媒における再結合反応により水素を除去する装置であるため，水素濃度の上昇に伴って装置の入口側と出口側の温度差が上昇する（第1図，第2図参照）ことから，ＰＡＲに温度計を設置することにより，水素処理の状況を把握することができ，ＰＡＲによる水素処理が行われていることを確認することができれば，事故対処時の有効な情報となると考えられる。

このことから，原子炉建屋原子炉棟内に設置されているＰＡＲ（2基）の入口側及び出口側に熱電対を取り付け，中央制御室にてＰＡＲの温度を確認できるようにし，重大事故等対処時の監視情報の充実を図る。



第1図　ＳＮＬで行われた試験用ＰＡＲ　概要



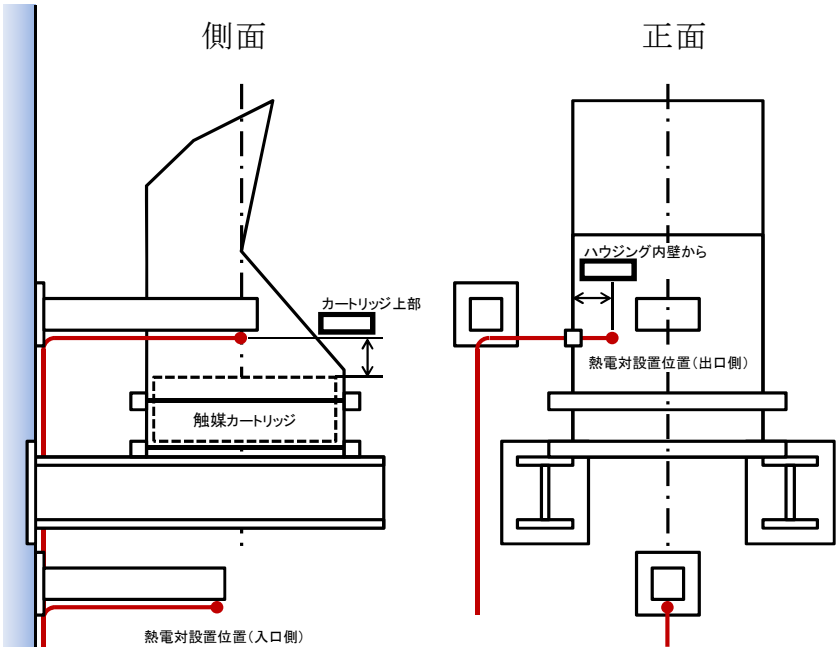
第2図　ＰＡＲ温度と水素濃度の関係

(2)　設備概要

ＰＡＲ2基に対して入口側及び出口側に熱電対を取り付け，事故時のＰＡＲの測定温度を中央制御室にて監視できるようにする。

熱電対の設置位置は，ＰＡＲ入口及び触媒カートリッジ出口に熱電対シースを取り付け，ガス温度を測定できるようにする。

実験結果（第2図）において，触媒部での水素再結合反応に伴い，水素濃度1.0vol％程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約40K，水素濃度4vol％程度でＰＡＲ入口と出口のガス温度差は約170Kになっており，ＰＡＲの入口側と出口側の温度差が明確であることから，ＰＡＲ動作を把握できる。



第３図　ＰＡＲへの熱電対取付位置概要図

ＰＡＲへの熱電対取付位置は，サポートとの干渉を考慮したＰＡＲ筐体付近への取付性，固定性，保守性等を考慮してＰＡＲ入口側及び出口側のガス温度が測れる位置とする。（第3図参照）

熱電対シースは，φ3.2㎜であり，ＰＡＲへの流路影響の観点から水素

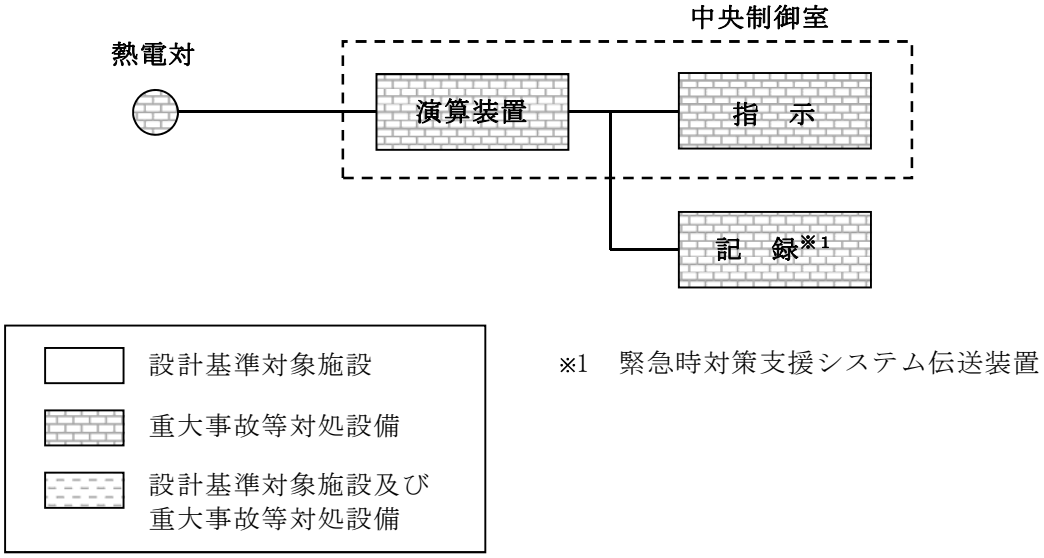
除去性能へ影響を及ぼすものではない。

測定温度は，中央制御室に指示し，記録される。（第4図参照）

第1表　ＰＡＲ動作監視装置の主要仕様

名　称	種　類	計測範囲	個　数	取付箇所
ＰＡＲ 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋 原子炉棟6階

※　2基のＰＡＲに対して出入口に1個設置

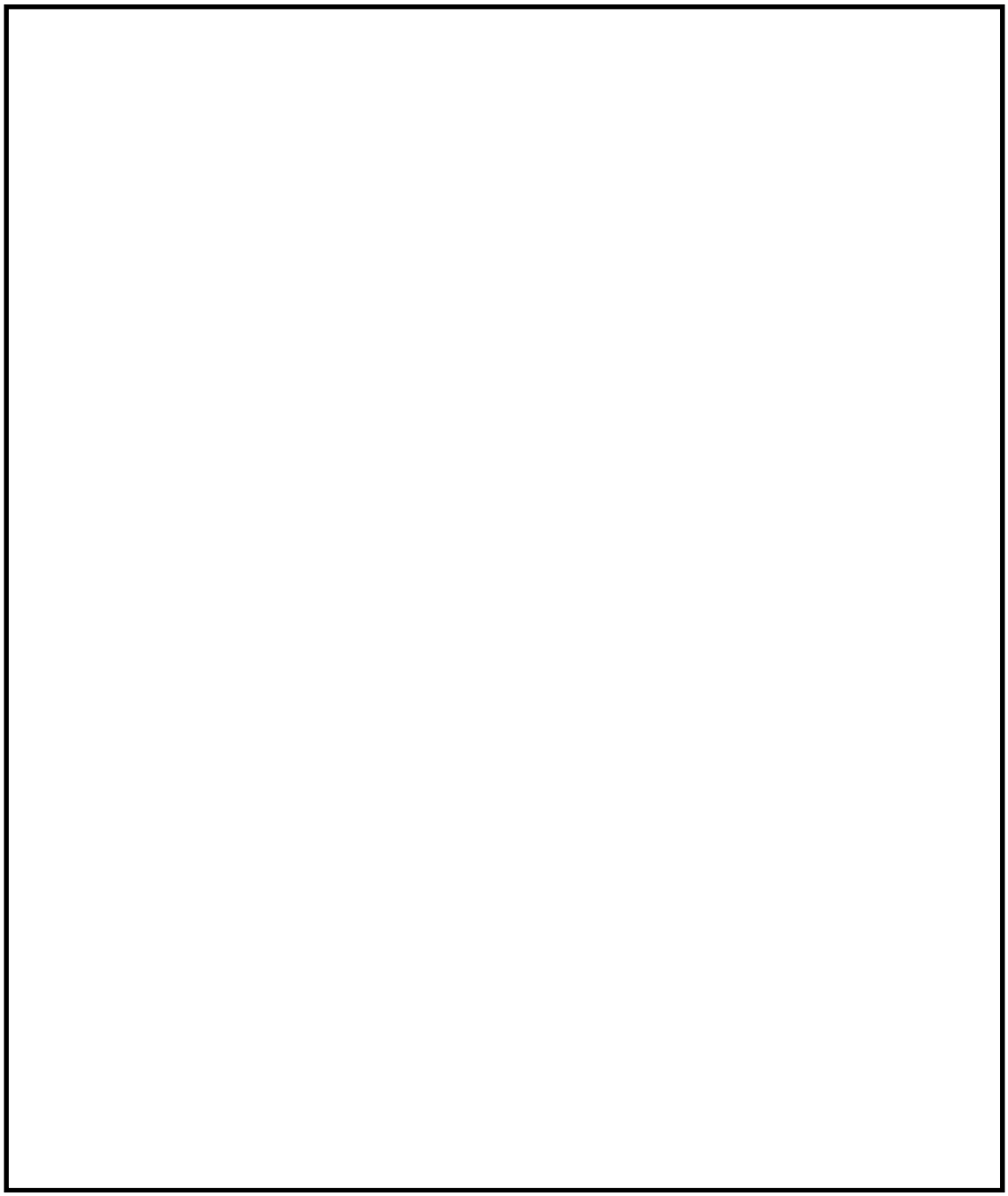


第4図　ＰＡＲ動作監視装置の概略構成図

(3)　ＰＡＲ動作監視装置の設置場所

ＰＡＲは，水素を処理する際の熱でガス温度が上昇するため，ＰＡＲ装置により上昇気流が発生する。したがって，原子炉建屋原子炉棟 6 階の水素は，自然対流により拡散されることから，原子炉建屋原子炉棟 6 階の両壁面に配置したＰＡＲ全体に水素が行き渡り，一様に触媒反応を起こして温度が上昇すると想定している。したがって，ＰＡＲの動作原理が触媒反応による水素と酸素の再結合であることを踏まえると故障は考え難く，Ｐ

ＡＲ動作監視装置の必要個数は１個と考えるが，位置的分散を考慮して，原子炉建屋原子炉棟６階の両壁面に配置したＰＡＲのうちそれぞれ１基に設置することとする。（第５図参照）



第5図　ＰＡＲ動作監視装置の概略構成図

参考文献一覧

1 Thomas K. Blanchat, Asimios C. Malliakos, “TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SURTESY FACILITY”, Nuclear Technology Vol.129 March 2000

別紙 4

ＰＡＲ周辺機器に対する悪影響防止について

ＰＡＲは，水素処理が始まると触媒温度が上昇するため，ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に影響を与えないためのＰＡＲの設置方針を検討した。ＰＡＲの温度上昇が周辺機器に影響を与える項目としては，「①ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価」及び「②ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価」があり，それらの検討結果を以下に示す。

① ＰＡＲハウジングからの熱輻射による熱影響評価

ＰＡＲハウジングが最高使用温度である300℃の状況で，ハウジングからの熱輻射による温度と距離の関係を評価した。

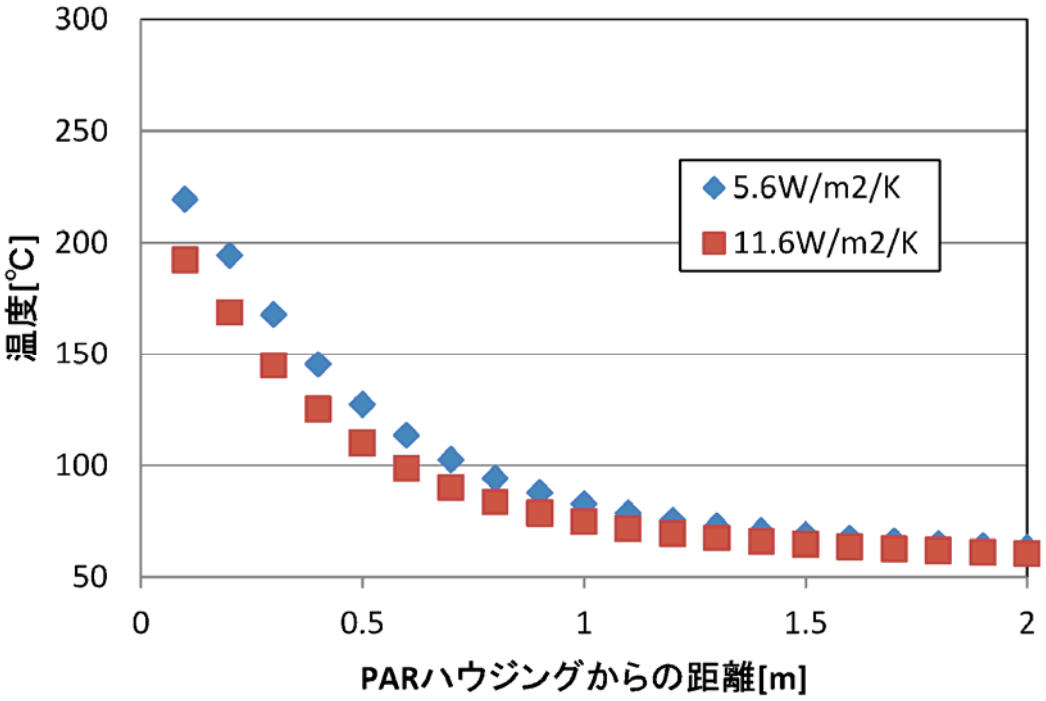
周辺機器の温度は，原子炉建屋原子炉棟6階の熱伝達率により異なる。熱伝達率は，以下のユルゲスの式より計算する。

$$h = 5.6 + 4.0u$$

ここで，ｕ［m／s］は，気流速度である。ＰＡＲが起動する設計条件の10％／dayのケースにおける気流速度の最大値が約0.6m／sであることを踏まえて，想定する気流速度の範囲を0～1.5m／sと仮定し，熱伝達率を計算すると5.6～11.6W／（m^2・K）となる。したがって，熱伝達率は，5.6W／（m^2・K）及び11.6W／（m^2・K）の2ケースで評価を行った。

評価結果を第1図に示す。いずれのケースもＰＡＲから0.1m離れると周辺機器の表面温度は，最高使用温度である300℃を十分下回ることから，隣接するＰＡＲに対して悪影響を与えることはない。また，評価結果の厳しい5.6W／（m^2・K）の場合であっても，ＰＡＲから0.8m離れたところで100℃を下回り，1mの地点では83℃まで低下する。さらに，2mの地点でＰ

ＡＲの輻射熱の影響はほぼなくなることから，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，ＰＡＲ周囲（排気口方面除く）には，2m以上の離隔距離を設けることとする。



第１図　周辺機器のＰＡＲからの距離と温度の関係

②　ＰＡＲ排気ガスによる熱影響評価

ＰＡＲの上方の排気口からは水素処理を行った高温の出口ガスが排気されるが，ＰＡＲハウジング上部にはフードが設置されており，出口ガスの流れ方向を変えており，ＰＡＲの上方に位置する構築物に直接排熱の影響を与えることはない。また，高温の出口ガスが排出される排気口からは，重大事故等の対処に重要な計器・機器に悪影響がないように，3m以上の離隔距離を設けることとする。

上気①，②の結果から，ＰＡＲ配置検討に当たっては，以下を考慮すること

としている。

＜ＰＡＲ周辺機器への熱影響防止の方針＞

・ＰＡＲ周囲（排気口方面を除く）に，熱影響により安全機能を損なう設備がないことを，熱影響評価結果を踏まえて確認する。 ・ＰＡＲ排気口方面には，高温ガスが流れることから，付近に安全機能を損なう設備がないことを確認する。

以上により，原子炉建屋原子炉棟6階に設置する重大事故等対処設備については，ＰＡＲによる熱的な悪影響がないことを確認する方針としている。

水素濃度監視設備については，原子炉建屋原子炉棟6階天井付近に設置することとしており，ＰＡＲ設置位置から10m以上離れているため，ＰＡＲの温度上昇による水素濃度監視機能への悪影響はない。

別紙 5

局所エリアの漏えいガスの滞留

1. 評価方法

第 1 表に示す原子炉格納容器からの水素漏えいが想定される局所エリアにおいて，有効性評価シナリオ包絡条件（格納容器ベント使用時）及び有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）の水素濃度がそれぞれ可燃限界未満であることを確認する。なお，シールドプラグが置かれた状態の原子炉ウェル部についても，局所エリアとなる可能性があるが，シールドプラグにシール性がないこと及び上面に開口があることから，局所エリアから除外とした。

第 1 表　局所エリア

階　数	漏えい箇所	エリア名称	空間容積（m^3）
2 階	ドライウェル機器ハッチ	ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋	42.1
	ＣＲＤ搬出ハッチ		
	所員用エアロック	所員用エアロックのある部屋	23.4
地下 1 階	サプレッション・チェンバアクセスハッチ	サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋	1,353.4

2. 解析条件

(1) 解析モデル

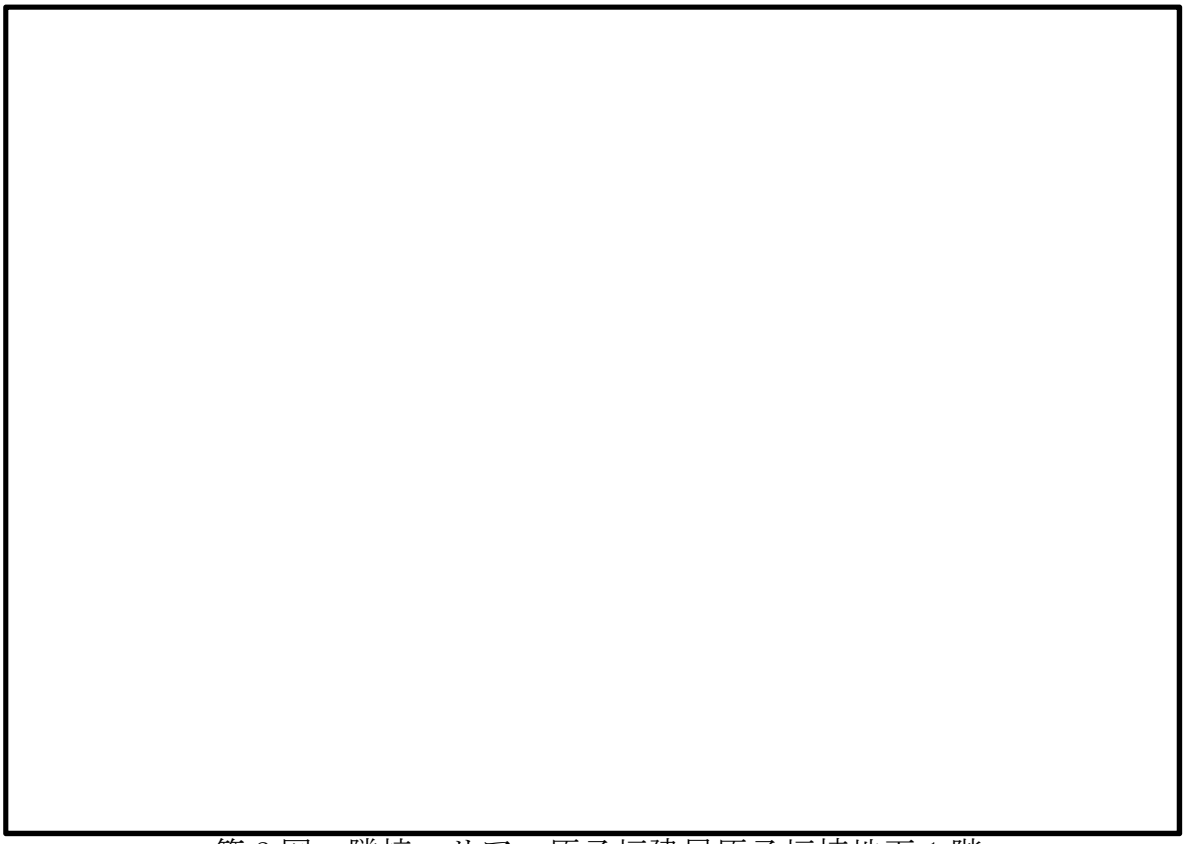
解析モデルを第 1 図に示す。漏えい箇所及び隣接するエリアでの水素濃度を確認するため，解析モデルは，局所エリアとその隣接エリアをそれぞれ 1 ノードでモデル化し，流入境界条件を設けて原子炉格納容器からの漏

えいを与える。また，圧力境界条件を設けて外部への流出をモデル化する。

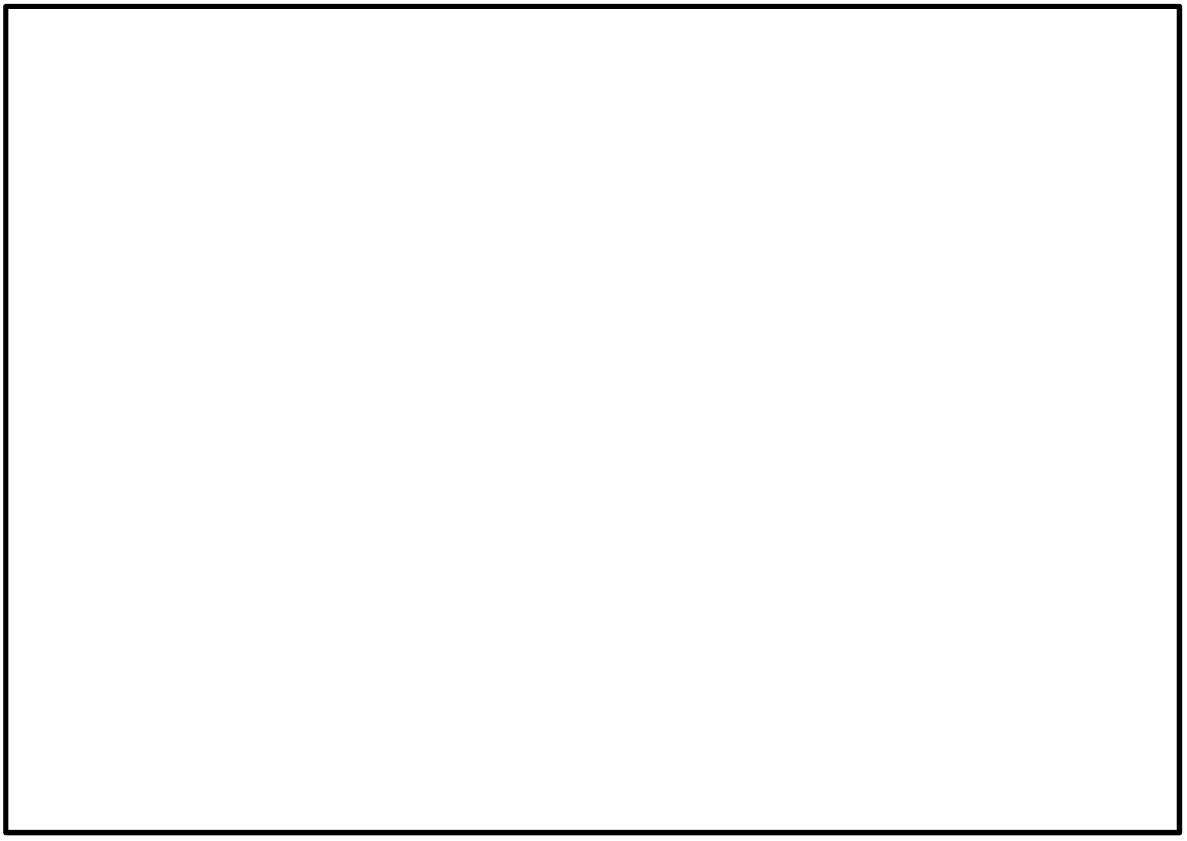
エリア内は断熱とし，構造物のヒートシンク，壁を介した隣接エリアの伝熱はモデル化しない。伝熱による蒸気の凝縮だけ水素濃度が高くなると考えられることから，保守的に評価するため，蒸気の 100%凝縮を仮定した漏えい条件を想定する。

また，隣接エリアを第 2 図～第 7 図に示す。

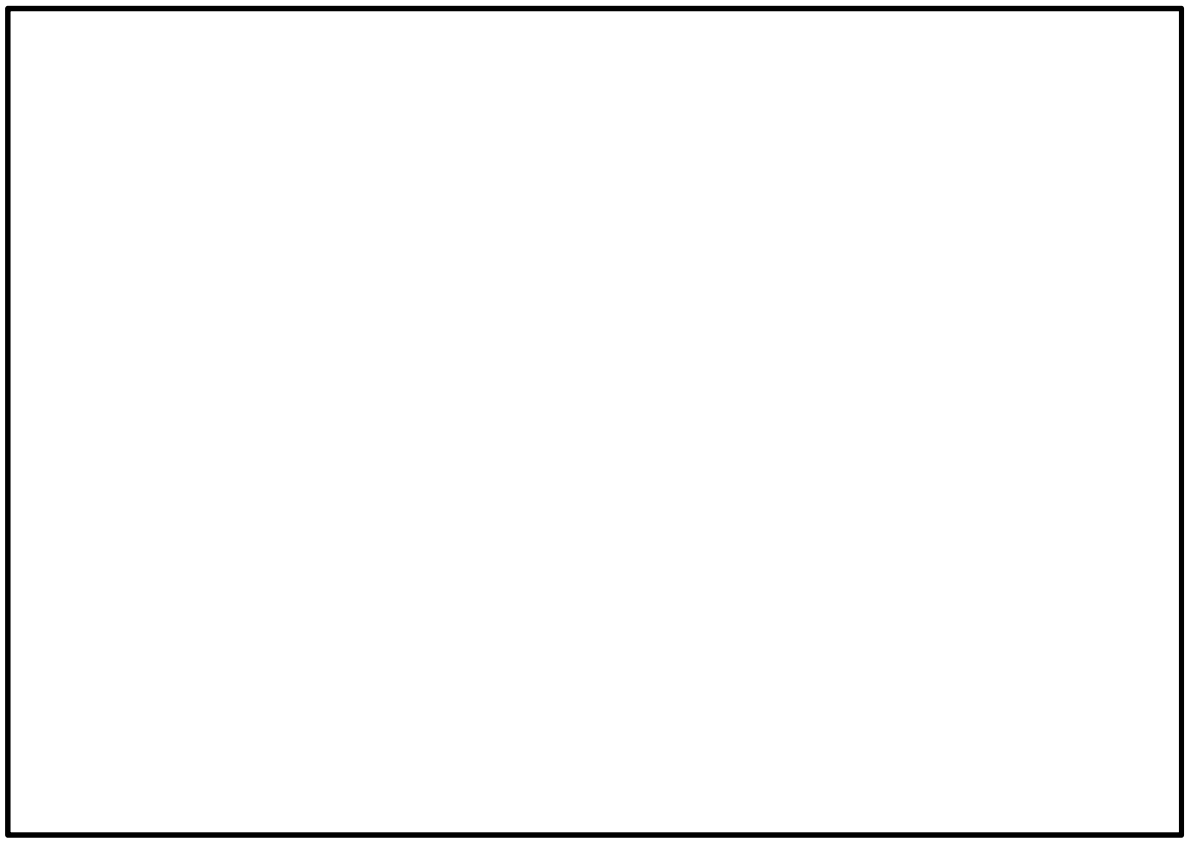
第 1 図　2 ノードモデル



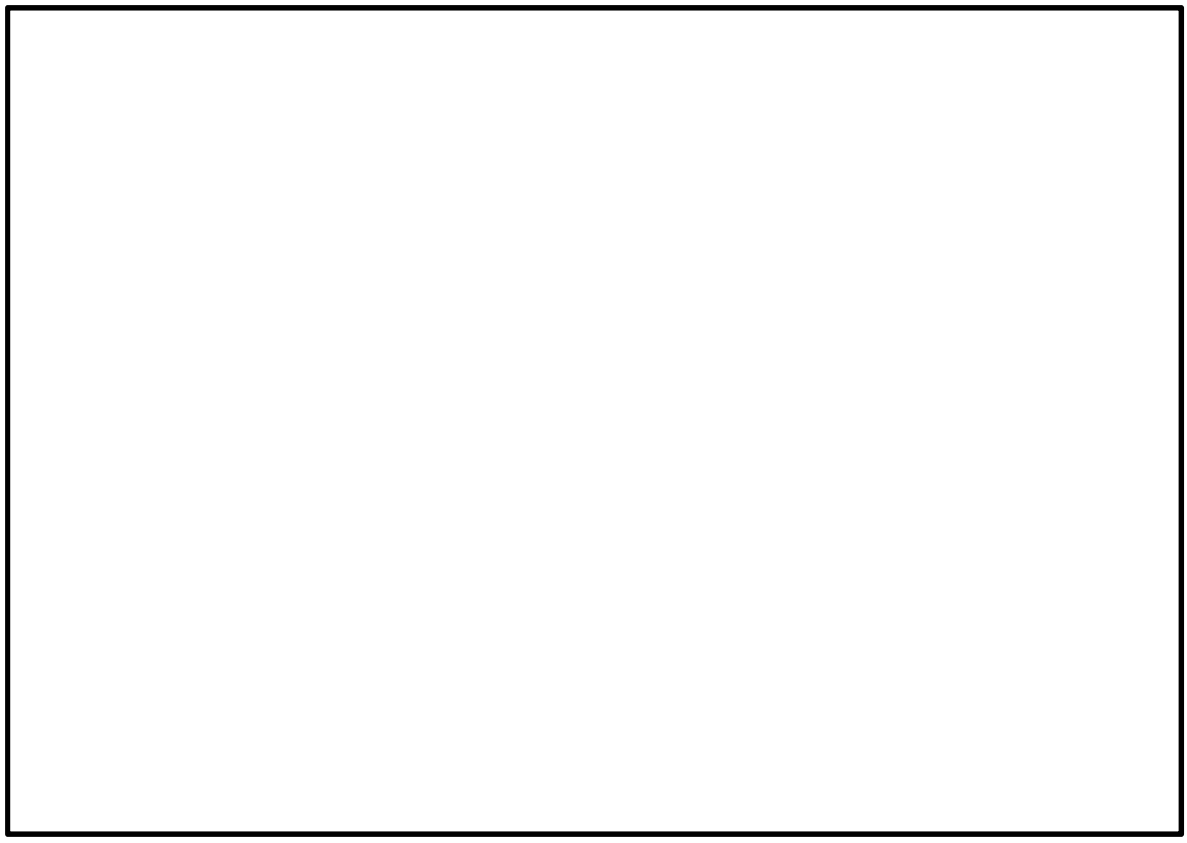
第 2 図　隣接エリア　原子炉建屋原子炉棟地下 1 階



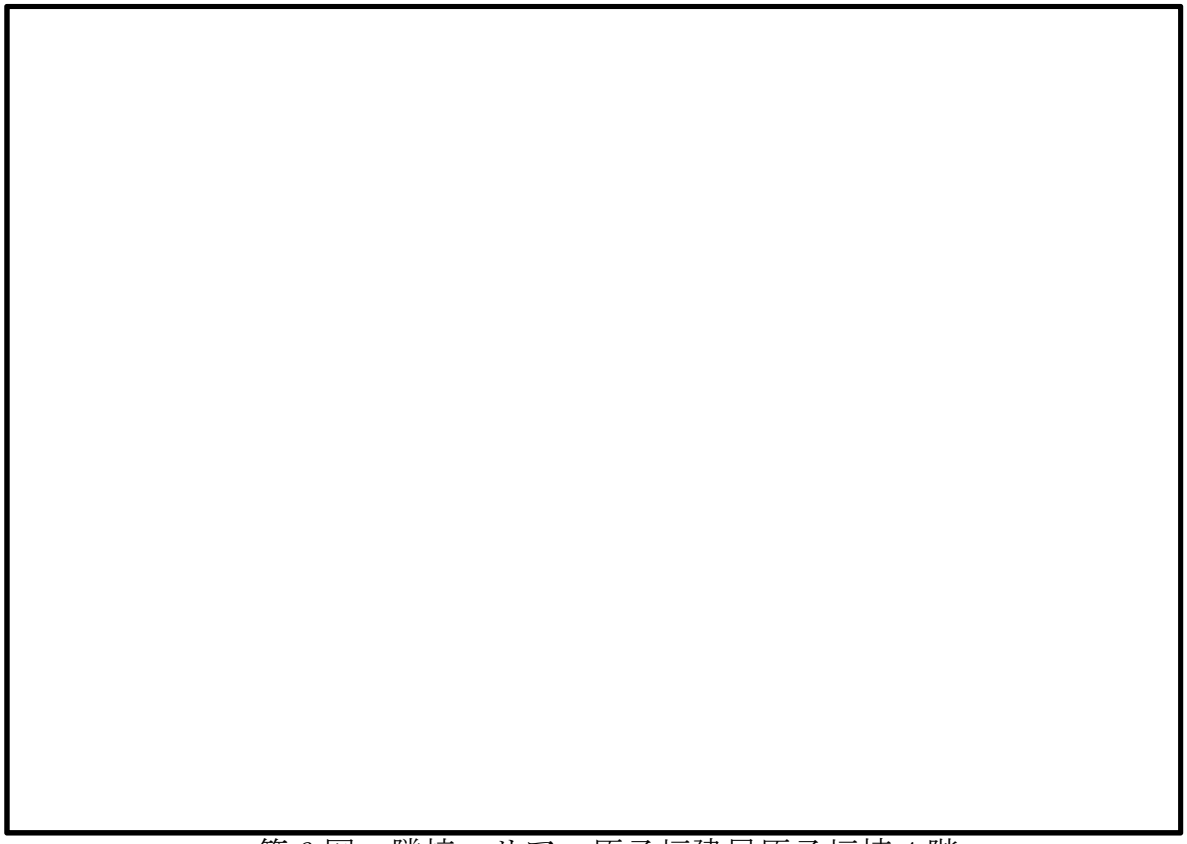
第 3 図　隣接エリア　原子炉建屋原子炉棟 1 階



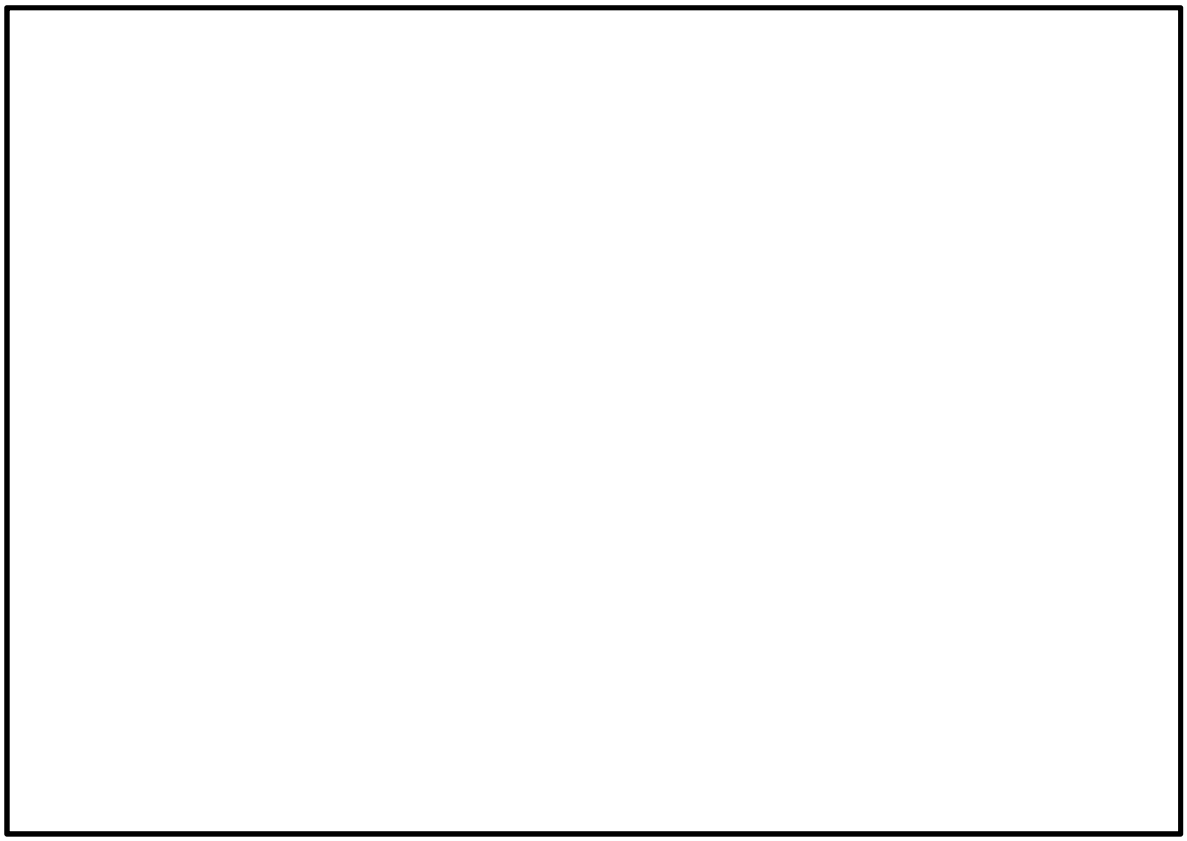
第 4 図　隣接エリア　原子炉建屋原子炉棟 2 階



第 5 図　隣接エリア　原子炉建屋原子炉棟 3 階



第 6 図　隣接エリア　原子炉建屋原子炉棟 4 階



第 7 図　隣接エリア　原子炉建屋原子炉棟 5 階

(2)　解析条件

2 ノードモデルにおける解析条件を第 2 表に示す。

第 2 表　2 ノードモデル解析条件

No.	項　目	解析条件	備　考
1	原子炉建屋原子炉棟の条件 (1)圧力（初期条件） (2)温度（初期条件） (3)組成（初期条件） (4)空間容積（固定）	 101.325kPa 40℃ 相対湿度 100%の空気 第 1 表参照	 大気圧 想定される高めの温度として設定 同上
2	圧力境界条件 （外部への漏えい） (1)圧力（固定） (2)温度（固定） (3)酸素濃度（固定） (4)窒素濃度（固定）	 101.325kPa 40℃ 21vol% 79vol%	 大気圧 想定される高めの温度として設定 乾燥空気の組成 同上
3	流出条件 （外部への漏えい） (1)流出条件	 圧力損失なし	

各局所エリアの漏えい量は，全漏えい量を各漏えい箇所の周長割合で分配して計算する。漏えいの分配条件は，第 2.1.4.1－4 表と同様である。

(3)　漏えい条件

有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件を第 3 表に示す。

第3表　有効性評価シナリオ包絡条件における漏えい条件

項　目	ドライウェル				サプレッション・チェンバ			
	0～3h	3～30h	30～110h	110～168h	0～3h	3～30h	30～110h	110～168h
圧力（kPa［gage］）	620（2Pd）		186（0.6Pd）	341（1.1Pd）	620（2Pd）		186（0.6Pd）	341（1.1Pd）
温度［℃］（上：原子炉格納容器内，下：建屋への漏えい時※1）	210 100	200 100	171 100		210 100	200 100	171 100	
水素濃度［vol%］※1	100				100			
水蒸気濃度［vol%］※1	0				0			
原子炉格納容器漏えい率［%／day］※2	0.615	0.42	0.34	0.29	0.45		0.11	
備　考	2階の漏えい条件				地下1階の漏えい条件			

※1　水蒸気は，局所エリアに漏えいした時点で全て凝縮することを想定

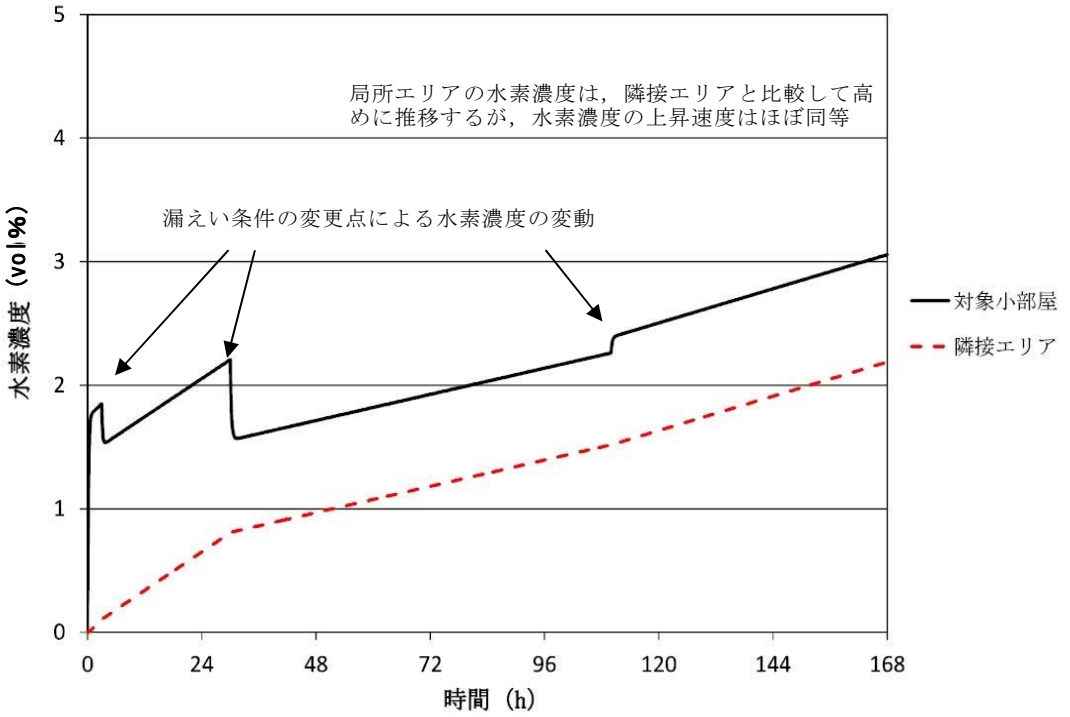
※2　漏えい率は，第2.1.4.1－3表に示す漏えい条件から水素のみを考慮して算出

3. 解析結果

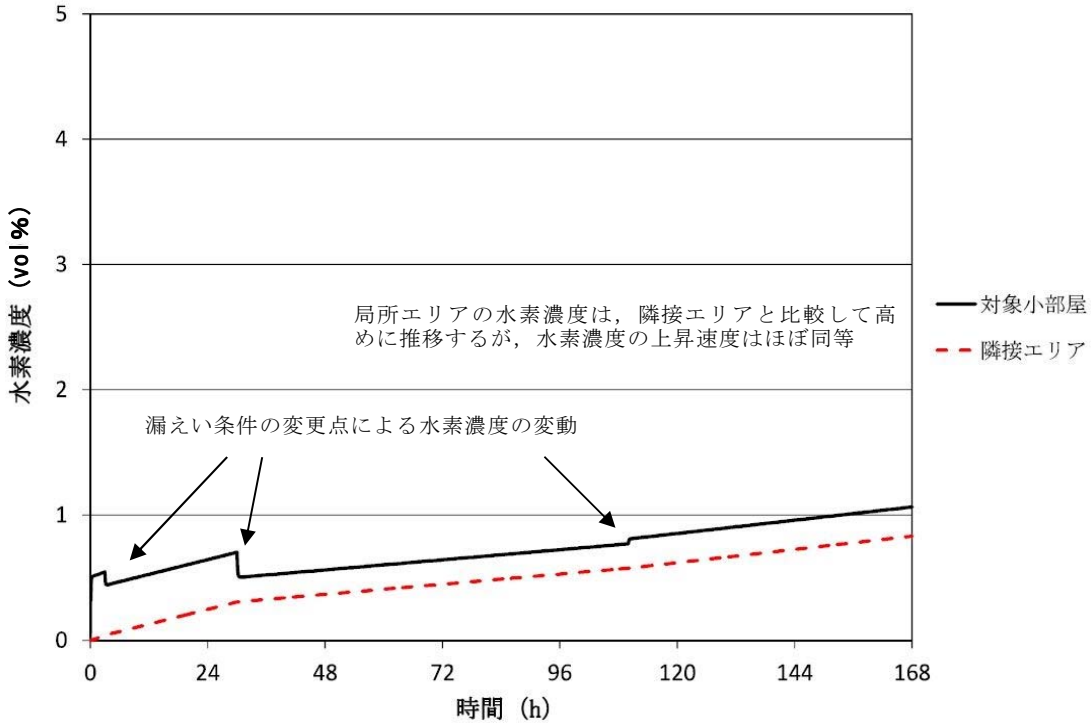
各ケースの 168 時間までの水素濃度最大値を第 4 表に示す。また，水素濃度の時間変化を第 8 図から第 10 図に示す。

第 4 表　解析結果

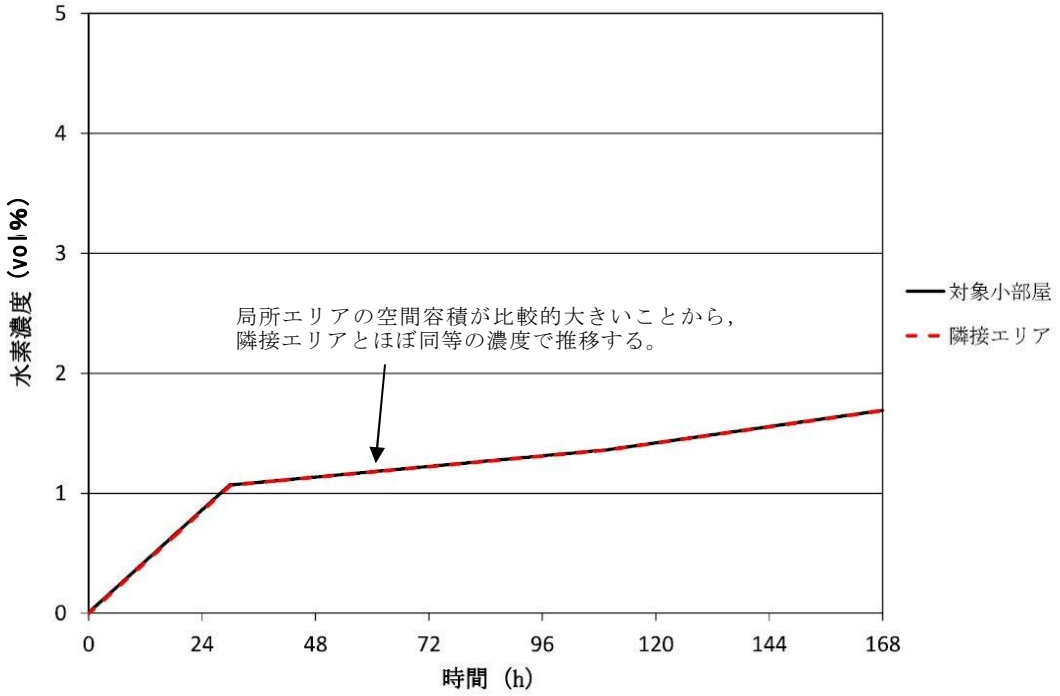
ケース No.	原子炉格納容器漏えい条件	評価対象とするエリア	水素濃度最大値［vol%］	
			評価対象とする局所エリア	隣接エリア
1	有効性評価シナリオ包絡条件	ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋（原子炉建屋原子炉棟 2 階西側）	3.06	2.19
2		所員用エアロックのある部屋（原子炉建屋原子炉棟 2 階東側）	1.06	0.83
3		サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階西側）	1.69	1.69



第８図　有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（ドライウェル機器ハッチ及びＣＲＤ搬出ハッチのある部屋）



第９図　有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（所員用エアロックのある部屋）



第 10 図　有効性評価シナリオ包絡条件（代替循環冷却系使用時）における水素挙動（サプレッション・チェンバアクセスハッチのある部屋）

解析の結果から，水素濃度は全体的には上昇傾向となり，168 時間後時点で最も高くなるものの，可燃限界未満となる結果となった。

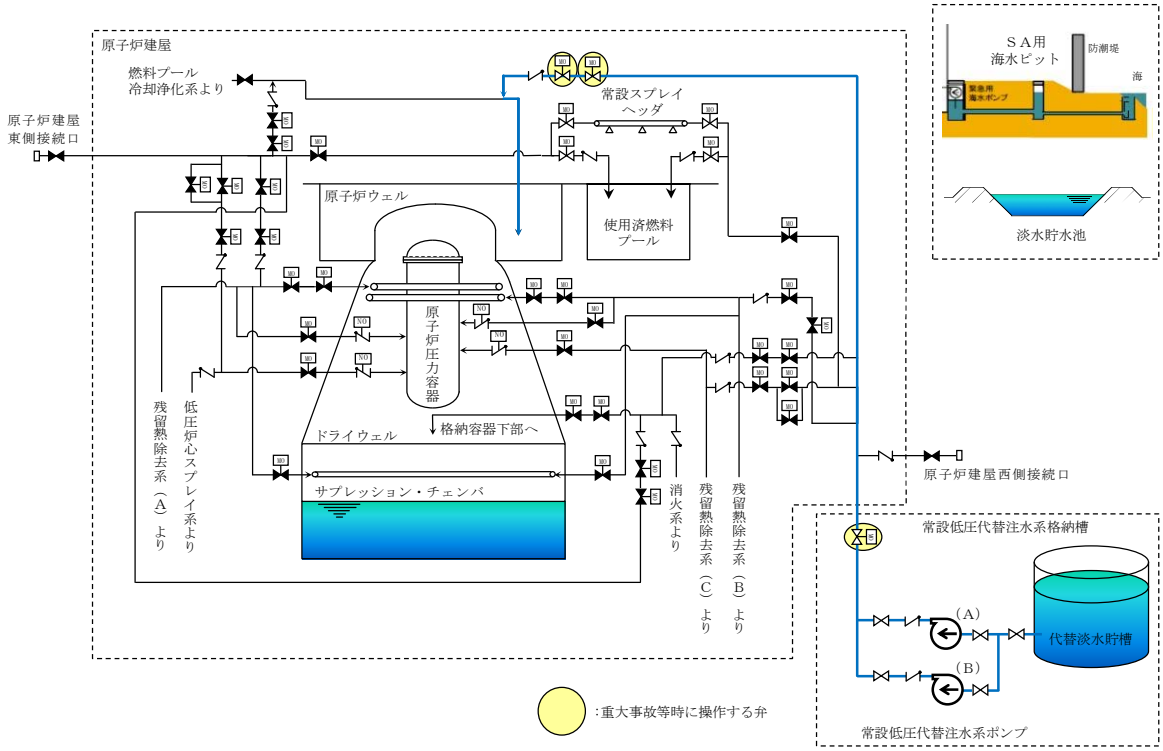
2 ノードの解析において，局所エリアと隣接エリアについては，それぞれ同等のレートで上昇し続ける結果となったが，2.1.4.2 に示したケース 1 において，建屋全体の水素濃度が均一化されていることから，局所エリアに漏えいした水素は隣接エリアを介して原子炉建屋原子炉棟 6 階に流入するものと考えられる。一方で，格納容器から異常な漏えいが発生した場合，原子炉建屋原子炉棟 6 階よりも先行して局所エリアの水素濃度が上昇するおそれがあるため，判断に使用する原子炉建屋水素濃度計は，局所エリアに設置する水素濃度計を含めた水素濃度計のうち，最高濃度を示すものとする。

別紙6

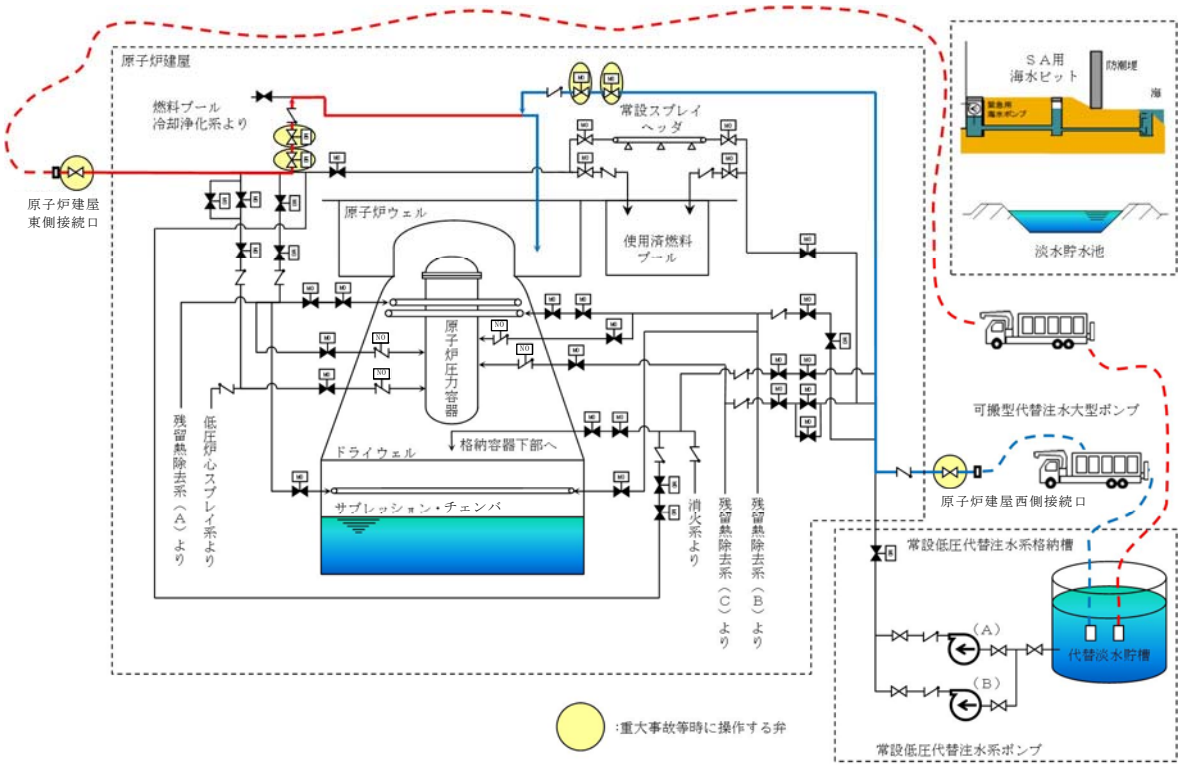
格納容器頂部注水系について

格納容器頂部注水系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器頂部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，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有するものであり，自主対策設備として設置する。格納容器頂部注水系は，第1図及び第2図に示すように，原子炉ウェルに水を注水することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは，事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で，シール材が追従できない程の劣化があると，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閉じ込め機能強化を図る。改良ＥＰＤＭ製シール材は，200℃蒸気が7日間継続しても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，閉じ込め機能もより健全となり，原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

このことから，「設置許可基準規則」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）に対する自主対策設備として重大事故時に原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器外側からトップヘッドフランジシール材を冷却し水素漏えいを抑制することを目的として格納容器頂部注水系を設置する。



第１図　格納容器頂部注水系（常設）



第２図　格納容器頂部注水系（可搬型）

１．格納容器頂部注水系の設計方針について

格納容器頂部注水系（常設及び可搬型）は，原子炉ウェルに水を注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。

格納容器頂部注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプで構成しており，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

また，格納容器頂部注水系（可搬型）は，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成しており，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

第1表　格納容器頂部注水系主要仕様

項　目	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
台　数	1	1
容　量	約200m^3／h	約1,320m^3／h （吐出圧力1.4MPaにおいて）

２．格納容器頂部注水系の効果について

重大事故等発生時における格納容器過温・過圧事象において，トップヘッドフランジの閉じ込め機能を強化するために原子炉格納容器限界温度（200℃）が7日間継続したとしても健全性が確認できる改良ＥＰＤＭ製シール材を取り付ける。

これにより，トップヘッドフランジからの水素漏えいポテンシャルは低減しているが，格納容器頂部注水系により原子炉ウェルに常温の水を注水することで冷却効果が得られるため，水素の漏えいを更に抑制することが可能である。よって，格納容器頂部注水系は，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発防止対策の1つとして効果的である。

３．格納容器頂部注水系による原子炉格納容器への影響について

格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器温度が200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから，原子炉格納容器トップヘッドフランジ部を急冷することにより原子炉格納容器閉じ込め機能に影響がないかについて評価を行った。

(1)　評価方法

原子炉格納容器過温時に原子炉ウェルに注水することで，低温の水が原子炉格納容器トップヘッドフランジに与える熱的影響を評価する。原子炉格納容器への影響としては鋼材部の熱影響が考えられるため，影響する可能性がある部位としてはトップヘッドフランジ及びトップヘッドフランジ締付ボルトが挙げられる。このうち，体積が小さい方が水により温度影響を受けるため，評価対象としてトップヘッドフランジボルトを選定し，トップヘッドフランジ締付ボルトの急冷による熱的影響を評価する。

(2)　評価結果

格納容器頂部注水系によるトップヘッドフランジ締付ボルト冷却時の発生応力について第2表に示す。評価結果から，ボルトが200℃から20℃まで急冷された場合でも，応力値は，降伏応力を下回っており，ボルトが破損

することはない。

第2表　トップヘッドフランジ締付ボルトの熱収縮による応力評価結果

項　目	記号	単位	値	備　考
材　料	—	—	SNCM439	トップヘッドフランジ締付ボルトの材料
ヤング率	E	MPa	204,000	
熱膨張率	α	1／K	1.27×10^{-5}	
温度差	ΔT	K	180	水温20℃とし，原子炉格納容器温度200℃時の温度差
ひずみ	ε	—	2.29×10^{-3}	$\varepsilon=\alpha\cdot\triangle T$
応　力	σ	MPa	466	$\sigma=E\cdot\alpha\cdot\triangle T$
設計降伏点	Ｓｙ	MPa	754	SNCM439（200℃）
設計引張応力	Ｓｕ	MPa	865	SNCM439（200℃）

(3)　まとめ

上記の結果から，格納容器頂部注水による急冷により原子炉格納容器閉じ込め機能に悪影響を与えることはない。また，低炭素鋼の脆性遷移温度は，一般的に約－10℃以下であり，水温がこの温度領域以上であるため，脆性の影響もないと考えられる。

４．格納容器頂部注水系の監視方法について

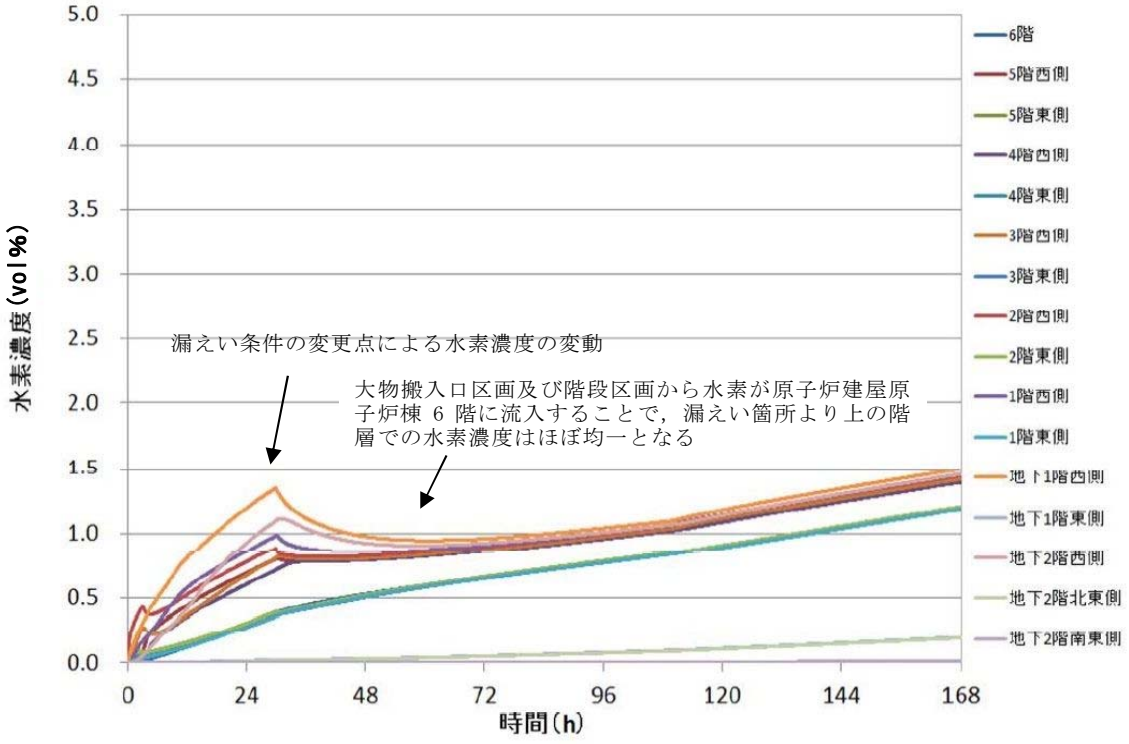
格納容器頂部注水系の使用時における監視は，Ｄ／Ｗヘッド雰囲気温度計により行う。常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプで原子炉ウェルに注水する注水流量を調整し，Ｄ／Ｗヘッド雰囲気温度計の指示により原子炉格納容器頂部が冷却されていることを確認し，格納容器頂部注水系の効果を監視する。

別紙 7

格納容器頂部注水系の効果を考慮した水素挙動について

格納容器頂部注水系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有している。

格納容器頂部注水系の効果によって，格納容器トップヘッドフランジからの漏えいがなくなり，原子炉建屋原子炉棟 6 階に直接水素が漏えいしなくなった場合の建屋挙動を確認するため，漏えい箇所を下層階のみとしたケースの評価を実施した。また，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳについては，水素の下層階での滞留の有無を確認する観点から，停止とした。漏えい箇所及びＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ停止以外の条件は，第 2.1.4.2－1 表のケース 1 と同様である。第 1 図に解析結果を示す。



第 1 図　水素濃度の時間変化（原子炉建屋原子炉棟全域）

（漏えい箇所：下層階のみ）

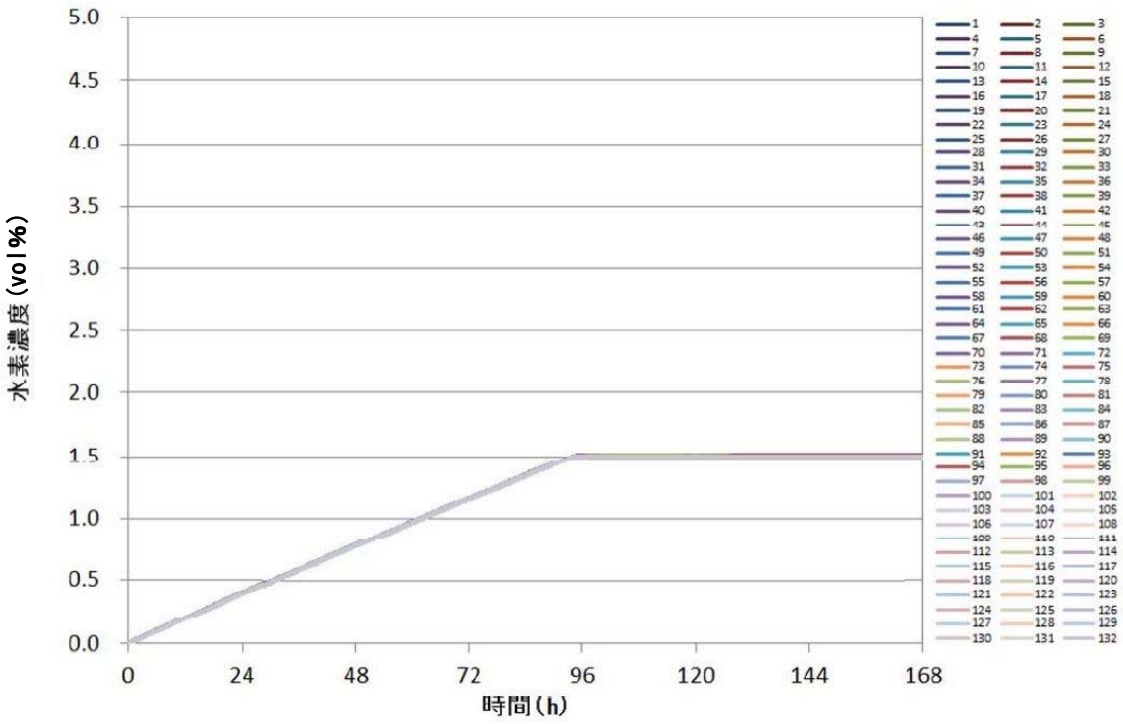
下層階のみから水素が漏えいし，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳの効果に期待しない場合においても，大物搬入口区画及び階段区画から水素が原子炉建屋原子炉棟６階に流入することにより，下層階で水素が滞留することはなく，可燃限界に到達しない結果となった。

別紙 8

小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階における水素挙動

格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいする水素が少ない場合において，水素が成層化しないことを解析により確認する。

格納容器ベントまでの漏えい率を，格納容器漏えい率を設計漏えい率相当である 0.5%／day とした。格納容器漏えい率以外の評価条件は，第 2.1.4.2－1 表のケース 2 と同様である。水素濃度の解析結果を第 1 図に示す。



第 1 図　小漏えい時の原子炉建屋原子炉棟 6 階水素挙動（サブボリューム）

ＰＡＲ起動前においてもサブボリュームごとの水素濃度の差はほとんどなく，漏えい量を小さくした場合でも成層化は起こらないことを確認した。

別紙 9

原子炉建屋水素濃度の適用性について

原子炉建屋水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，原子炉建屋原子炉棟内に発生する水素を監視する目的で，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる設計としている。

１．計測範囲の考え方

炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合に，ＰＡＲによる水素濃度低減（可燃性限界である 4vol％未満）をトレンドとして連続監視できることが主な役割であることから，これを計測可能な以下の範囲とする。

・原子炉建屋水素濃度（6 階）：0～10vol％

・原子炉建屋水素濃度（2 階及び地下 1 階）：0～20vol％

２．水素濃度計の測定原理

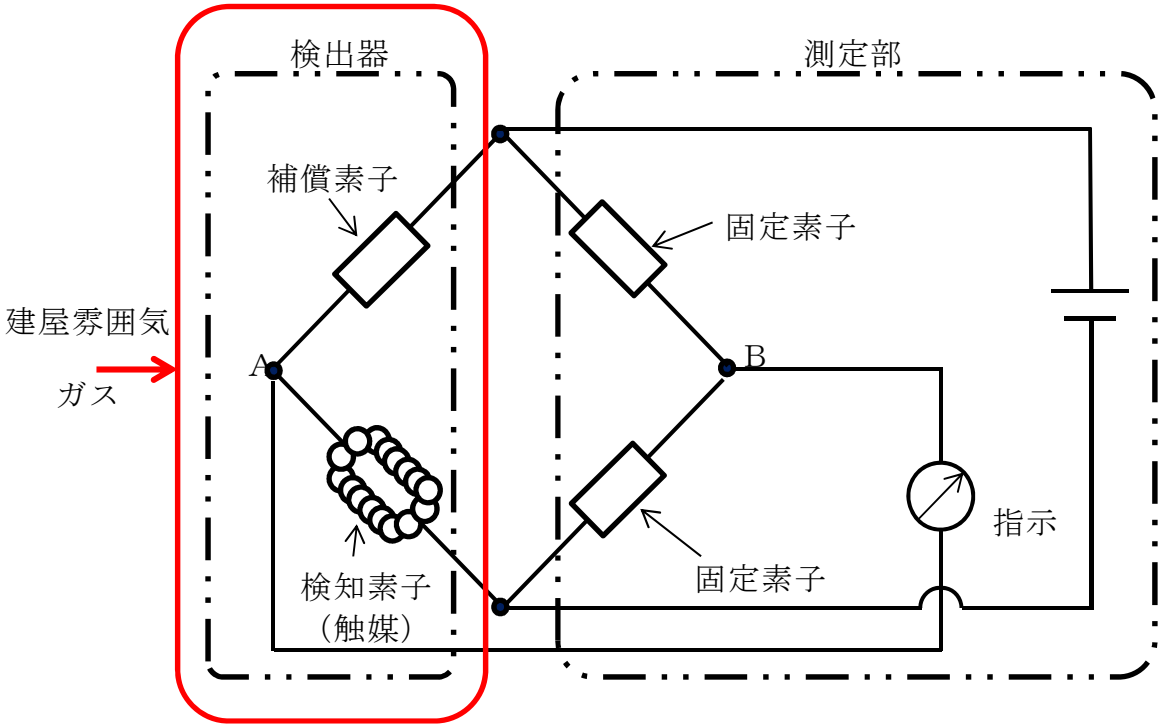
(1) 原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 6 階）

原子炉建屋原子炉棟 6 階に設置する水素濃度計は，触媒式の検出器を用いる。

触媒式の水素検出器は，検知素子と補償素子が第 1 図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子は，触媒活性材でコーティングされており，水素が検知素子に触れると触媒反応により空気中の酸素と結合し，発熱して検知素子温度が上昇する。検知素子温度が上昇することにより，検知素子の抵抗値が変化するとブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。水素と酸素の結合による発熱量は，水素濃度に

比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また，水素による検知素子の温度上昇と環境温度の上昇を区別するため，素子表面に触媒層を有さない補償素子により環境温度の変化による検知素子の抵抗値変化は相殺される。



第 1 図　原子炉建屋水素濃度（6 階）検出回路の概要図

(2)　原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階）

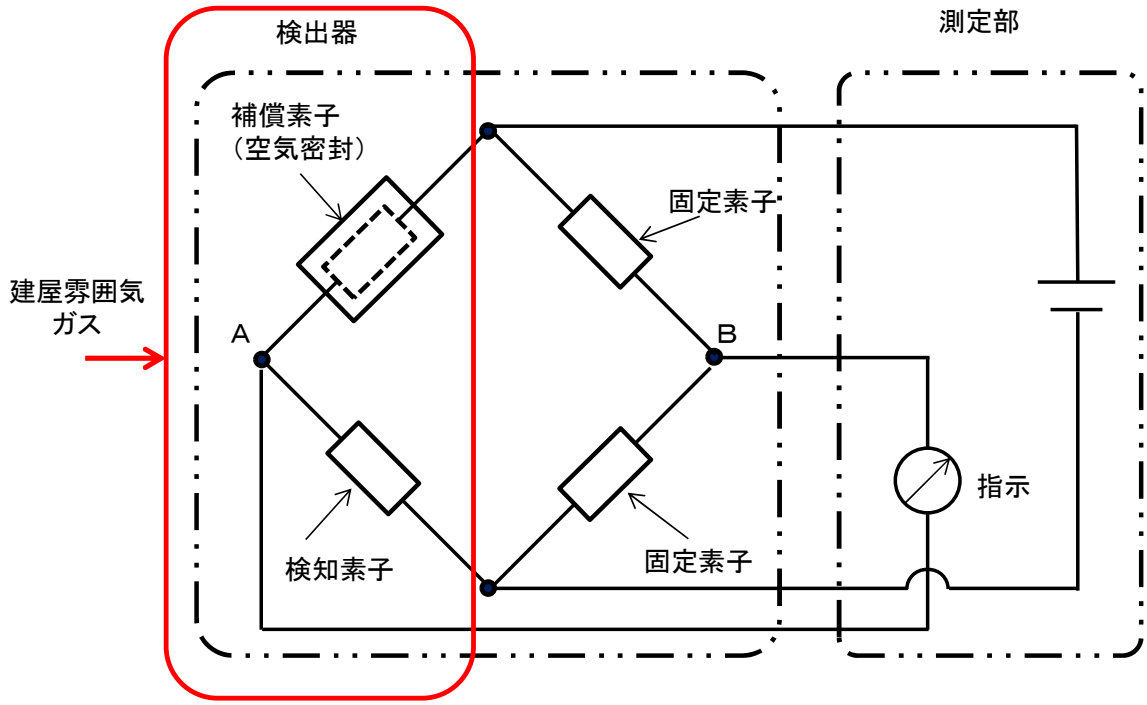
原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階に設置する水素濃度計は，熱伝導式の検出器を用いる。

熱伝導式水素検出器は，検知素子と補償素子が第 2 図のようにホイートストンブリッジ回路に組み込まれている。検知素子側は，原子炉建屋内雰囲気ガスが触れるようになっており，補償素子側は基準となる標準空気が密閉され，測定ガスは直接接触しない構造になっている。このため，水素

が検知素子に接触することで，補償素子と接触している基準となる標準空気との熱伝導度の違いから温度差が生じ，抵抗値が変化し，ブリッジ回路の平衡がくずれ，信号出力が得られる。検知素子に接触するガスの熱伝導度は，水素濃度に比例するため，検知素子の温度変化による抵抗値変化を水素濃度として測定できる。

また，補償素子の標準空気容器の外側には測定ガスが同様に流れ，温度補償は考慮された構造となっている。

熱伝導式水素検出器は，標準空気に対する測定ガスの熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は，約 0.18W／（m・k）at27℃である一方，酸素，窒素は，約 0.02W／（m・K）at27℃と水素より 1 桁小さく，これらのガス成分の変動があっても水素濃度測に対する大きな誤差にはならない。



第 2 図　原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階及び地下 1 階）検出回路概要図

３．原子炉建屋水素濃度検出器の耐環境性について

水素濃度検出器の耐環境仕様は，各設置場所で想定される温度，湿度及び放射線量の環境を有している。第１表に想定される環境と水素濃度の耐環境仕様を示す。

第１表　水素濃度検出器の設置場所の想定環境及び耐環境仕様

対　象	項　目	想定環境※	検出器の耐環境仕様	備　考
原子炉建屋 原子炉棟６階 水素濃度	温　度 湿　度 積算放射線量	65.6℃以下 100％RH 1.7kGy （7 日間）	[redacted]	耐環境試験により確認済
原子炉建屋 原子炉棟２階 及び地下１階 水素濃度	温　度 湿　度 積算放射線量	65.6℃以下 100％RH 1.7kGy （7 日間）	[redacted]	

※　想定環境は，詳細評価により今後見直す可能性がある。

別紙 10

ＰＡＲの性能維持管理について

設置段階及び供用開始以降のＰＡＲの性能を維持するため，以下のような検査及び点検を行う。

１．ＰＡＲの性能確保の考え方

ＰＡＲの性能評価式は，ＰＡＲ内部を通過する水素量（流量）と触媒による再結合効率（触媒反応）の関係から導出されたものであり，流量及び触媒反応に影響を与える各パラメータについて，検査又は点検時に確認することでＰＡＲの性能を確保できる。第1表にＰＡＲの性能確保に必要となるパラメータとその確認項目を示す。

第1表　ＰＡＲの性能確保に必要な確認項目

性能因子	影響因子	確認項目
流　量	水素濃度	対象外（雰囲気条件）
	圧力，温度	対象外（雰囲気条件）
	ＰＡＲハウジング部の幾何学的構造 ・ハウジング構造	 ・外観確認及び寸法確認
触媒反応	触媒カートリッジの幾何学的仕様 ・触媒カートリッジの枚数 ・触媒カートリッジ寸法	 ・外観確認及び員数確認 ・寸法確認
	触媒の品質管理	・製作時の仕様確認 （材料確認含む）
	触媒の性能 ・触媒の健全性 ・触媒の欠落 ・触媒の汚れ	 ・機能確認 ・外観確認

２．検査及び点検内容

１．の考え方を踏まえ，以下に示す検査及び点検を実施することで，ＰＡＲの性能を確保する。設置段階における検査内容を第2表に，供用開始以降の点検内容を第3表に示す。

第2表　設置段階における検査内容

対象部位	分　類	検査内容
触媒	仕様確認	比表面積，直径，パラジウム含有量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	仕様確認	触媒充填量について，管理値を満足することを確認する。
	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
	寸法検査	主要な寸法について，実測により確認する。
	材料検査	ミルシートにより確認する。

第3表　供用開始以降の点検内容

対象部位	分　類	検査内容
触媒	外観点検	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。
触媒カートリッジ	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。員数についても確認する。
	機能検査	健全性確認として検査装置により結合反応時の温度上昇率を測定し，管理値を満足することを確認する。
本体（ハウジング）	外観検査	有意な変形，傷等の有無について，目視により確認する。

３．触媒の品質管理

触媒は，[redacted]で製作され，その触媒の比表面積，直径及びパラジウム含有量について，第4表に示す管理値を満足していることを確認しているため，ロットで製作された触媒について，大きなばらつきはない。品質管理された触媒を触媒カートリッジへ充填する際には，規定量が充填されていることを全ての触媒カートリッジに対して確認するため，同じロットで製作された触媒が充填された触媒カートリッジの性能は同様である。

また，触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを通気した際の結合反応による温度上昇率を確認することで，工場製作時における触媒の健全性を担保することとしている。触媒の製作工程及び所定の品質管理を行うことを踏まえると，触媒の健全性確認の抜き取り数としては，1ロット当たり触媒カートリッジ1枚を確認することで十分である。

第4表　触媒製作段階における管理項目

対　象	項　目	管理値
触媒カートリッジ	触媒充填量	
触媒	比表面積	
	直　径	
	パラジウム含有量	
	健全性	水素を含む試験ガスを通気後，20分以内に10℃以上上昇又は30分以内に20℃以上上昇

４．触媒の健全性

工場製作時の品質管理の一つとして触媒の健全性確認を行うが，使用開始前においてもＰＡＲの性能担保の観点から同様に健全性確認を実施する。また，ＰＡＲを設置する原子炉建屋原子炉棟6階の雰囲気環境は空気，室温条件であり，化学薬剤等の触媒の活性を低下させるような要因はないことから，触媒にとって良好な環境条件であるが，供用開始後の経年劣化の有無を評価するため，触媒の健全性を確認する必要がある。

触媒カートリッジを試験装置にセットし，所定の水素濃度の試験ガスを供給し，水素と酸素の結合反応による温度上昇率を測定することで，メーカ推奨の判定基準を満足していることを評価し，触媒の健全性を確認する。工場製作時，使用開始前（現地据付時）及び供用開始以降の試験条件，判定基準を第5表に，試験装置の概要を第1図に示す。

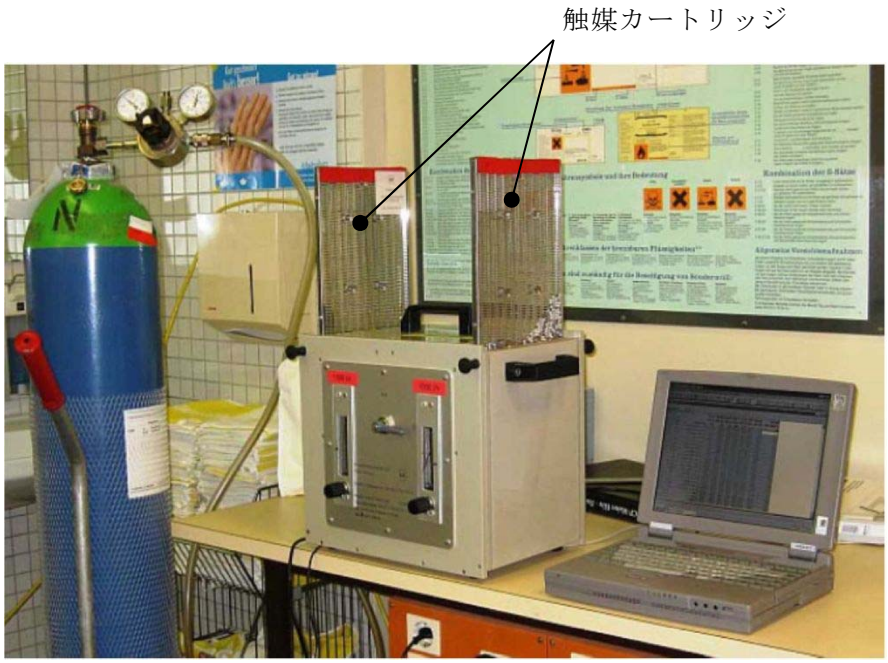
工場製作時においては，メーカ標準の試験条件として水素濃度3vol％の試験ガスを通気するが，国内で実施する使用開始前，供用開始後の健全性確認は，国内で一般的に手配可能な水素ボンベ（水素濃度：1.3vol％）を用いて実施する。工場製作時に比べて，低い水素濃度条件で行うため，水素処理能

力が低く，温度上昇も小さい状態となるが，工場製作時と同じ判定基準を用いるため，保守的な性能管理となる。

なお，使用開始前及び供用開始後の健全性確認試験の抜取り数については，検査要領を定める際に適切に設定する。

第5表　触媒の健全性確認試験条件

項　目	工場製作時	使用開始前	供用開始後
試験条件	水素濃度：3vol％ 試験流量：1500L／h	水素濃度：1.3vol％ 試験流量：1500L／h	水素濃度：1.3vol％ 試験流量：1500L／h
判定基準	10℃以上／20分 又は 20℃以上／30分	10℃以上／20分 又は 20℃以上／30分	10℃以上／20分 又は 20℃以上／30分



第1図　検査装置概要図

別紙 11

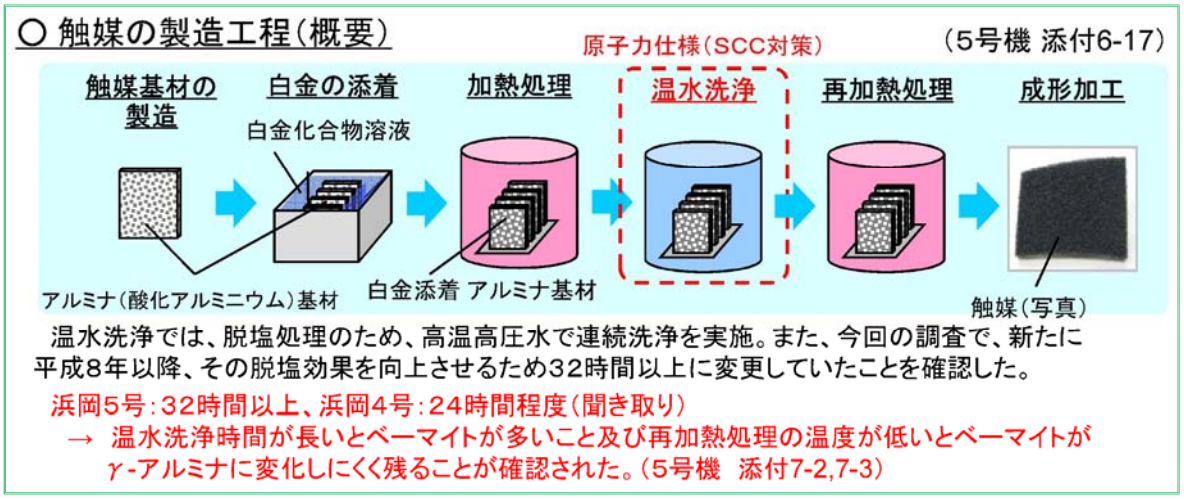
触媒基材（アルミナ）について

ＮＩＳ社製のＰＡＲは，触媒担体としてペレット状のアルミナを使用している。アルミナについては，熱水環境で水酸基をもつアルミナ（ベーマイト）に変化し，シリコン系のシール材に含まれる揮発性物質（シロキサン）とベーマイトの水酸基が化学結合することで，触媒表面にシロキサン重合物の膜を形成し，反応を阻害する知見※が得られている。

※　「事対2147･002　中部電力（株）浜岡原子力発電所４・５号機　気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日　経済産業省　原子力安全・保安院）」

浜岡原子力発電所の事象では，触媒基材の製造工程において，ＳＣＣ対策として温水洗浄が実施されており，その際，アルミナの一部がベーマイト化したことが確認されている（第1図参照）。

ＮＩＳ社製のＰＡＲは，触媒基材の製造工程において温水洗浄のプロセスがないこと，Ｘ線回折分析によりベーマイトがないことが確認されているため，ベーマイト化による触媒の性能低下については，対策済みである。また，シロキサンによる影響は，密閉空間内でＰＡＲ触媒をシロキサン試薬に曝露し，曝露後の再結合反応による温度上昇時間を確認することにより，水素処理性能への影響を確認しており，有意な差はなく，シロキサンに対して被毒による影響がないことを確認している。



［出典］「事対2147･002　中部電力（株）浜岡原子力発電所４・５号機　気体廃棄物処理系の水素濃度上昇に伴う原子炉手動停止（平成21年7月7日　経済産業省　原子力安全・保安院）」

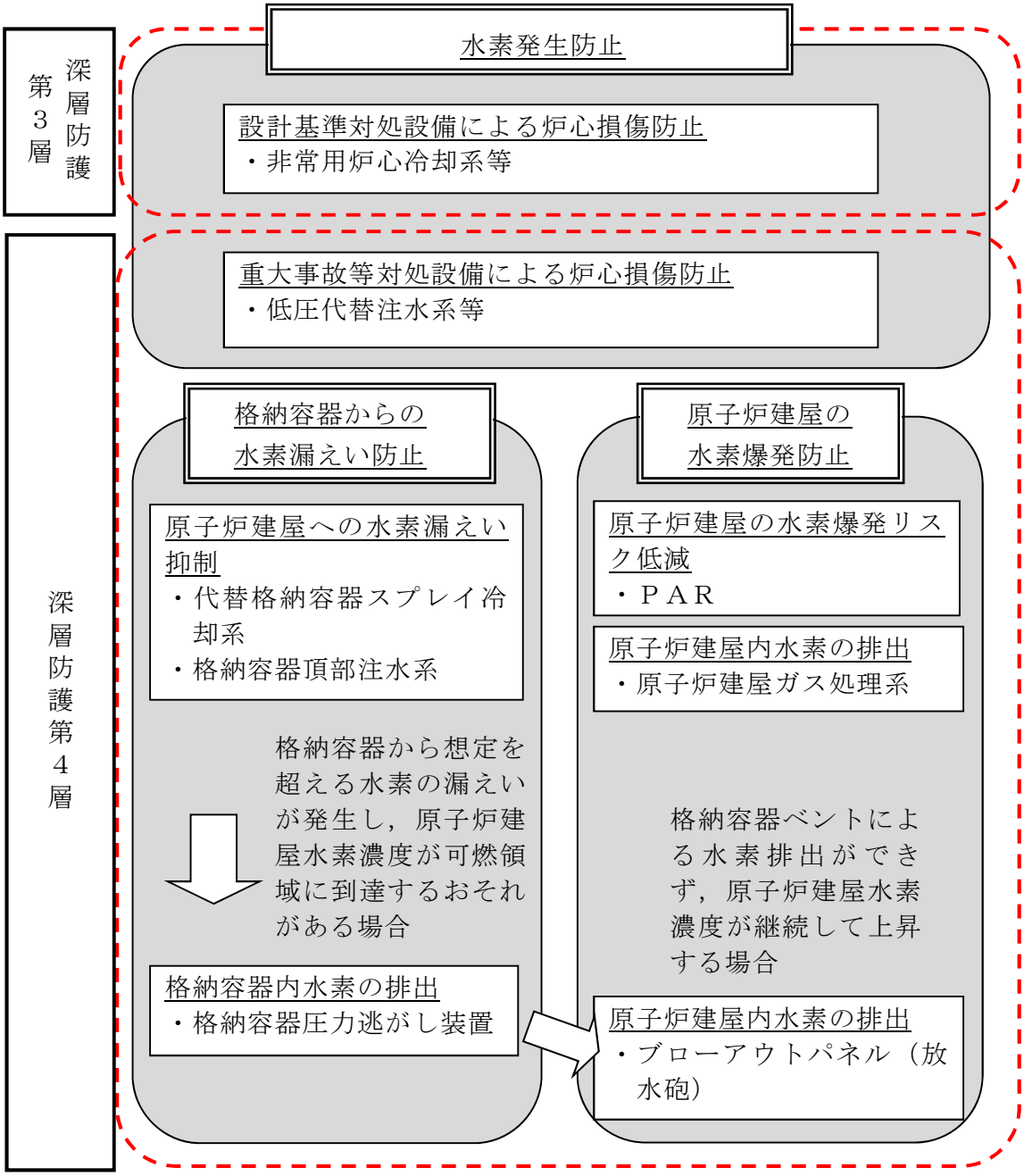
第1図　浜岡原子力発電所気体廃棄物処理系触媒の事象発生前の製造工程

別紙 12

原子炉建屋水素爆発防止対策

１．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針

東海第二発電所の重大事故対策を含めた深層防護の第 3 層及び第 4 層のイメージを第 1 図に示す。



第 1 図　重大事故対策を含めた深層防護第 3 層及び第 4 層のイメージ

東海第二発電所の重大事故時の水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対策の基本方針として水素の発生を防止する対策，原子炉格納容器からの水素漏えいを防止する対策及び原子炉格納容器から漏えいした水素による原子炉建屋での水素爆発防止する対策を実施することとしている。

深層防護の第3層として設計基準対処設備により炉心損傷を防止する。重大事故等が発生した場合においては，深層防護の第4層として低圧代替注水系等により炉心の著しい損傷を防止する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合には，代替格納容器スプレイ冷却系，格納容器圧力逃がし装置及び格納容器頂部注水系等により原子炉格納容器破損を防止する。なお，格納容器頂部注水系は，原子炉格納容器頂部の温度を低下させ，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する。

それでもなお，原子炉格納容器内で発生した水素が原子炉建屋原子炉棟に漏えいした場合には，ＰＡＲにより水素を処理することで原子炉建屋原子炉棟の水素爆発による損傷防止を図る。

２．ＰＡＲによる原子炉建屋水素爆発防止対策

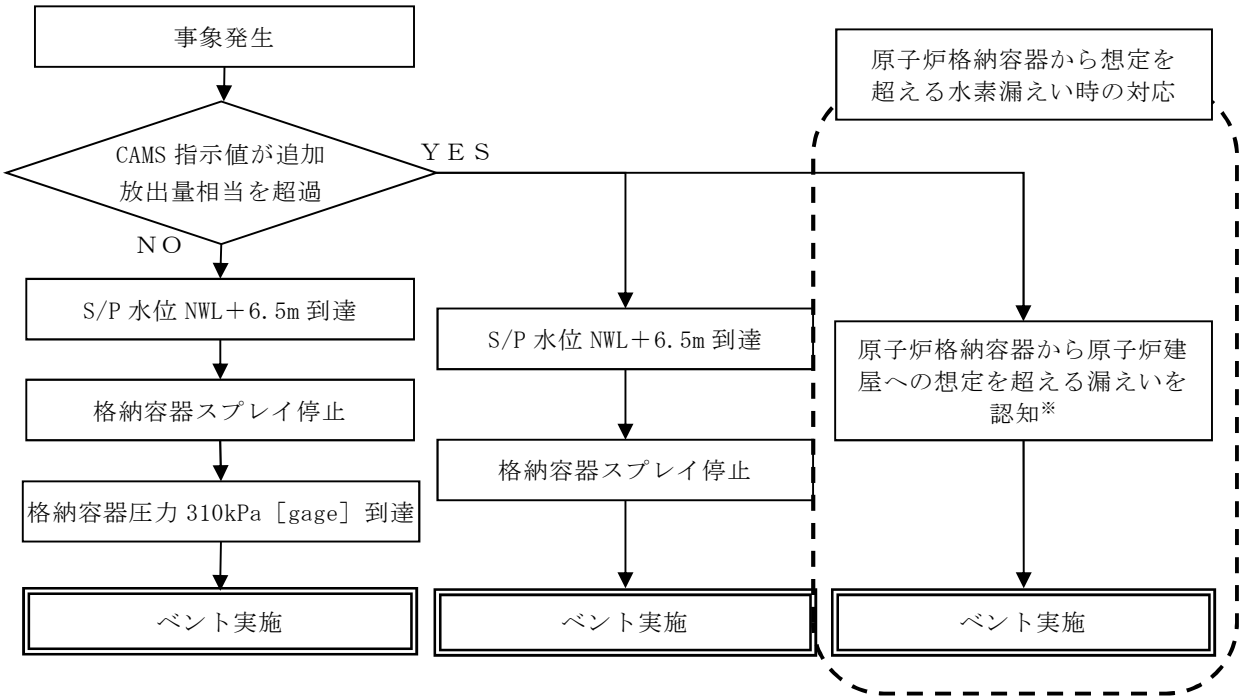
炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ漏えいが想定される箇所として原子炉格納容器トップヘッドフランジ及び原子炉格納容器ハッチ類がある。原子炉格納容器トップヘッドフランジからの漏えいガスは，原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉格納容器ハッチ類からの漏えいガスは，隣接する通路に流出し，大物搬入口ハッチ等の開口部を通じて，原子炉建屋原子炉棟6階に上昇する。原子炉建屋原子炉棟6階に上昇した水素は，ＰＡＲにより処理する。

３．原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応

格納容器破損モードのうち，事象進展が早く格納容器圧力及び温度が高く推移する「格納容器過圧・過温破損」では，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度は，ＰＡＲ起動水素濃度である 1.5vol％未満で推移し，原子炉建屋原子炉棟が水素爆発により損傷することはない。

また，何らかの理由により原子炉格納容器の健全性が損なわれ，原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟へ想定を超える水素漏えいが確認された場合には，格納容器圧力を低下させることで漏えい箇所からの水素漏えい量を低減し，原子炉建屋の水素爆発を防止するためにベントを実施することとしている。これにより，原子炉格納容器内の水素が格納容器ベントにより排出され，原子炉建屋へ漏えいするガスは，ほぼ蒸気となるため，原子炉建屋原子炉棟で水素爆発は発生しない。

原子炉格納容器から想定を超える水素漏えい時の対応フローを第 2 図に示す。



※　原子炉格納容器からの異常な水素漏えい発生時において，原子炉建屋の水素爆発を防止するためのベント実施判断基準として「原子炉建屋水素濃度計指示値が 2vol％に到達した場合」を設定する。

第２図　原子炉格納容器からの想定を超える水素漏えい時の対応フロー

（格納容器圧力逃がし装置によるベント実施の判断フロー）

参考 1

原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチについて

重大事故等発生時に格納容器から漏えいした水素を原子炉建屋原子炉棟6階に導くために，通常運転時は，原子炉建屋原子炉棟6階大物搬入口ハッチを開状態に維持することとする。大物搬入口ハッチカバーは，二分割の折り畳み式カバーであり，電動チェーンブロックにより開閉する。また，電動チェーンブロックにより全開状態で固定するとともに，開状態においてはストッパーピンを入れておくことで，意図しない閉動作を防止する。（第1図及び第2図参照）

なお，今後は必要に応じて固縛等を実施する。

第1図　大物搬入口ハッチの閉状態

第2図　大物搬入口ハッチの開状態

参考 2

原子炉建屋原子炉棟の水素挙動評価へのＧＯＴＨＩＣコードの適用性

１．はじめに

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析において，米国ＥＰＲＩ（Electric Power Research Institute）により開発された汎用熱流動解析コード「ＧＯＴＨＩＣ（Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments）」を用いている。以下に本解析コードを用いる妥当性を示す。

２．本解析コードの特徴

(1) 概　　要

本解析コードは，気相，液体連続相及び液体分散相（液滴）の 3 相について，各々，質量，運動量及びエネルギーの 3 保存式を解く，完全 3 流体（9 保存式）解析コードである。

各相間の質量，運動量及びエネルギーの移動は，構成式で表され，これにより，凝縮・沸騰現象や，凝縮した液体によって随伴される気相の流れ等，複雑な混相流現象を模擬することができる。また，ファン・水素再結合器等の機器モデルが組み込まれており，これらの機器の作動及び制御を模擬できる。

このような基本構成により，原子炉建物内における気液混相の熱流動を取り扱うことができる。

(2) 流　　体

前述のように，本解析コードは，気相及び液相の熱流動を取り扱うことができる。このうち気体については，蒸気だけでなく水素，窒素，酸素等の様々なガスが混合した多成分ガスを取り扱うことができる。

(3) 伝　　熱

流体の各相間の伝熱（エネルギー移動）は，(1)で記述したように構成式で表される。

流体と壁面等の構造体との間の伝熱は，壁面熱伝達モデルにより評価する。壁面熱伝達モデルは，自然対流熱伝達及び強制対流熱伝達，凝縮熱伝達等のモデルが組み込まれており，流体と構造物の間の熱伝達及び壁面近傍の蒸気の凝縮等を考慮できる。また，構造物内部の熱伝導を考慮できる。

(4) 形状モデル

本解析コードの形状モデル例を第1図に示す。本解析コードでは，区画を複数ボリューム（サブボリューム分割）として扱う分布定数系モデルと，区画を1ボリュームとして扱う集中定数系モデルがあり，解析内容に応じて適切にモデル化することが可能である。

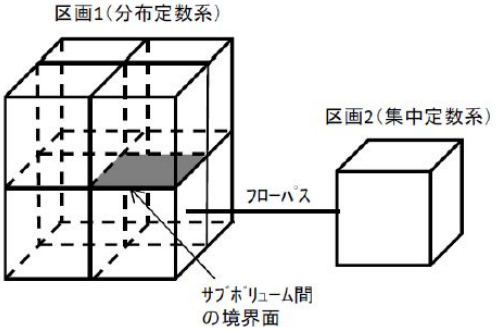
このうち，分布定数系モデル（サブボリュームモデル）は，いわゆる直交系の構造格子モデルであり，3次元の流体挙動が計算される。分布定数系モデルにおいては，各サブボリュームの体積や高さ等，また，サブボリューム間の流路面積や水力等価直径等の形状パラメータを設定することにより，当該部の3次元形状をモデル化することが可能である。さらに，乱流モデル及び分子拡散モデルが組み込まれており，乱流拡散及び分子拡散による質量，運動量及びエネルギーの移動を考慮可能である。また，壁面

摩擦モデルや局所圧力損失モデルにより，壁面と流体との相互作用や，流路内の構造物を通過することによる運動量及びエネルギーの損失を考慮可能である。さらに，各相間の界面を通じた質量，運動量及びエネルギーの移動が考慮されている。各サブボリュームについて，これらのモデルを含む質量，運動量及びエネルギーの保存式を計算することにより，三次元熱流動を評価する。

集中定数系においては，各区画・各相について質量及びエネルギーの保存式が計算される。一方，集中定数系の区画間の流れは，フローパスモデルで模擬する。フローパスは，各相について 1 次元の運動量の保存式が計算され，壁面摩擦モデル，局所圧力損失モデル，各相間の界面を通じた運動量の移動等が考慮されている。

また，区画と境界条件とを接続することにより，境界との流体の流入・流出が計算される。フローパスは，1 次元の流れであるが，場合によって，これらを複数設置することにより，区画間の循環流れ等も模擬することができる。

形状モデルの例を第 1 図に示す。



第 1 図　形状モデル例

(5)　境界条件

流入境界から流入する流体の種類，流量，エネルギー等を設定できる。また，圧力境界条件により，境界での流体の圧力等を設定できる。一方，熱伝導体の境界においては，境界での熱流束，温度等を設定可能である。

(6)　機器モデル

ファンや水素再結合器等の機器を模擬できる。ファンモデルは，フローパスに流入・流出する流量を制御できる。水素再結合器モデルは，当該モデルに流入する水素と酸素の結合反応及び上記結合反応によって生じる反応発熱を制御できる。

３．本解析コードの妥当性確認

原子炉建屋水素対策の有効性を評価するための熱流動解析に本解析コードを用いることの妥当性を確認するため，基本的な物理現象である 3 次元的な流動によるガスの流動・拡散現象，ガスの熱流動と水素濃度変化への影響が大きい水蒸気の壁面熱伝達による凝縮及び構造体内部熱伝導，ＰＡＲモデルに着目する。

(1)　3 次元流動解析への適用性

原子炉建屋内では，格納容器等から漏えいしたガスが拡散し混合する。原子炉建屋水素対策の有効性評価では，オペレーティングフロアに対して複数ボリューム分割できる分布定数系モデルを適用することで，水素や水蒸気等ガスのボリューム間の拡散・混合を解析可能である。

ガスの拡散・混合に関する代表的な総合効果試験としてＮＵＰＥＣ試験がある（第2図参照）。ＮＵＰＥＣ試験は，第1表及び第3図から第5図に示すように，25の区画に分割された試験体系において，ガス放出の有無，放出ガスの種類（水蒸気又は水素の代替としてのヘリウム）やスプレイの有無等を考慮した試験が行われ，雰囲気圧力・温度やガス濃度分布が測定されている。ここでは，水蒸気及び水素の代替としてのヘリウムの両方を放出し，かつスプレイを想定しない点で，原子炉建物水素対策の想定条件に近い試験ケースTestM－4－3を対象に，解析の試験データとの比較を行った。

TestM－4－3の試験条件を以下に示す。

・初期圧力：101kPa［abs］

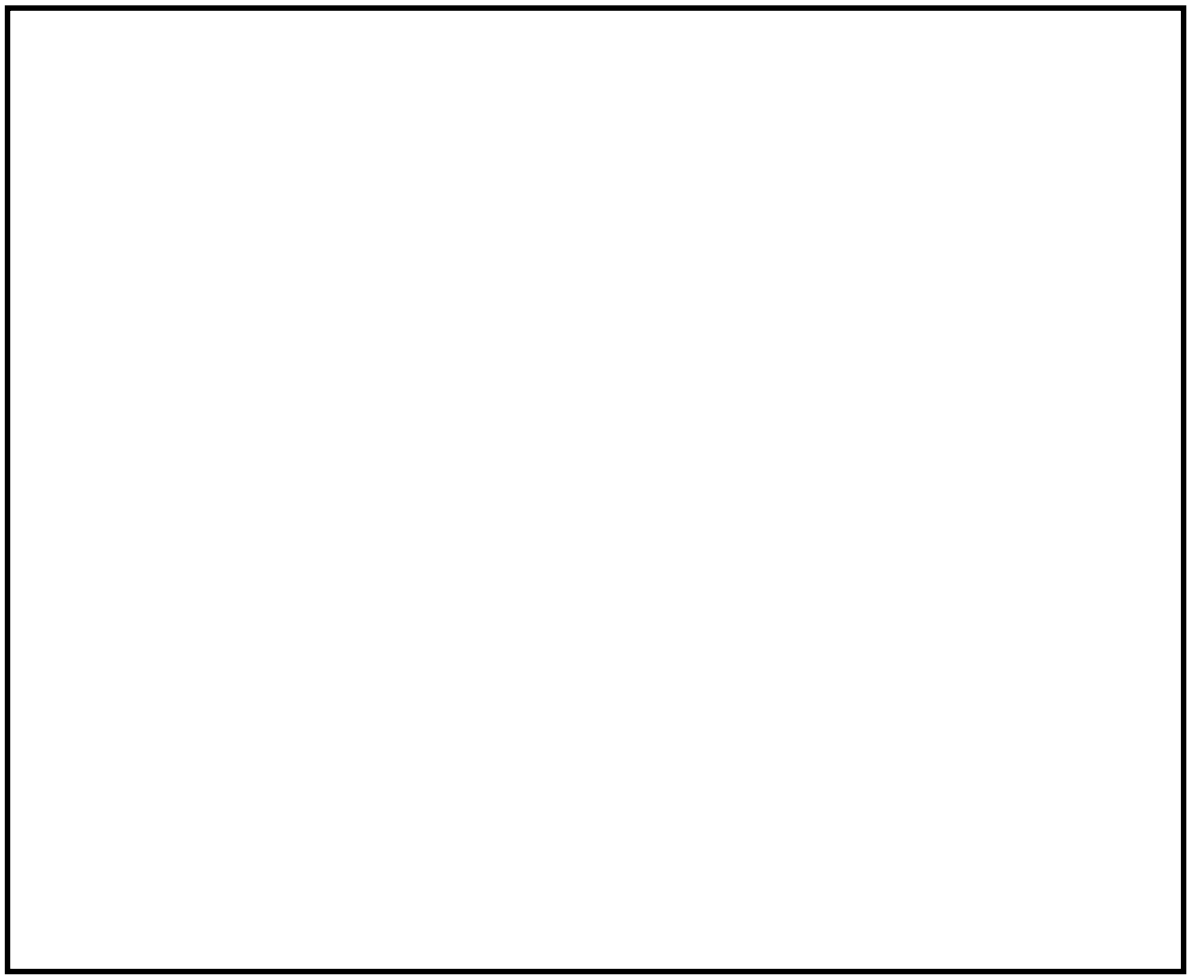
・初期温度：28℃

・蒸気の放出条件：0.33kg／s（1,800秒で停止）

・ヘリウムの放出条件：0.03kg／s（1,800秒で停止）

・ガス放出区画：第4図参照

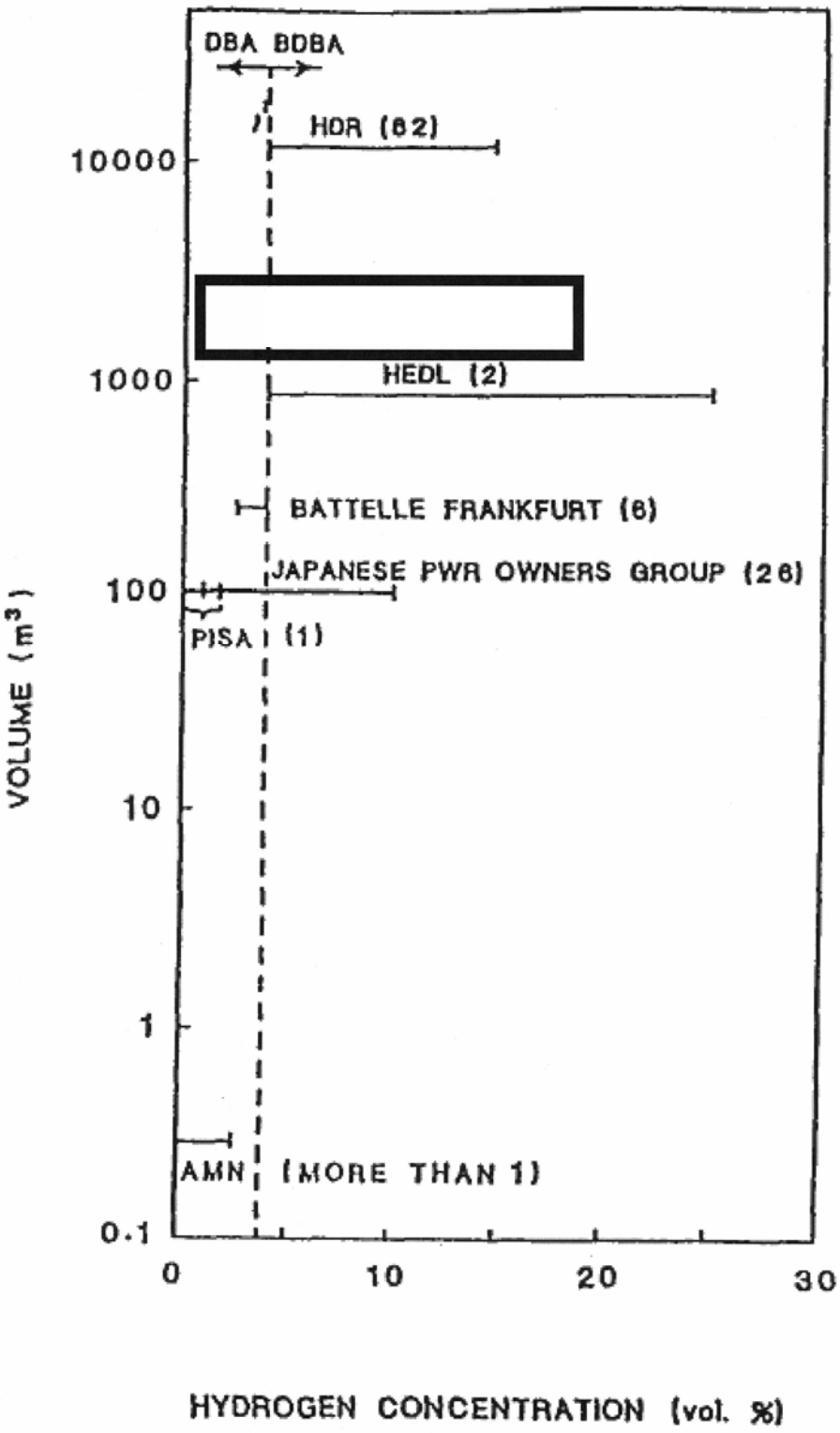
・スプレイ：なし



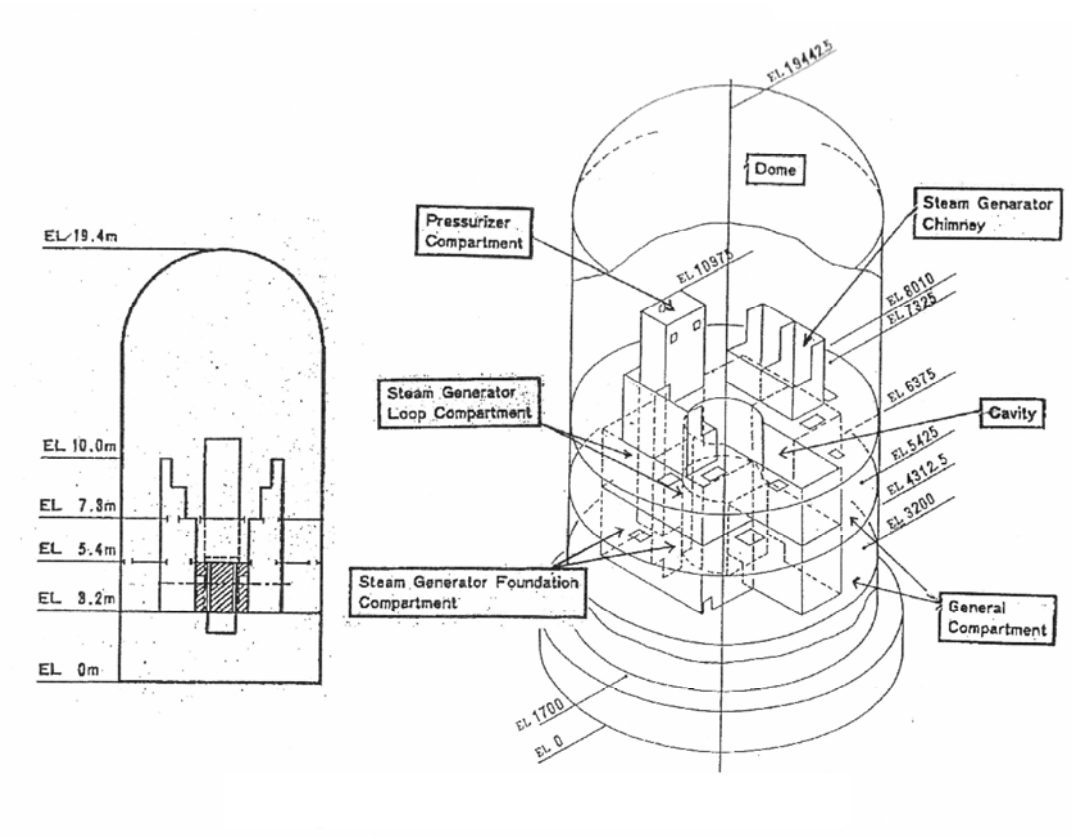
以上より，格納容器漏えいによる水素や水蒸気の放出を想定して，ガス拡散・混合を評価する原子炉建物水素流動解析に本解析コードを適用するのは妥当である。

第１表　ＮＵＰＥＣ試験体系の内部区画（出典：参考文献［1］Table3－2）

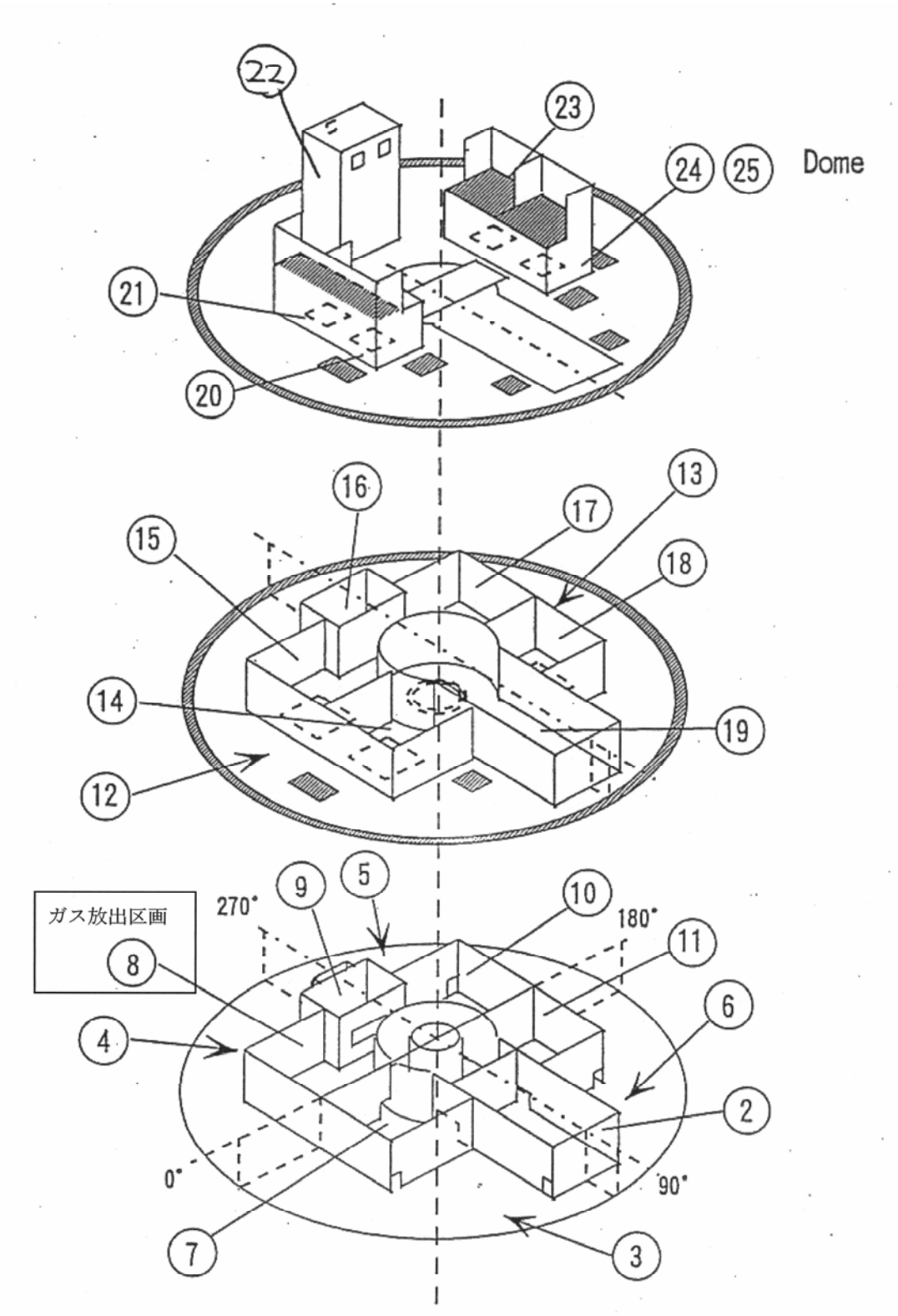
ノード番号	区画
1	炉内計装チェイス
2	CV サンプ　ポンプ室
3	一般部(下部) C
4	一般部(下部) D
5	一般部(下部) A
6	一般部(下部) B
7	SG 基礎部 C
8	SG 基礎部 D (Test M-4-3 ガス放出区画)
9	CV 冷却材　ドレンタンク
10	SG 基礎部 A
11	SG 基礎部 B
12	一般部(上部) C,D
13	一般部(上部) A,B
14	SG ループ室 C
15	SG ループ室 D
16	加圧器室(下部)
17	SG ループ室 A
18	SG ループ室 B
19	キャビティ
20	SG 煙突部 C
21	SG 煙突部 D
22	加圧器室(上部)
23	SG 煙突部 A
24	SG 煙突部 B
25	ドーム部



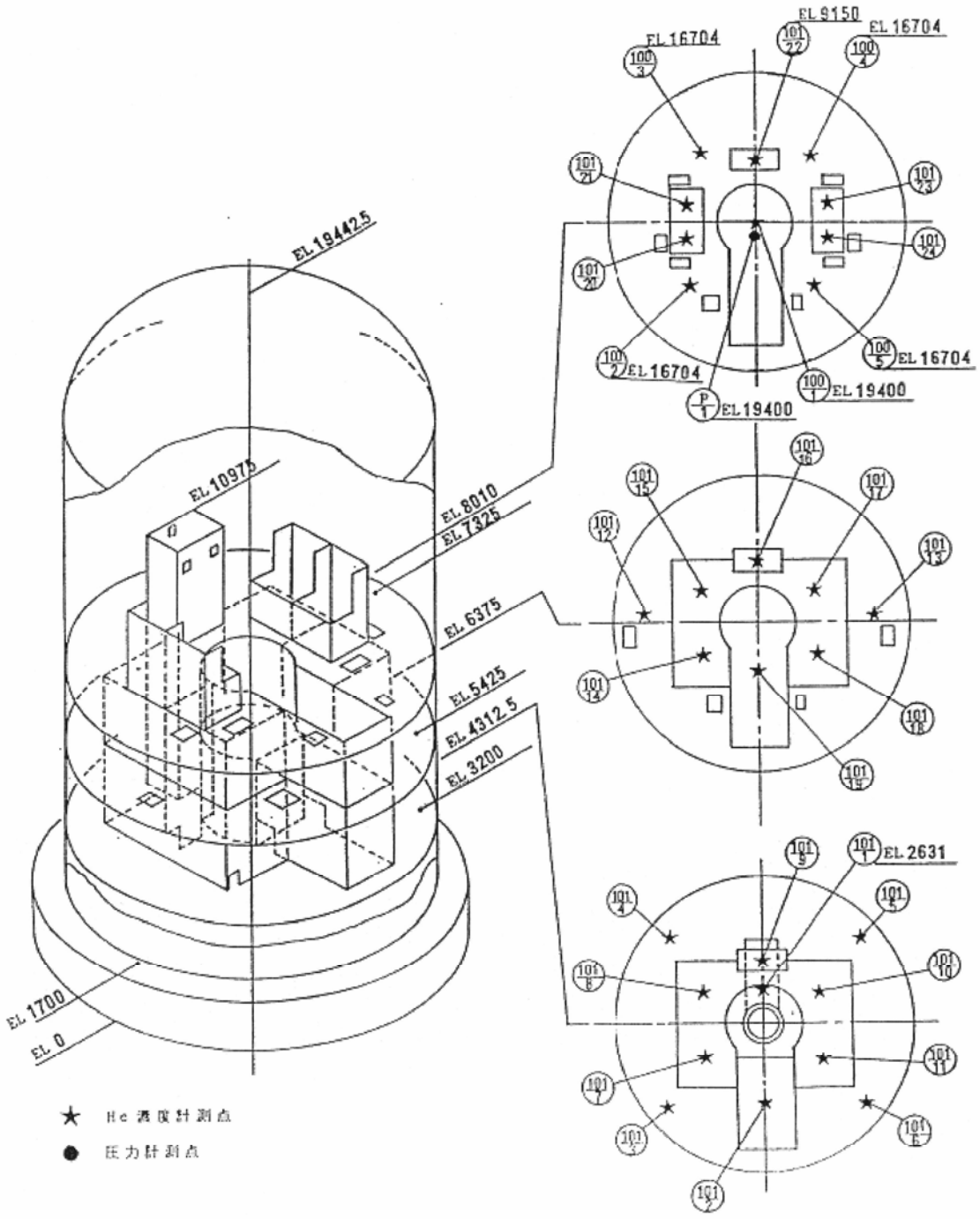
第２図　水素濃度の範囲と試験スケール（出典：参考文献［1］Fig.３－1）



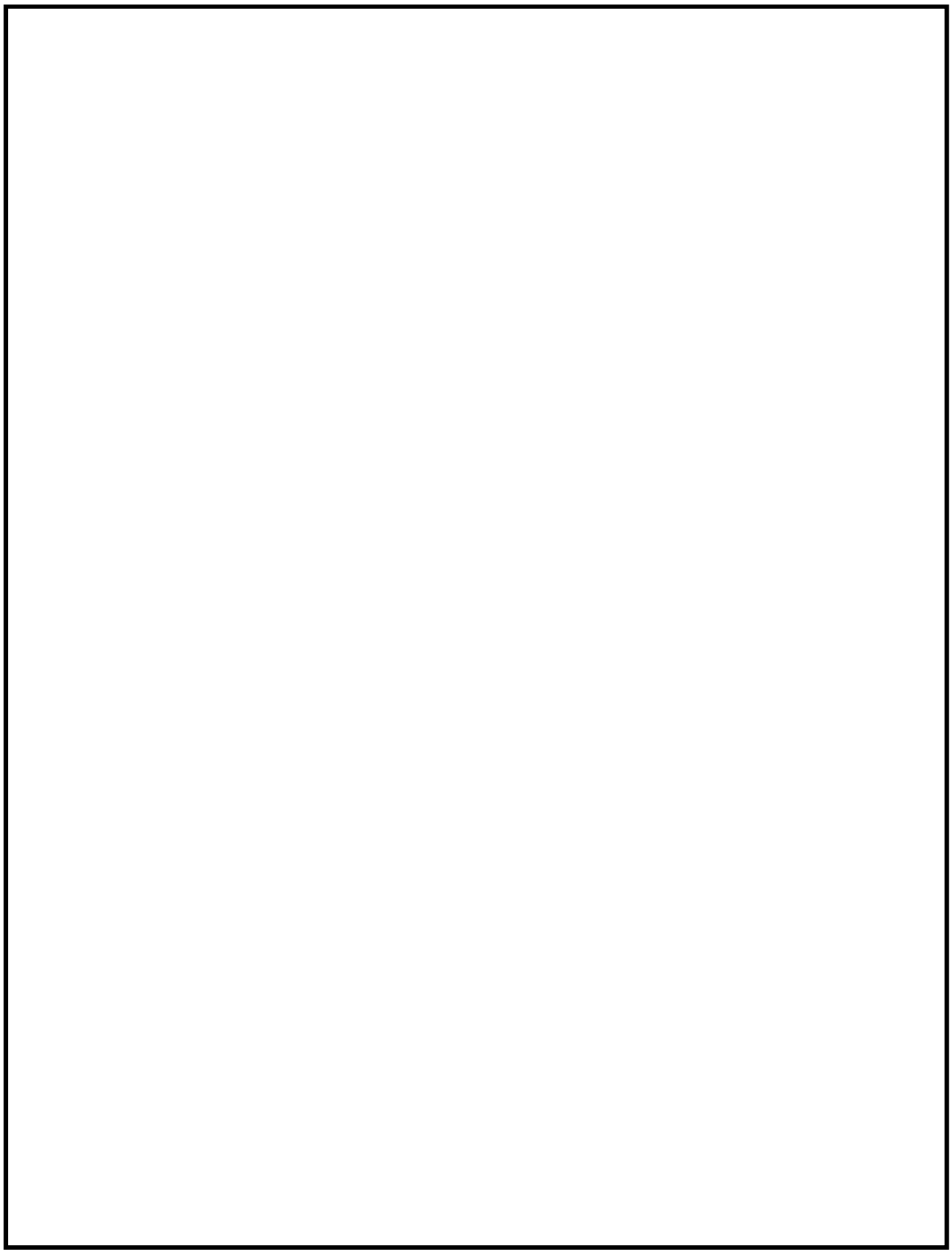
第３図　ＮＵＰＥＣ試験体系の概要（出典：参考文献［2］Fig.17－1）



第４図　ＮＵＰＥＣ試験体系における区画と開口部（出典：参考文献［2］Fig.17－2)



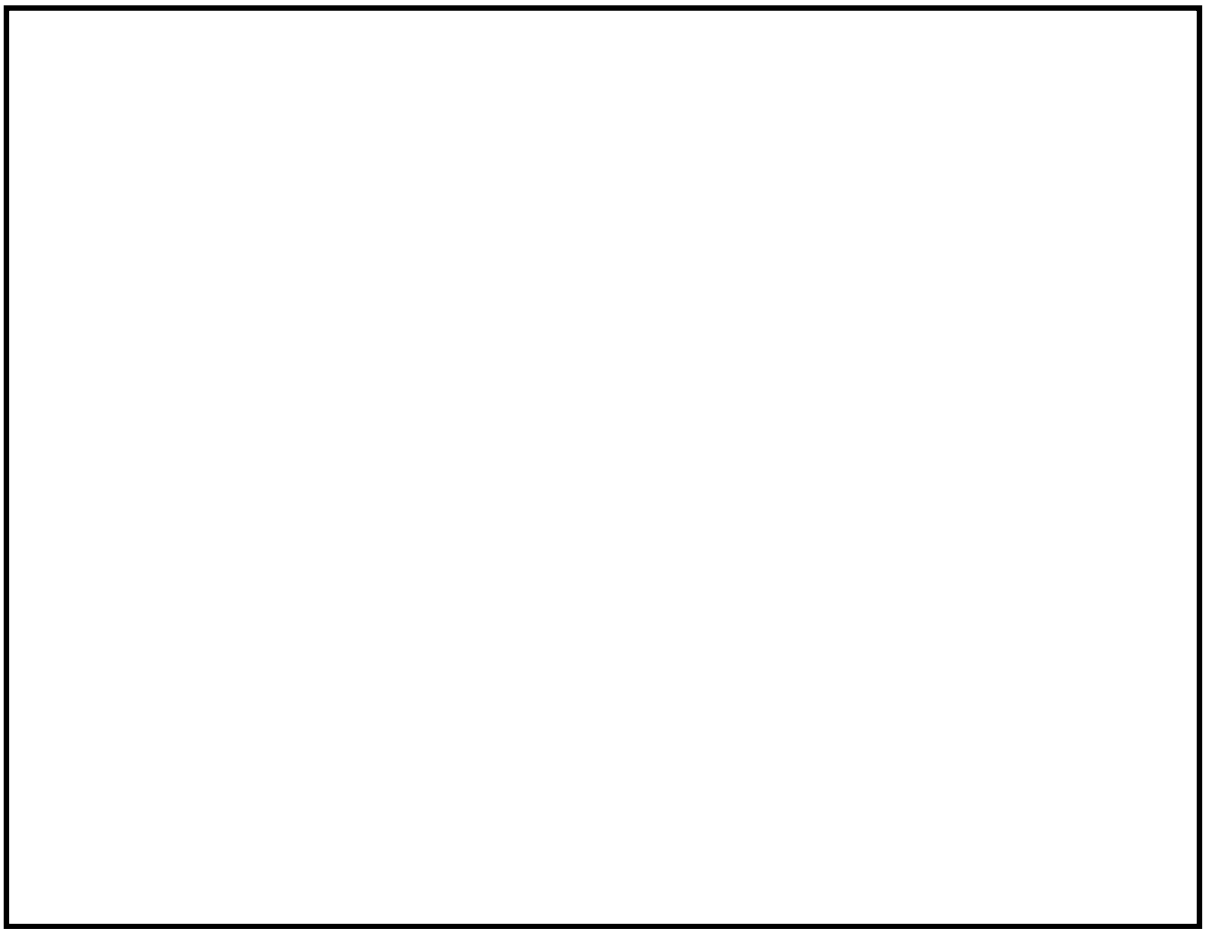
第５図　ＮＵＰＥＣ試験体系におけるヘリウム濃度及び圧力の計測点（出典：参考文献［3］図 3.1.4）



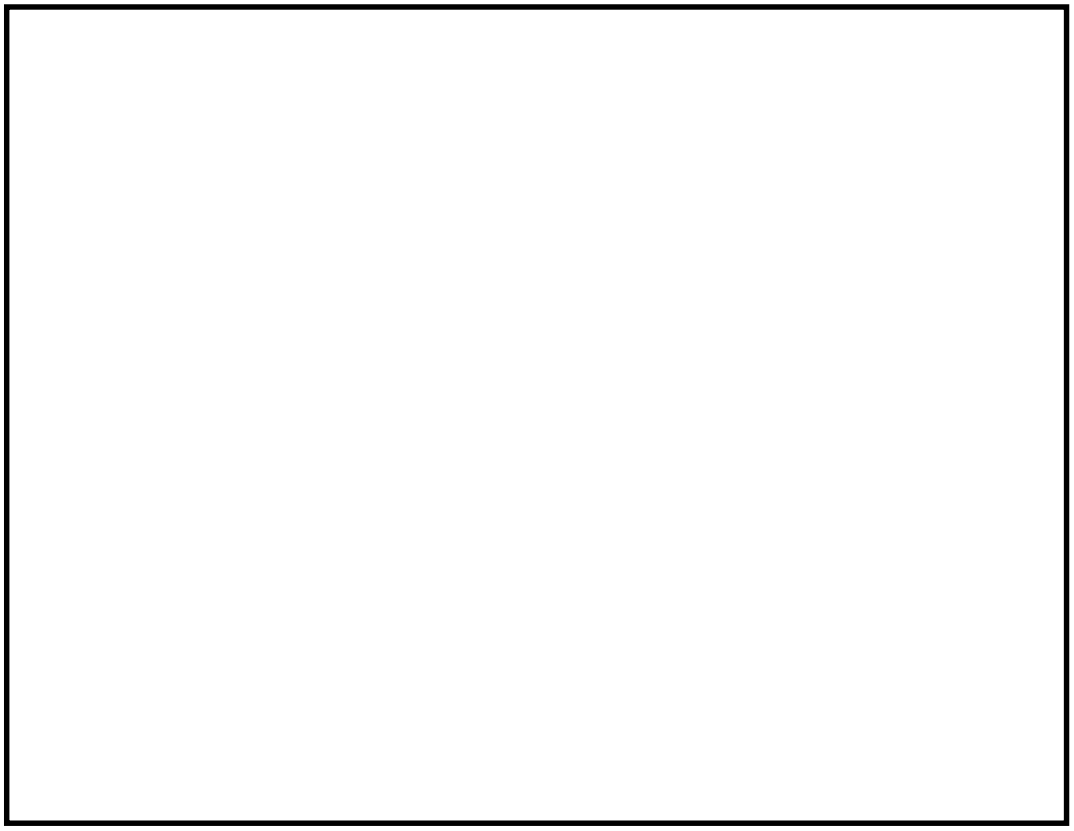
第６図　ＮＵＰＥＣ試験の解析モデル概要（出典：参考文献［2］Fig.17－3）

第７図　ＮＵＰＥＣ試験の解析モデルにおける分布定数系によるノード分割

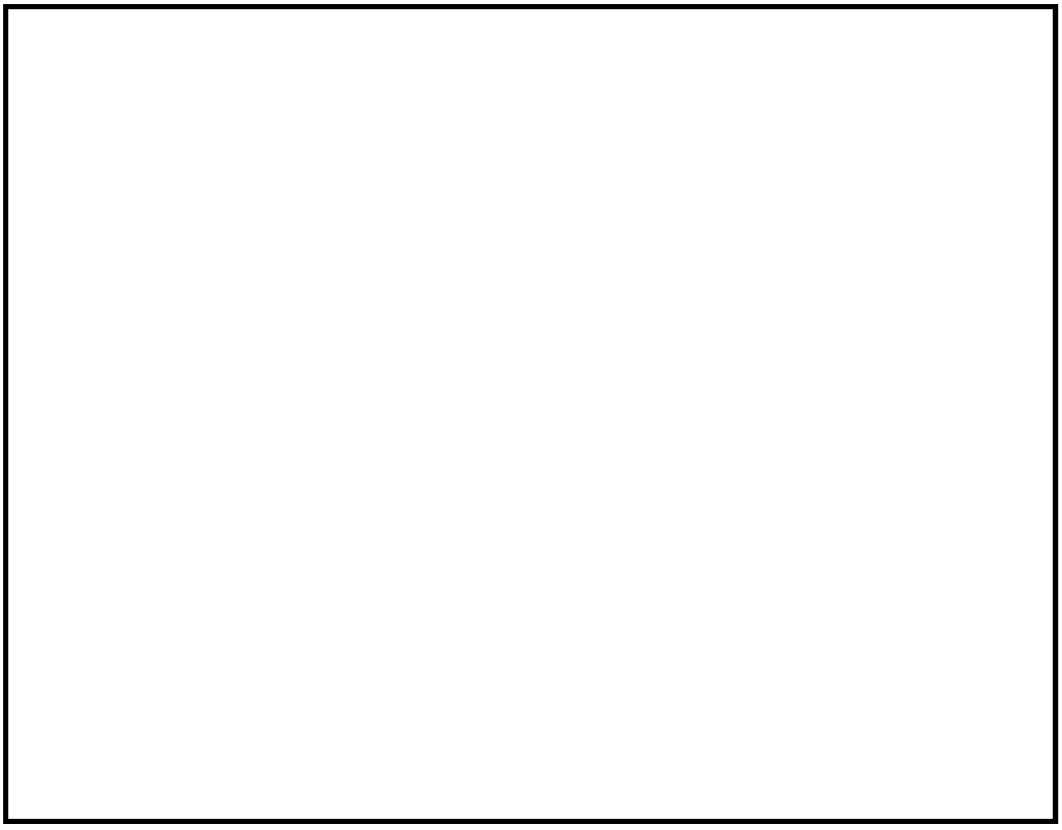
（出典：参考文献［2］Fig.17－4）



第８図　格納容器圧力（出典：参考文献［2］Fig.17－16）



第 9 図　格納容器温度（出典：参考文献［2］Fig.17－17）



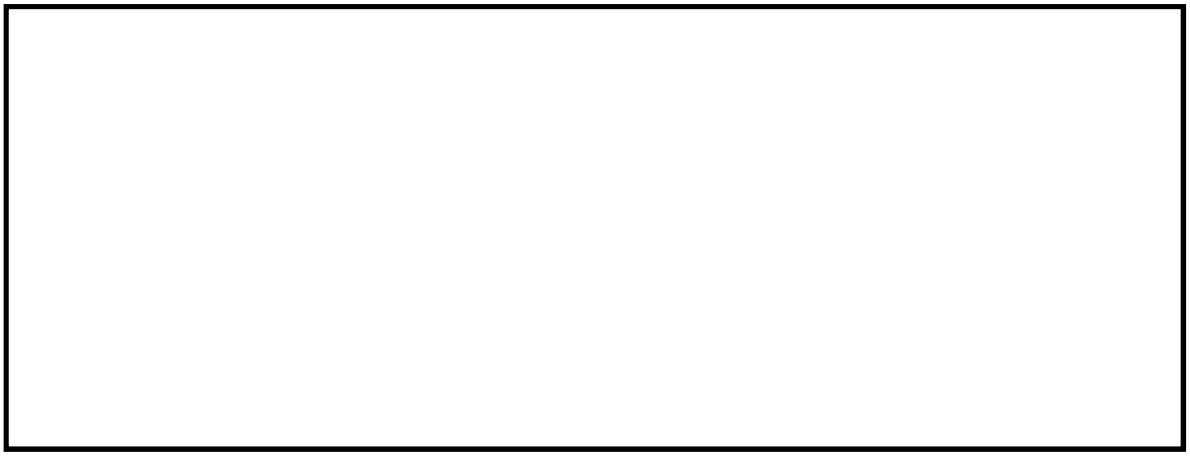
第 10 図　ヘリウム濃度（出典：参考文献［2］Fig.17－19）

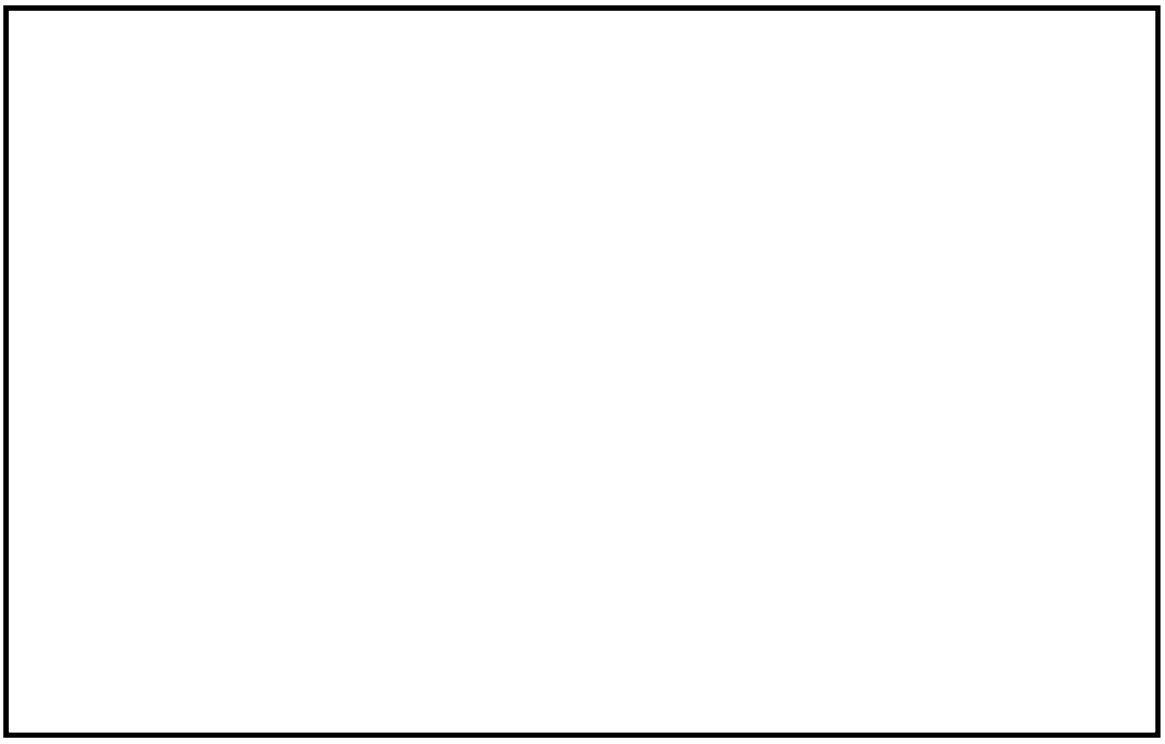
(2)　水蒸気凝縮（壁面熱伝達）への適用性

凝縮熱伝達モデルとしてＤＬＭ－ＦＭモデル（Diffusion Layer Model with enhancement due to Film roughening and Mist generation in the boundary layer）を使用した。本モデルは，液膜の擾乱や壁面付近での液滴発生を考慮した最適評価モデルである。

本モデルで評価した凝縮熱伝達について，個別効果試験データとの比較を第 11 図に示す。また，比較する試験パラメータの範囲を以下に示す。

図に示すとおり，ほとんどの試験データに対して約 20%以内で予測できている。想定されるパラメータ範囲は，以下に示すように試験パラメータの範囲を概ね満たすことから，本モデルを適用するのは妥当である。



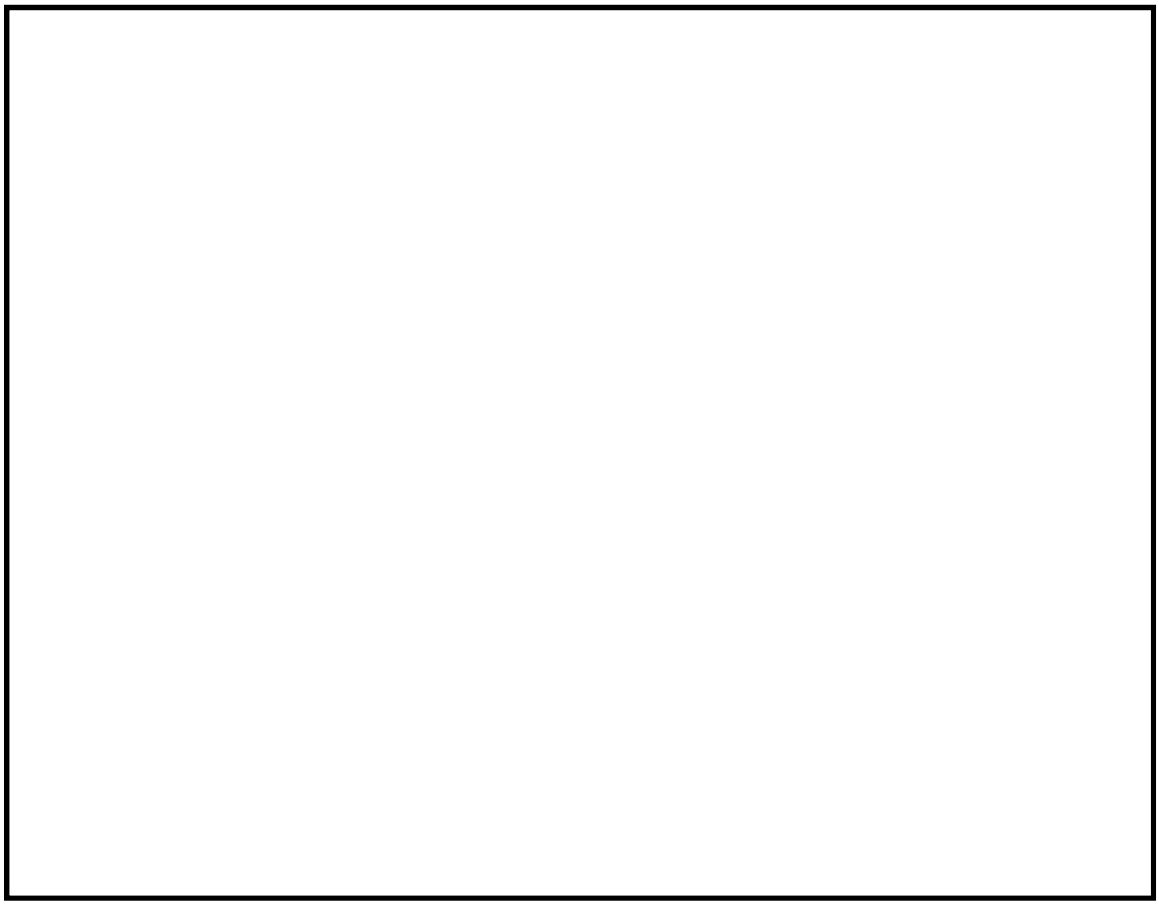


第 11 図　ＤＬＭ－ＦＭモデルの試験データとの比較（出典：参考文献［2］Fig.5－40）

(3)　構造体内部熱伝導

オペレーティングフロアの壁及び天井の構造体を熱伝導体とみなし，ＧＯＴＨＩＣコードに内蔵されている 1 次元熱伝導モデルを使用している。

円筒の熱伝導体において，熱伝導体の初期温度を 500F，熱伝導体周りの流体温度を 200F とした条件で，ＧＯＴＨＩＣコードで評価した円筒中心の温度の時間変化と理論解との比較を第 12 図に示す。ＧＯＴＨＩＣコードは，理論解とよく一致しており，原子炉建物水素対策の有効性評価の中で，構造体内部熱伝導へ本モデルを適用することは妥当である。



第12図　円筒中心温度の1次元熱伝導モデルによる計算結果（変数名：ＴＡ３）と解析解（変数名：ＤＣ３Ｔ）との比較（出典：参考文献［2］Fig.4－11）

(4)　ＰＡＲモデル

オペレーティングフロアのような相対的に広大な空間に設置されたＰＡＲによる水素再結合挙動を，本解析コードによって適切に行えるかについては，以下の2つの点に着目して検討する必要がある。

・本解析コードでモデル化するＰＡＲにおいて，本来，ＰＡＲ内部で生じているような局所的な熱・流動影響を伴う水素・酸素再結合を取り扱えるか。

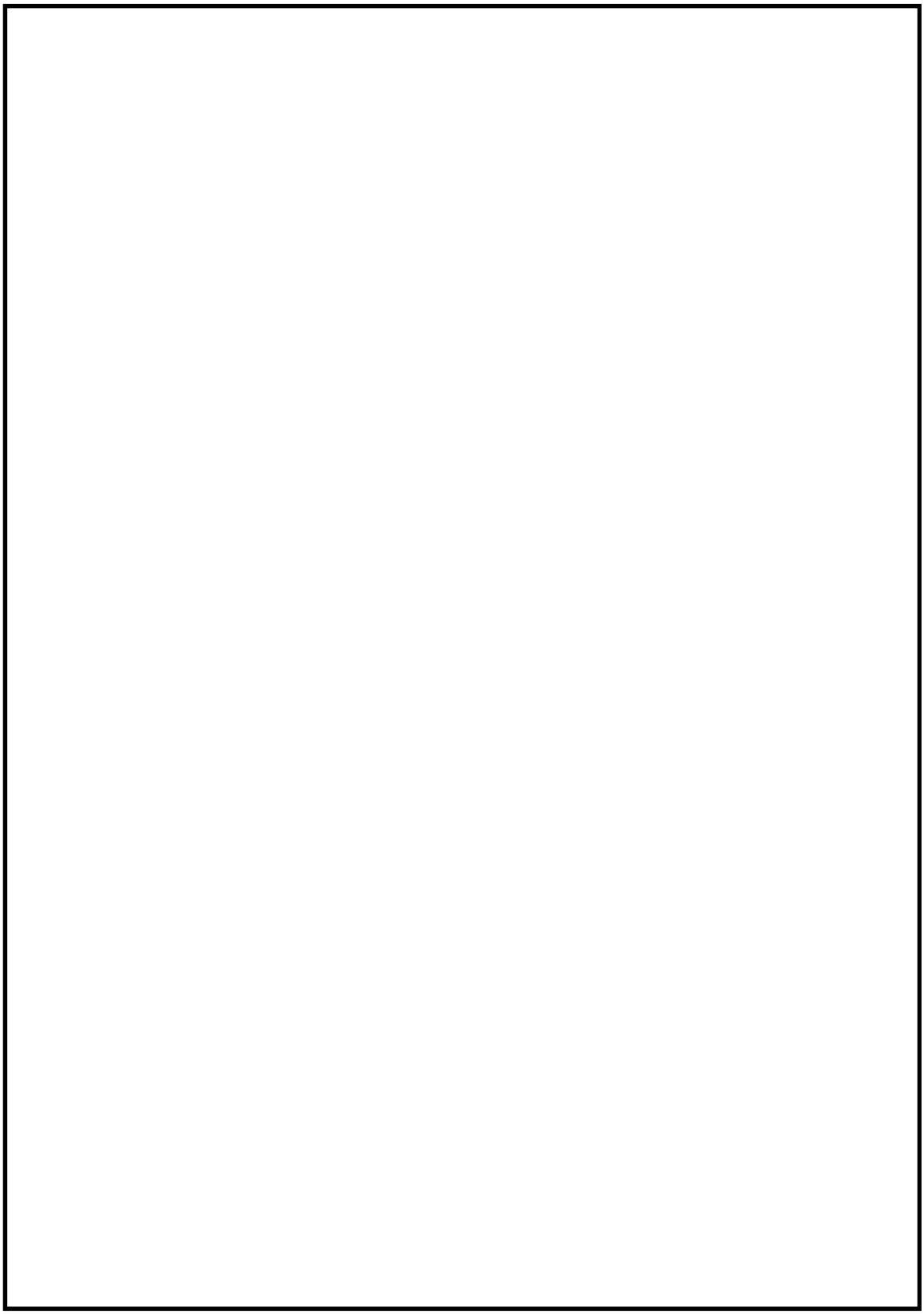
・ＰＡＲの大きさに対して相対的に空間スケールの大きい「粗メッシュ」モデルによっても，適正なＰＡＲ流入気体条件（水素，酸素濃度，気体温度，圧力）を与えることができるか。

以下では，これらの観点に対しての考察・検討を示す。

ａ．ＰＡＲ内の局所流動の扱い

ＰＡＲの内部においては，カートリッジにおける水素・酸素の再結合開始に伴い，カートリッジでの再結合熱の流入気体への伝熱，伝熱に伴う気体の浮力による上昇流の発生及び上昇流に対する流動抵抗の発生等，複雑な熱流動が発生していると考えられる。

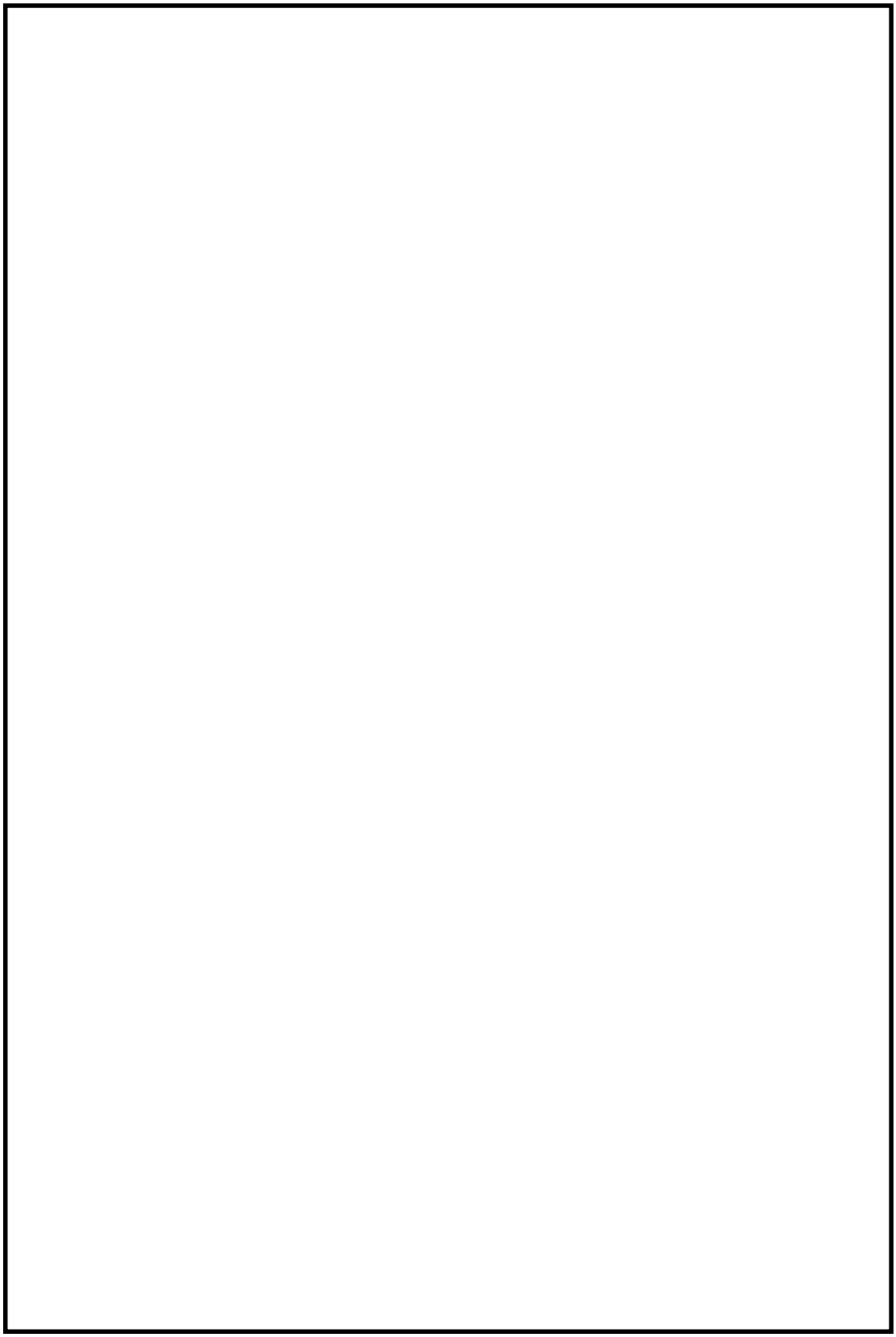
ＫＡＬＩ試験[4]でのＰＡＲの水素処理量の基本式についての妥当性検証解析においては，[redacted]より求めた処理速度の実験値と，試験条件（温度及び圧力は代表値）を相関式への入力値として与えて算出した処理速度を比較しており，これによって相関式の妥当性が確認された。すなわち，ＰＡＲ内部の複雑な流動の結果としての水素処理容量を，ＰＡＲの入口において計測された水素濃度，気体温度及び気体圧力の関数として整理して与えたものが，水素処理容量相関式である。水素処理容量相関式は，ＰＡＲ内の浮力や流動抵抗等の局所流動及び水素処理特性を内包しており，ＰＡＲ入口条件として水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，これらのＰＡＲ内部の局所性を陰に含んだ形で，当該ＰＡＲ水素処理容量を得ることができるように配慮されている。



第 13 図　ＫＡＬＩ試験の計測位置

ｂ．ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲのモデル化

ＧＯＴＨＩＣにおいては，ＮＩＳ社製のＰＡＲによる水素処理相関式を，機器モデルの一つである[redacted]で模擬している。ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲの組込みロジックを第14図に示す。[redacted]を使用して，Ｆｉｓｃｈｅｒ[5]の相関式に示されるＰＡＲ入口から自然に引き込まれる[redacted]を模擬している。次に，[redacted]を使用して，[redacted]で模擬した体積流量，ＰＡＲ入口水素濃度等のパラメータから上記の相関式で計算される水素処理量を模擬している。



第14図　ＰＡＲの組込みロジック

ｃ．ＧＯＴＨＩＣのオペレーティングフロア解析モデルとＰＡＲモデルの関係

上記ｂ．により，ＧＯＴＨＩＣコードにおいて，ＰＡＲの水素処理容量相関式を忠実にモデル化していることを示した。また，ａ．により，ＰＡＲ入口の水素濃度，気体圧力，気体温度を与えれば，適正な水素処理容量を計算できることを示した。

ＧＯＴＨＩＣによるＰＡＲの解析においては，オペレーティングフロア内のサブボリュームの大きさは，ＰＡＲの大きさと比較して大きく，ＰＡＲ入口部を局所的にモデル化はしていない。すなわち，ＰＡＲの水素処理量を適正に評価するためには，ＰＡＲの入口条件を適切に評価する必要がある。これについて考察を行った。

ＰＡＲモデルでは，フローパスの入口と出口を同じサブボリュームに接続し，同サブボリュームの水素濃度・酸素濃度・温度をＰＡＲ入口の条件として使用している。ＰＡＲが設置される実機建屋体系では，作動中のＰＡＲ排気は，周囲雰囲気に比べて高温であるので，上方へ立ち昇って行き，ＰＡＲの周囲に留まることはないと考えられるので，このようにＰＡＲ設置ボリュームに排気を混合させるモデル化は，以下に示すとおり保守的な設定と考える。

・水素濃度

ＰＡＲで処理され水素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの水素濃度は，実際のＰＡＲ入口の水素濃度よりも低くなり，相関式で計算した水素処理容量が小さくなるため保守的な設定と考える。

・酸素濃度

ＰＡＲで処理され酸素濃度が低くなったガスが，フローパスの出口より同サブボリュームに排出され混合する。そのため，同サブボリュームの酸素濃度は，実際のＰＡＲ入口の酸素濃度よりも低くなり，ＰＡＲの起動の観点で保守的な設定と考える。ただし，東海第二発電所の場合，水素発生量に比べて十分な酸素量を有しており，酸素濃度による影響はない。

・気体温度

ＧＯＴＨＩＣモデルにおいては，ＰＡＲの水素・酸素再結合による発生熱量が，サブノード内の気体全体を加熱するため，ＰＡＲ出口温度については，実際よりも低く評価され，浮力による上昇速度が実際よりも小さくなる。これは，オペレーティングフロアの気体の混合性を小さくする。水素濃度分布の局所化や成層化の観点からは，オペレーティングフロアの気体の混合性が促進されない方が一般に厳しい評価となると考えられる。

また，ＰＡＲに流入する気体温度の観点からは，実際よりも高温な気体がＰＡＲに流入することになり，これはＰＡＲの水素処理速度を実際よりも低下させる方向に作用する。

・気体圧力

解析においては，サブノード内の気体圧力は一定である。一方，実際の流動においては，圧力に分布がある。しかしながら，解析対象としているような，解放空間における空間内の圧力差は小さく，圧力分布を均一に扱っている影響は僅少と考えられる。

ｄ．ＰＡＲ設置状態における総合的な解析能力

３．(1)に示したＮＵＰＥＣ試験についての解析は，上記のａ．からｃ．が適合する状況で行われたものであり，この結果は，３．(1)で先述のように，ＧＯＴＨＩＣで適切なＰＡＲ解析を行い得ることを示している。

以上から，ＧＯＴＨＩＣコードによるＰＡＲ解析については，

・ＰＡＲ内の局所性については，ＰＡＲ入口条件に縮約された水素処理容量相関式により，

・ＰＡＲ周囲を比較的粗メッシュで扱っていることについては，その設定がＰＡＲの水素処理量やオペレーティングフロア内のガス混合性を低く見積もる定性的傾向があることにより，

評価モデルとしては，適正であることを示した。

また，総合的な評価能力については，3.(1)の実験解析により，適切な解析能力があることを示した。

以上の検討から，ＧＯＴＨＩＣにおけるＰＡＲのモデル化及び同モデルを用いての水素・酸素再結合解析は適正に実施できる。

参考文献一覧

1 NUPEC,“Final Comparison Reprot on ISP-35: NUPEC Hydrogen Mixing and Distoribution Test(Test M-7-1)”, CSNI Report NEA／CSNI／R(94)29, December, 1994.

2 GOTHIC Thermal Hydraulic Analysis Package, Version 8.1(QA). EPRI, Palo Alto, CA: 2014.

3 独立行政法人原子力安全基盤機構，溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成４年度），平成５年３月

4 EPRI and EDF, “Generic Tests of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in Nuclear Power Plants”, June 1997.

5 K. FISCHER, “QUALIFICATION OF A PASSIVE CATALYTIC MODULE FOR HYDROGEN MITIGATION”, Nuclear Technology VOL.112, Oct. 1995

参考3

原子炉建屋ガス処理系の健全性について

１．原子炉建屋ガス処理系の水素爆発に対する考慮について

原子炉建屋ガス処理系は，非常用ガス再循環系と非常用ガス処理系からなり，非常用ガス再循環系は，フィルタトレイン，排風機，ダクト，弁等で構成し，原子炉建屋原子炉棟内でガスを再循環させ，放射性物質を吸着除去する。非常用ガス処理系は，フィルタトレイン，排風機，ダクト，弁等で構成し，非常用ガス再循環系で処理したガスの一部を再度処理した後，非常用ガス処理系排気筒から大気へ放出させ，原子炉建屋原子炉棟を負圧に保つ。

原子炉建屋ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟内の水素を含む気体を排出し，原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度を可燃限界未満にすることで，原子炉建屋原子炉棟及び原子炉建屋ガス処理系の水素濃度を防止する機能を有している。

また，原子炉建屋ガス処理系は，系統内に水素が滞留しないよう非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により水素を含むガスを屋外に排出する設計としている。

さらに，原子炉建屋ガス処理系は，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が可燃限界未満の範囲において使用する。原子炉建屋ガス処理系運転中は原子炉建屋原子炉棟の水素濃度を監視し，原子炉建屋原子炉棟の水素濃度が2vol％に到達した場合は，原子炉建屋ガス処理系を停止する。したがって，原子炉建屋ガス処理系は，系統内の水素濃度が可燃限界未満であることから水素爆発することなく健全に運転継続可能である。

非常用ガス再循環系のフィルタトレインには，よう素用チャコールフィルタの性能を満足させるため電気ヒータを使用している。電気ヒータは，フィ

ン付の外装管内に収納されており，非常用ガス再循環系の処理空気と直接接触しない構造となっている。また，非常用ガス再循環系の処理空気温度が105℃及び137℃以上となった場合に過熱防止用サーモスタットが動作する設計となっており，水素の着火温度である約500℃※に対して十分低い温度での使用となる。よって，原子炉建屋ガス処理系は，水素爆発することなく健全に運転継続可能である。

この設計により，「電気設備に関する技術基準を定める省令」第69条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される防爆性雰囲気とはならないため，原子炉建屋ガス処理系に設置される電気・計装品を防爆型とする必要はなく，防爆を目的とした電気設備の接地の必要もない。ただし，電気設備の必要な箇所には「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令」第10条及び第11条に基づく接地を施す設計とする。

※　水素の着火温度について（水素濃度等の依存性について）

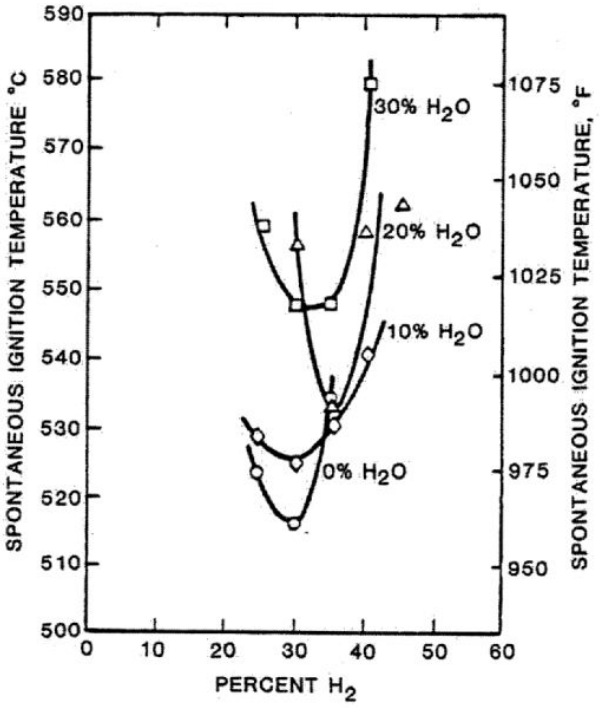
水素の着火温度（自然着火温度）は，濃度，圧力等に依存性があるが，水素と空気の混合気体の1気圧における最低着火温度として500℃であることが機械工学便覧に示されている。

第1図に，NUREG／CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」及び Westinghouse Electric Corporation のレポート「Hydrogen Flammability Data and Application to PWR Loss-of-Coolant Accident, Report WAPD-SC-545」に示されている「水素濃度と水素着火温度の関係」を示す。第1図は，圧力が792kPaの場合でのデータであるが，水素着火温度は，水素濃度及び水蒸気濃度に依存するものの，500℃を下回らないことがわかる。

また，第2図に，同じNUREG／CR2726に示されている「水素の最低着火エネルギーと圧力の関係」を示す。第2図は，圧力が低くなるほど水素の最低着火エネル

ギーが大ききことを示していることから，圧力が低くなるほど水素の着火温度は高くなることがわかる。

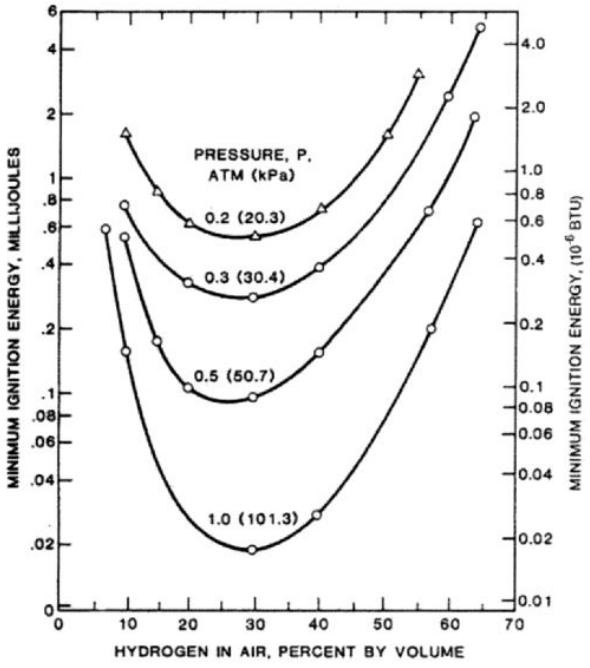
第1図及び第2図より，水素の着火温度は，濃度及び圧力に依存するが，500℃を下回らないと考えられる。



※　圧力 792kPa の場合

NUREG／CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用

第1図　水素着火温度と水素濃度の関係



NUREG／CR 2726「LIGHT WATER REACTOR HYDROGEN MANUAL June 1983」から引用

第2図　水素の最低着火エネルギーと圧力の関係

53－8　その他設備

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

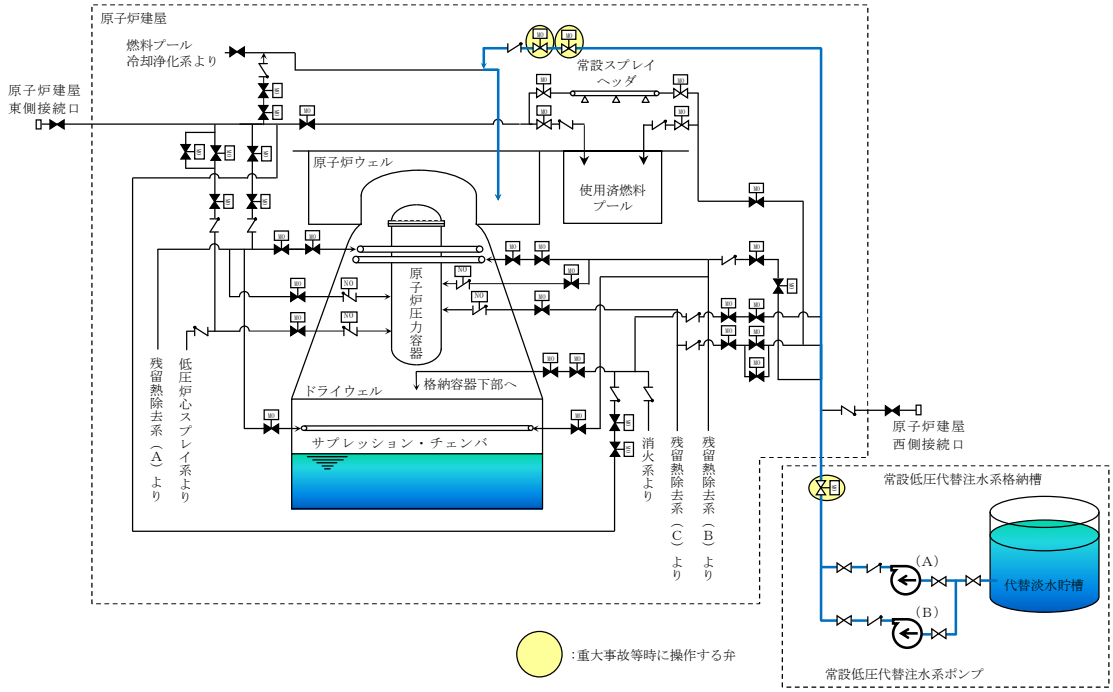
(1) 格納容器頂部注水系

格納容器頂部注水系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器頂部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，原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有する。原子炉格納容器頂部注水系には，常設（第 53－8－1 図）及び可搬型（第 53－8－2 図）があり，原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。原子炉格納容器トップヘッドフランジは，事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口でシール材が追従できない程の劣化があると，閉じ込め機能を喪失する。このシール材には，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，耐蒸気性及び耐放射線性に優れた改良ＥＰＤM製シール材に変更し，閉じ込め機能の強化を図る。改良ＥＰＤM製シール材は,200℃蒸気が 7 日間継続しても閉じ込め機能を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，閉じ込め機能もより健全となり,原子炉建屋原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。

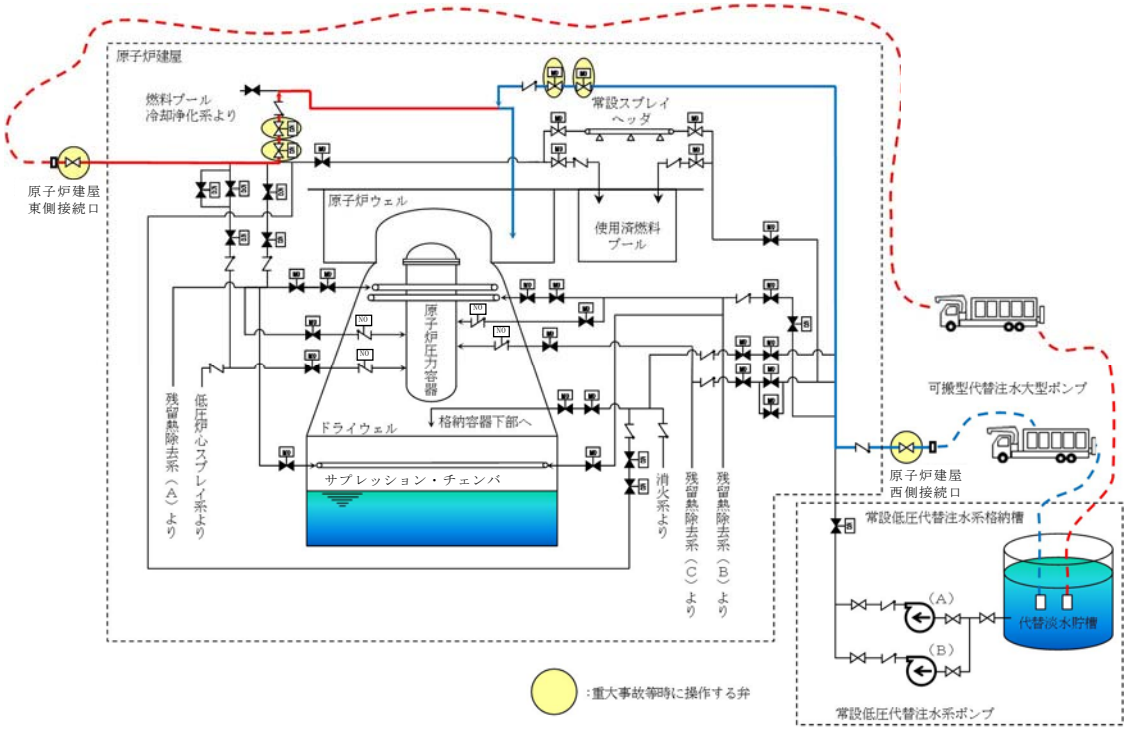
格納容器頂部注水系（常設）は，常設低圧代替注水系ポンプで構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替淡水貯槽を水源として原子炉ウェルに注水し，原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

格納容器頂部注水系（可搬型）は， 可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプで構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備を水源として原子炉ウェルに注水

し，原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器頂部からの水素漏えいを抑制する設計とする。

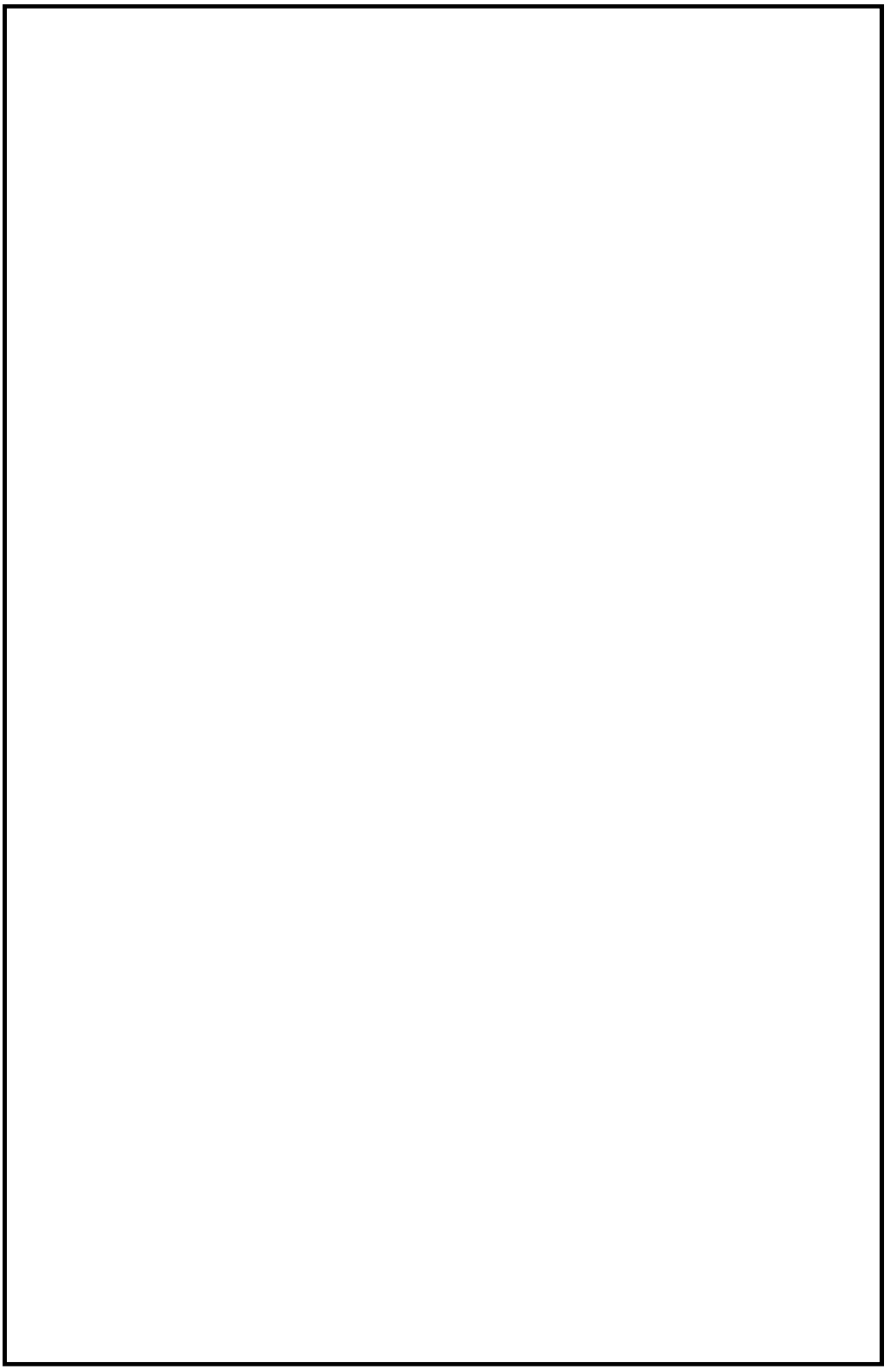


第 53－8－1 図　格納容器頂部注水系（常設）



第 53－8－2 図　格納容器頂部注水系（可搬型）

53－9　ＳＡバウンダリ系統図（参考図）



54－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					常設低圧代替注水系ポンプ	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
				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
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	54－3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		54－4 系統図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		ポンプ	A
			関連資料		49－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		54－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	54－4 系統図	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		54－3 配置図，54－4 系統図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水大型ポンプ	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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	屋外	D
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	54－3 配置図，54－8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		54－3 配置図，54－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				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，54－4 系統図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	Ａ
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第2号	可搬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		屋外	Ａｂ
			関連資料		54－7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54－3 配置図，54－7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			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	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					可搬型代替注水中型ポンプ	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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	屋外	D
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	54－3 配置図，54－8 保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		54－3 配置図，54－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				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，54－4 系統図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	Ａ
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第2号	可搬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		屋外	Ａｂ
			関連資料		54－7 接続図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54－3 配置図，54－7 接続図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			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	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	54－3 配置図，54－8 保管場所図	
		第2号	操作性		運搬設置，接続操作	Ｂｃ，Ｂｇ
			関連資料		54－3 配置図	
		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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		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)	その他設備	対象外
				関連資料	54－3 配置図,54－4系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		54－6 容量設定根拠	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		（対象外）	－
			関連資料		－	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		（対象外）	－
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		54－3 配置図	
		第5号	保管場所		屋内	Ａａ
			関連資料		54－9 保管場所図	
		第6号	アクセスルート		屋内	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				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)		流路	F
			関連資料		54－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			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	Ａａ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	54－4 系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		流路	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					緊急用海水ポンプ	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他建屋内	C
				海水	常時海水通水又は海で使用	I
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	－	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査(検査性，系統構成・外部入力)		ポンプ	A
			関連資料		－	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	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		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					代替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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	対象外
				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)		熱交換器	D
			関連資料		54－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
			関連資料		54－4 系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	54－3 配置図，54－4 系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					代替燃料プール冷却系ポンプ	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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)	－
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	－
				関連資料	54－3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	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		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
			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)	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	54－2 単線結線図 54－11　使用済燃料プール監視設備	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール温度(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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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)	－
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	－
				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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
			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)	その他設備	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	54－2 単線結線図 54－11　使用済燃料プール監視設備	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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)	－
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	－
				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 試験検査	
		第4号	切り替え性		本来の用途として使用	対象外
			関連資料		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)	その他設備	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	54－2 単線結線図 54－11　使用済燃料プール監視設備	

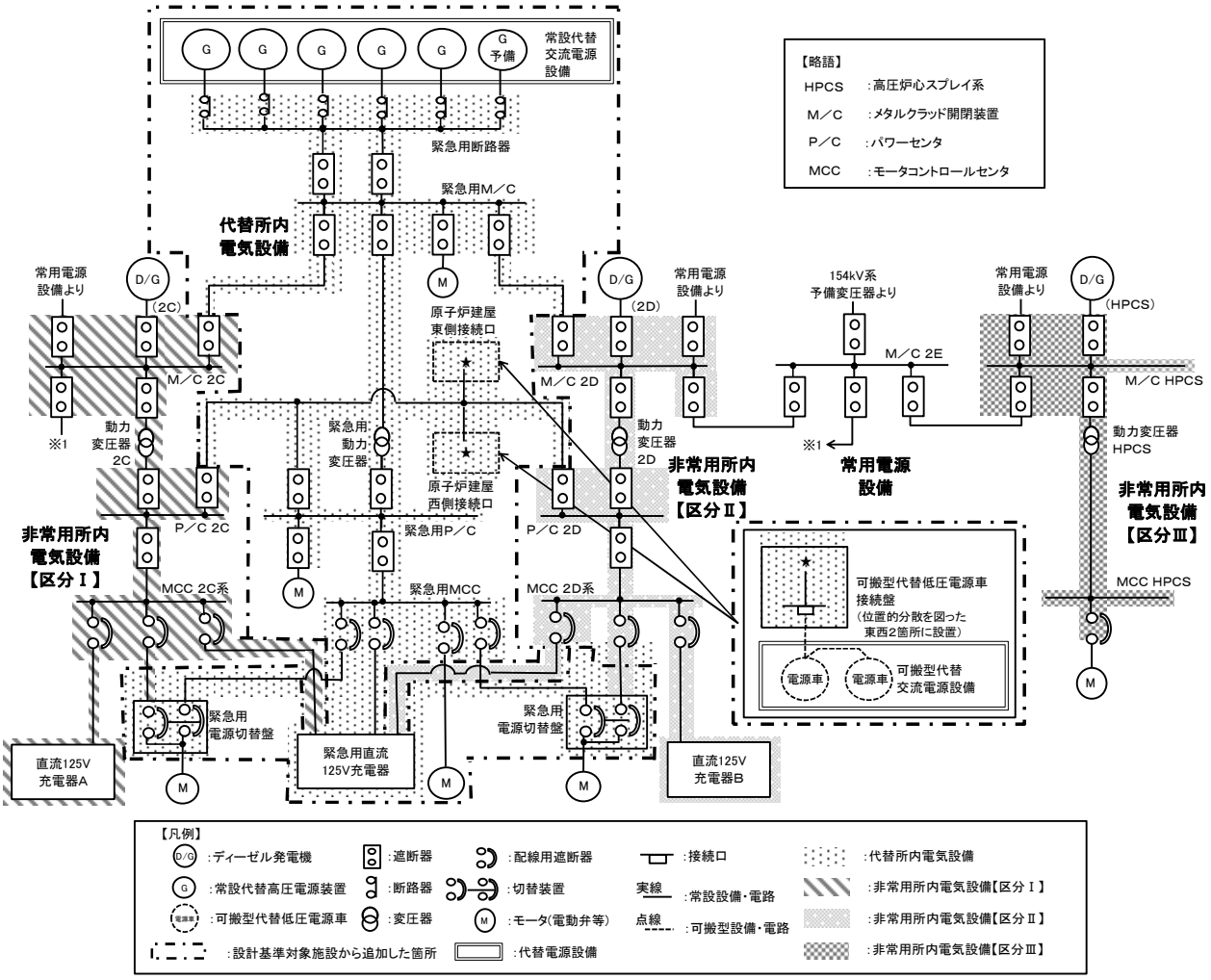
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール監視カメラ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				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 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
			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)	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	54－2 単線結線図 54－11　使用済燃料プール監視設備	

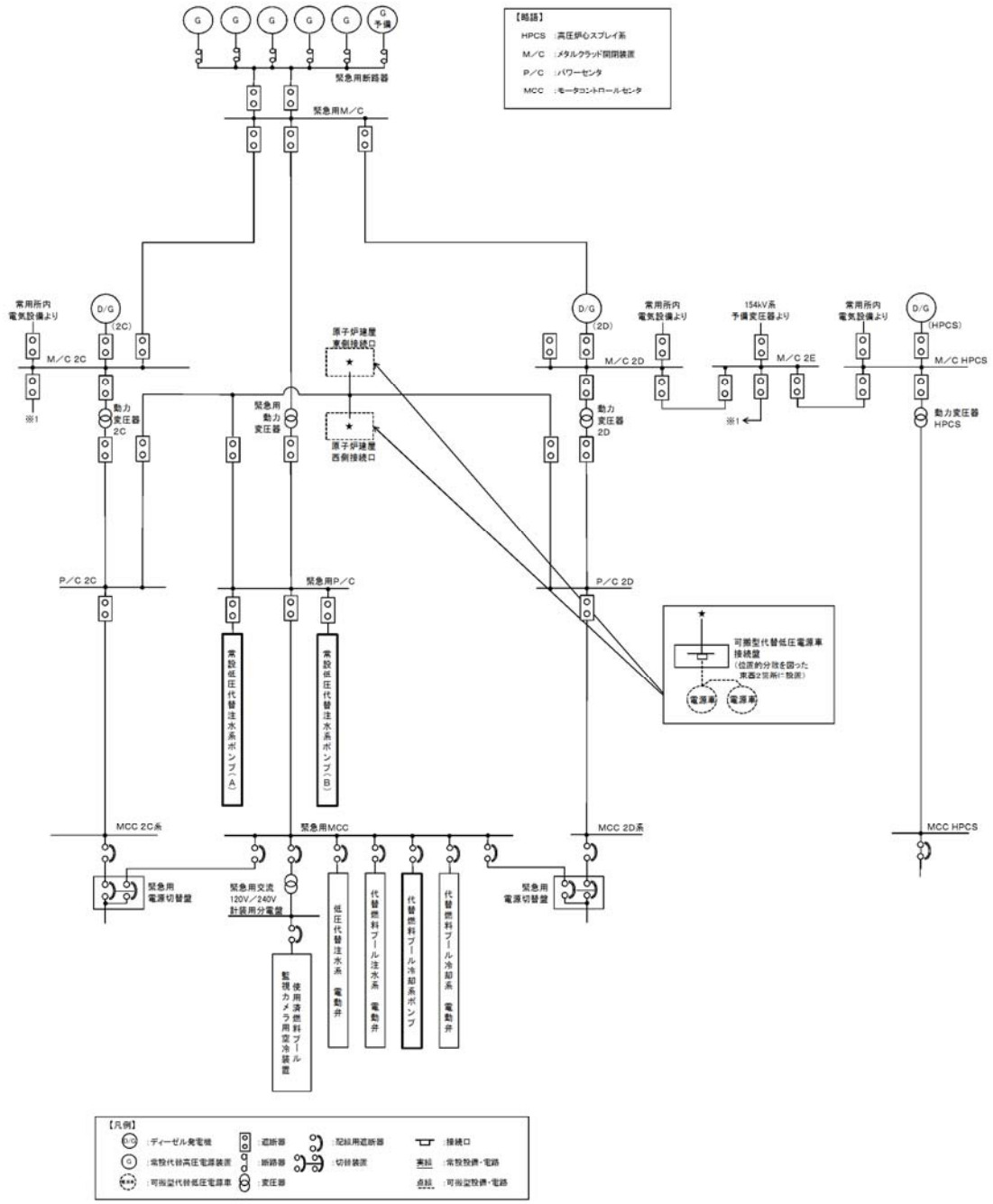
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備					使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	54－3 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)		計測制御設備	J
			関連資料		54－5 試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用	対象外
			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)	その他設備	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		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	54－2 単線結線図 54－11　使用済燃料プール監視設備	

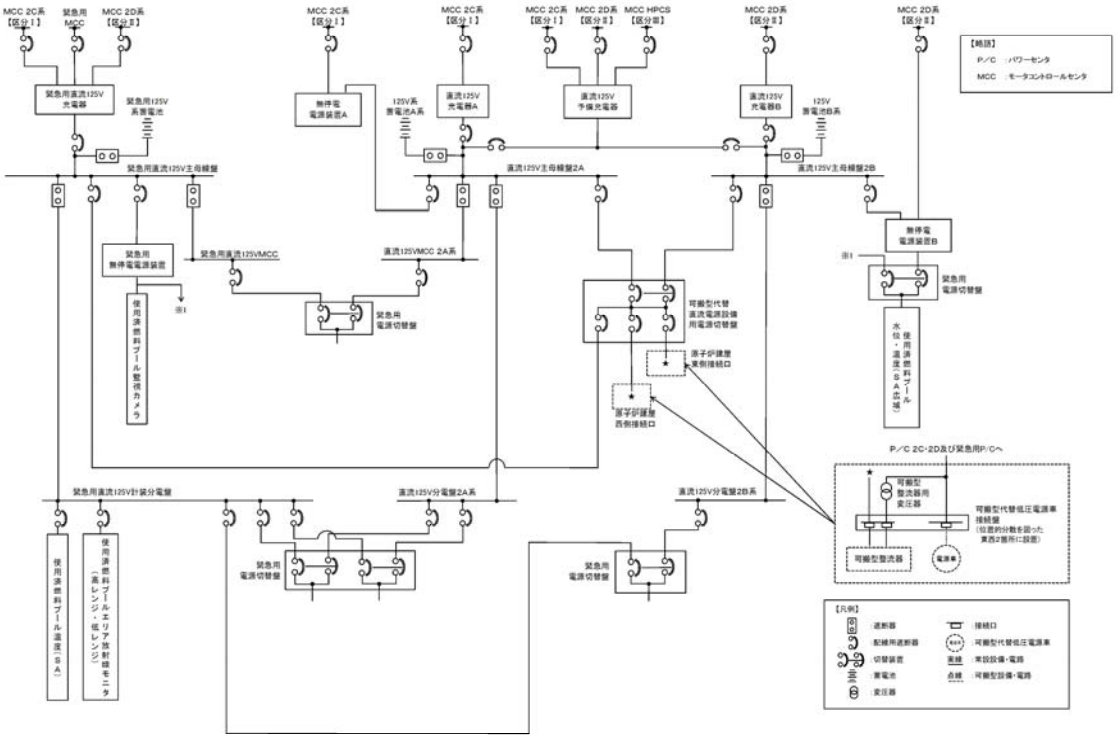
54－2　単線結線図



第 54－2－1 図　　電源構成図（交流電源）（1／3）

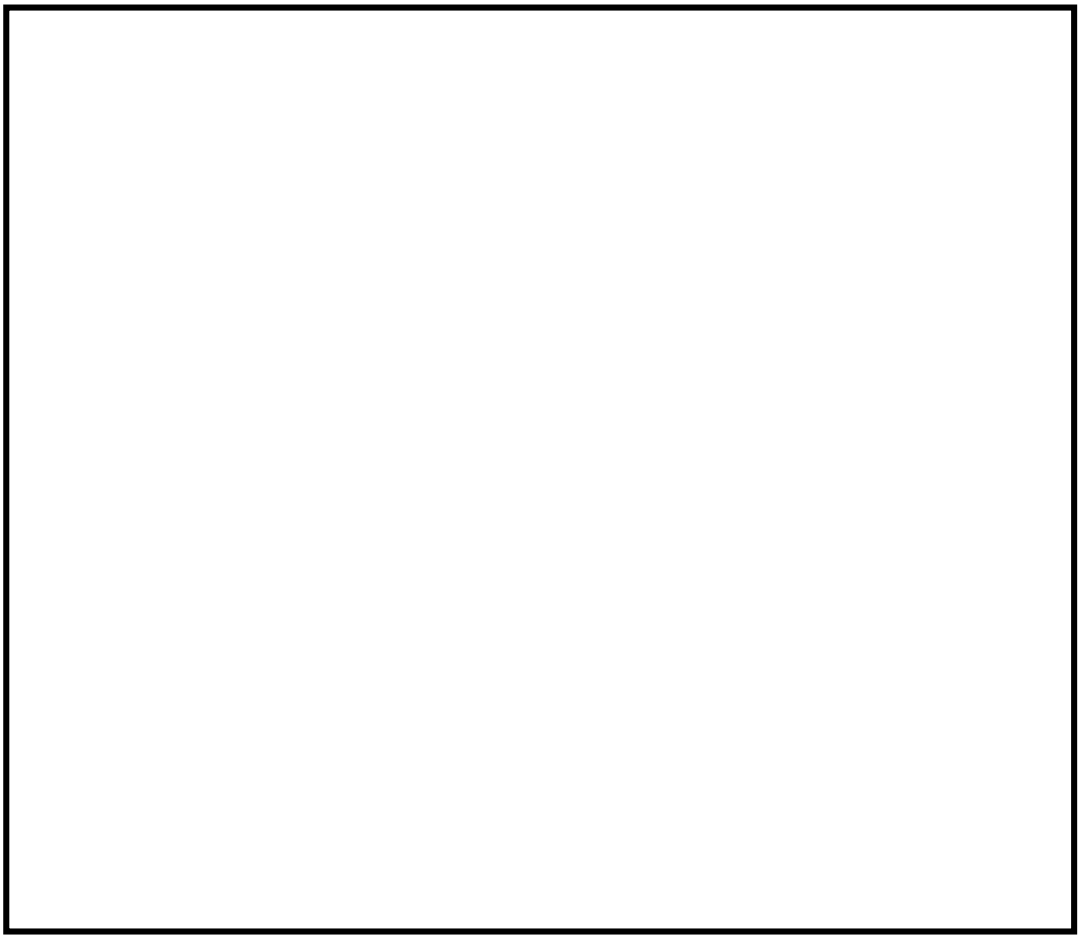


第 54－2－2 図　電源構成図（交流電源）（2／3）

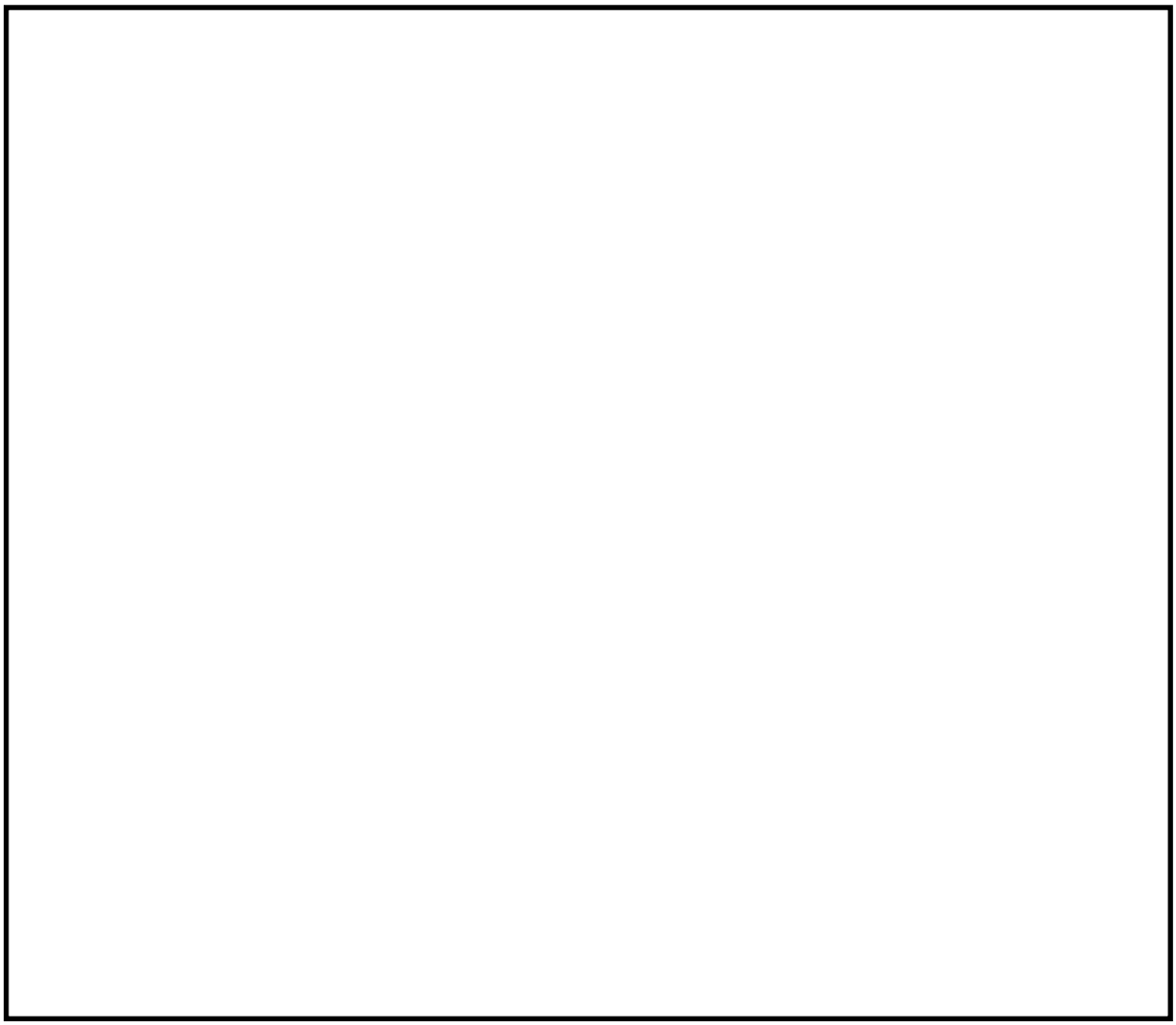


第 54－2－3 図　電源構成図（直流電源）（3／3）

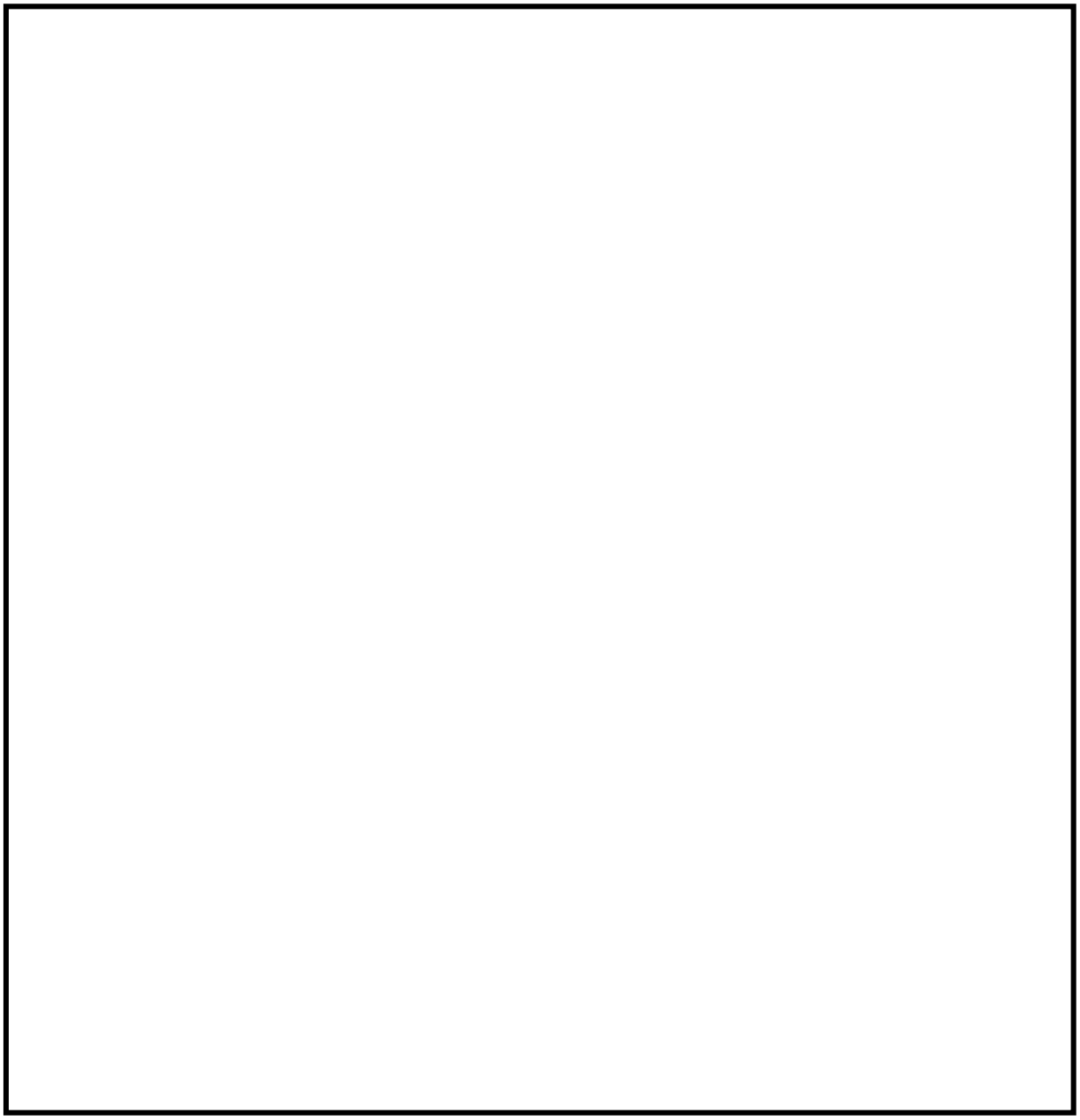
54－3　配置図



第 54－3－1 図　代替燃料プール注水系　構内全体配置図（１／２）

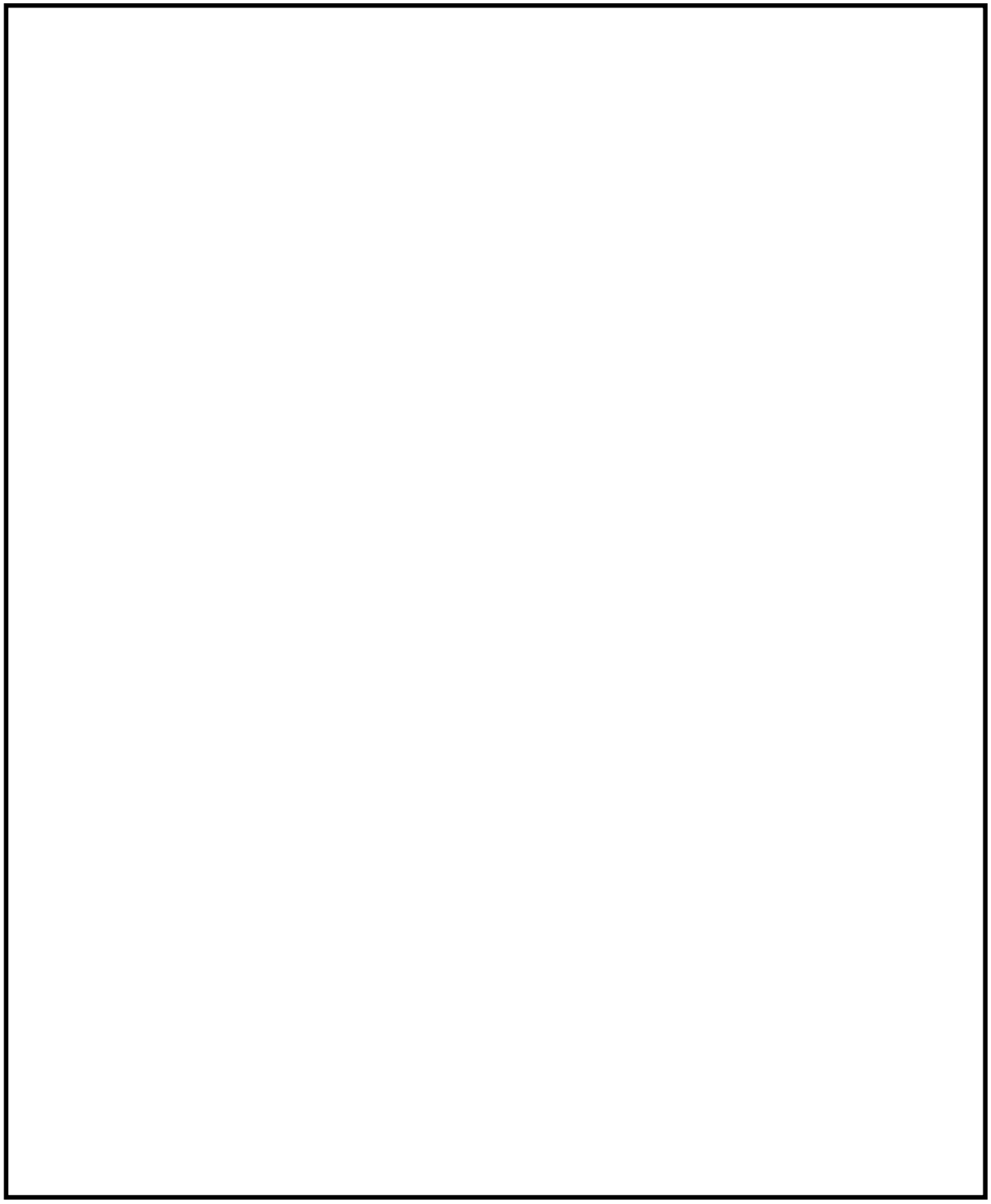


第 54－3－2 図　代替燃料プール注水系　構内全体配置図（２／２）



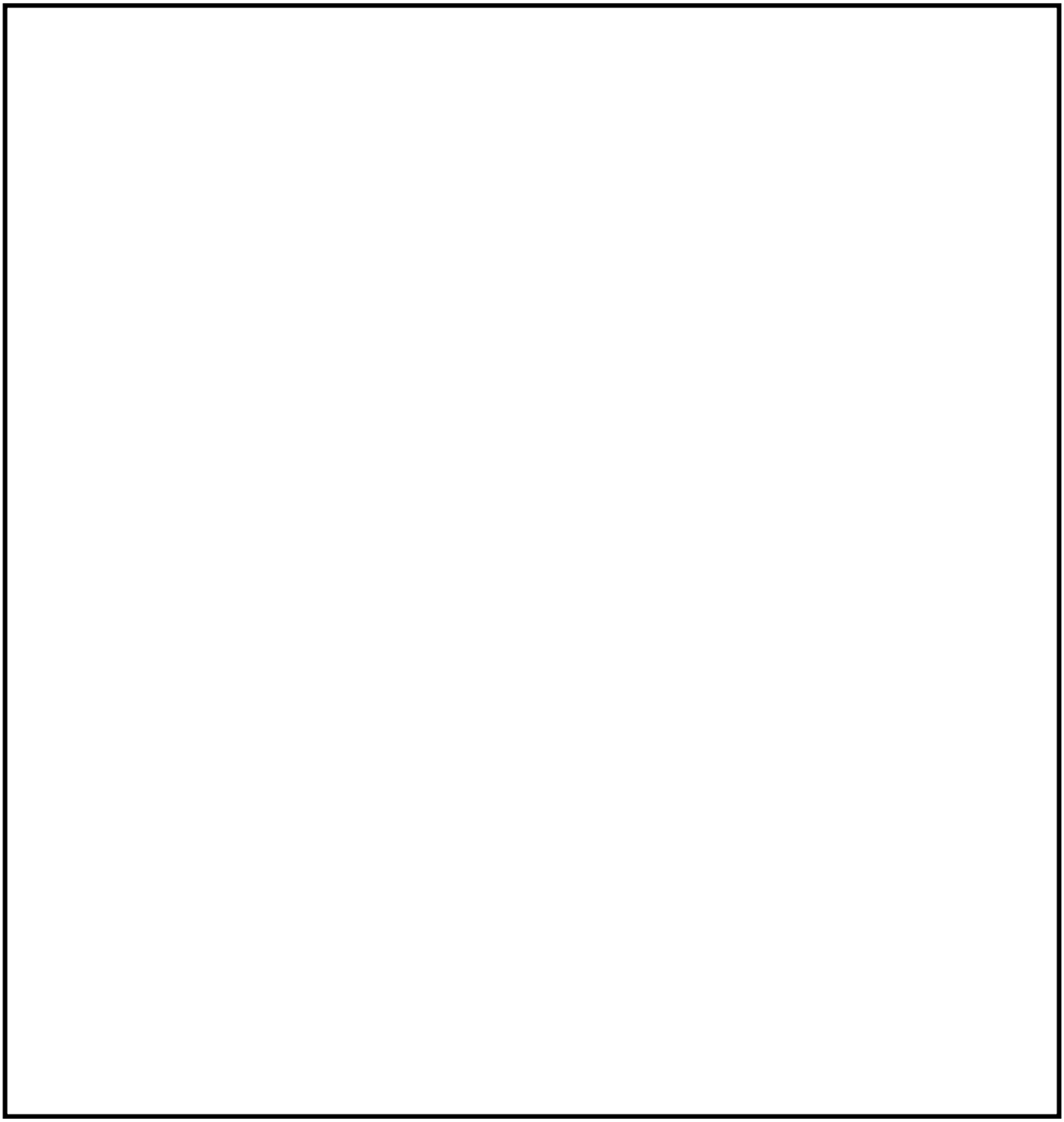
第 54－3－3 図　代替燃料プール注水系（注水系）

機器配置図（1／2）



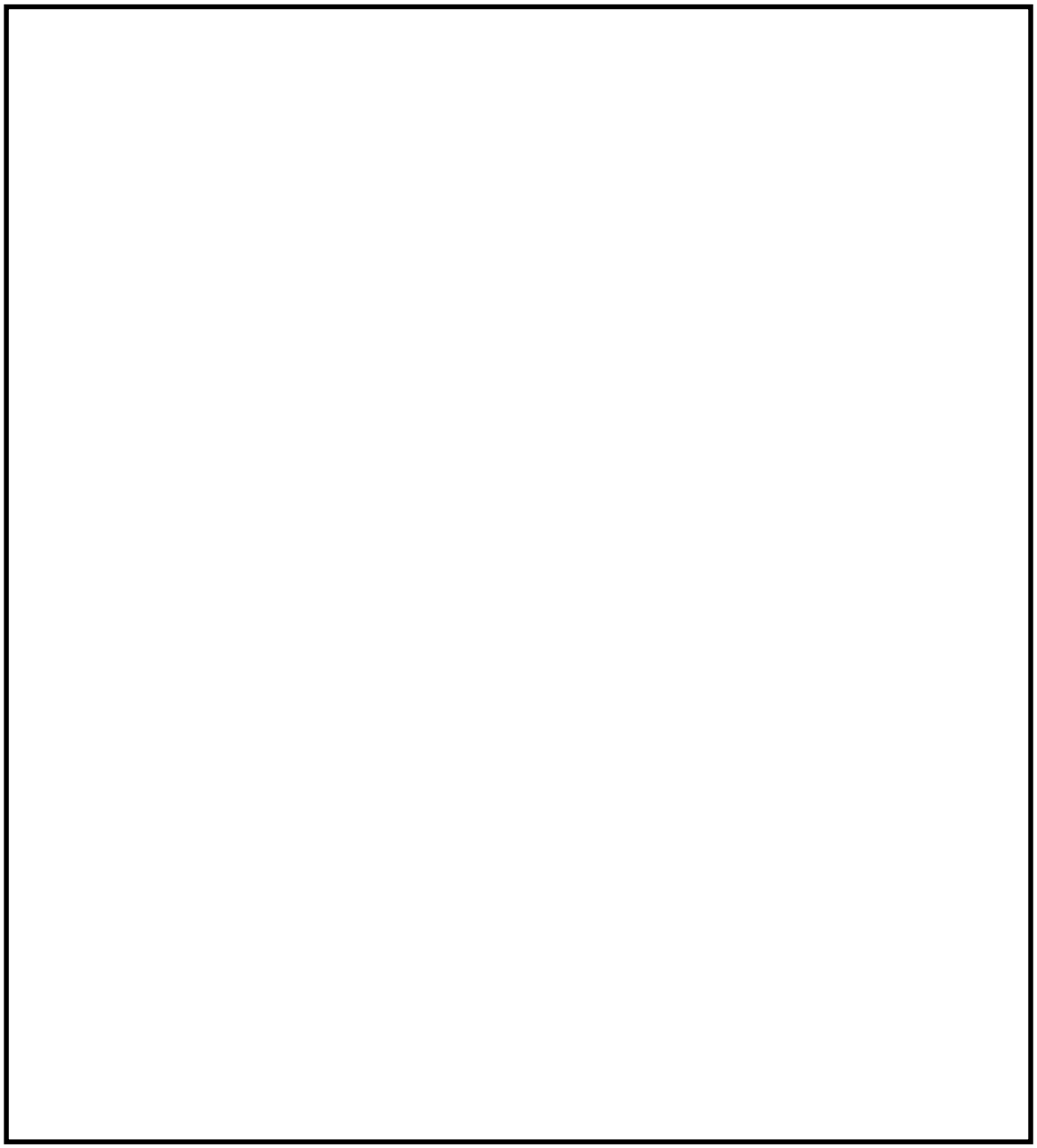
第 54－3－4 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）

機器配置図（2／2）



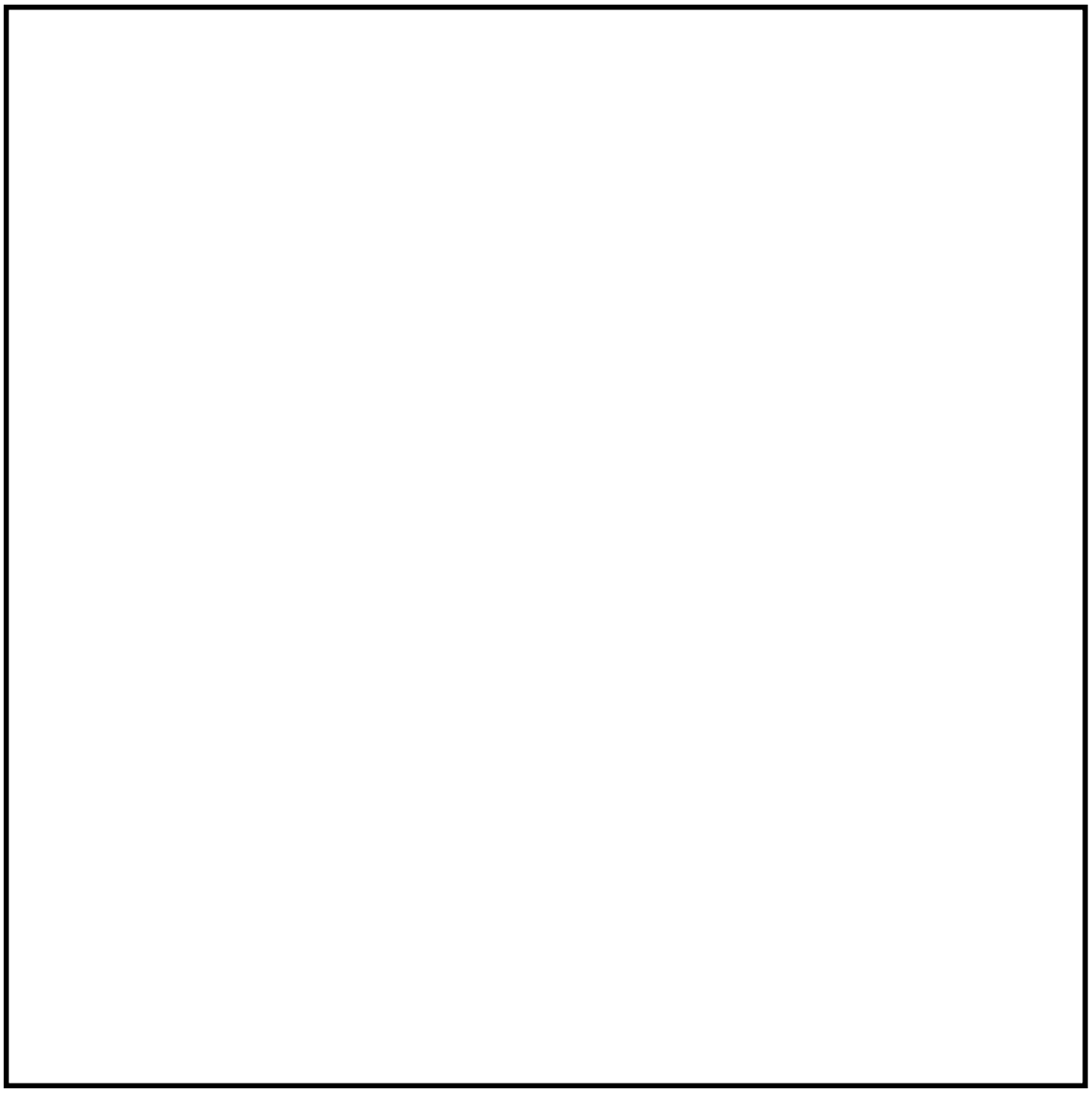
第 54－3－5 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（1／3）



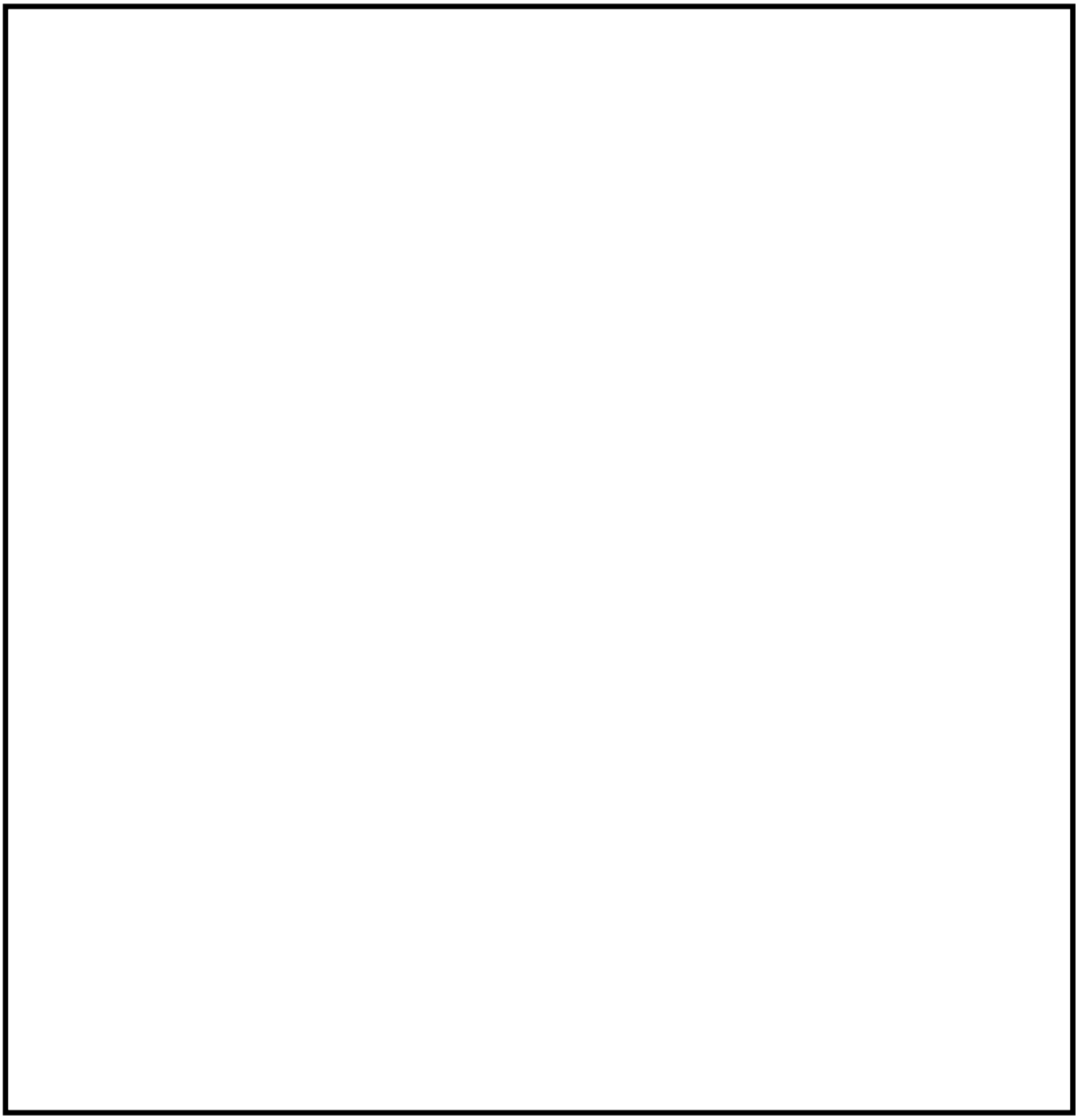
第 54－3－6 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（2／3）



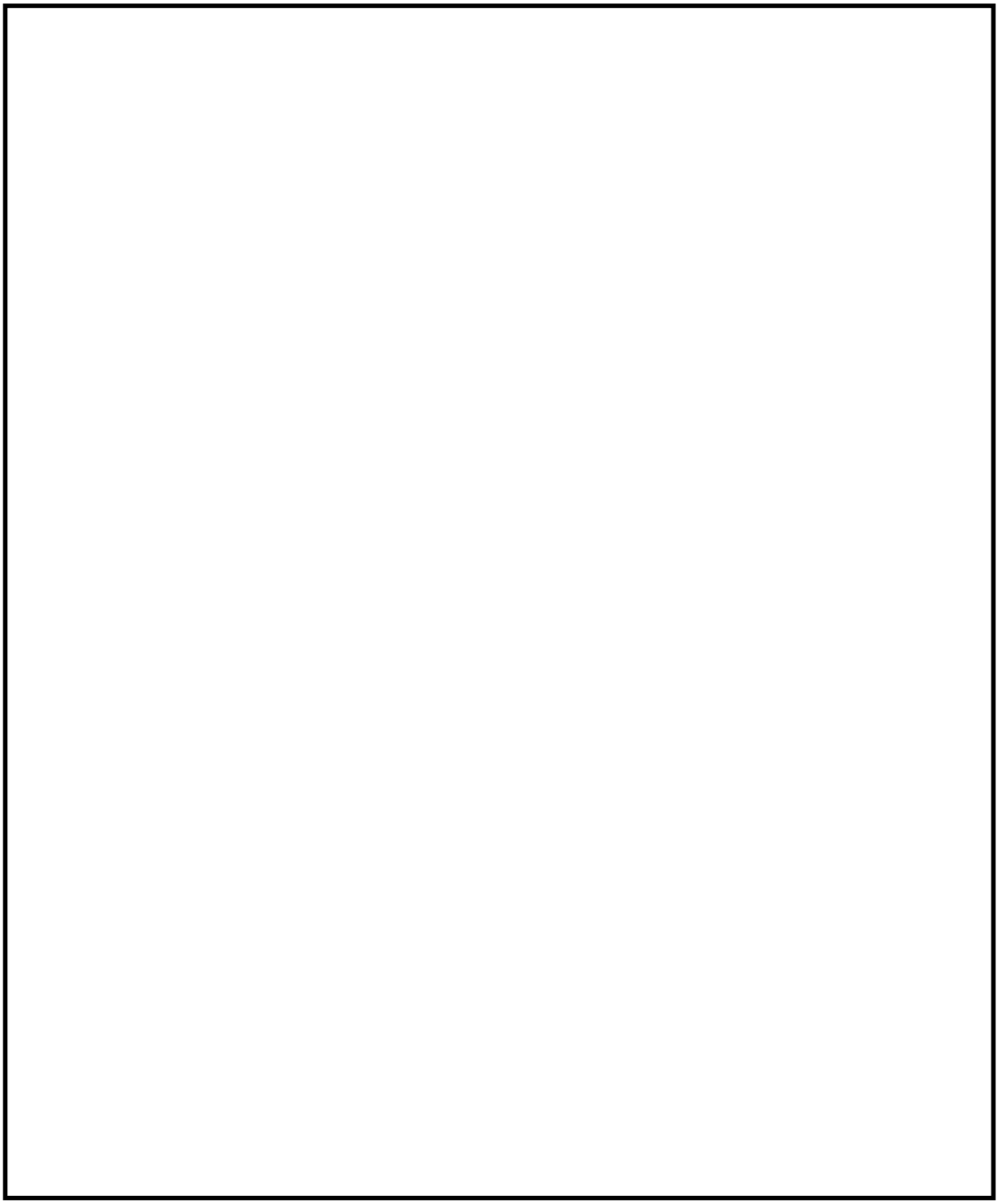
第 54－3－7 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（3／3）



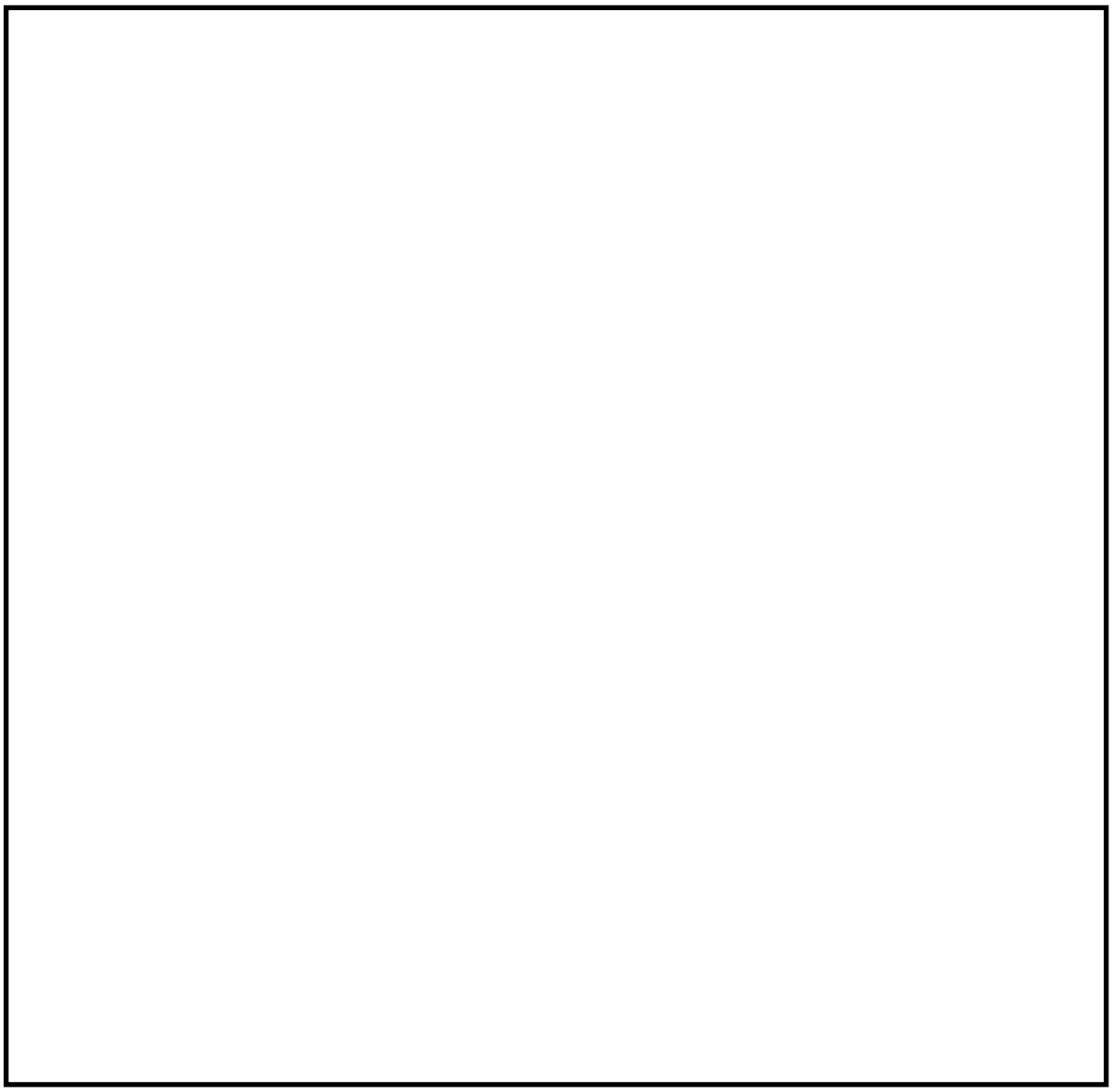
第 54－3－8 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（1／3）



第 54－3－9 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

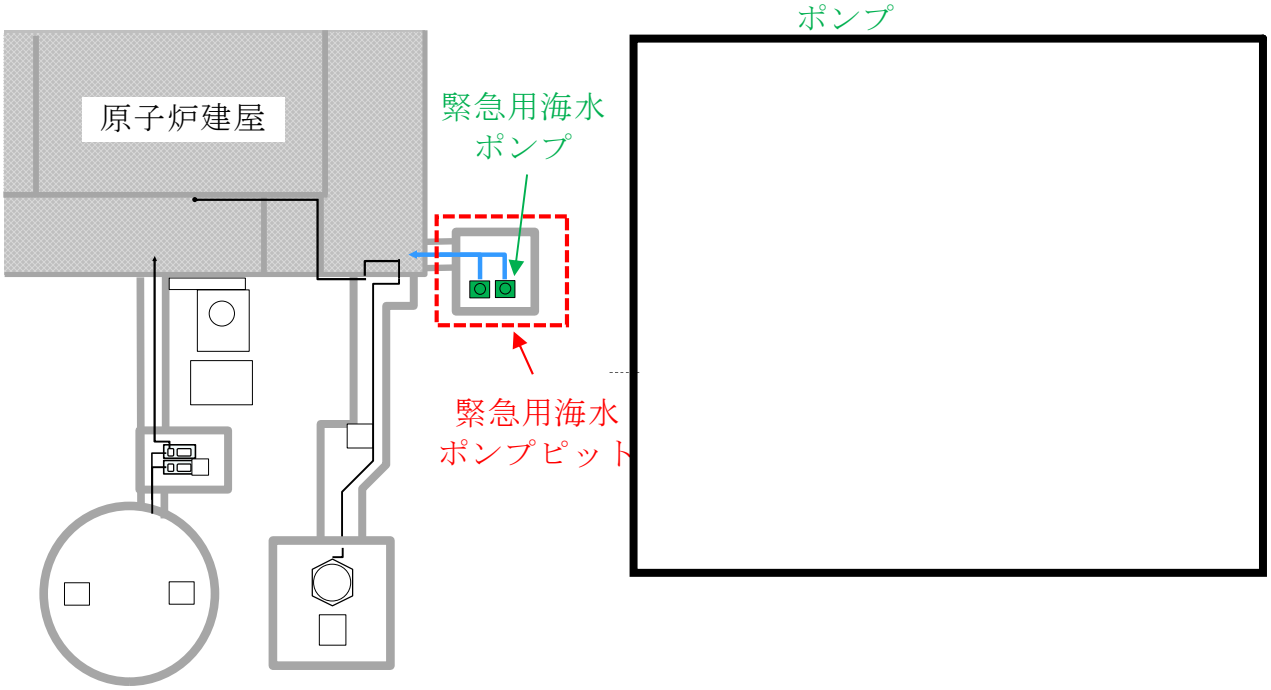
機器配置図（2／3）



第 54－3－10 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（3／3）

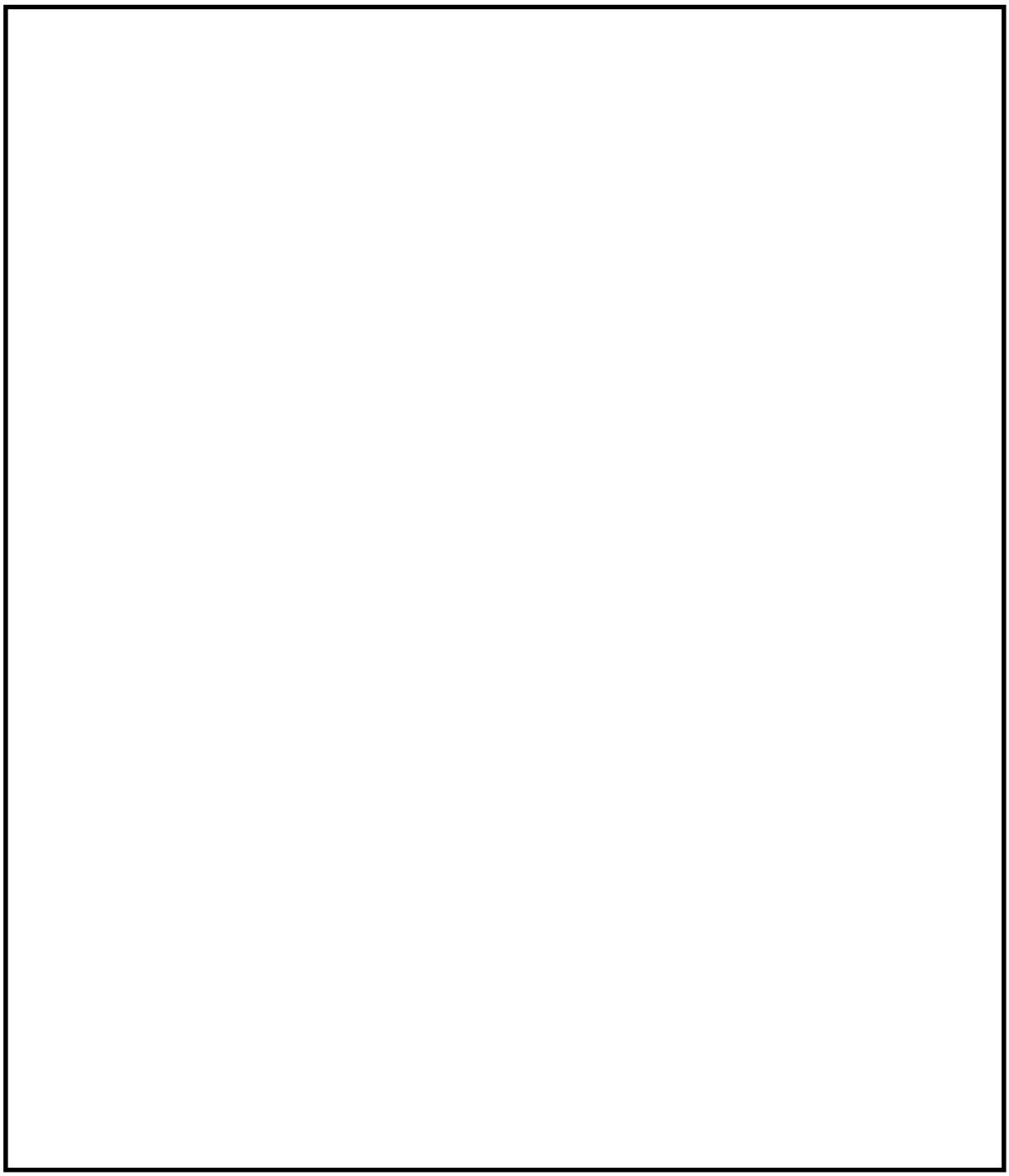
［全体配置図］



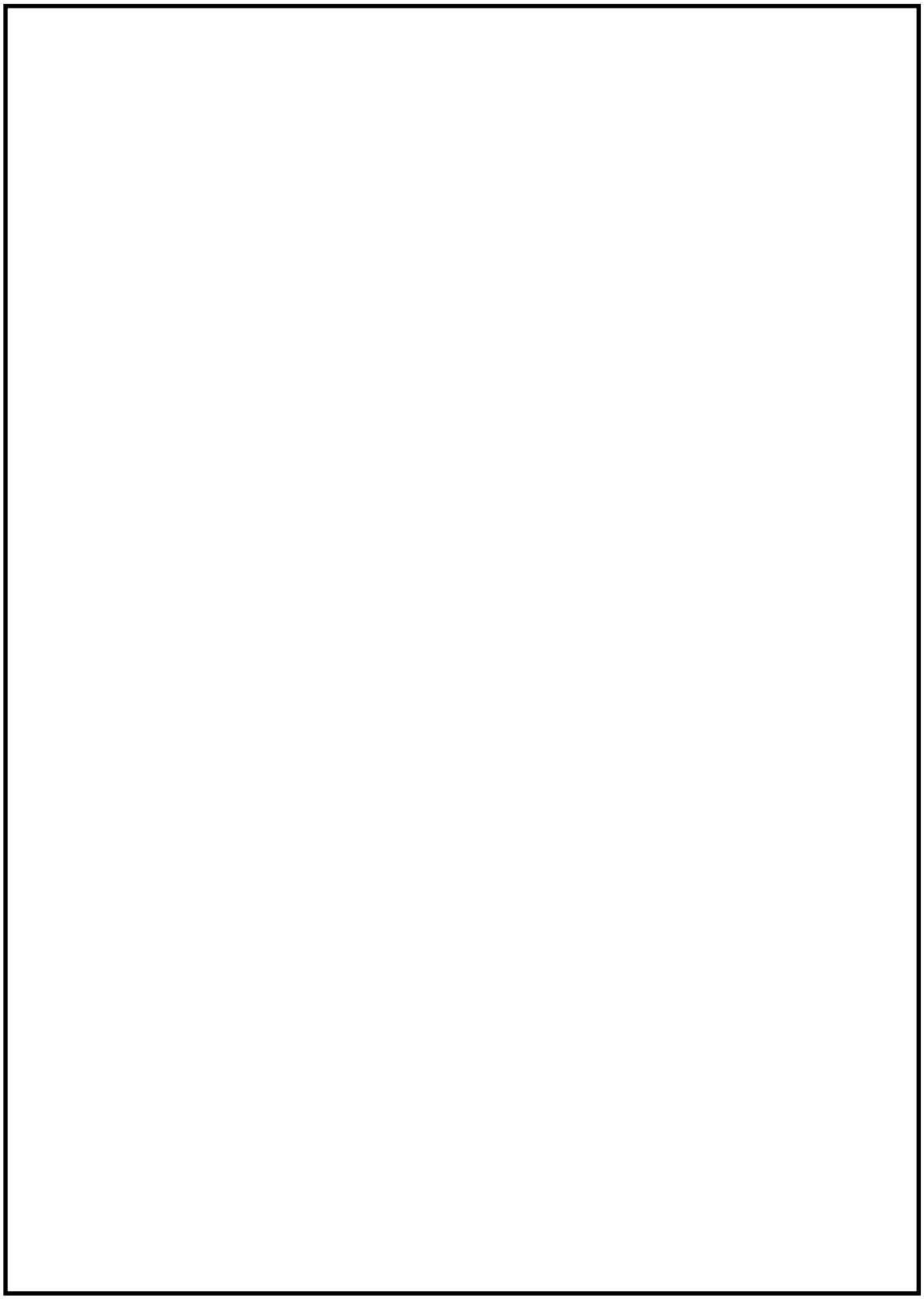
［平面図］　　［立面図］

緊急用海水系配置図

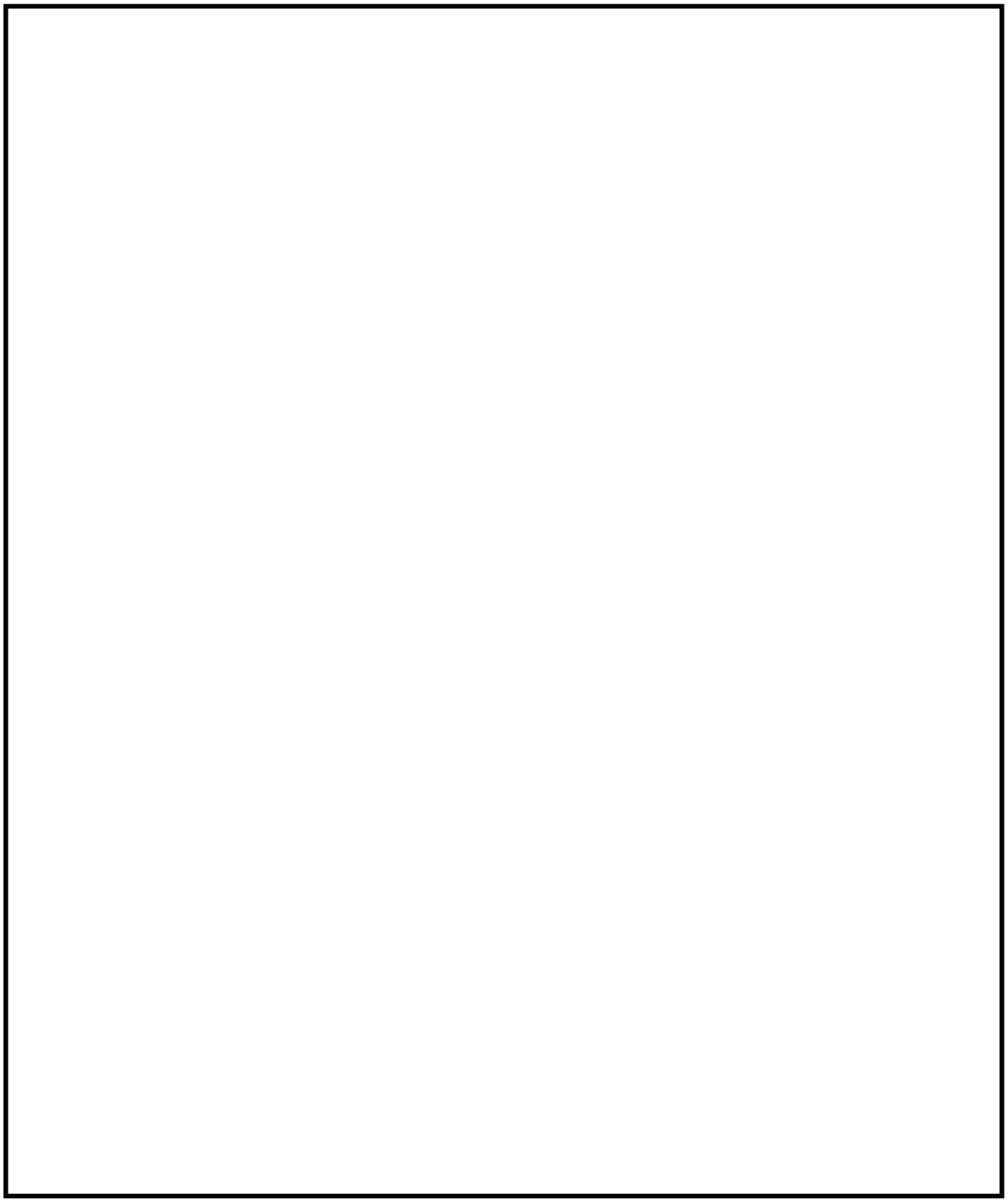
第 54－3－11 図　代替燃料プール冷却系
機器配置図（１／２）



第 54－3－12 図　代替燃料プール冷却系　機器配置図（2／2）

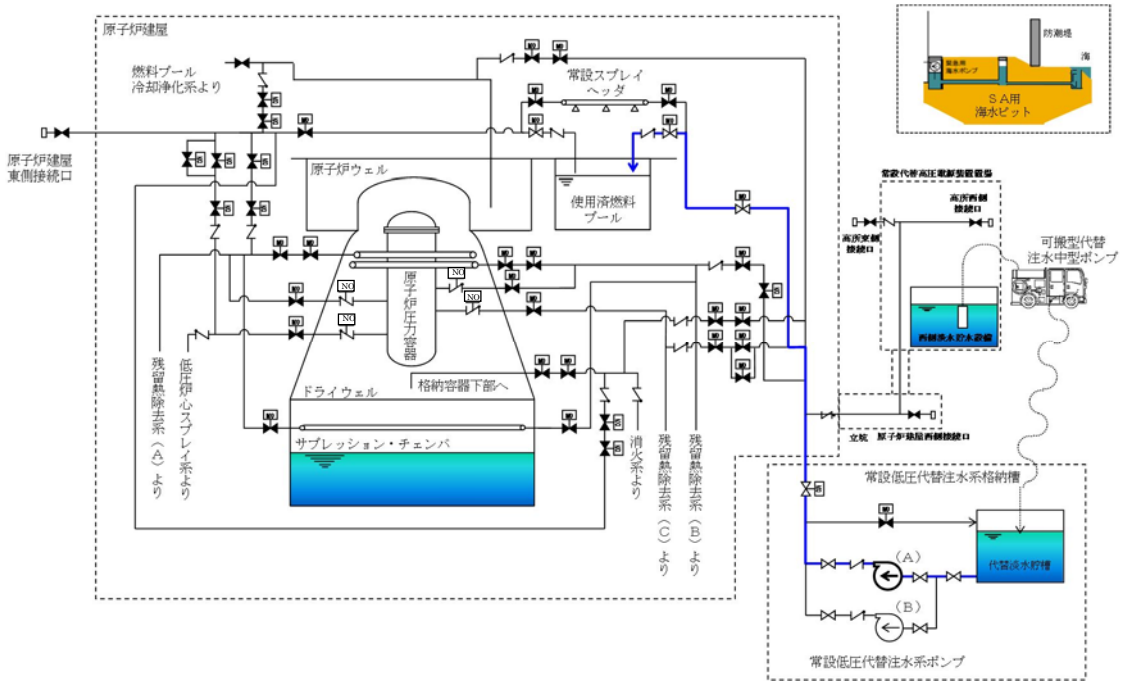


第 54－3－13 図　使用済燃料プール監視設備　機器配置図（1／2）

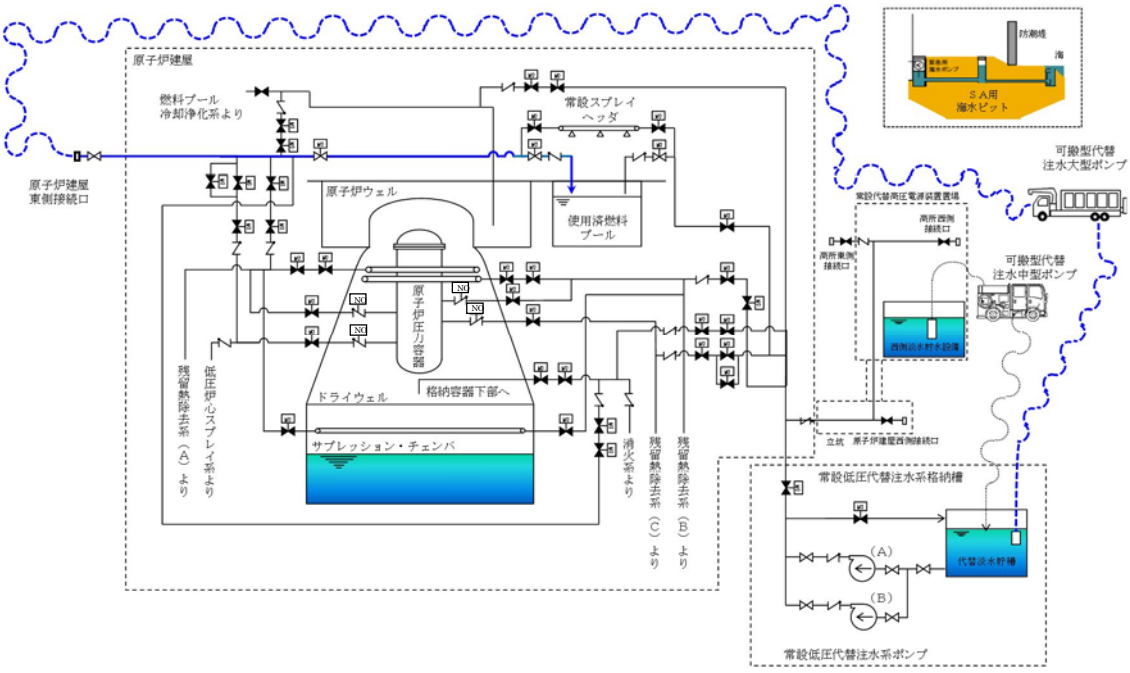


第 54－3－14 図　使用済燃料プール監視設備　機器配置図（2／2）

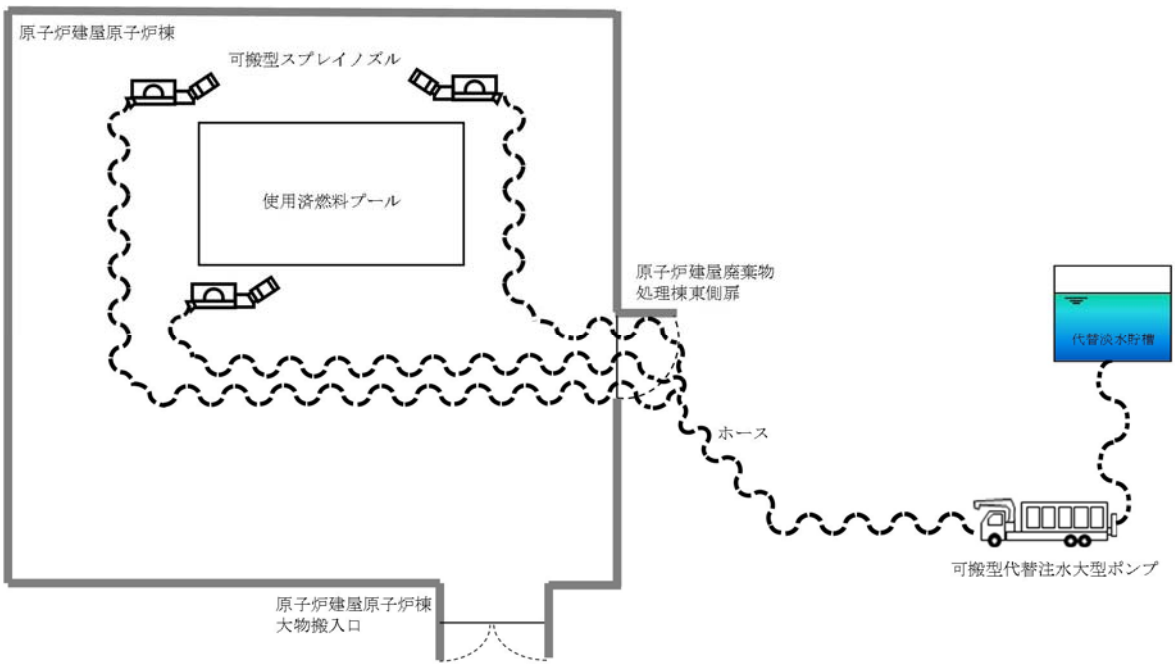
54－4　系統図



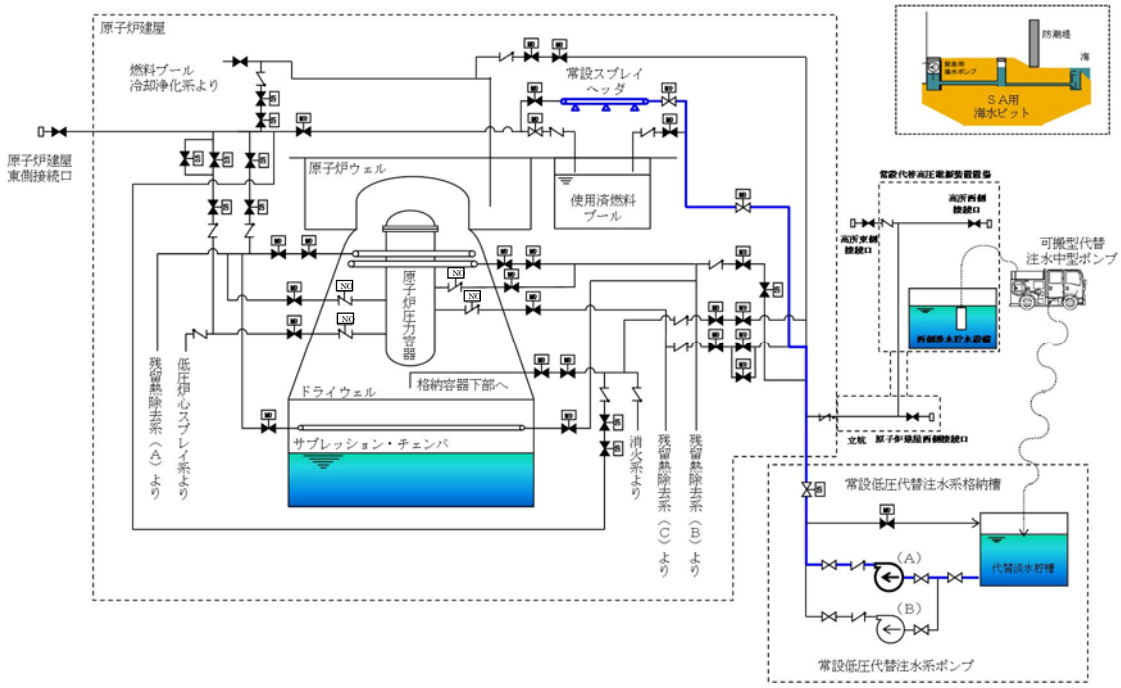
第 54－4－1 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



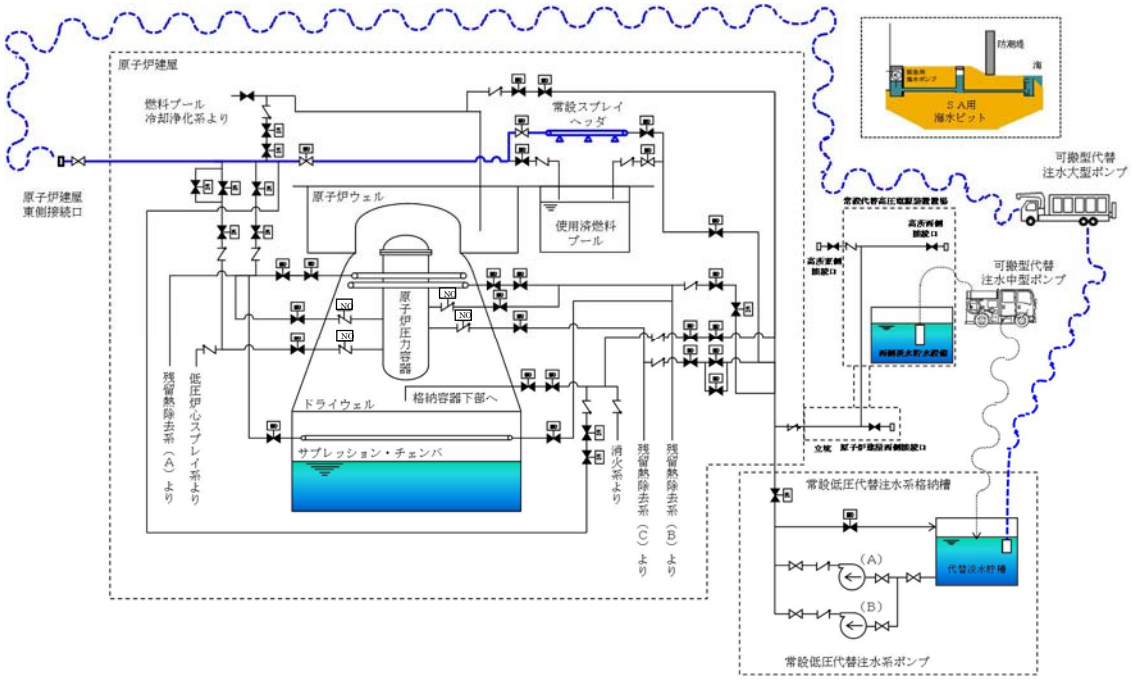
第 54－4－2 図　代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



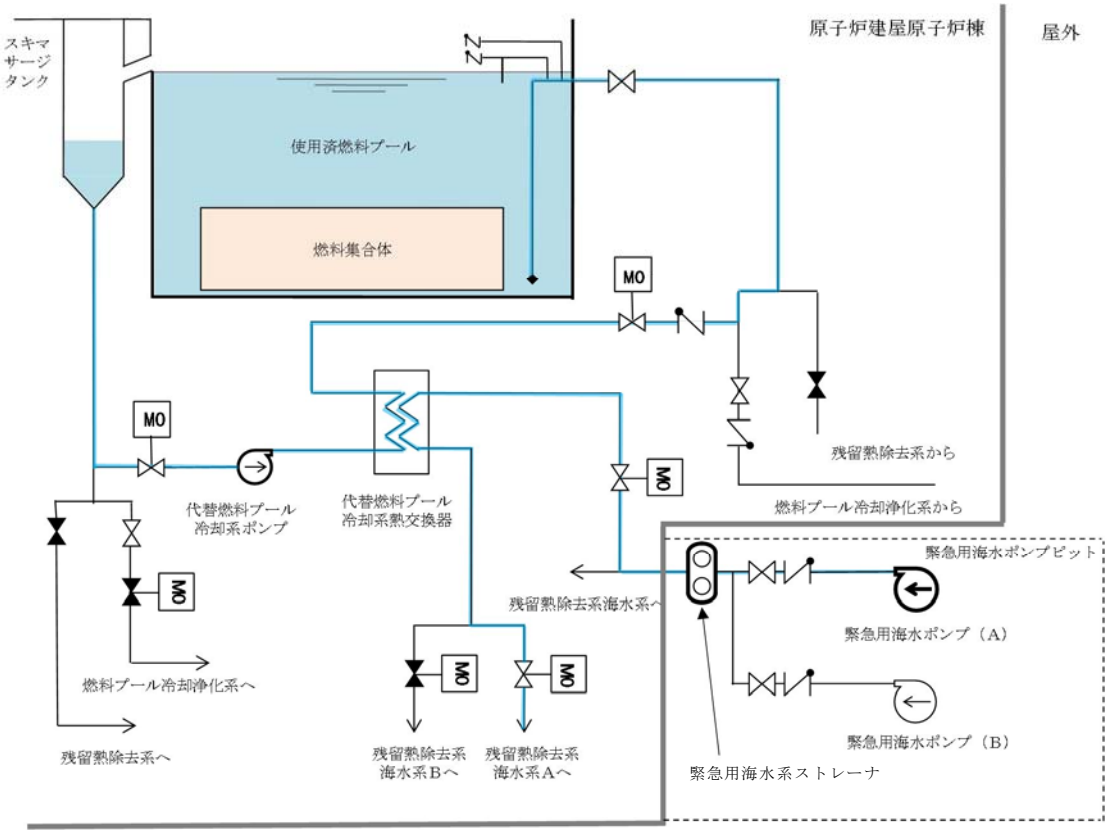
第 54－4－3 図　代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）系統図



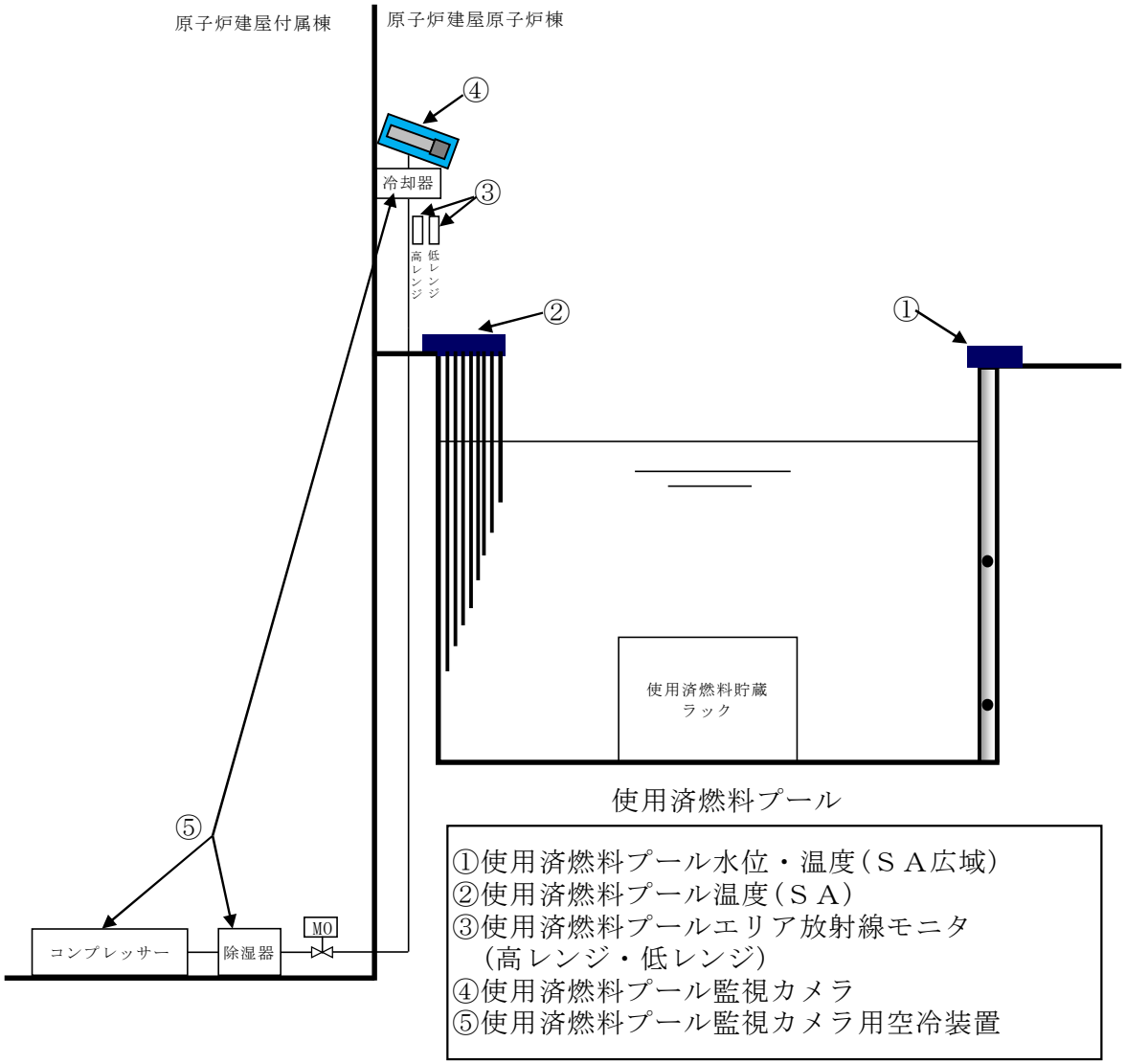
第 54－4－4 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）系統図



第 54－4－5 図　代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）系統図



第 54－4－6 図　代替燃料プール冷却系系統図

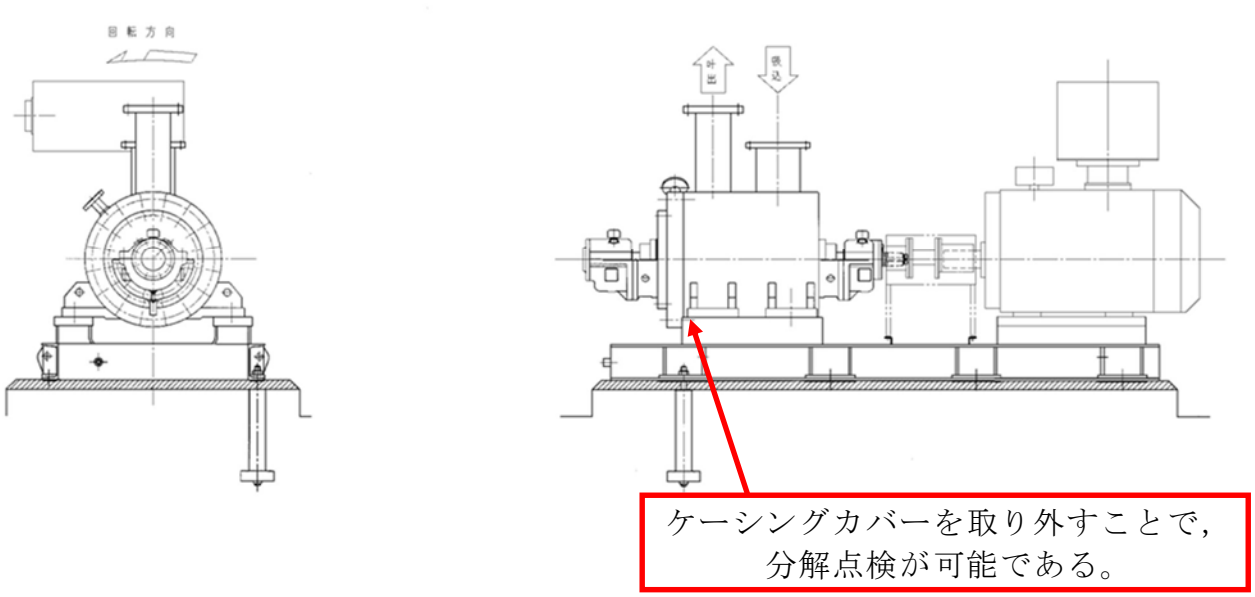


第 54－4－7 図　使用済燃料プール監視設備の全体系統図

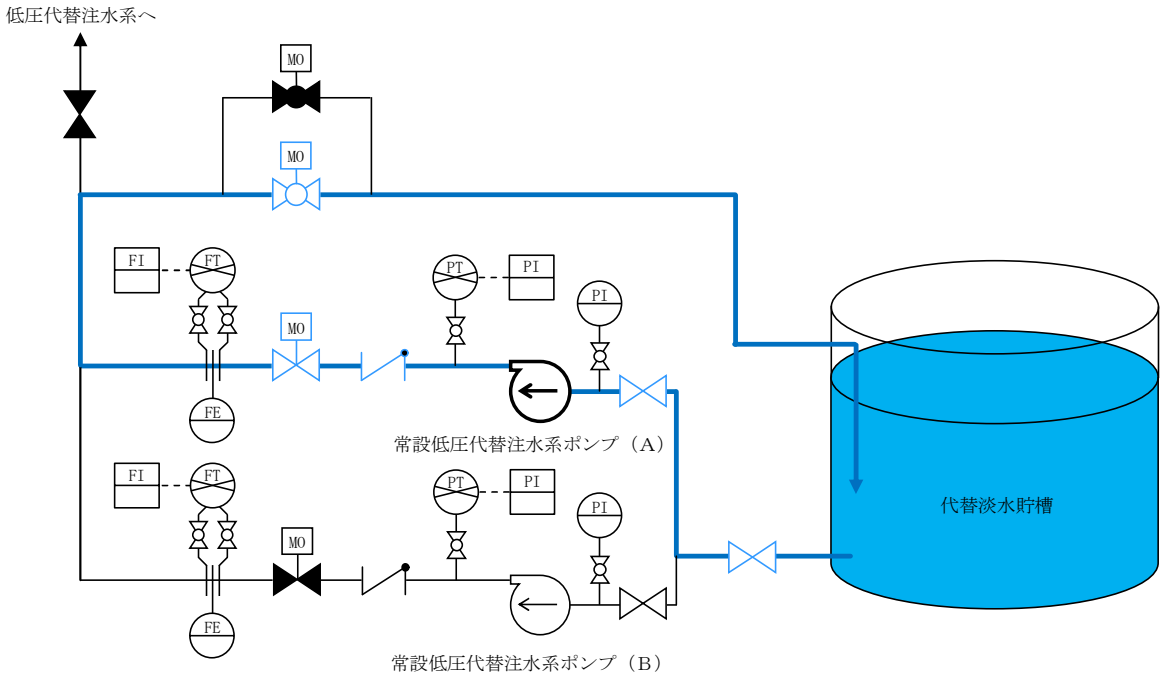
54－5　試験検査

第54－5－1表　代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験検査（常設）

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認



第 54－5－1 図　代替燃料プール冷却系ポンプの試験検査概要図

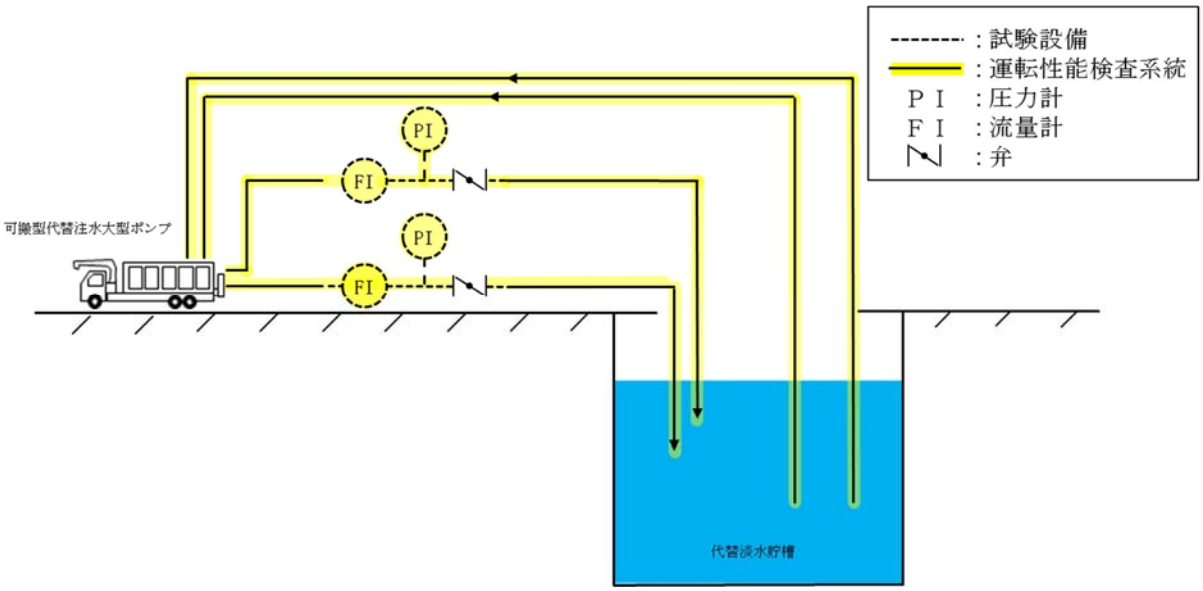


図は常設低圧代替注水系ポンプ（A）の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水系ポンプ（B）の運転性能検査においても，（A）系と同様に，代替淡水貯槽への再循環ラインによる系統を使用する。

第 54－5－2 図　常設低圧代替注水系ポンプの試験検査概要図

第54－5－2表　代替燃料プール注水系（注水ライン）の試験検査（可搬型）

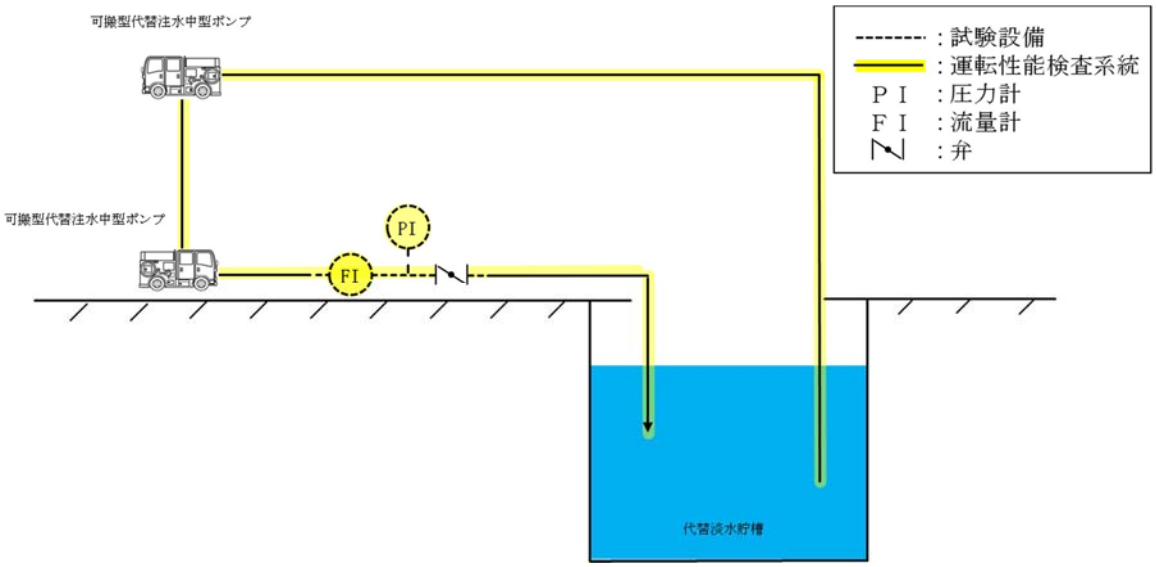
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。
機能・性能検査は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽近傍に設置し，ホース等により仮設の試験設備を構成し，代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
仮設の試験設備であるため，代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 54－5－3 図　機能・性能検査系統図

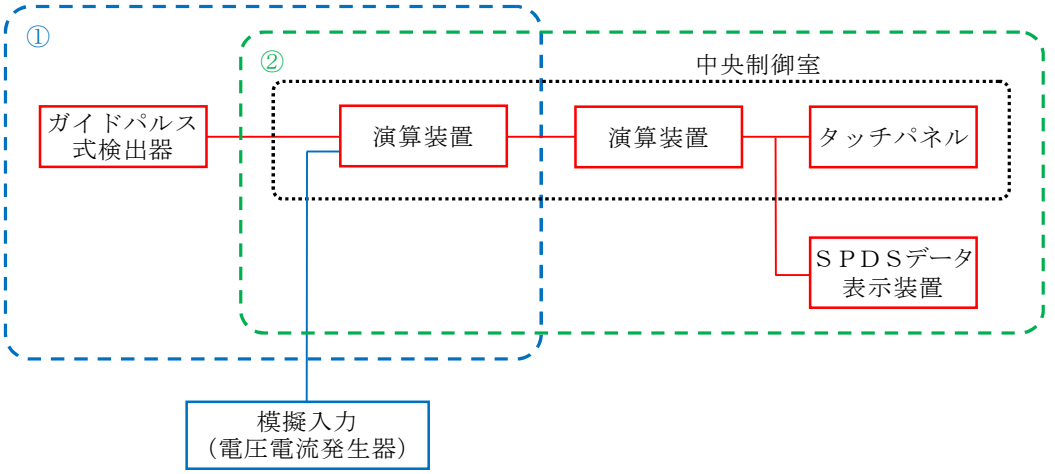
（可搬型代替注水大型ポンプ）



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。
機能・性能検査は，可搬型代替注水中型ポンプ（1 台又は 2 台）を代替淡水貯槽近傍に設置し，ホース等により仮設の試験設備を構成し，代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
仮設の試験設備であるため，代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

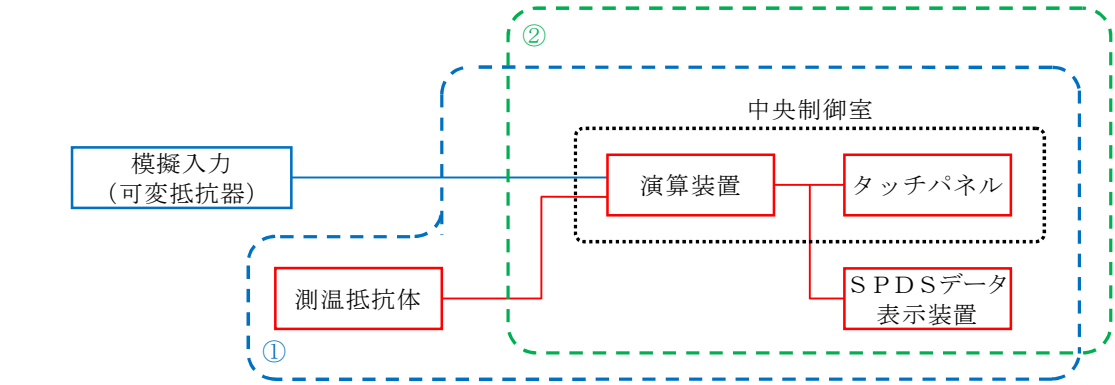
第 54－5－4 図　機能・性能検査系統

（可搬型代替注水中型ポンプ）



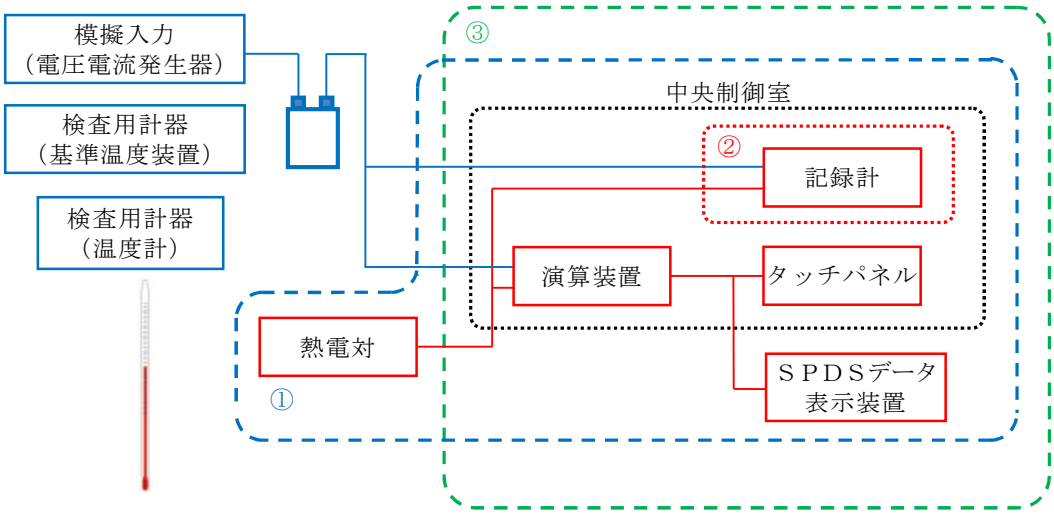
①試験装置を用いて検出器から演算装置までのループ校正を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を与え，演算装置からタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 54－5－5 図　使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の試験検査概要図



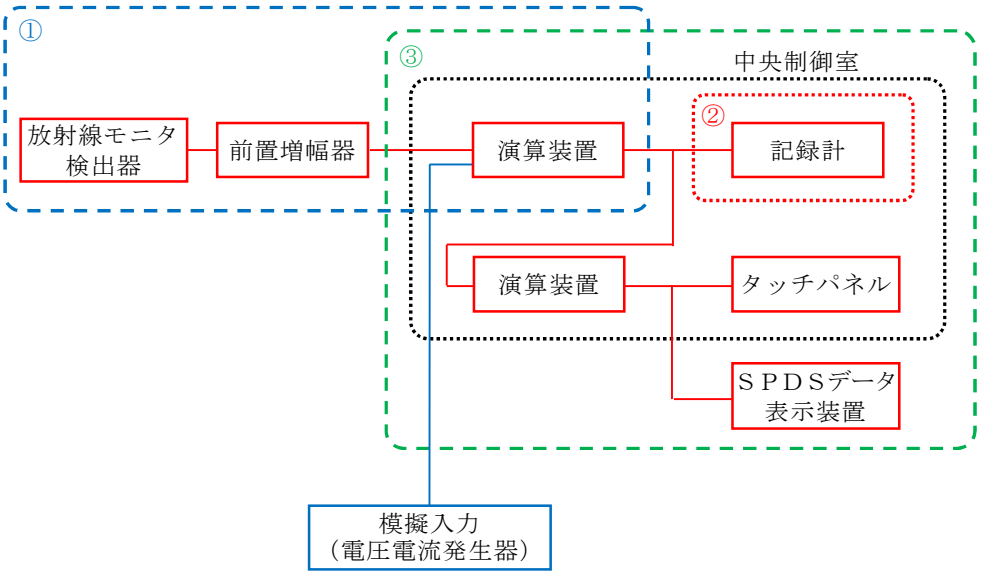
①検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を与え，演算装置からタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 54－5－6 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）の試験検査概要図



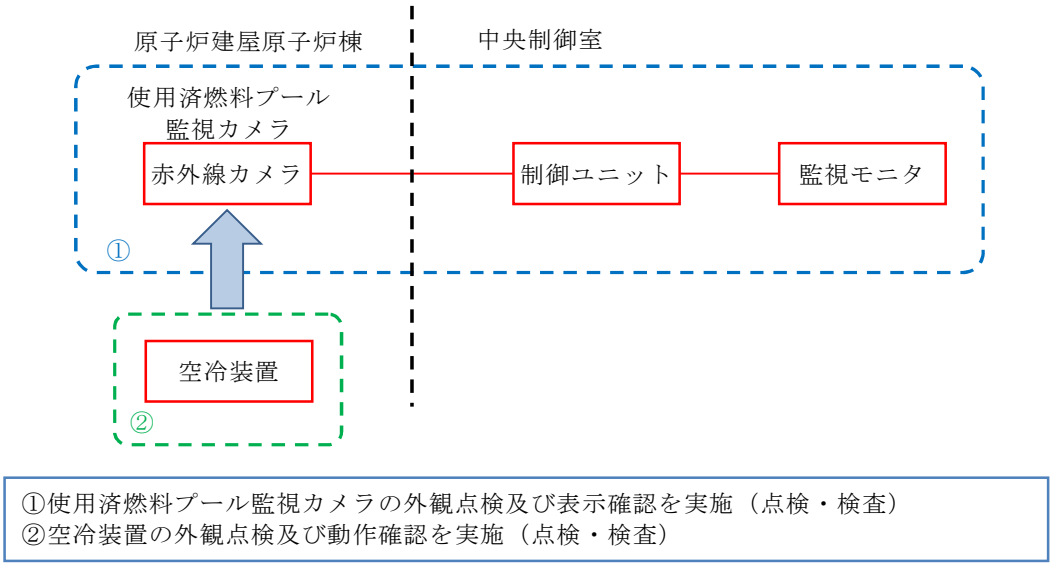
①検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
②記録計に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 54－5－7 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の試験検査概要図



①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
②記録計にて模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

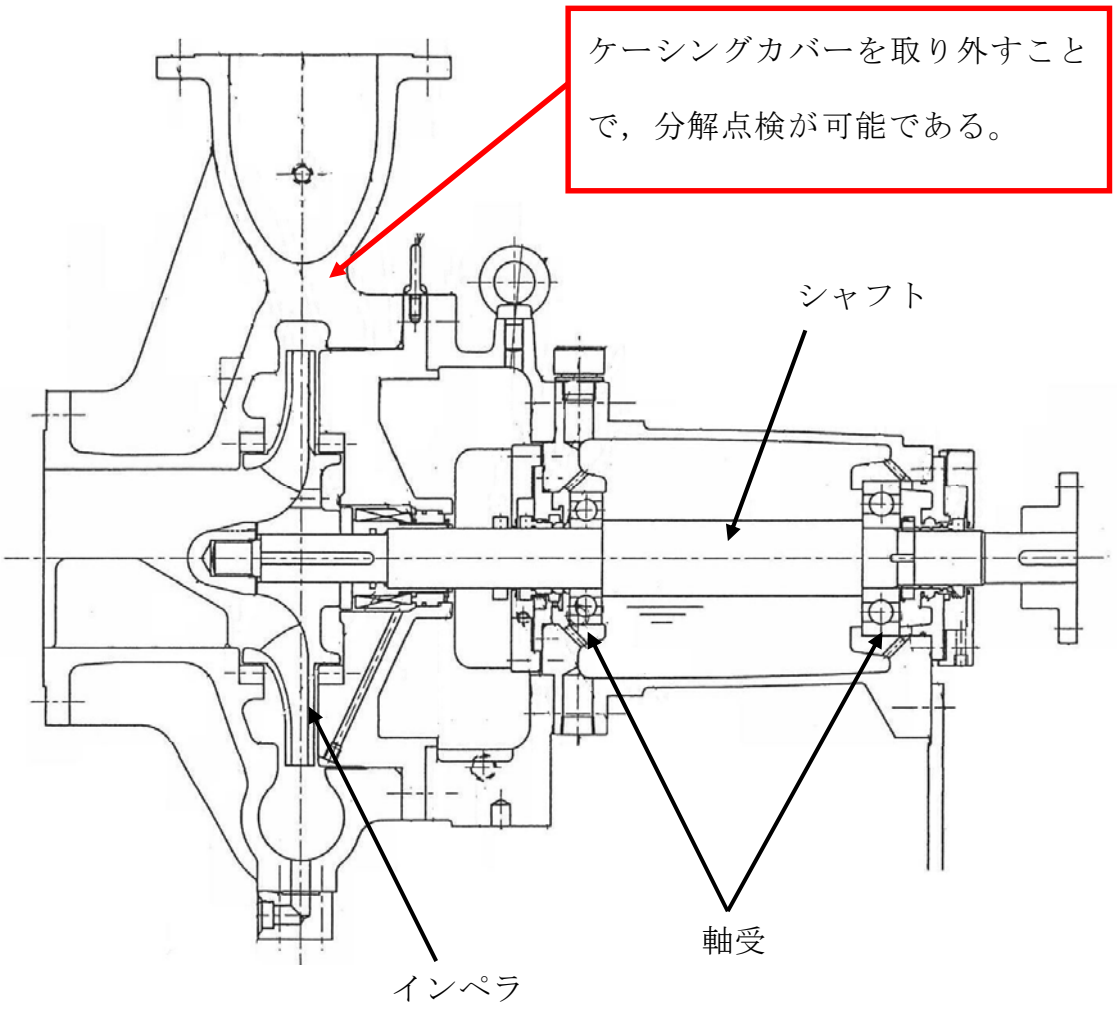
第 54－5－8 図　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の試験検査概要図



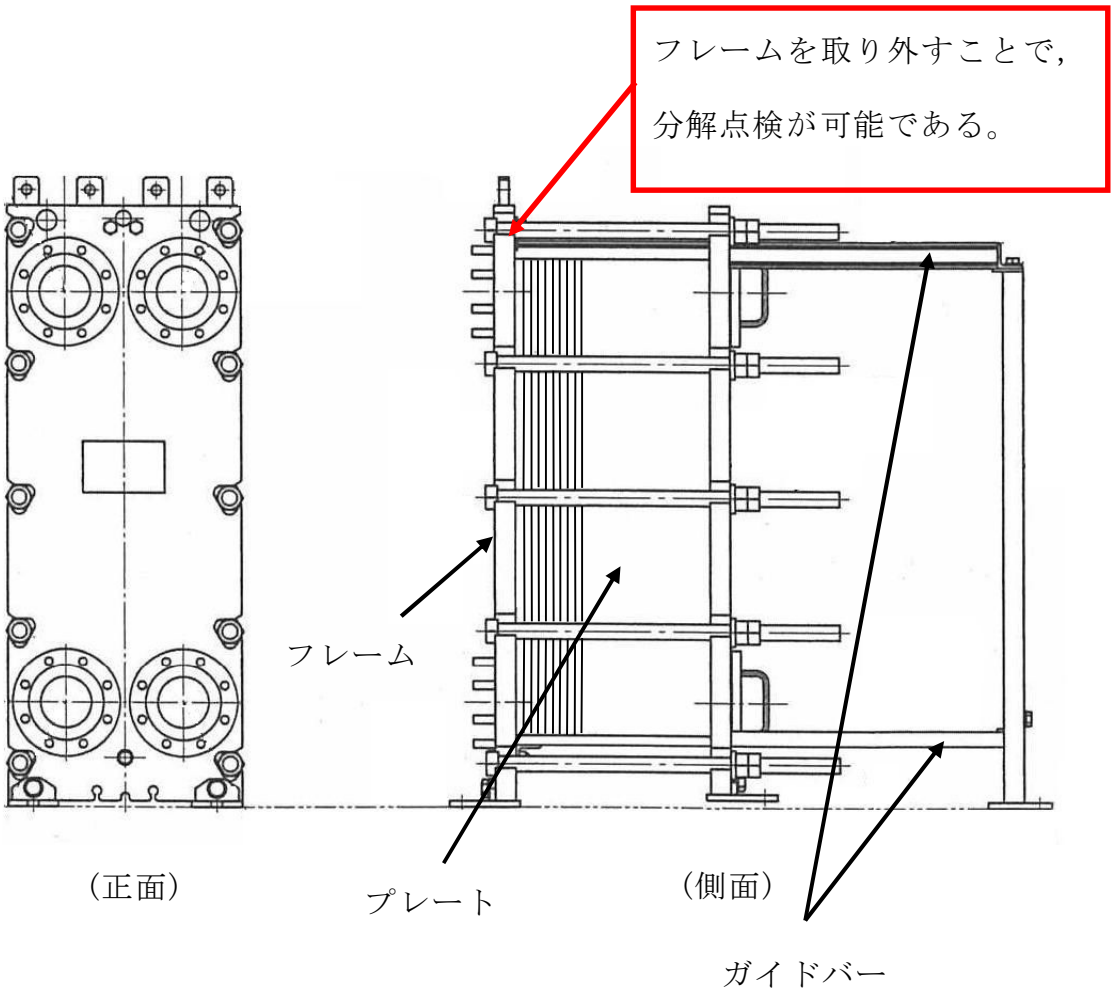
第 54－5－9 図　使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）の試験検査概要図

第54－5－3表　代替燃料プール冷却系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ及び熱交換器の運転性能 ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の漏えい確認 ポンプ，熱交換器及び系統配管・弁の外観の確認
	弁作動確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認
		熱交換器の部品の表面状態を，目視により確認



第 54－5－10 図　機能・性能検査系統



第 54－5－11 図　代替燃料プール冷却系熱交換器の試験検査概要図

54－6　容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m^3／h	50以上，70以上（注１）（約200（注２））
全揚程	m	80以上，130以上（注１）（約200（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW	190
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】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故１及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故２において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済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低減するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

常設重大事故等対処設備の代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは 1 台設置するとともに，予備 1 台を設置する。

１．容量

（１）第 54 条第 1 項対応における常設低圧代替注水系ポンプの必要容量は，使用済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資料十）において，有効性が確認されている常設低圧代替注水系ポンプの注水容量は 50m^3／h であるため，要求値を 50m^3／h 以上とする。

（２）第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54－6－20～24）で確認されている 45.4m^3／h であるため，常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を 70m^3／h 以上とする。

常設低圧代替注水系ポンプの容量の公称値は，重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして，（１）及び（２）の要求値を満足する約200m^3／hとする。

また，代替燃料プール注水系は，低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系

と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2.全揚程

代替燃料プール注水系で使用する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は，燃料プールに注水する場合の水源と移送先との圧力差，静水頭，配管・機器圧損を基に設定する。

（１） 代替燃料プール注水系（注水ライン）第54条第1項対応の場合

（第54条第1項対応における必要容量である50m^3／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差	約 0m
静水頭	約 62.5m
配管・機器類圧損	約 11.7m
合 計	約 74.2m

以上より，代替燃料プール注水系（注水ライン）の常設低圧代替注水系ポンプの必要な全揚程は約74.2mであり，要求値は80mとする。

（２）代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）第54条第2項対応の場合

（第54条第2項対応における必要容量である70m^3／hを用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差	約 0m
静水頭	約 62.9m
配管・機器類圧損	約 62.5m
合 計	約125.4m

以上より，代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の常設低圧代替注水系ポンプの必要な全揚程は約125.4mであり，要求値は130mとする。

常設低圧代替注水系ポンプの全揚程の公称値は，重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして，（１）及び（２）の要求値を満足する約200mとする。

3.最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63mとなる3.14MPa[gage]とする。

4.最高使用温度

代替燃料プール注水系として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は，水源である代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃とする。

5.電動機出力

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m^3／h，全揚程200mの時の必要軸動力は，下記の式より約□kWとなる。

$$P = 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3{,}600) \times H)/(\eta/100)$$
$$= 10^{-3} \times 1.000 \times 9.80665 \times ((200/3{,}600) \times 200)/(\square/100)$$
$$= \square kW \fallingdotseq \square kW$$

P： 必要軸動力（kW）

P_W：水動力（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）=200

H：ポンプ揚程（m）＝200(図１参照)

η：ポンプ効率（%）＝約□(図１参照)

（参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131－2002））

第54－6－1図　常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，低圧代替注水系ポンプ電動機の必要動力は□kW（1台当たり）であり，代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの電動機出力は，190kW（1台当たり）とする。

名　　称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m^3／h （1 台当たり）	50，70 以上（注１）（約 1,320（注２））
全揚程	m	51.8，106.0 以上（注１）（約 140（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1 台当たり）	約 847
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】

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故１及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故２において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済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低減するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 2 項対応」という）。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを 1 台使用する。保有数は 2 セットで 2 台と，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 3 台を保管する。予備については，同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の予備 1 台と共用可能とする。

１．容量

（１）第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水大型ポンプの必要容量は，使用済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資料十）において，有効性が確認されている可搬型代替注水大型ポンプの注水容量は 50m^3／h であるため，要求値を 50m^3／h 以上とする。

（２）第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54－6－20～24）で確認されている容量は 45.4m^3／h であるため，常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を 70m^3／h 以上とする。

上記の流量を上回る必要があることから，ポンプ容量を約 1,320m^3/h とする。

また，代替燃料プール注水系は，低圧代替注水系及び代替格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系の単独注水時の全揚程は，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量（50m^3／h）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

(1) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力　約　0　m

静水頭　約　37.4 m

ホース圧損　約　0.7 m

配管及び弁類圧損　約　20.1 m

合計　約　58.2 m ≒59 m

以上より，代替格納容器スプレイ冷却系単独注水時の可搬搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は，59mとなる。

また，可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m^3／h），代替格納容器スプレイ冷却系（130 m^3／h）及び代替燃料プール注水系（16 m^3／h）の同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程は，圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

(2) 高所東側接続口使用の場合（最も圧損評価が厳しい高所東側接続口接続口で評価）

注水先圧力　約　46.1 m

静水頭　約　26.1 m

ホース圧損　約　28.1 m

配管及び弁類圧損　約　29.0 m

合計　約 129.3 m ≒130 m

以上より，代替格納容器スプレイ冷却系同時注水時の可搬搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は，130mとなる。

また，可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）の単独スプレイ時の全揚程は，必要容量を上回る流量として70m^3／hにおける圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

水源と移送先の圧力差 約　0　m

静水頭 約　37.8m

配管・機器類圧損 約　66.0m

ホース圧損 約　2.2m

合 計 約 106.0m≒106m

また，可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）の単独スプレイ時の全揚程は，必要容量を上回る流量として126m^3／hにおける圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

水源と移送先の圧力差 約　0m

静水頭 約　38m

配管・機器類圧損 約　50m

ホース圧損 約　52m

合 計 約 140m

また，可搬型代替注水大型ポンプの全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約1,320m^3／hにおける吐出圧力の約140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は，供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから，その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より約847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。

第54－6－2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名　　称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m^3／h （1 台当たり）	50 以上（注１）（約 210（注２））
全揚程	m	97 以上（注１）（約 100（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1 台当たり）	約 147
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】

可搬型代替注水中型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水中型ポンプは，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することを想定した想定事故１及び使用済燃料プールの冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに，使用済燃料プール注水機能が喪失することを想定した想定事故２において使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも，使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

可搬型代替注水中型ポンプは，重大事故等時において注水に必要な揚程を確保するため 2 台のポンプを使用する。保有数は 2 セットで 4 台と，故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 1 台の合計 5 台を保管する。

1. 容量

第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水中型ポンプの必要容量は，使用済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資料十）において，有効性が確認されている可搬型代替注水中型ポンプの注水容量は 50m^3／h であることから，ポンプ容量を 210m^3／h とする。

なお，可搬型代替注水中型ポンプ 1 台では必要な流量に対し揚程が不足することから，可搬型代替注水中型ポンプ 2 台を直列に接続し，1 台目は水源（西側淡水貯水設備）からの取水に使用することで 2 台目のポンプ入口の静水頭を確保する。これにより，原子炉圧力容器への単独の注入流量を確保することに加え，複数箇所への同時注水においても各々の必要流量を確保可能な設計とする。

代替燃料プール注水系は，代替格納容器スプレイ冷却系等と同時に使用する可能性があるため，同時注水時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。

2. 全揚程

可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系の単独注水時の全揚程は，有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量（50m^3／h）を確保する設計とする。代替燃料プール注水系は，可搬型代替注水中型ポンプ２台を直列に接続し使用する。１台目は，水源（西側淡水貯水設備）からの取水を目的とし，２台目は，使用済燃料プールへの注水を目的としている。

圧損評価は，水源（西側淡水貯水設備）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，ホース圧損，配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1)西側淡水貯水設備～中型ポンプ２台目（中型ポンプ１台目圧損評価）

注水先圧力　約　 0　m

静水頭　約　29.0m

ホース圧損　約　 1.0m

２台目への静水頭　約　 8.5m

合計　約　38.5m =39m

(2)中型ポンプ２台目～原子炉格納容器（中型ポンプ２台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力　約　 0　m

静水頭　約　38.5m

ホース圧損　約　 0.1m

配管及び弁類圧損　約　16.3m

合計　約　54.9m=55m

以上より，代替燃料プール注水系単独注水時の可搬搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，55mとなる。

また，可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m^3／h），代替格納容器スプレイ冷却系（130 m^3／h）及び代替燃料プール注水系（16 m^3／h）の同時注水も考慮する設計とする。

圧損評価は，水源（西側淡水貯水設備）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，ホース圧損，配管及び弁類圧損を考慮した設計とする。

(1)西側淡水貯水設備～中型ポンプ２台目（中型ポンプ１台目圧損評価）

注水先圧力　約　0　m

静水頭　約　29.0m

ホース圧損　約　10.9m

２台目への静水頭　約　5.0m

合計　約　44.9m ＝45m

(2)中型ポンプ２台目～原子炉格納容器（中型ポンプ２台目圧損評価）（最も圧損評価が厳しい東側接続口で評価）

注水先圧力　約　46.1m

静水頭　約　27.1m

ホース圧損　約　0.3m

配管及び弁類圧損　約　22.6m

合計　約　96.1m ＝97m

以上より，低圧代替注水系同時注水時に使用する可搬搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，97mとなる。

可搬型代替注水中型ポンプ全揚程の公称値は，ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量の公称値である約210m^3／hにおける吐出圧力の約100mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は，供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから，その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

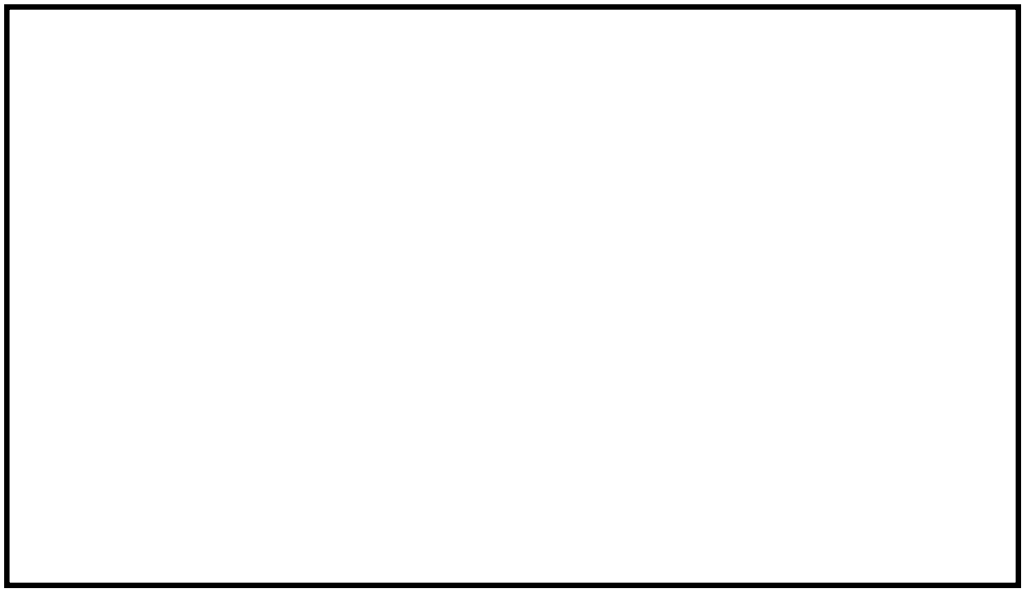
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より約147kW とする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第54－6－3図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

名　　称		緊急用海水ポンプ
容量	m^3／h	834 以上（注１）（約 844（注２））
全揚程	m	120 以上（注１）（約 130（注２））
最高使用圧力	MPa［gage］	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW	510
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】

緊急用海水ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却設備として使用する緊急用海水ポンプは，使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも，使用済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冷却可能な容量を有する設計とする。また，設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な海水供給量を有する設計とする。

なお，代替燃料プール冷却設備として使用する緊急用海水ポンプは，使用済燃料プールの冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 台設置するとともに，予備 1 台を設置する。

１．容量

代替燃料プール冷却設備に使用する緊急用海水ポンプの必要容量は，使用済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代替燃料プール冷却系熱交換器で除去可能な容量である 144m^3／h 以上とする。

また，基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合でも，格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な流量とし， 690m^3／h 以上とする。

＜要求値＞

①残留熱除去系熱交換器他　　：690m^3／h

②代替使用済燃料プール冷却系熱交換器：144m^3／h

①＋②＝834m^3／h以上

緊急用海水ポンプの容量の公称値は，834m^3／h 以上を供給可能な設計とし，約 844m^3/h とする。

2. 全揚程

前項①と②の同時使用を考慮した流量時に必要な揚程としては約120mであり，これに，裕度を見込み公称値を約130mとする。

3. 最高使用圧力

緊急用海水ポンプの最高使用圧力は，ポンプ締切揚程，建屋内配管の静水頭に裕度を考慮し，2.45MPa［gage］とする。

①ポンプ締切揚程　2.01MPa[gage]

②静水頭　　0.05MPa[gage]

合計　　2.06MPa[gage]　≒ 2.45MPa[gage]

4. 最高使用温度

緊急用海水ポンプの最高使用温度は，既設の残留熱除去系海水ポンプの最高使用温度に合わせ38℃とする。

5. 電動機出力

電動機出力は，緊急用海水ポンプの容量834m^3/h，全揚程130m及び効率約90％を考慮し，510kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系ポンプ
容量	m^3／h	124以上（注１）（約124（注２））
全揚程	m	40以上（注１）（約40（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	0.98
最高使用温度	℃	80
電動機出力	kW	約30
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替燃料プール冷却系ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプは，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能が喪失した場合でも，使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量を有する設計とする。

なお，代替燃料プール冷却系ポンプは常設の重大事故等対処設備として必要な容量を賄うことができる設置台数として，1台設置する。

１．容量

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要容量は，使用済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冷却に必要な容量は 124m^3/h であるため，要求値を 124m^3／h 以上とする。

代替燃料プール冷却系ポンプの容量の公称値は，重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして，要求値を満足する約 124m^3／h とする。

2.全揚程

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要吐出圧力は，水源と移送先との圧力差，静水頭，配管・機器類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 0m
水源と移送先の静水頭	約 8m
配管・機器類圧損	約 24m
合 計	約 32m

代替燃料プール冷却系の代替燃料プール冷却系ポンプの必要な全揚程は約32mであり要求値は40mとする。

3.最高使用圧力

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用圧力は，下記を考慮する。

ポンプ締切運転時の揚程	約54m（約0.53MPa[gage]）
ポンプ設置箇所から移送先までの静水頭	約18m（約0.18MPa[gage]）
合 計	約72m（約0.71MPa[gage]）

上記から，代替燃料プール冷却系の最高使用圧力は，約72m（約0.71MPa[gage]）を上回る圧力とし，0.98MPa[gage]とする。

4.最高使用温度

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度は，使用済燃料プール初期水温を保安規定における制限値として65℃としているため，その温度に余裕を考慮し，80℃とする。

5.電動機出力

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの容量124m^3/h，全揚程30mの時の必要軸動力は，下記の式より約□kWとなる。

$$P = 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3{,}600) \times H)/(\eta/100)$$
$$= 10^{-3} \times 1{,}000 \times 9.80665 \times ((124/3{,}600) \times 40)/(\square/100)$$
$$= \square kW \fallingdotseq \square kW$$

P： 必要軸動力（kW）

P_W ：水動力（kW）

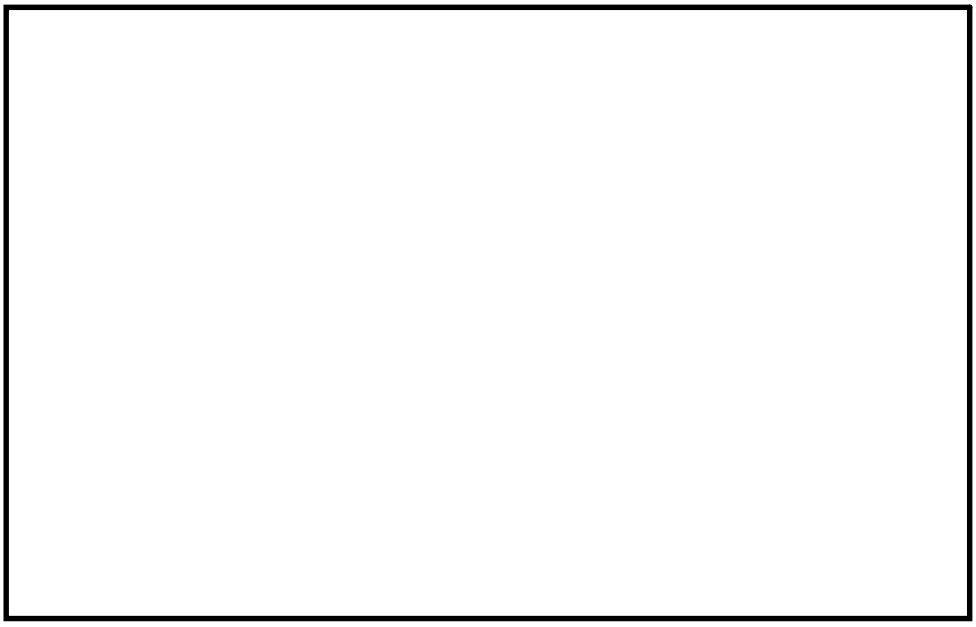
ρ ：流体の密度（kg／m^3）=1,000

g ：重力加速度（m／s^2）=9.80665

Q ：ポンプ容量（m^3／h）=124

H ：ポンプ揚程（m）＝40（第54－6－3図参照）

η ：ポンプ効率（%）（設計計画値）＝約□（第54－6－3図参照）



第54－6－3図　代替燃料プール冷却系ポンプ性能曲線

以上より，代替燃料プール冷却系ポンプの電動機出力の公称値はポンプ特性より30kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系熱交換器
基数	基	1
容量（設計熱交換量）	MW	2.31（注１）／約2.31（注２）
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側　0.98　／　海水側　0.98
最高使用温度	℃	淡水側　80／　海水側　66
伝熱面積	m^2	51.1以上
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）

代替燃料プール冷却系熱交換器は，重大事故等時に以下の機能を有する。

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器は，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能を喪失した場合でも，使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な設計とする。

1．容量の設定根拠

代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は，設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化設備の冷却機能と同等とし，2.31MW とする。

2．最高使用圧力の設定根拠

2.1 一次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の一次側の最高使用圧力は，系統内の最大静水頭(燃料プールと系統最低レベルとの水頭差)とポンプ締切揚程に余裕を考慮し，0.98MPa[gage]とする。

2.2 二次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側の最高使用圧力は，緊急用海水系主配管の最高使用圧力に合わせて 0.98MPa[gage]とする。

3．最高使用温度の設定根拠

3.1 一次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用温度は，保守的に有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が 24 時間使用できない場合を想定しても，使用済燃料プールの温度は約 78℃までの上昇に留まるため，80℃とする。

3.2 二次側

代替燃料プール冷却系熱交換器の二次側の最高使用温度は，運転温度に余裕を考慮し，66℃とする。

4．伝熱面積の設定根拠

重大事故等時に使用済燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積は，下記を考慮して決定する。

(1) 必要最小伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は，設計熱交換量 2.31MW を満足するための性能計算で求められる 44.4 m^2（1 基当たり）とする。

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

$$必要最小伝熱面積=\frac{Q}{K\times\Delta T}=\frac{2.31\times10^{6}}{2924\times17.8}$$

$$=44.38 \fallingdotseq 44.4m^{2}$$

Q　：設計熱交換量（W）　＝2.31×10^{6}　（＝2.31MW）

K　：熱通過率（$W/m^2\cdot K$）　＝ 2924

ΔT　：対数平均温度差（K）　＝17.8

（引用文献：「伝熱工学資料　改訂第 4 版」（1986 年　日本機械学会））

(2) 公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は，下記のように求める。

$$A_1=N\times A_p$$

$$=223\times0.255=56.86\fallingdotseq56.8m^2$$

A_1　：公称伝熱面積（m^2）

N　：伝熱板有効枚数（枚）　＝223

A_p　：伝熱板 1 枚当たりの有効伝熱面積（m^2）　＝0.255

(3) 伝熱面積の設計確認値

代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積の設計確認値は，汚れによる性能低下を見込み，公称伝熱面積に 10%の余裕を考慮した伝熱面積として設定する。この設計確認値 51.1m^2（1 基当たり）は，必要最小伝熱面積を上回っており，設計熱交換量 2.31MW（1 基当たり）を確保できるものである。

なお，伝熱面積の設計確認値は，下記のように求める。

$$A'=(1-0.1)\times A_1=0.9\times56.8$$

$$=51.12 \fallingdotseq 51.1m^{2}$$

A’　：伝熱面積の設計確認値（m^2）

A_1　：公称伝熱面積（m^2）　＝56.8

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について

常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水については，原子炉，格納容器，ペデスタル（ドライウェル部），格納容器頂部及び使用済燃料プールを注水先として設計する。このため，重大事故等時において，複数の注水先に対して同時に必要流量を注水できるよう設計する。なお，各注水先への注水は弁の開操作のみで実施可能であるため，必要箇所への注水を継続しつつ，注水先を追加することが可能である。

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また，有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプによる注水先の組み合わせケースを第3表から第7表に示す。

第1表　有効性評価で考慮する常設低圧代替注水系ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール
47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11
230m^3/h	130m^3/h	－	－	－
－	300m^3/h	80m^3/h	－	－
50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h

第2表　有効性評価で考慮する可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール
47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11
50m^3/h	130m^3/h	－	－	－
50m^3/h	130m^3/h	－	－	16m^3/h

第3表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（炉心損傷前）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m^3/h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していていない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，ＬＯＣＡ時注水機能喪失

第 4 表　設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m^3/h	－	－	－	－	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定 ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m^3/h	－	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから，同時注水を考慮していていない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

第5表　全交流動力電源喪失（24時間継続）時に可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	110m^3/h	－	－	－	－	・QH特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m^3/h	130m^3/h	－	－	16m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

第6表　設計基準事故対処設備による原子炉注水失敗時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合（ＬＯＣＡ起因による炉心損傷事象）

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・ＬＯＣＡが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m^3/h	130m^3/h	－	－	－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m^3/h	130m^3/h	－	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが80℃到達まで1日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m^3/h	－	－		－	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第 7 表　原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル（ドライウェル部）	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m^3/h	80m^3/h	－	－	・設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し，原子炉圧力容器の破損に至った場合に，格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	－	130m^3/h	80m^3/h	－	－	・ペデスタル（ドライウェル部）注水はペデスタル（ドライウェル部）の水位維持時の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	－	－	80m^3/h	－	114m^3/h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：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

・使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プールスプレイについて，使用済燃料プール内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

(1)　評価条件

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

・崩壊熱除去に必要なスプレイ流量を算出する。

・スプレイ水の温度は保守的に見積もっても 35℃であるが，顕熱冷却による効果は考慮せずに，保守的に飽和水（大気圧における）と仮定する。

・想定する崩壊熱は，第 54－6－1 表，第 54－6－2 表及び第 54－6－3 表に示すとおり，原子炉運転中（運転開始直後）と原子炉停止中（全炉心燃料取出後）の 2 ケースとする。

(2)　必要注水量の評価式

使用済燃料プールへの必要注水量は，崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量に等しいとして扱い，以下の式で評価した。評価結果を第 54－6－4 表に示す。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (hgf \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$　：必要注水量［m^3／h］

Q　：崩壊熱［MW］

hgf　：飽和水蒸発潜熱［kJ／kg］（＝2,257 kJ／kg）

ρ　：注水密度［kg／m^3］（＝958kg／m^3）

第 54－6－1 表　崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／１サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／１サイクル	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間※1	30 日	30 日
使用済燃料体数	1,486 体※2	1,486 体※3
定検時取出燃料体数	－	764 体※3
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後※4

※１：過去の定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。
※２：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）から１炉心分の燃料（764 体）を除いた体数（1,486 体）が貯蔵されているものとする。
※３：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（764 体）＋使用済燃料（1,486 体））されているものとする。
※４：過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 54－6－2 表　燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	142 体	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋30 日	168 体	0.283
定検燃料	30 日	168 体	1.214
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		1,486 体	2.095

第 54－6－3 表　燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	142 体	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1×（13 ヶ月＋30 日）＋9 日	168 体	0.293
定検時取出燃料 5	9 日	92 体	1.089
定検時取出燃料 4	9 日	168 体	1.893
定検時取出燃料 3	9 日	168 体	1.800
定検時取出燃料 2	9 日	168 体	1.714
定検時取出燃料 1	9 日	168 体	1.608
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		2,250 体	9.058

第 54－6－4 表　東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	約 2.1［MW］	約 9.1［MW］
必要なスプレイ流量	約 3.5［m^3／h］	約 15.1［m^3／h］
	約 15.4［gpm］	約 66.4［gpm］

(3)　必要スプレイ量

東海第二発電所の使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。

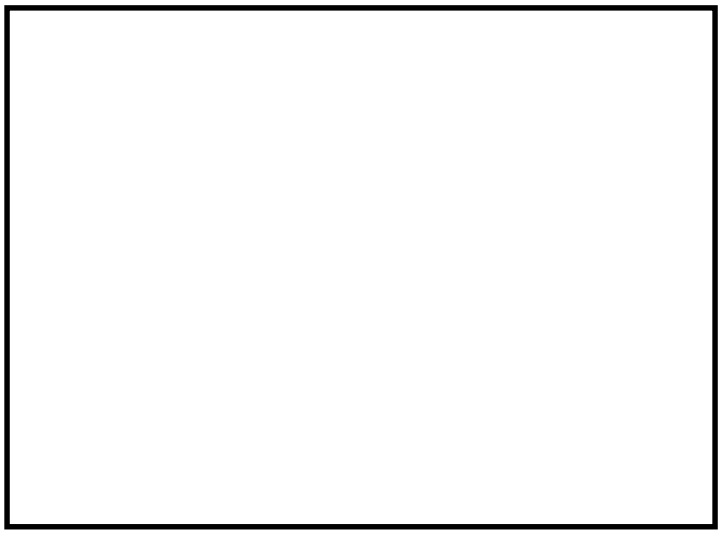
この結果，使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合，崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 15.1m^3／h となった。

可搬型スプレイ設備（可搬型スプレイノズル（3 個），可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 50m^3／h であり，使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また，NEI06－12 の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量 200gpm（約 45.4m^3／h）を上回る流量になっている。

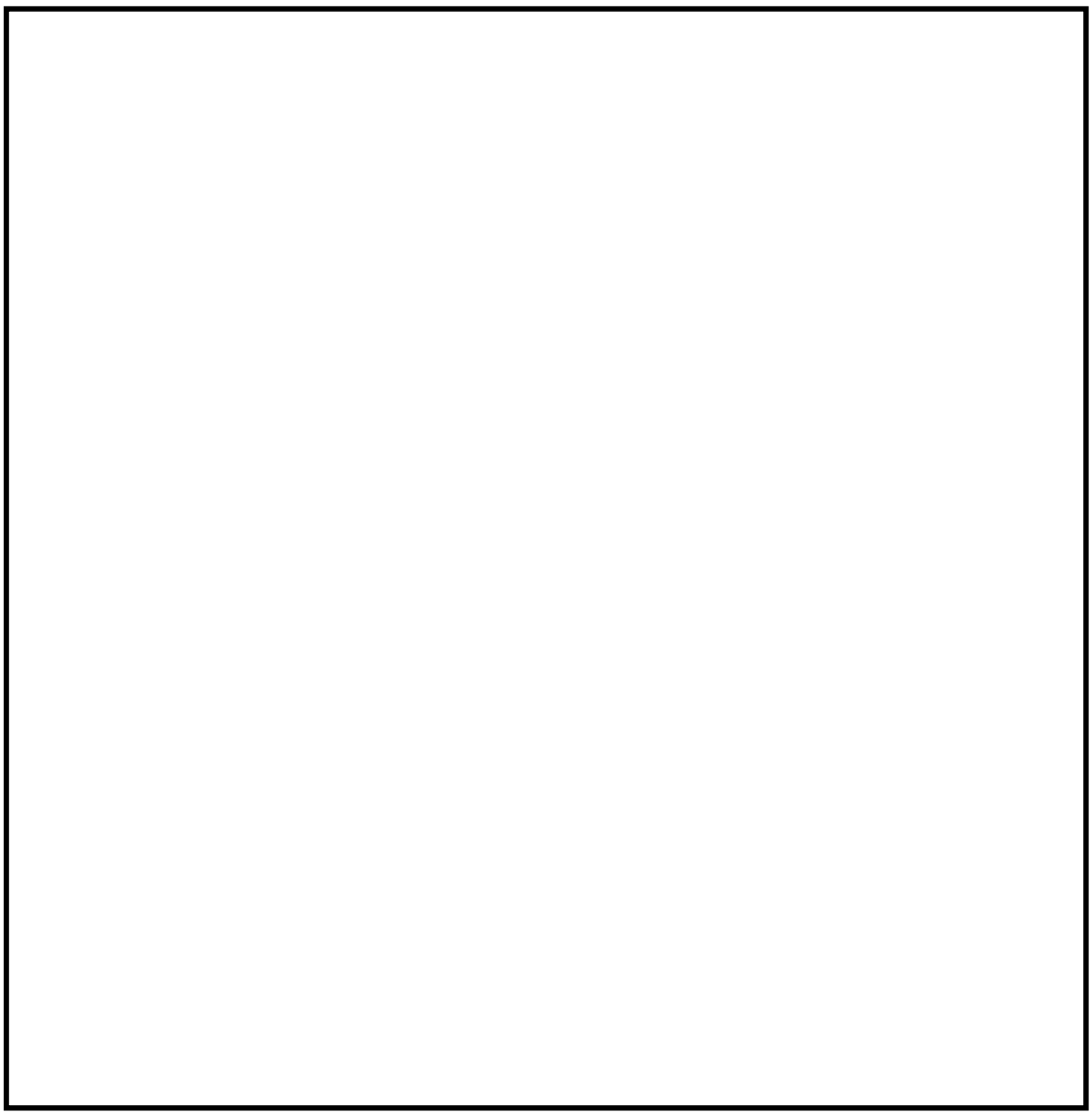
(4)　放水範囲

（可搬型スプレイノズル）

下記条件により，第 54－6－1，2 図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。



第 54－6－1 図　可搬型スプレイヘッダの放水範囲（単体）

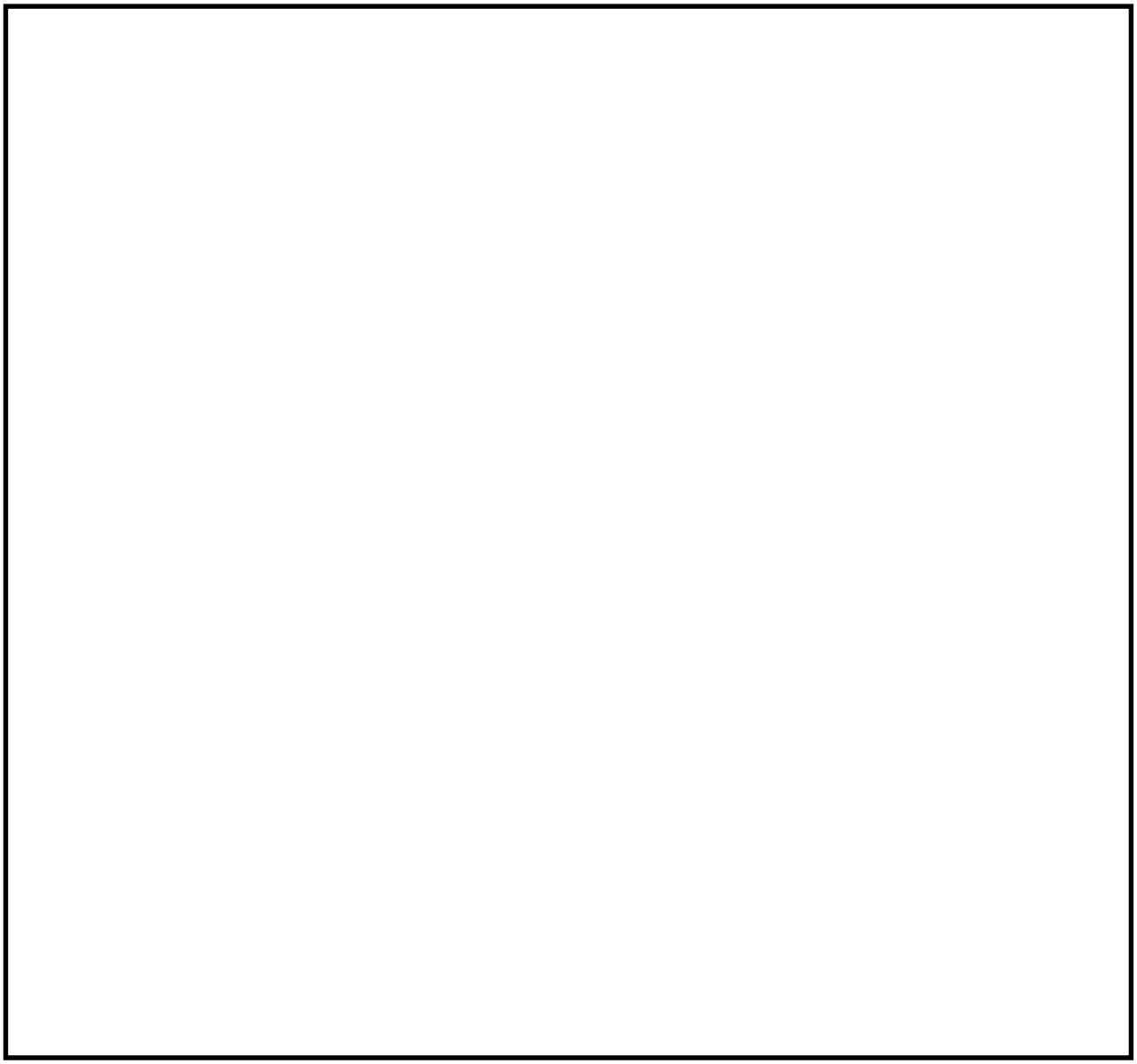


第 54－6－2 図　可搬型スプレイヘッダの放水範囲（組合せ）

（常設スプレイヘッダ）

下記条件により，第 54－6－3 図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

・ノズル使用本数，ノズル設置角度及びスプレイ流量



第 54－6－3 図　常設スプレイヘッダの放水範囲

・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

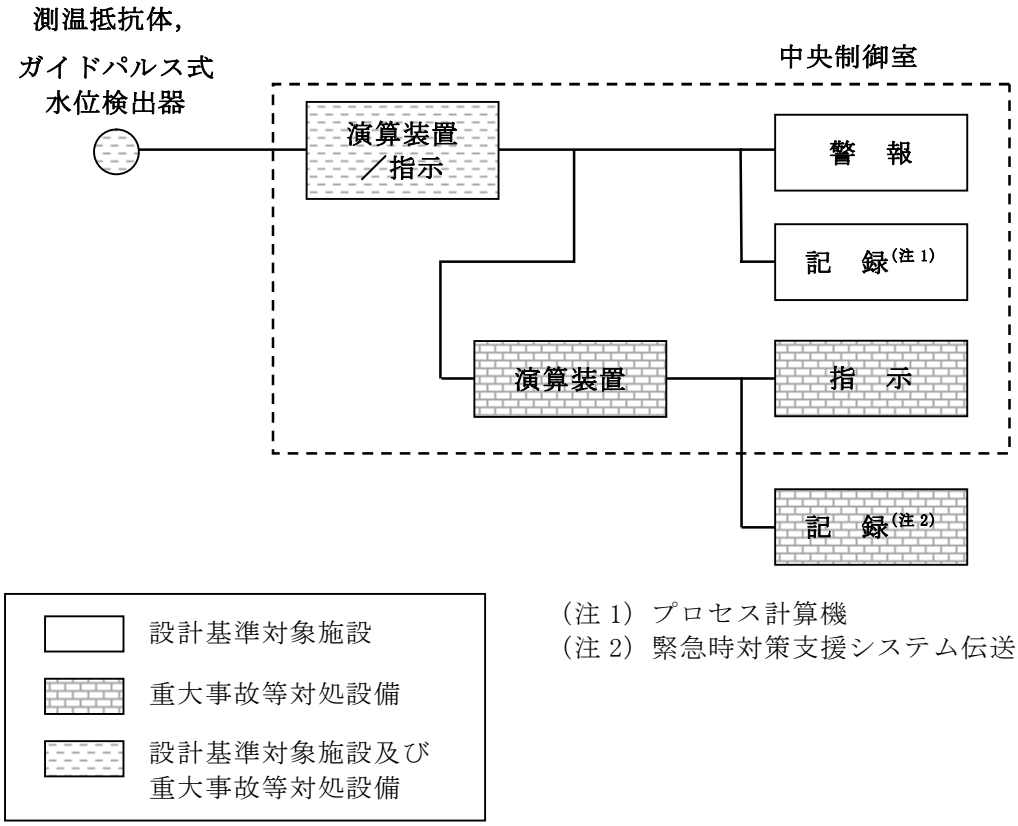
(1)　設置目的

使用済燃料プールの水位，水温について，使用済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，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）を設置する。

(2)　設備概要

使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）の検出信号は，測温抵抗体にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換した後，使用済燃料プール温度を中央制御室に指示し，記録する。

使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，水位検出器へパルス信号を発信し，プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し，水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54－6－4 図「使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図」参照）



（注 1）プロセス計算機
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 54－6－4 図　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図

(3)　計測範囲

使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の仕様を第 54－6－5 表に，計測範囲を第 54－6－6 表に示す。

第 54－6－5 表　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	ガイドパルス式	EL. 35,077 ㎜～46,577 ㎜	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階
	測温抵抗体	0～120℃	1（検出点 2 箇所）	

第 54－6－6 表　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	EL. 35,077 ㎜～46,577 ㎜	EL. 46,195 ㎜	EL. 46,195 ㎜	EL. 45,575 ㎜（N.W.L から－0.62m）		重大事故等時に変動する可能性のある使用済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。
	0～120℃	52℃以下	66℃以下	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

※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。

・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。

・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

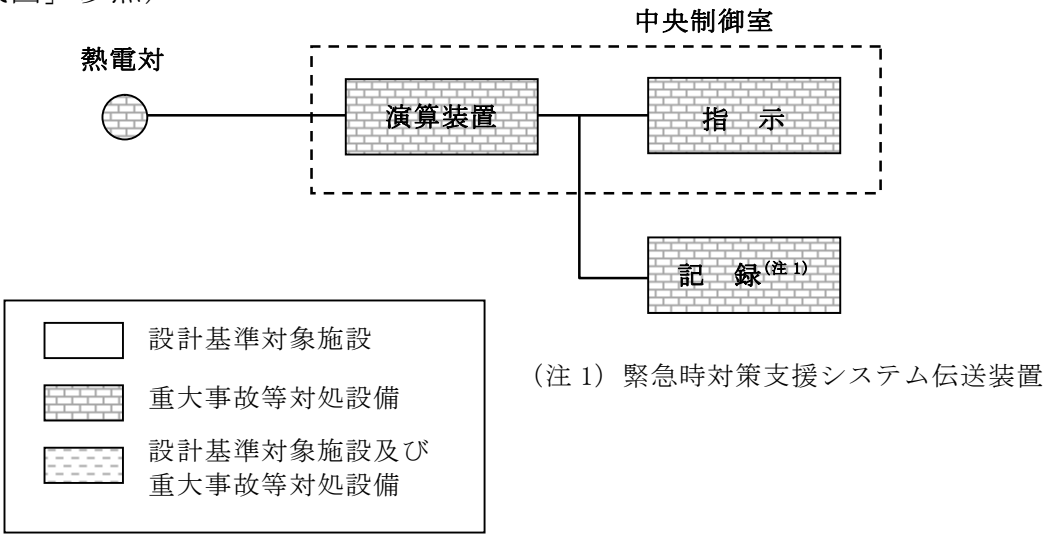
・使用済燃料プール温度（ＳＡ）

(1)　設置目的

使用済燃料プールの温度について，使用済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，使用済燃料プール温度（ＳＡ）を設置する。

(2)　設備概要

使用済燃料プール温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（ＳＡ）の検出信号は，熱電対にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54－6－5 図「使用済燃料プール温度（ＳＡ）の概略構成図」参照）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 54－6－5 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の概略構成図

(3)　計測範囲

使用済燃料プール温度（ＳＡ）の仕様を第 54－6－7 表に，計測範囲を第 54－6－8 表に示す。

第 54－6－7 表　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	熱電対	0～120℃	1 （検出点 8 箇所）	原子炉建屋 原子炉棟 6 階

第 54－6－8 表　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	0～120℃	52℃以下	―	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

※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。

・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。

・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

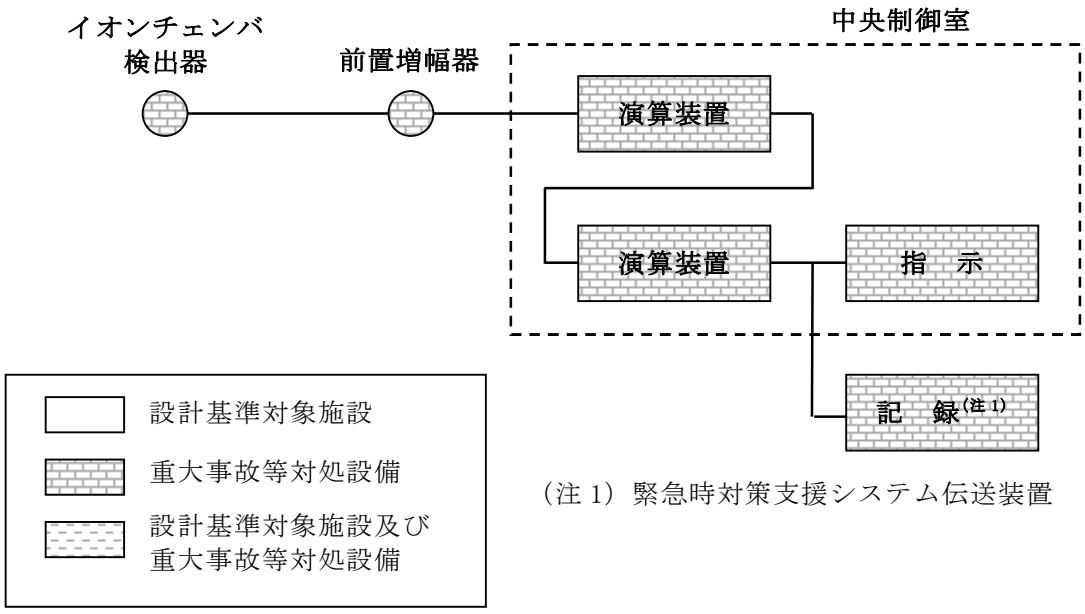
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

(1)　設置目的

使用済燃料プール上部の空間線量率について，使用済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，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

(2)　設備概要

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換し，演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54－6－6 図「使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 54－6－6 図　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(3)　計測範囲

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の仕様を第 54－6－9 表に，計測範囲を第 54－6－10 表に示す。

第 54－6－9 表　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	イオンチェンバ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	1	原子炉建屋 原子炉棟 6 階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	イオンチェンバ	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	1	原子炉建屋 原子炉棟 6 階

第 54－6－10 表　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	バックグラウンドレベル	—	3.1mSv／h 以下		重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h					

※1　プラント状態の定義は以下のとおり。

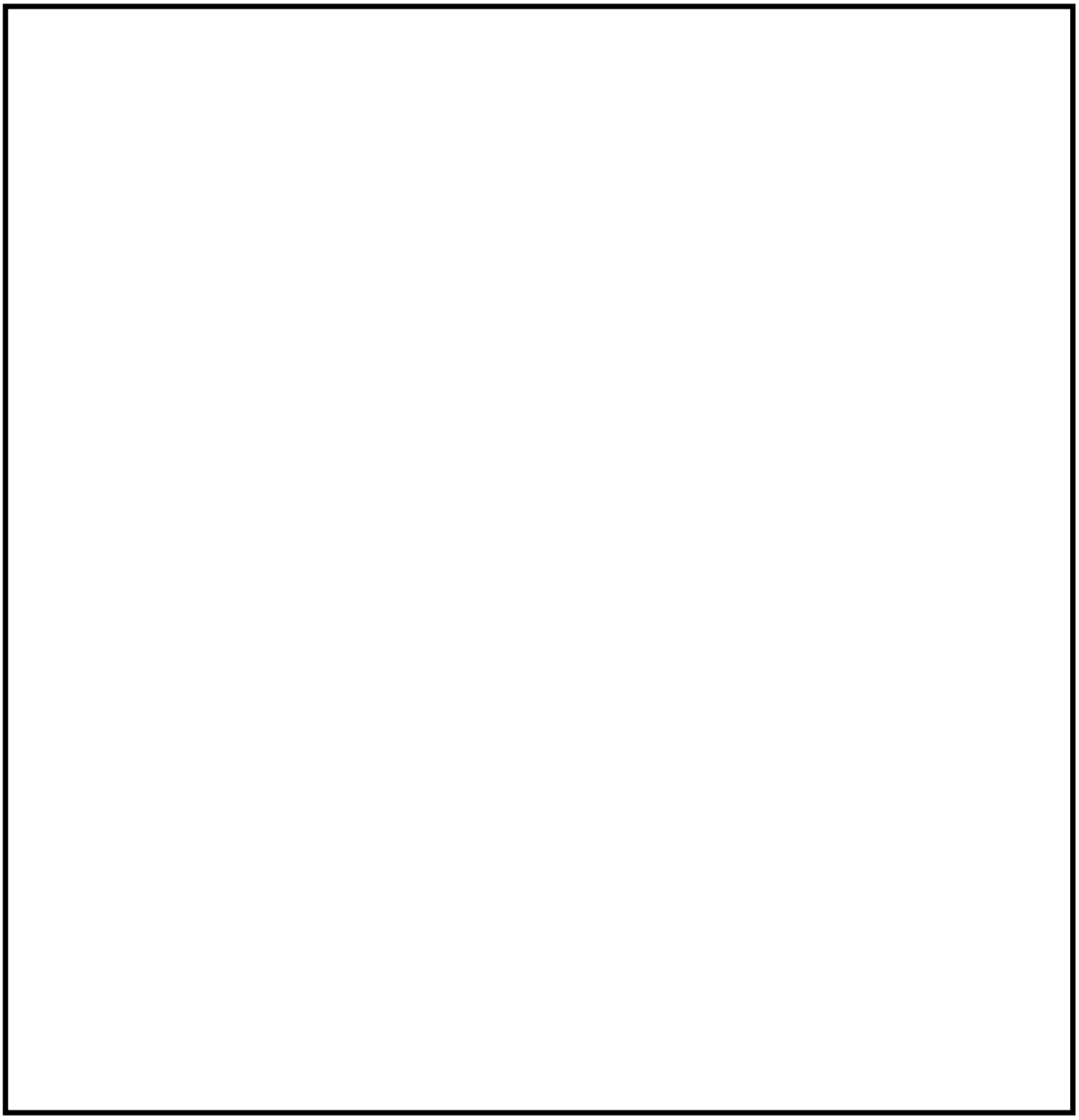
・通常運転時：計画的に行われる起動，停止，出力運転，高温停止，冷温停止，燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって，その運転状態が所定の制限内にあるもの。

・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作，及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。

・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。

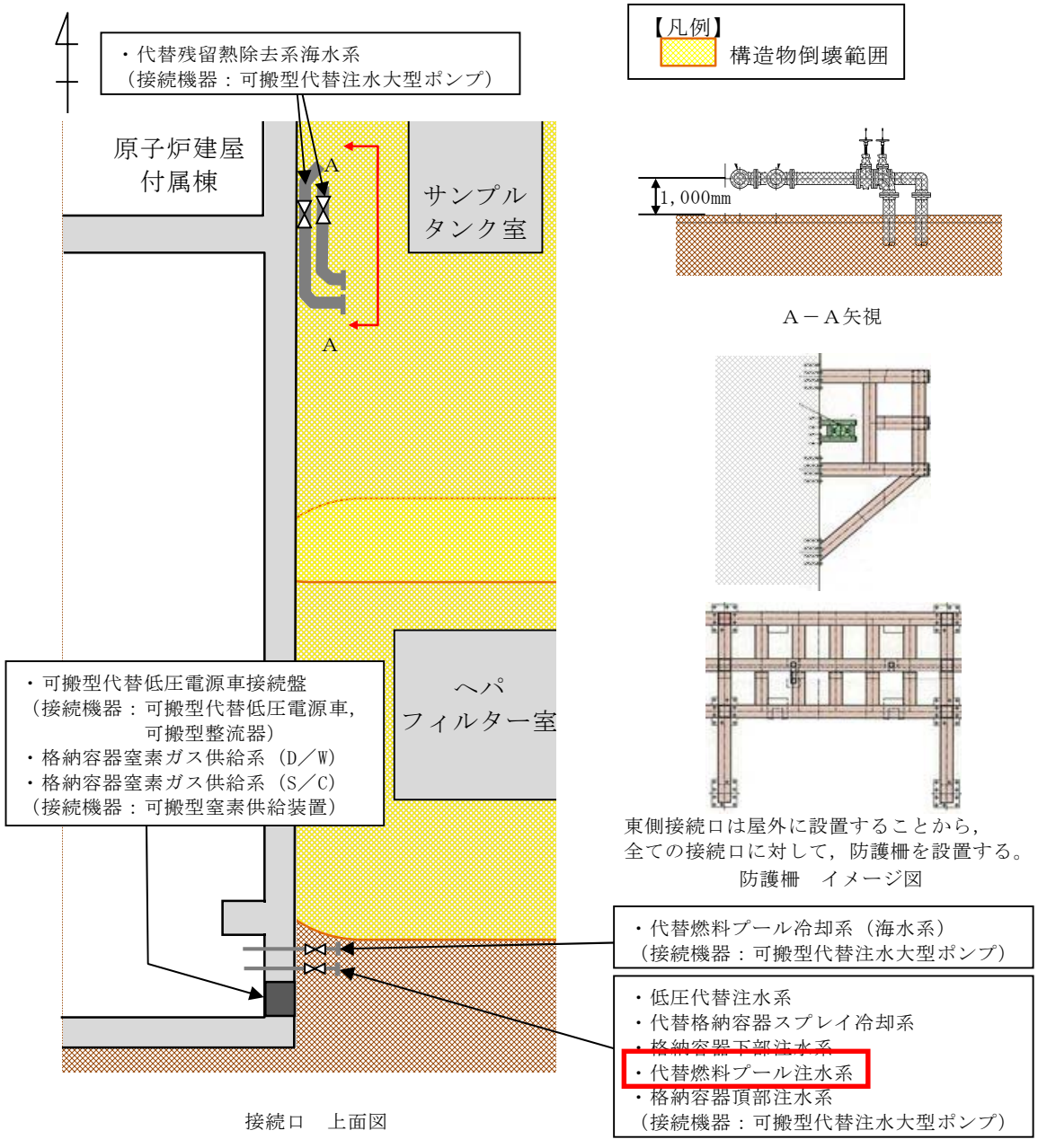
・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

54－7　接続図

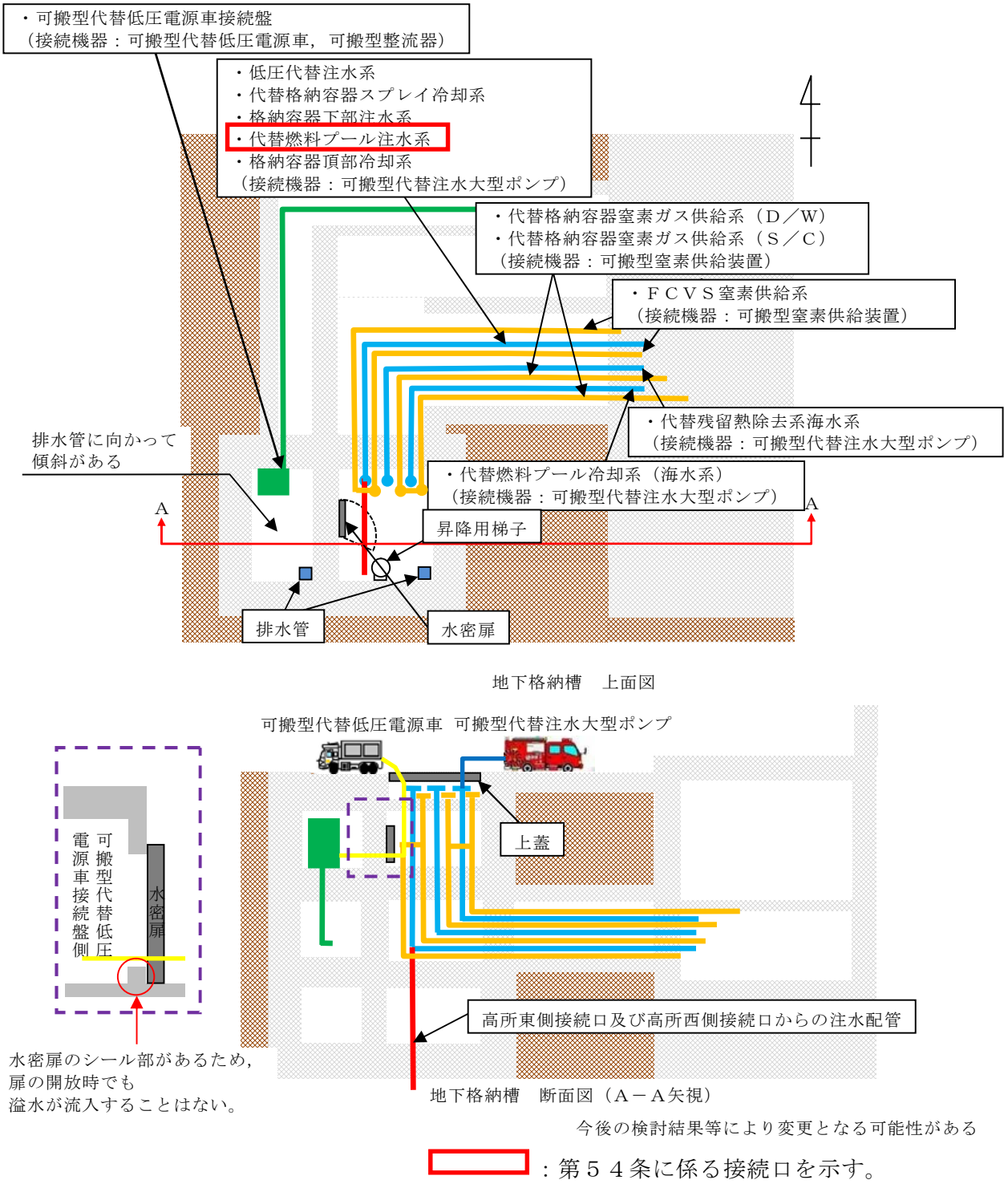


第 54－7－1 図　代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッダ）

接続図

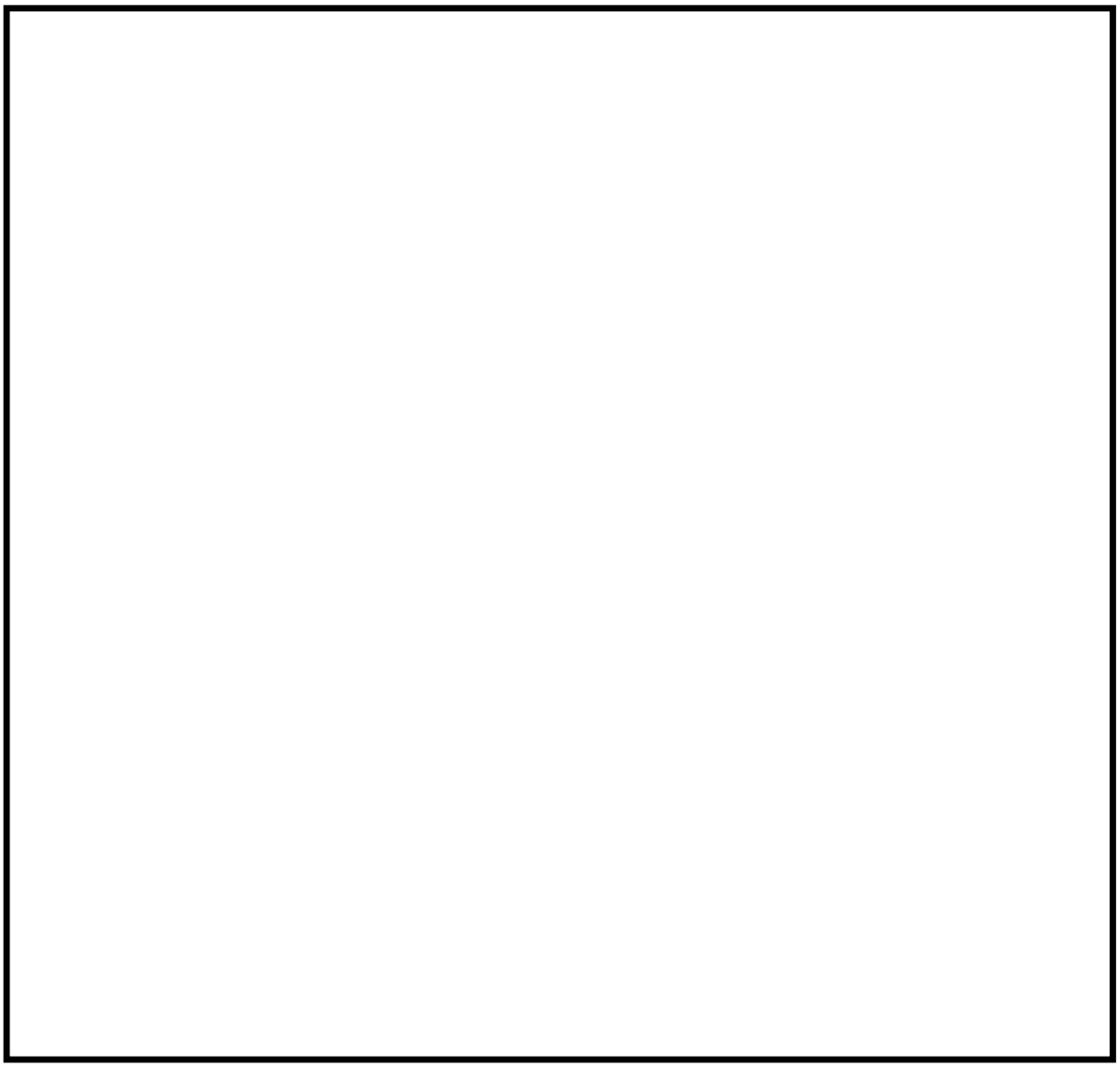


第 54－7－2 図　東側接続口の構造図



第 54－7－3 図　西側接続口の構造図

54－8　保管場所図

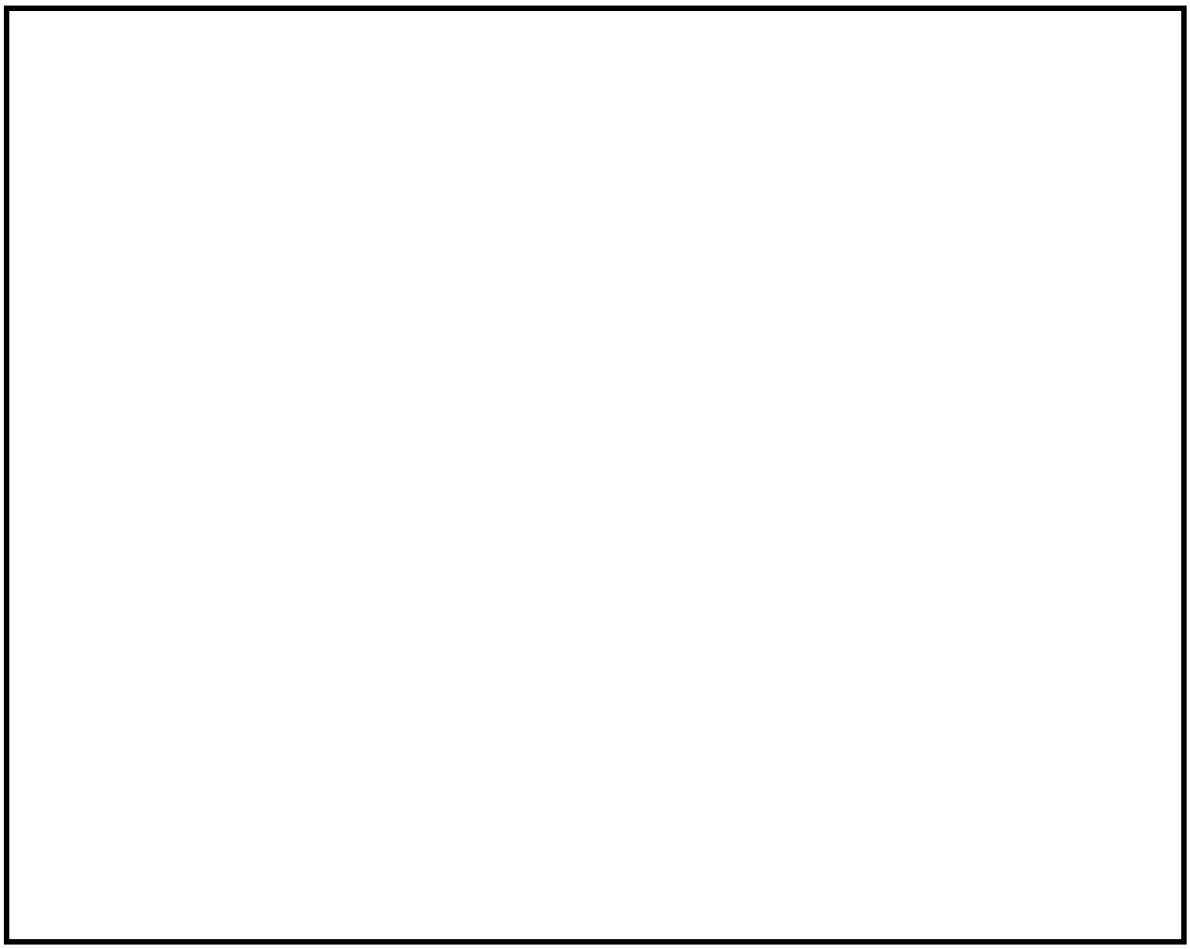


第 54－8－1 図　保管場所図

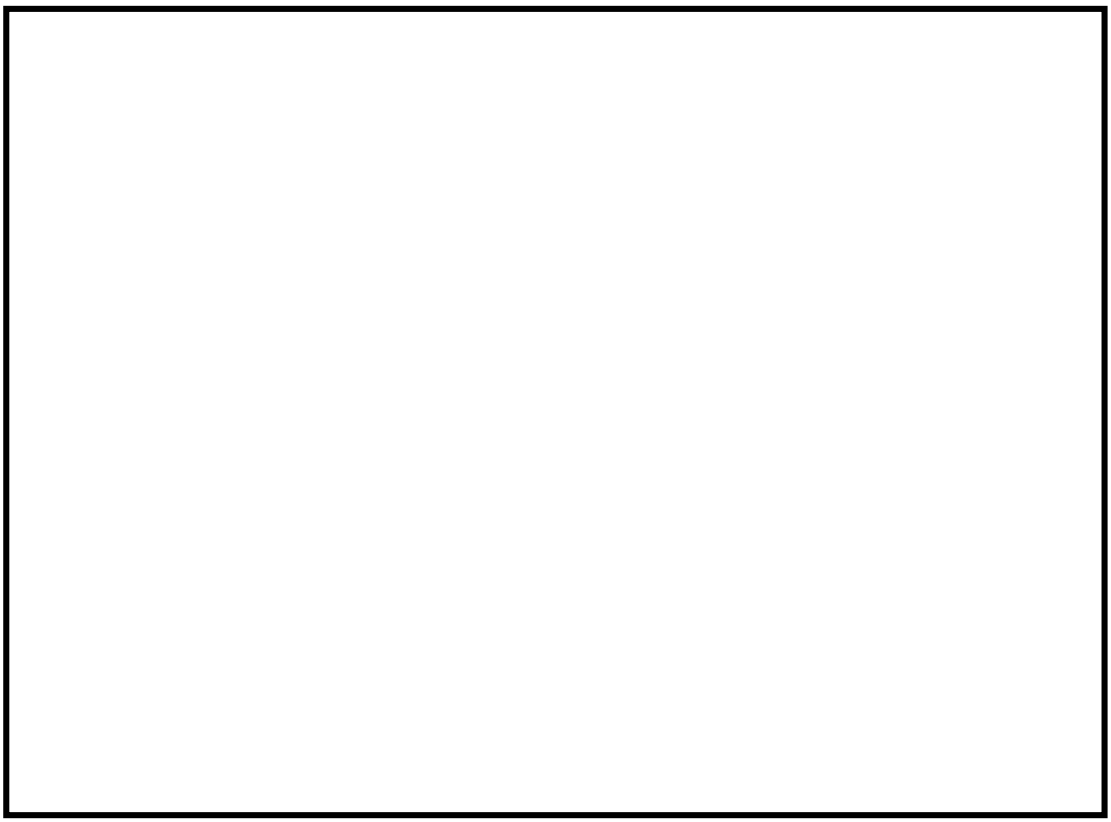
可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

代替燃料プール注水系で使用する可搬型代替注水大型ポンプは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準対象施設の配置その他の条件を考慮し，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側，南側保管場所に配置する設計とする。

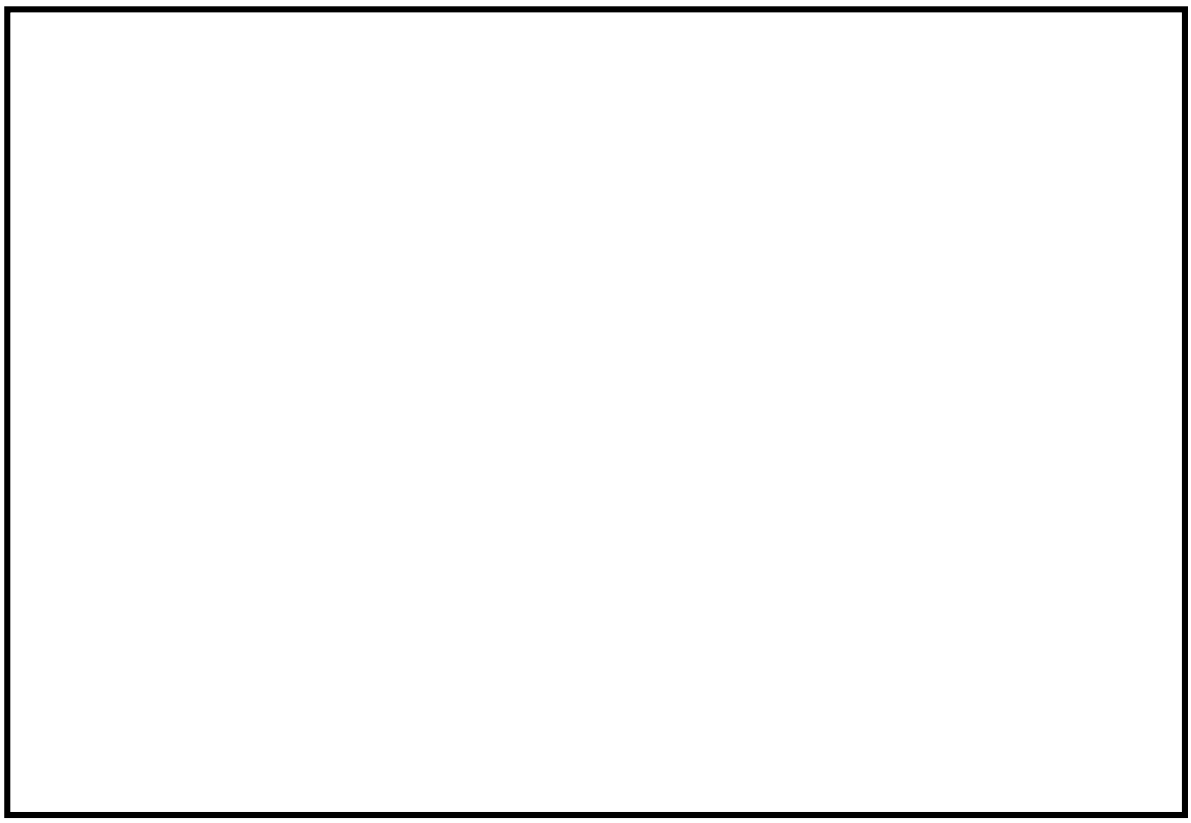
54－9　アクセスルート図



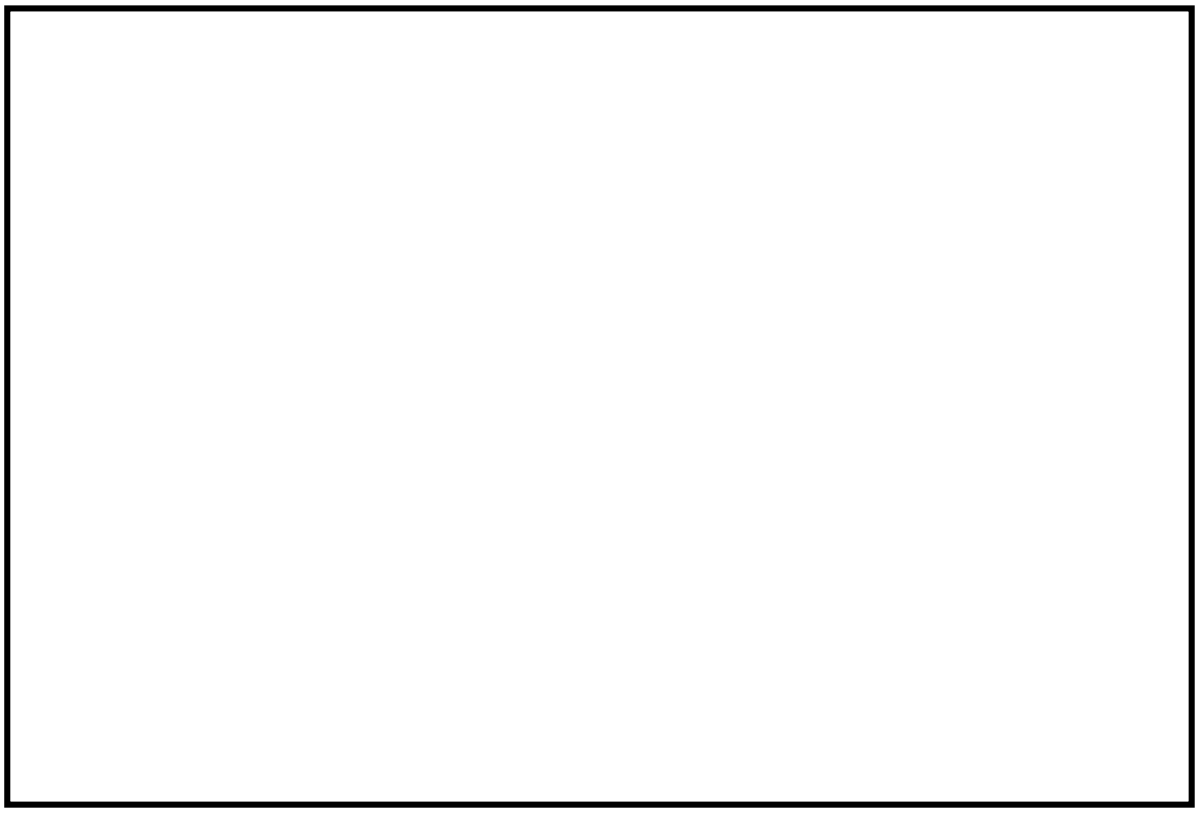
第 54－9－1 図　保管場所からのアクセスルート図



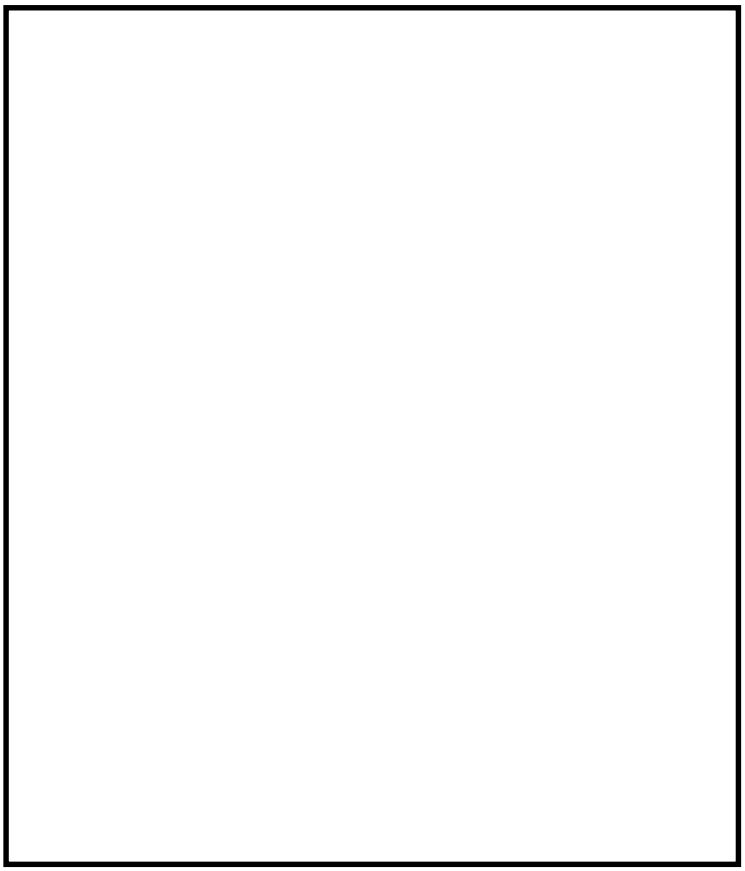
第 54－9－2 図　緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要

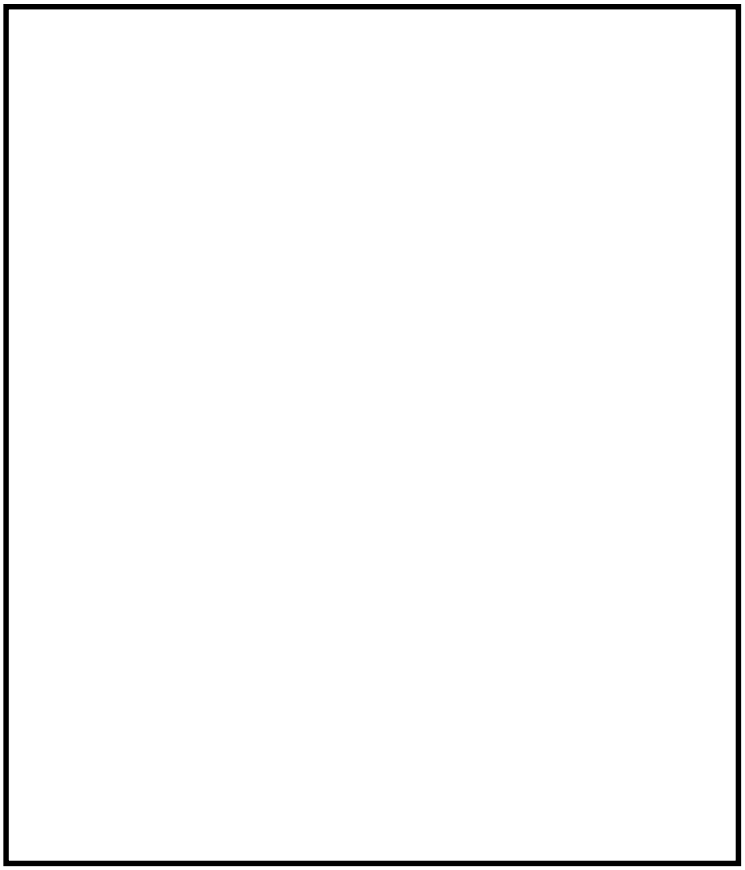


第 54－9－3 図　緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要

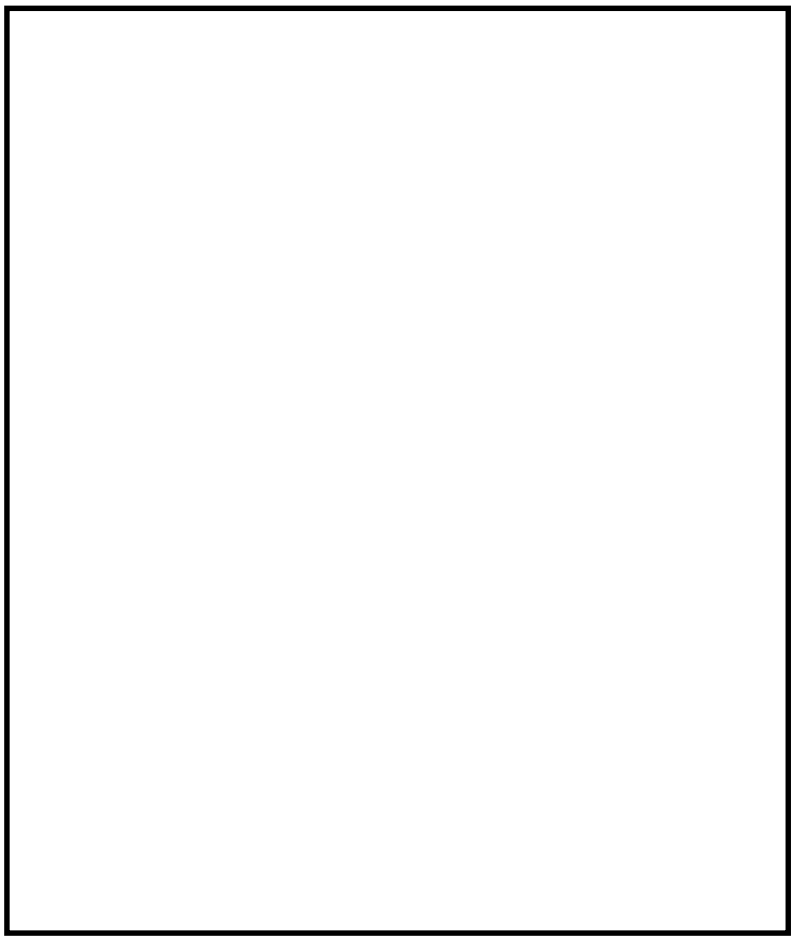


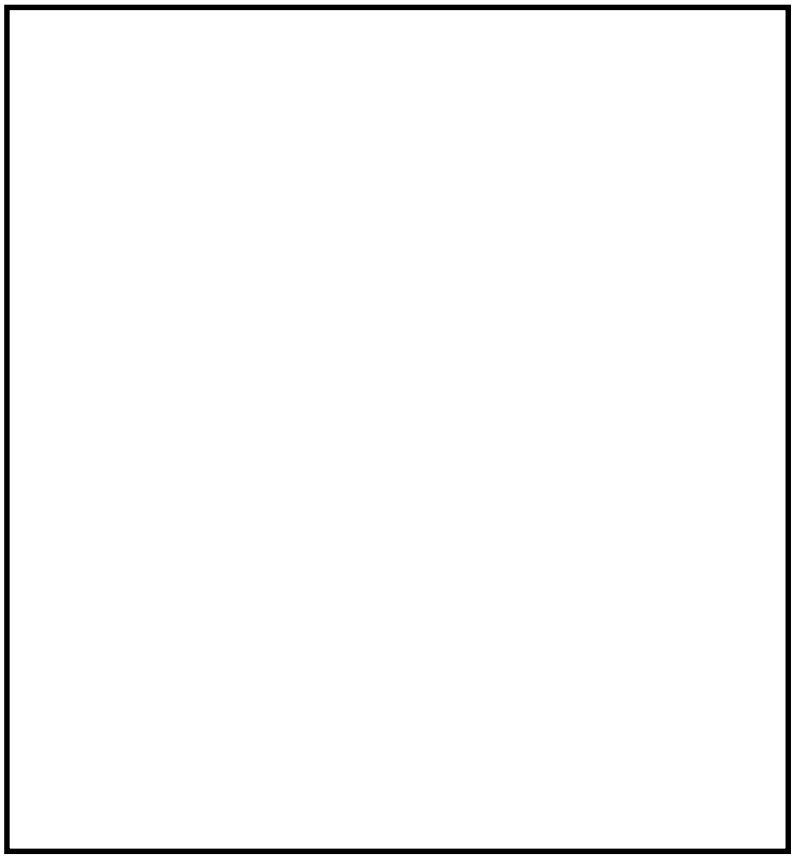
第 54－9－4 図　緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要



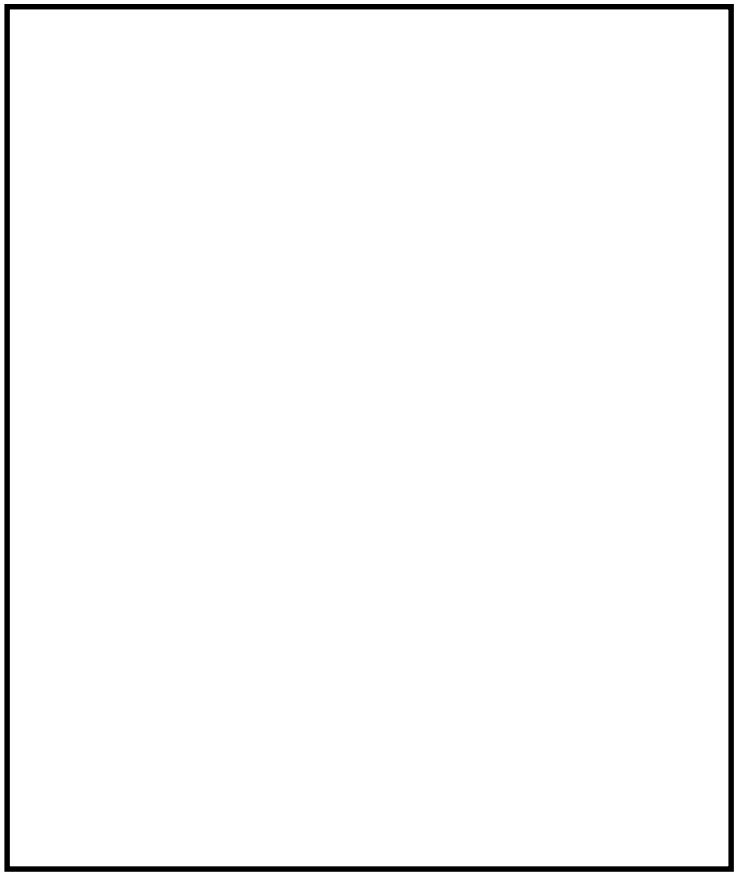


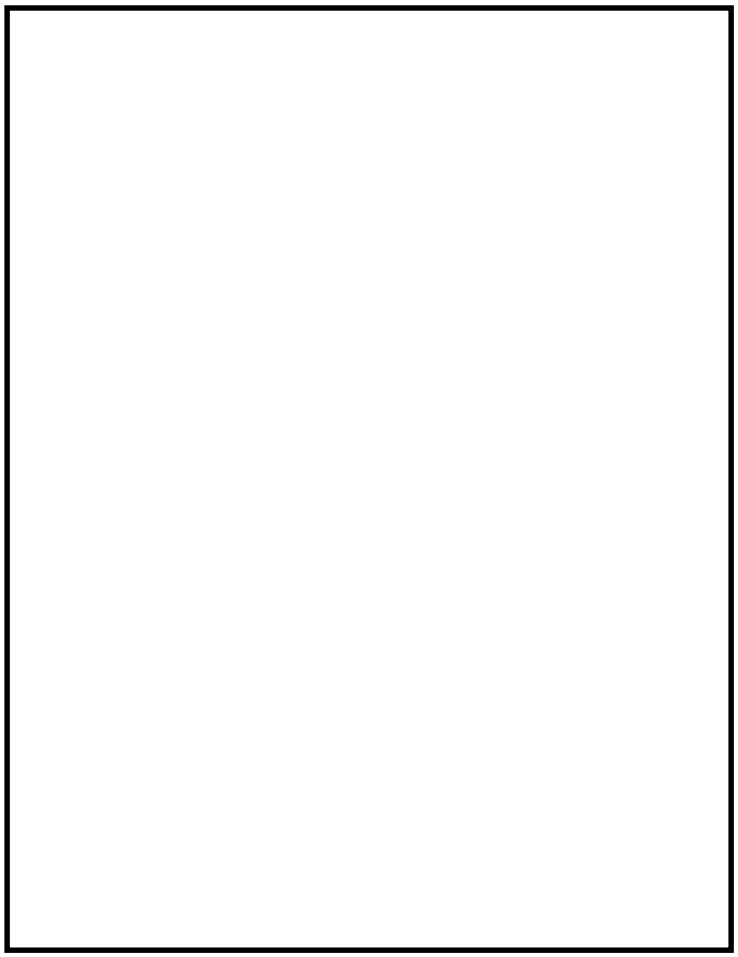
第 54－9－5 図　屋内アクセスルート図（1／3）





第 54－9－6 図　屋内アクセスルート図（2／3）





第 54－9－7 図　屋内アクセスルート図（3／3）

54－10　その他の燃料プール代替注水設備について

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において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済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，第54－10－1表に纏めた。以下に，各設備について設備概要を示す。

第54－10－1表　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	燃料プール冷却浄化系	○	－	－
2	残留熱除去系 （燃料プール冷却モード）	○	－	－
3	代替燃料プール注水系	－	○	－
4	代替燃料プール冷却系	－	○	－
5	消火系による燃料プール注水	－	－	○
6	補給水系による燃料プール注水	－	－	○
7	代替燃料プール冷却系 （可搬型代替注水大型ポンプ）	－	－	○

（1）燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を第54－10－1図に示す。

燃料プール冷却浄化系は，循環ポンプ2台，熱交換器2基，ろ過脱塩装置2基，配管，弁類により構成され，以下のプロセスにより使用済燃料貯蔵プールの冷却機能を担う。

①プール水はプールより溢れてスキマサージタンクへ流れ込み，循環ポンプにて加圧される。

②プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩装置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。

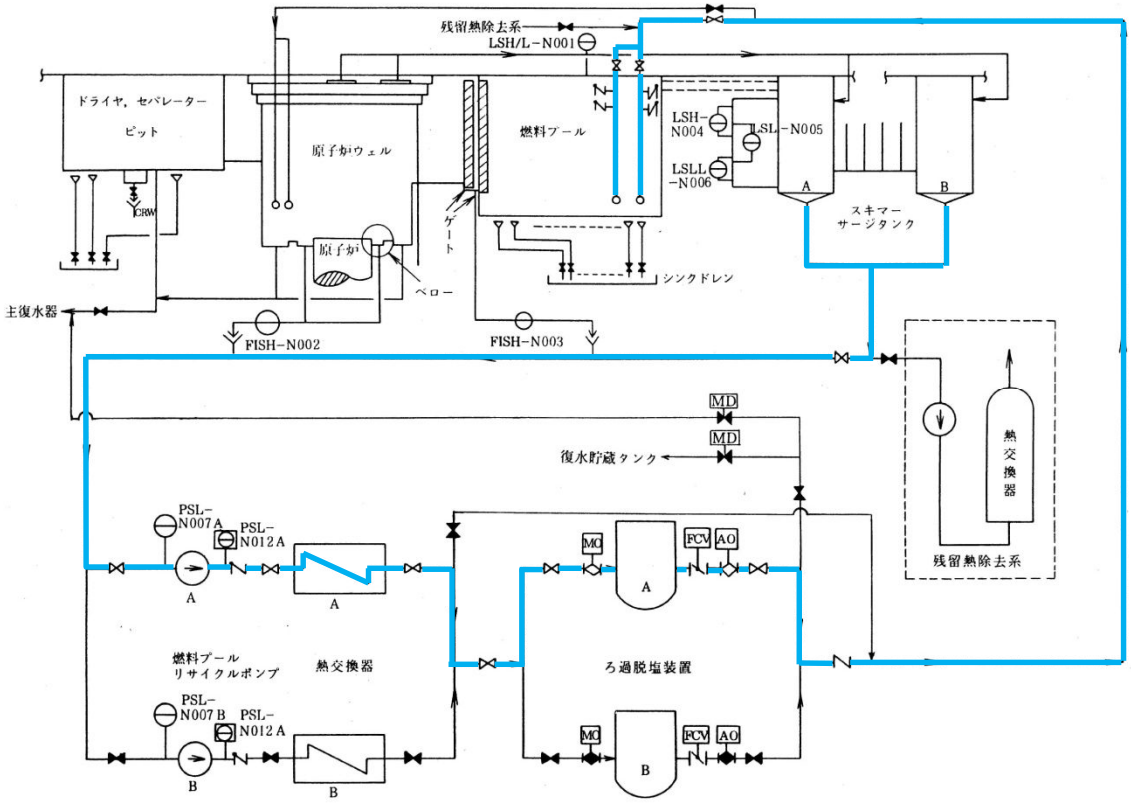
③プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

④熱交換器を出たプール水は燃料プールの戻りディフューザを通してプールに戻される。

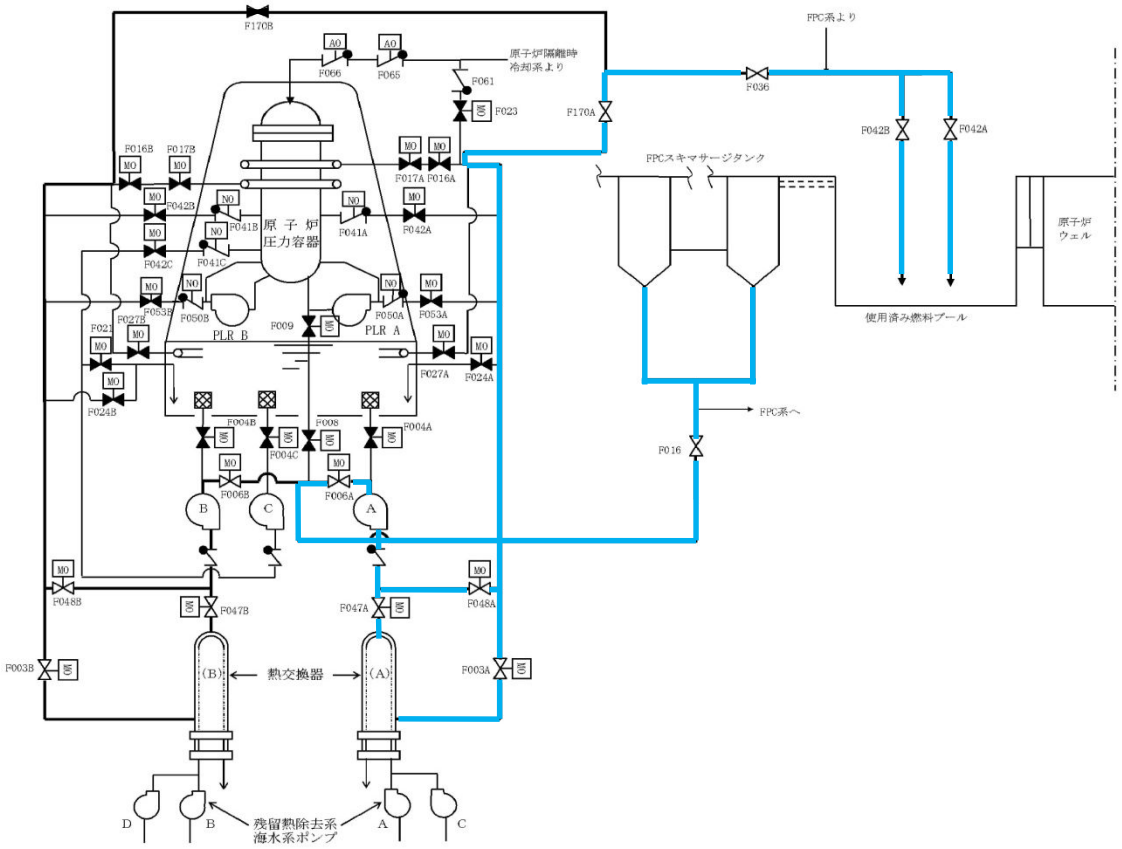
（２）残留熱除去系（燃料プール冷却モード）【設計基準対象施設】

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）の系統概要を第 54－10－2 図に示す。

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）は，設計上の交換燃料より多くの燃料が原子炉からプールに取り出される場合，燃料プール冷却浄化系の熱交換器の熱除去量を超える崩壊熱が生ずるため，残留熱除去系ポンプ，熱交換器を用いて燃料プール冷却浄化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。



第 54－10－1 図　燃料プール冷却浄化系　系統概要



第 54－10－2 図　残留熱除去系（燃料プール冷却モード）　系統概要

（３）代替燃料プール注水系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール注水系の系統概要図を補足説明資料 54－4－2～4 に示す。

①　代替燃料プール注水系（注水ライン）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，

使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，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。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

② 代替燃料プール注水系（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（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，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使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内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，可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース，可搬型スプレイノズル，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

③ 代替燃料プール注水系（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（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を

代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，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使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内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，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池，若しくは海水，流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

（４）代替燃料プール冷却系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール冷却系の系統概要図を補足説明資料 54－4－5 に示す。

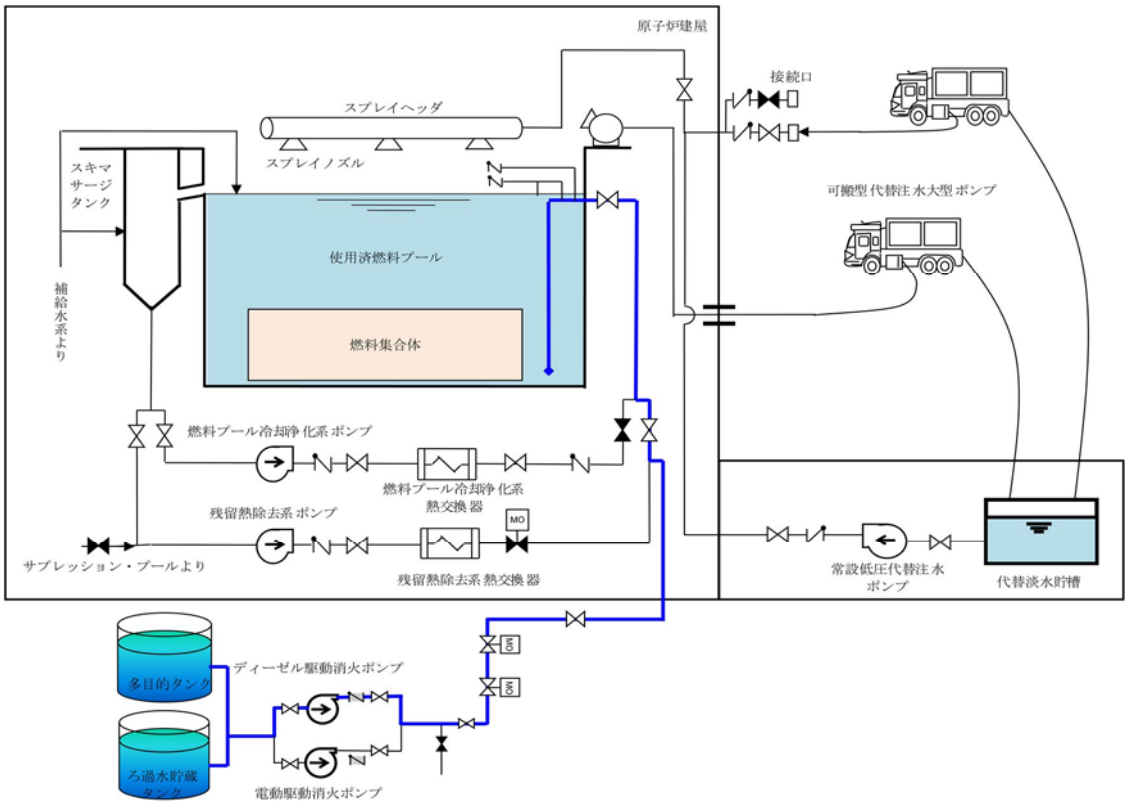
代替燃料プール冷却系は，代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器，緊急用海水系である緊急用海水ポンプにより構成され，重大事故等時において，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な設計とする。

使用済燃料プール水は，代替燃料プール冷却系ポンプにより昇圧し，代替燃料プール冷却系熱交換器を通した後，使用燃料プールへ戻される。

また，代替燃料プール冷却系熱交換器は，海を水源とした緊急用海水ポンプにより送水された海水により除熱されて，最終的な熱の逃がし場である海へ輸送される。

（５）消火系による代替燃料プール注水【自主対策設備】

消火系により使用済燃料プールへ注水する設備概要を第 54－10－3 図に示す。消火系による使用済燃料プールへの注水は，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，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，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弁操作し，ろ過水タンクを水源として，消火系配管を経由して使用済燃料プールへ注水し，使用済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。

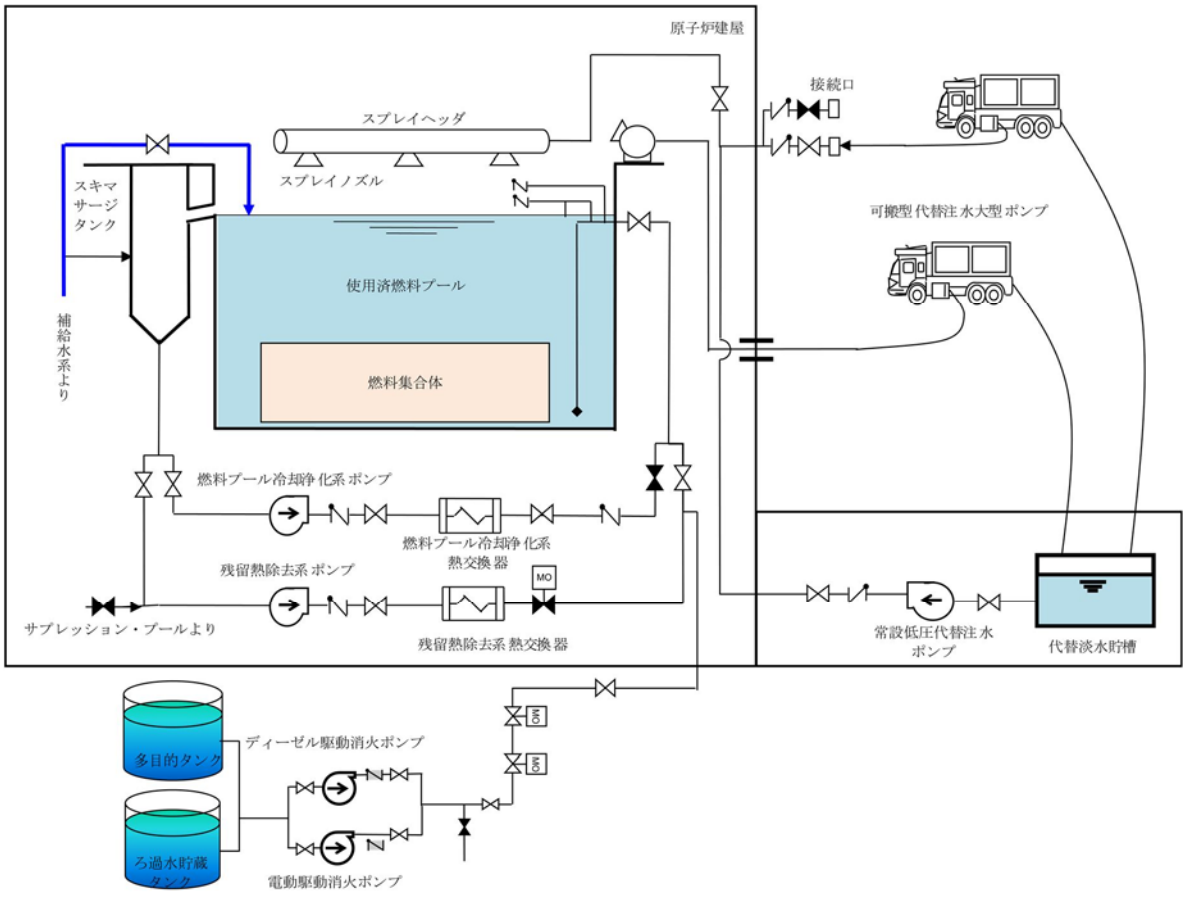


第 54－10－3 図　消火系による代替燃料プール注水の概要図

（６）補給水系による使用済燃料プール注水【自主対策設備】

補給水系による使用済燃料プール注水の設備概要を第 54－10－4 図に示す。

水移送系による使用済燃料プールへの注水は，復水移送ポンプを用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，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弁操作し，復水貯蔵タンクを水源として，復水移送系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

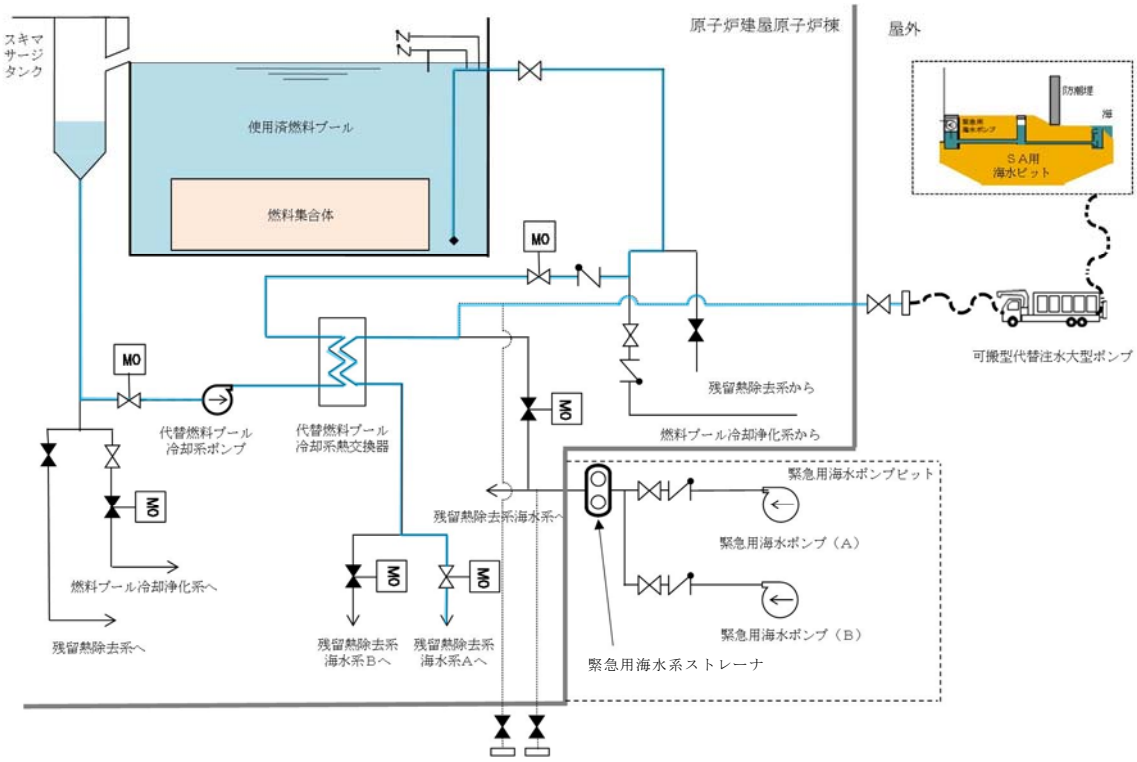


第 54－10－4 図　補給水系による使用済燃料プール注水の概要図

（７）代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）【自主対策設備】

代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の設備概要を第54－10－5図に示す。

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却は，緊急用海水ポンプの機能喪失時においても可搬型代替注水大型ポンプにより海水を代替燃料プール冷却系へ供給することにより使用済燃料プールを冷却する。



第54－10－5図　代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の概要図

54－11　使用済燃料プール監視設備

1.　使用済燃料プールの監視設備について

使用済燃料プールの温度，水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果を指示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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，使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

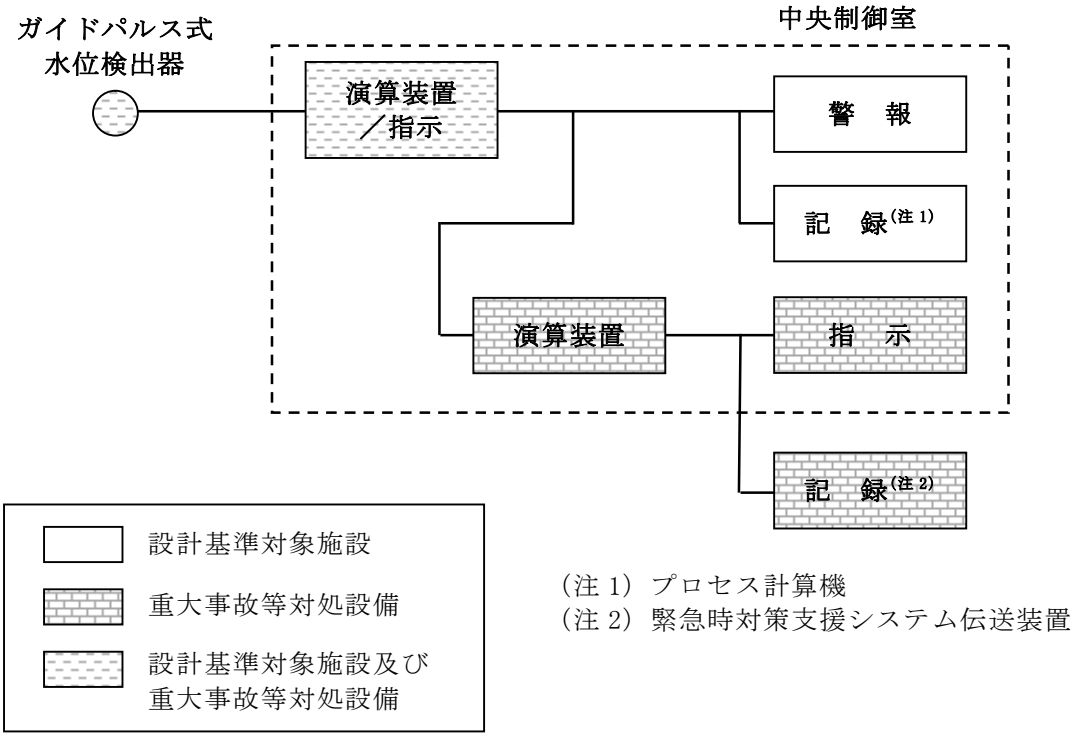
なお，全交流電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2.　設備概要について

2.1　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

(1)　水位計測について

使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，パルス信号を発信し，検出器頂部のコネクタ部からの反射波と空気と水面の境界面からの反射波が演算装置に戻る時間差を水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54－11－1 図参照）



第 54－11－1 図　使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の概略構成図

（設備仕様）

計測範囲　：　EL.35,077 ㎜ ～ 46,577 ㎜

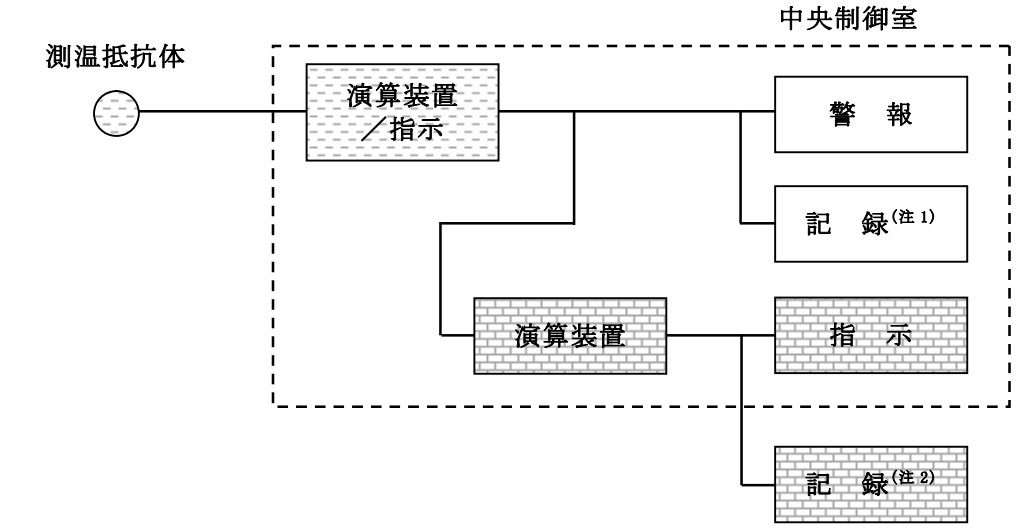
個　　数　：　1 個

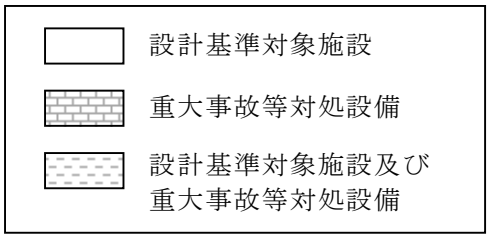
設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）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使用済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 項で要求される使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し，使用済燃料プール底部近傍（EL.35,077 ㎜）から使用済燃料プール上端近傍（EL.46,577 ㎜）を計測範囲とする。（第 54－11－3 図参照）

(2)　温度計測について

使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，測温抵抗体により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54－11－2 図参照）





（注 1）プロセス計算機
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 54－11－2 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）の概略構成図

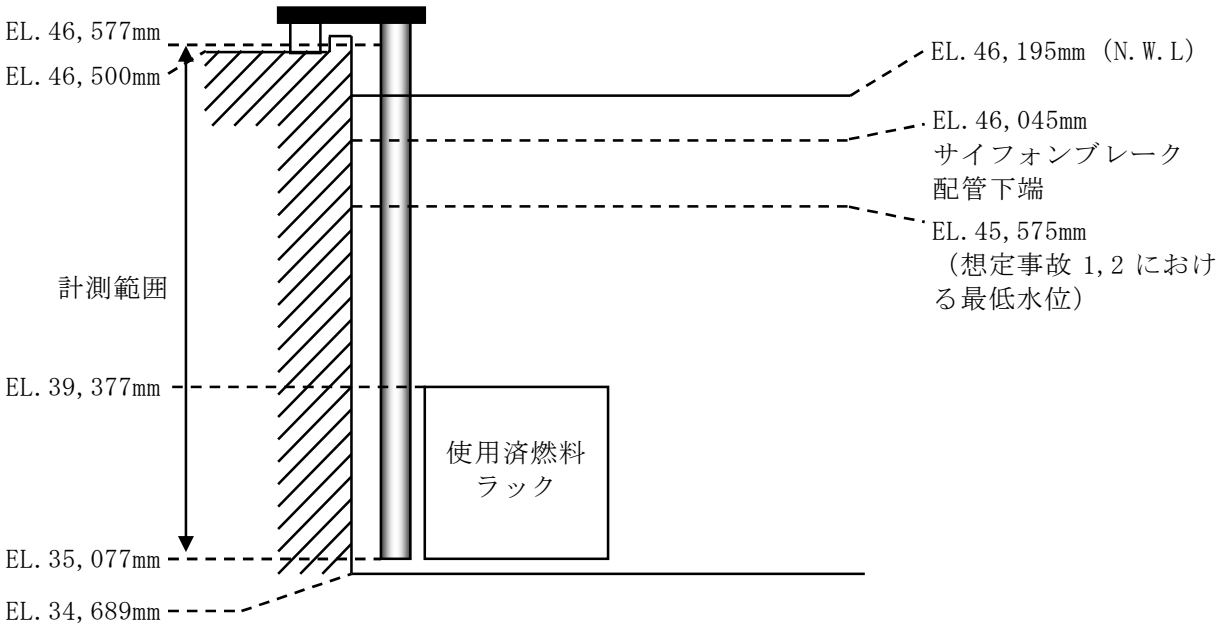
（設備仕様）

計測範囲　：　0　～　120℃

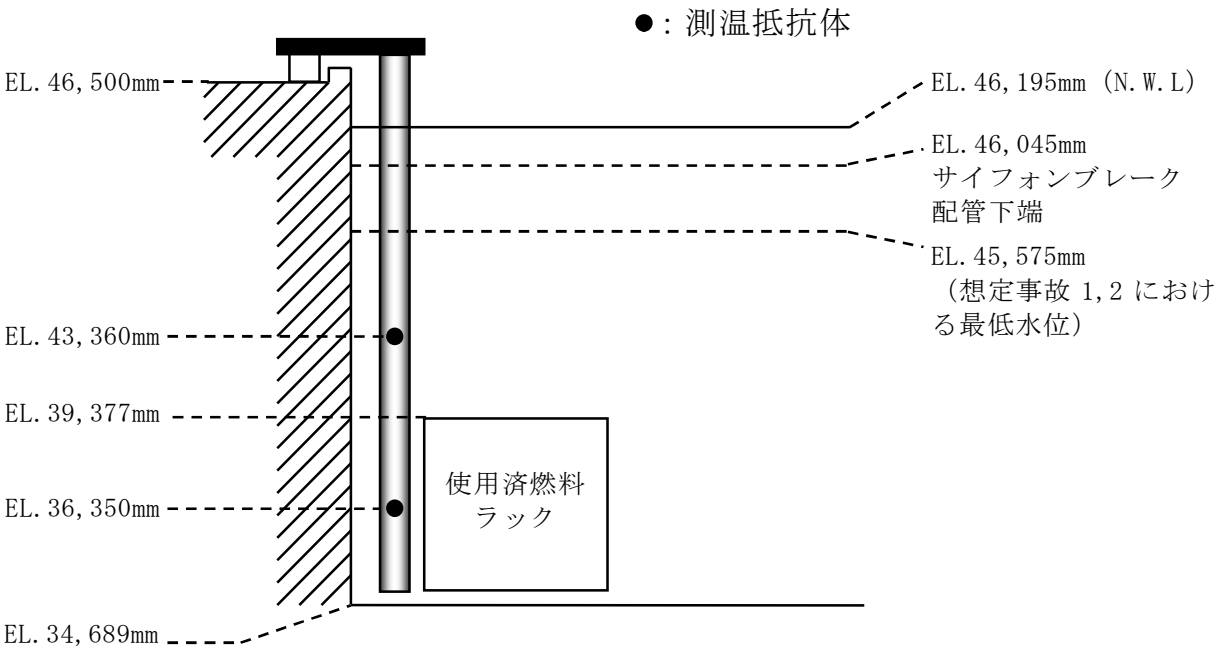
個　　数　：　1 個(検出点 2 箇所)

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 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（使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、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使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽内の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：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL.45,575mm））においても温度計測できる設置位置とする。（第 54－11－4 図参照）



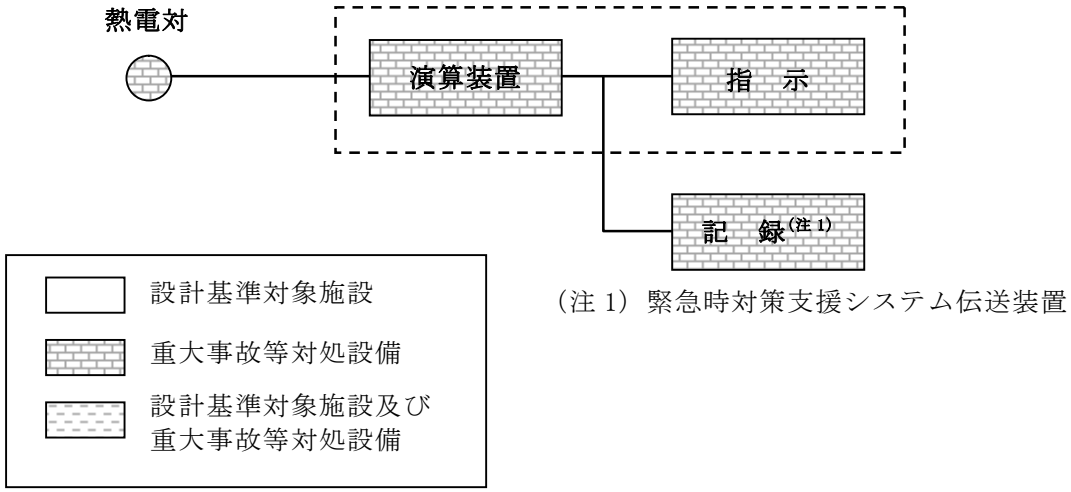
第 54－11－3 図　使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の概略構成図



第 54－11－4 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）の概略構成図

2.2　使用済燃料プール温度（ＳＡ）

使用済燃料プール温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，熱電対により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54－11－5 図参照）



第 54－11－5 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の概略構成図

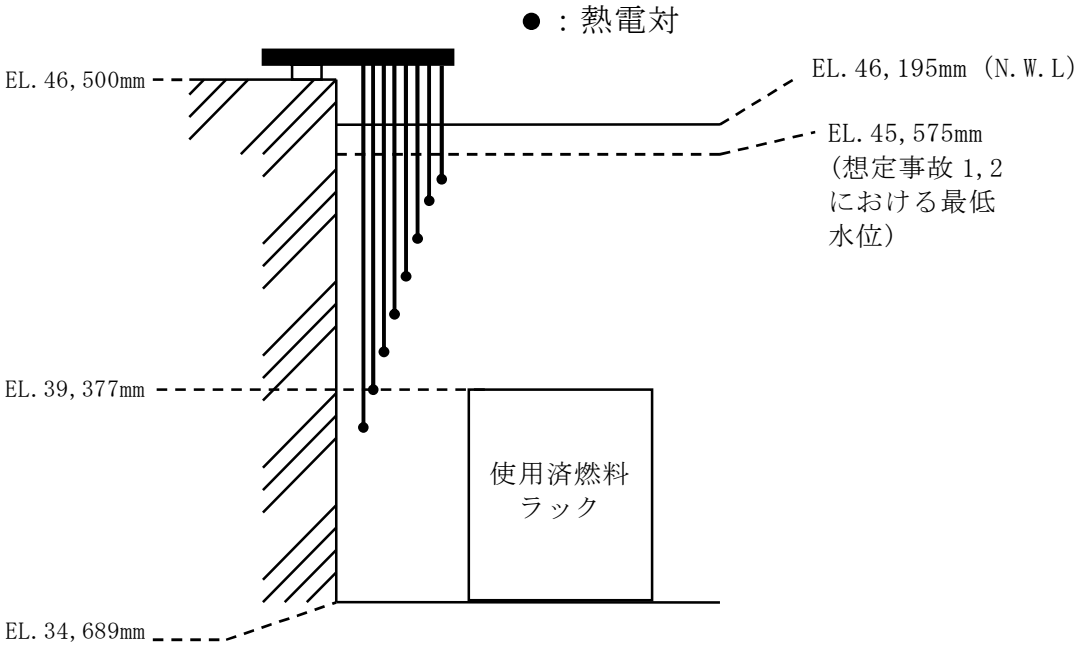
（設備仕様）

計測範囲　：　0　～　120℃

個　　数　：　1 個（検出点 8 箇所）

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

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使用済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））における水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL.45,575mm）においても温度計測できる設置位置としている。（第 54－11－6 図参照）

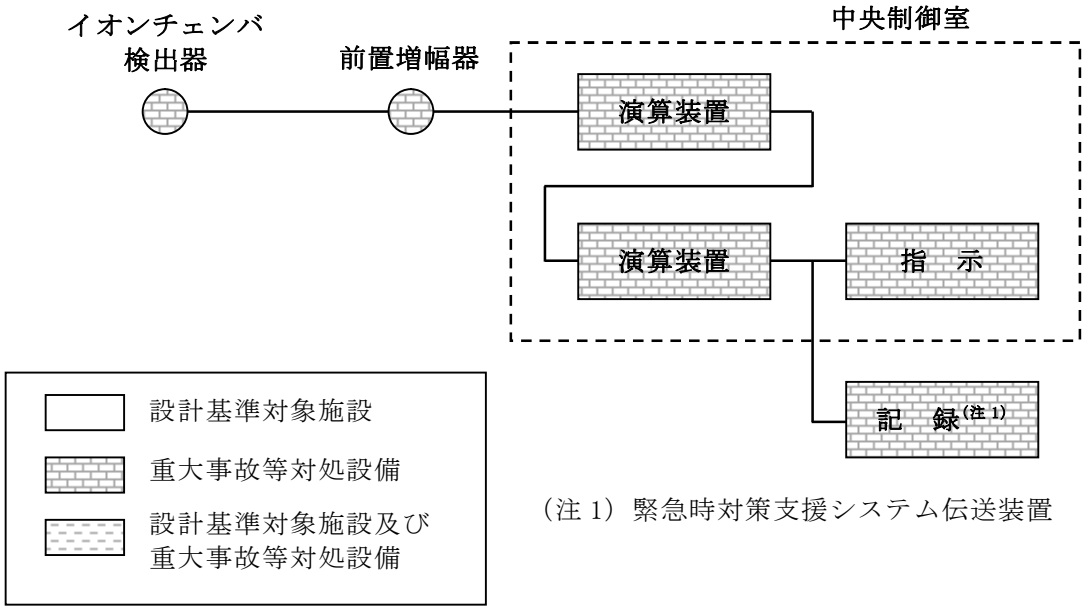


第 54－11－6 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ）の計測範囲

2.3　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリアの空間線量率を，イオンチェンバ式検出器を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器にて増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。

なお，事故時においても，より広範囲の計測を可能とするため高レンジ及び低レンジの放射線モニタを設置する。（第 54－11－7 図参照）



第 54－11－7 図　使用済燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

（設備仕様）

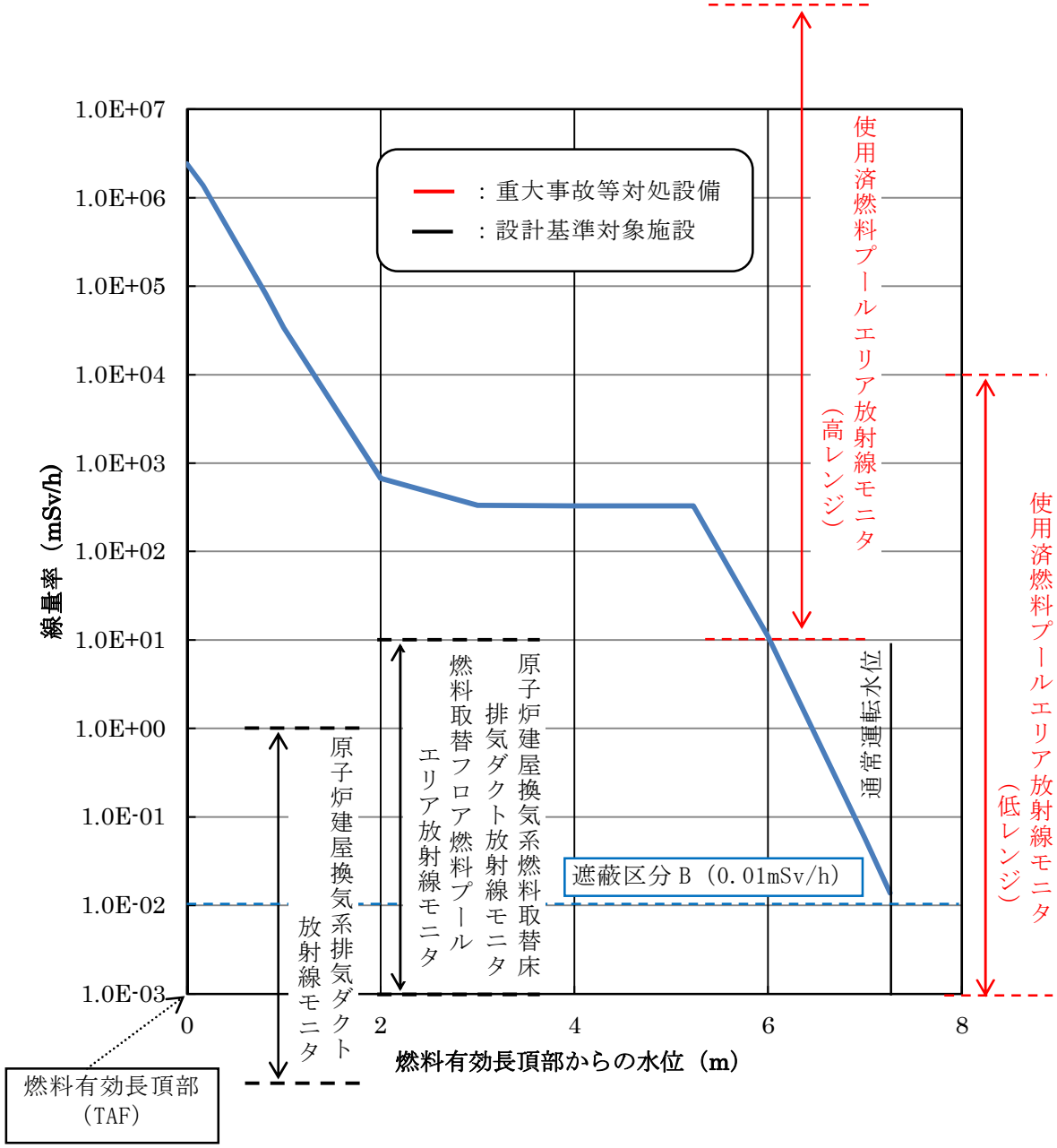
計測範囲　：高レンジ　10^{-2}Sv／h ～ 10^{5}Sv／h

低レンジ　10^{-3}mSv／h ～ 10^{4}mSv／h

個　　数　：　各 1 個

設置場所　：　原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プールエリア放射線モニタの計測範囲は，重大事故等時に使用済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（～10^5Sv／h）とする。（第 54－11－8 図参照）



第 54－11－8 図　水位と放射線線量率の関係

2.4　使用済燃料プール監視設備の測定範囲と予想変動範囲の関係

使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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できる測定範囲を有している。（第 54－11－1 表参照）

第 54－11－1 表　測定範囲と重大事故等時の予想変動範囲

名称		計測範囲	予想変動範囲
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	ＤＢ／ＳＡ	EL.35,077mm～46,577mm	EL.45,575mm（N.W.L から－0.62m）
		0～120℃	100℃以下
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	ＳＡ	0～120℃	100℃以下
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	ＳＡ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	3.1mSv／h 以下
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	ＳＡ	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	

ＤＢ：設計基準対象施設　ＳＡ：重大事故等対処設備

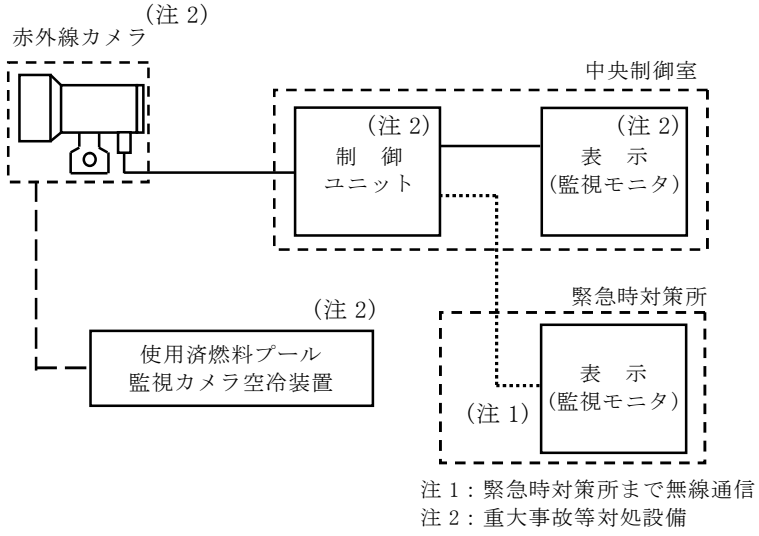
2.5　使用済燃料プール監視カメラ

(1)　使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において，使用済燃料プールの状態を監視する。また，照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済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。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は，制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。(第 54－11－9 図参照)

なお，使用済燃料プール監視カメラの視野概略図を第 54－11－10 図に示す。



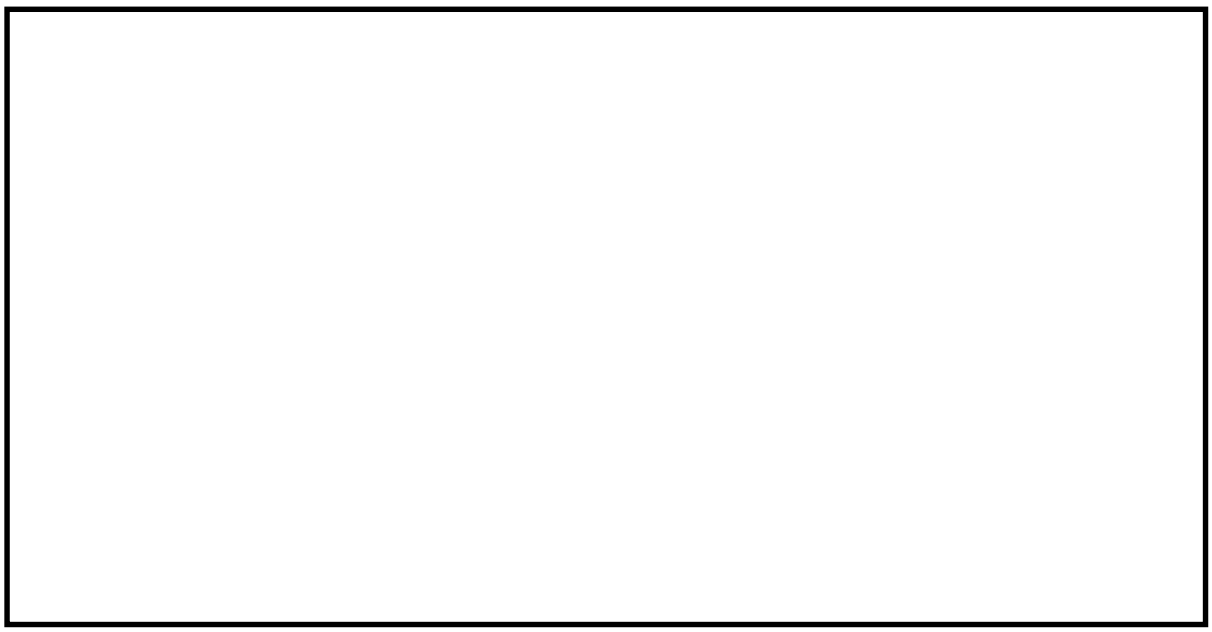
第 54－11－9 図　使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）の概略構成図

(設備仕様)

個　　数 ： 1 個

設置場所 ： 原子炉建屋原子炉棟 6 階

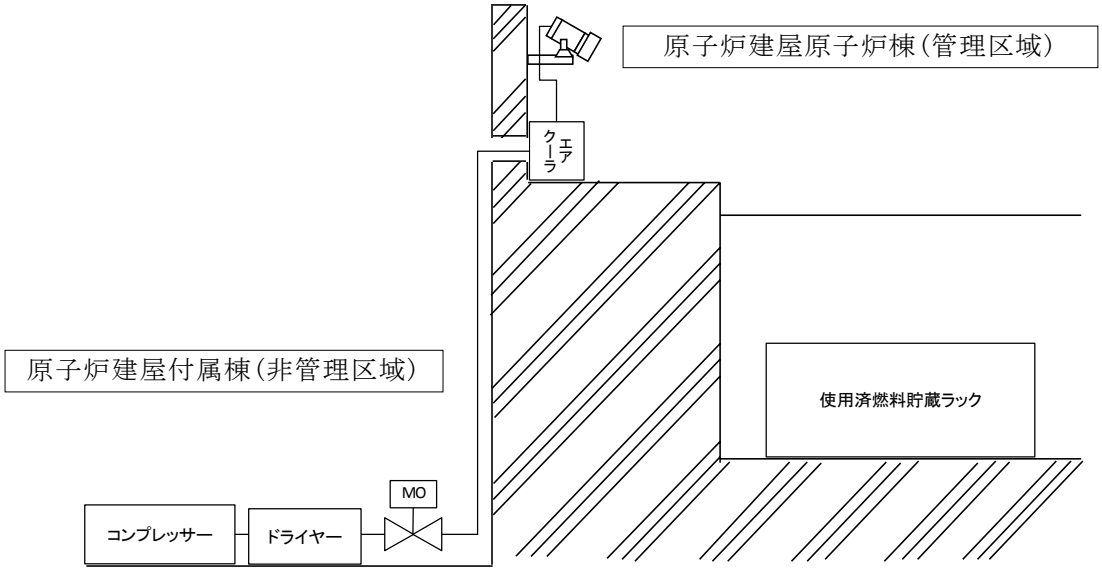
使用済燃料プール監視カメラ監視範囲（第 54－11－10 図参照）



第 54－11－10 図　使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2)　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサー，ドライヤー，エアクーラ等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。（第 54－11－11 図参照）



第 54－11－11 図　使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3)　蒸気雰囲気下での使用済燃料プール監視カメラ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ず，蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また，使用済燃料プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが，使用済燃料プール監視カメラを設置する原子炉建屋 6 階の温度は 100℃とな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は，ガラス表面に水滴がつくことにより赤外線の減衰等により対象物がぼやけることがあるが，対象物に温度（赤外線放射量）の差があればさらにはっきりとした映像になると思われる。これより，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と考えられる。（第 54－11－12 図参照）

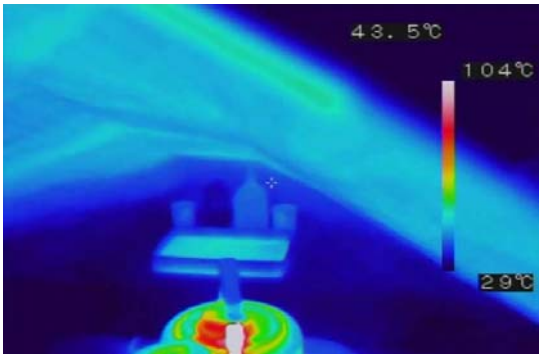
①可視カメラ

蒸気なし状態の映像

蒸気雰囲気状態の映像

②赤外線カメラ

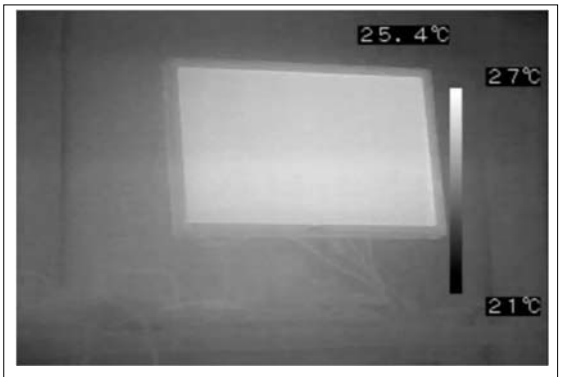
蒸気なし状態の映像



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

結露なし状態の映像



結露あり状態の映像

第 54－11－12 図　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使用済燃料プール水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては，使用済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，使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）により使用済燃料プールの状態を監視する。

・使用済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，使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため，使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）を配備する。
・使用済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，使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境条件の悪化を想定した使用済燃料プールエリア放射線モニタにて空間線量率を計測する。

［水位監視］

使用済燃料プールの燃料貯蔵設備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水位監視を行う。

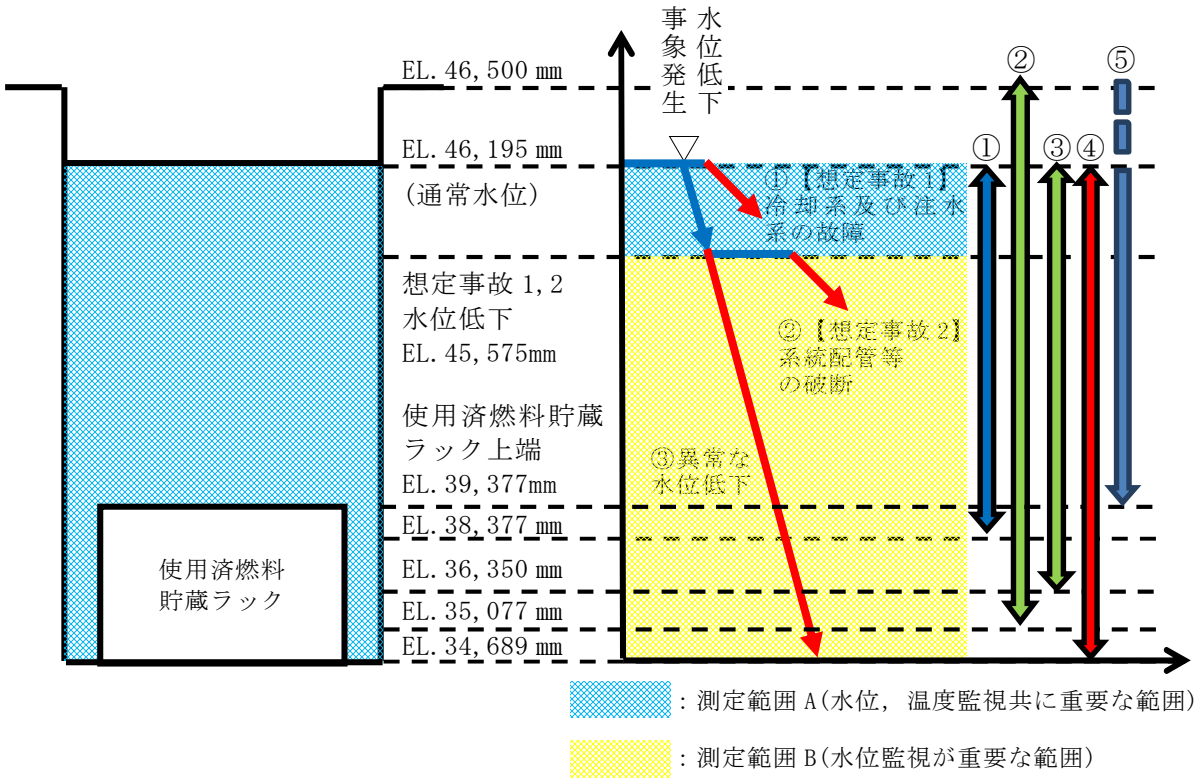
［温度監視］

水位監視を主として，使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）及び使用済燃料プール温度（ＳＡ）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸散状態では，使用済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］

使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

使用済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，第 54－11－13 図に示す。



①：使用済燃料プール温度（ＳＡ）
②：使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）
③：使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）
④：使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
⑤：使用済燃料プール状態監視カメラ

第 54－11－13 図　使用済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. 使用済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) 使用済燃料プール水位

設計基準対象施設（使用済燃料プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）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，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，ヒューズによって電気的な分離する設計とする。

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，電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

(2) 使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール温度（ＳＡ広域，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，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，ヒューズによって電気的な分離する設計とする。

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，電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

(3) 使用済燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排

気ダクト放射線モニタ）と重大事故等対処設備（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ，低レンジ））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，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，ヒューズによって電気的に分離する設計とする。

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，電線管による独立したケーブルを布設する設計とし，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

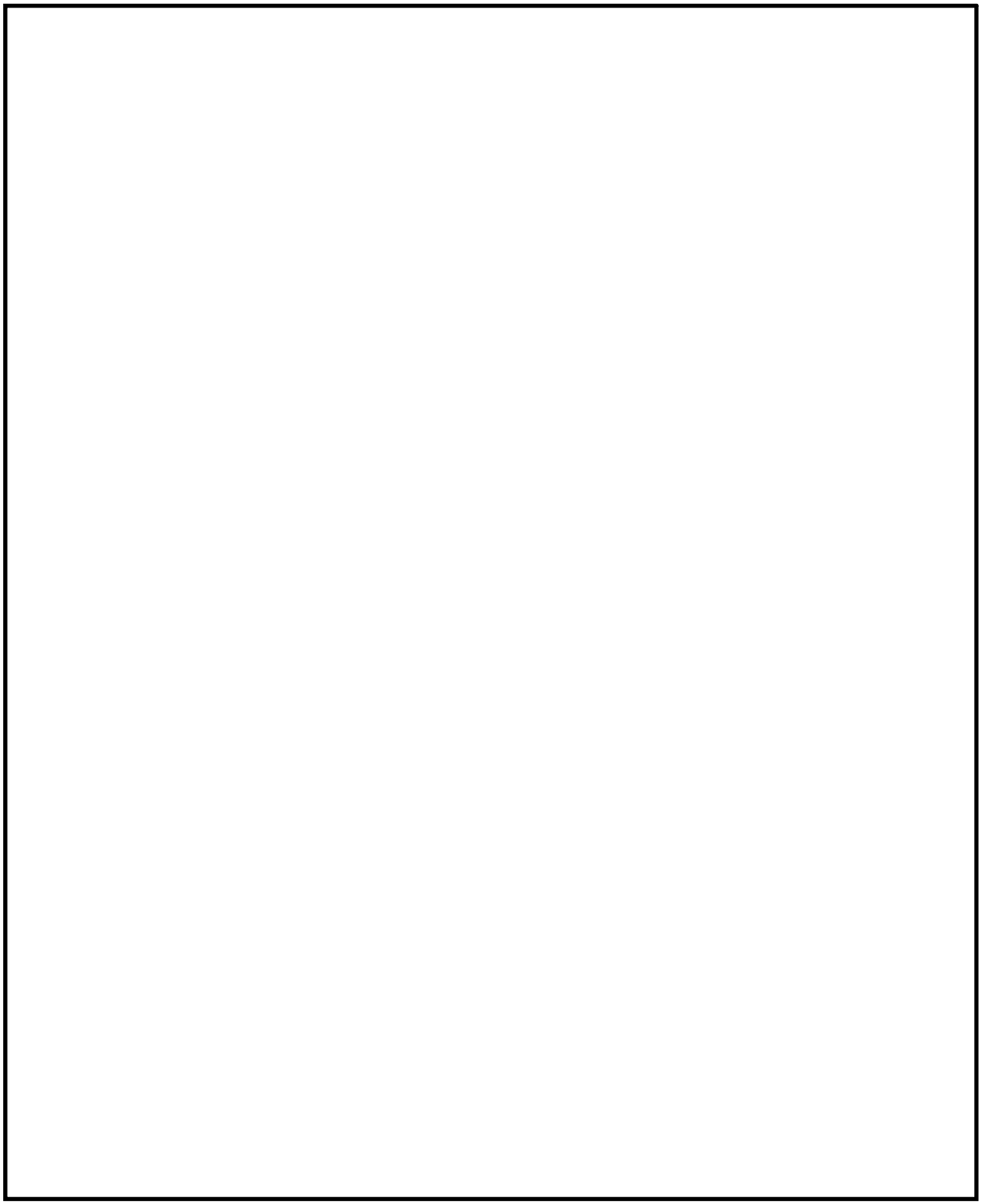
これら重大事故等対処設備は，原子炉建屋原子炉棟6階に設置し，重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し，ケーブルは電線管により布設する設計とすることで，火災による共通要因で設計基準対象施設と同時に機能喪失しないよう考慮した設計とする。

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ことは考えられず，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することで，設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

電源についてもそれぞれ異なる箇所から供給し，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。（第 54－11－14 図参照。）



第 54－11－14 図　使用済燃料プール監視設備の配置図

参考資料１

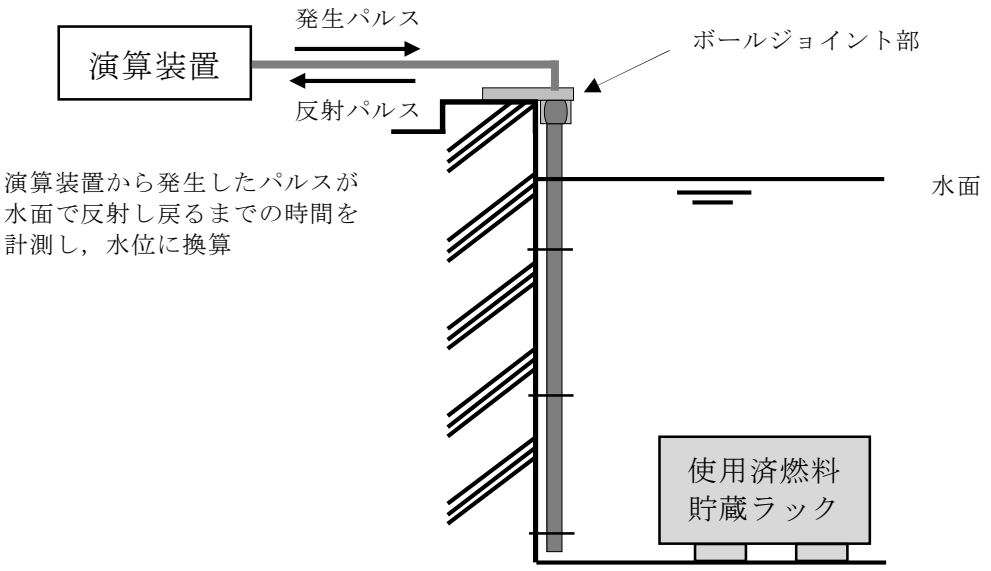
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）について

1.　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測性能

(1)　水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は，演算装置から高速電圧パルスを発生させ，検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が，演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。

検出器は伝達回路となる導体のステンレスの芯棒が，同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており，検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第１図　ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2)　温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，電圧パルスによる水位測定に加え，測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては，液相にある 2 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，温度計は測温抵抗体を使用し，連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては，空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により，同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

(3)　ガイドパルス式の選定理由

東海第二発電所では，重大事故等発生時の使用済燃料プール水位計測には，以下の理由によりガイドパルス式を選定した。（第1表参照）

・使用済燃料プール上部から下部にわたる広い計測範囲において，連続計測可能である。

・ガイドパルス式（TDR方式）による水位計測は，一般的に採用されており，豊富な実績がある。

・重大事故等発生時の環境（温度，湿度，放射線等）で使用可能である。

第1表　ガイドパルス式の選定理由

項　目	仕様他		評価	備　考
計測範囲	EL.35,077～46,577mm	使用済燃料プール底部近傍から上部まで計測可能。	○	－
計測の連続性	連続計測	使用済燃料プール底部近傍から上部まで連続計測可能。	○	異常な水位の低下事象における想定変動範囲を連続計測可能。
計測原理	ガイドパルス式（TDR方式）	TDR方式による水位計測は一般的に採用されており，豊富な実績がある。	○	－
耐震性	水位検出器 監視モニタ	基準地震動Ssによる地震力に対して機能維持。	○	－
耐環境性	水位検出器	使用済燃料プール区域は，プール水の沸騰による蒸散による温度，湿度の上昇及び異常な水位の低下による放射線量に対して機能維持。	○	監視・信号処理設備である電気品は中央制御室に設置
作業性	常設	常設のため，重大事故等発生時における現場作業なし。	○	－

参考資料２

使用済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使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済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，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラの機能健全性を評価する。

第１表　使用済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

監視計器				環境条件※1 【想定変動範囲】	評価	補　　足	総合評価
水位・温度	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）※2	温度	105℃	～100℃	○	－	○
		湿度	防水	～100％	○	飽和蒸気下で健全性確認済。	○
		放射線	1.4MGy	～1.7kGy	○	－	○
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）※3	温度	100℃	～100℃	○	－	○
		湿度	100%	～100％	○	－	○
		放射線	－	～1.7kGy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
空間線量	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）※3	温度	121℃	～100℃	○	－	○
		湿度	蒸気	～100％	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	1.0MGy	～1.7kGy	○	－	○
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）※3	温度	110℃	～100℃	○	－	○
		湿度	蒸気	～100％	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	400kGy	～1.7kGy	○	－	○

監視計器				環境条件※1 【想定変動範囲】	評価	補　　足	総合評価
状態監視	使用済燃料プール監視カメラ※3	温度	≦50℃	～100℃	△	耐環境試験にて□℃で機能維持確認済。雰囲気温度100℃環境での使用も想定し，空気による冷却等により□℃以下に維持することで，耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水 （IP65：噴流水に対する防護）	～100％	○	防水仕様であり問題ない。	○
		放射線	□	～1.7kGy	△	ある値以上水位が低下し，空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため，その後は使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）を主体とし，線量率も含め状態の監視を行う。	○

※1：現時点で想定している変動範囲であり，詳細評価により今後見直す可能性がある
※2：設計基準対象施設／重大事故等対処設備
※3：重大事故等対処設備

第1表より計器の監視機能は維持されており，機能の健全性に問題はない。なお，使用済燃料プール監視カメラは，カメラの仕様を超えた環境条件となっているが，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を設置し，耐環境性の向上を図る。

54－12　使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

東海第二発電所　使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

（１）サイフォンブレーカの機能及び耐震性について

使用済燃料プール水戻り配管に設置されている静的サイフォンブレーカについては，弁等の機器は設置されていない口径[ ]Aの配管であり，既設の真空破壊弁が設置してある配管から枝分かれした形状であり，水面下約[ ]㎜に水没させる。使用済燃料プール水戻り配管破断時においては，EL.[ ]に設置する静的サイフォンブレーカより空気を吸入することにより，サイフォンブレークさせ使用済燃料プール水位の低下を防止するものである。

使用済燃料プール水戻り配管及びその配管に接続されている既設サイフォンブレーカに新設の配管サイフォンブレーカを接続し，耐震Ｓクラスで設計する。

（２）人的要因による機能阻害について

静的サイフォンブレーカは操作や作動機構を有さない単管のみであることから，誤操作や故障により機能を喪失することはない。そのため，使用済燃料プール水戻り配管のサイフォン現象による漏えいが発生した場合でも，操作や作業を実施することなく，静的サイフォンブレーカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

静的サイフォンブレーカは，使用済燃料プール水戻り配管から分岐した配管端部に設置している真空破壊弁よりも使用済燃料プール水戻り配管側に設置することで真空破壊弁の固着等が発生した場合でも機能を期待できる。

（３）異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「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，不純物による静的サイフォンブレーカ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またはフラッシング水

ａ．ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は，カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。

ろ過脱塩装置の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナのエレメントは24×110メッシュ（縦約 1.016 ㎜×横約 0.23 ㎜）であり，静的サイフォンブレーカを閉塞させるような不純物の除去が可能である。

ｂ．使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは，当直員により，１回／１日の巡視をすることとなっており，静的サイフォンブレーカ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，除去作業が速やかに行えるため，異物による閉塞を防止することが可能である。

（４）落下物干渉による変形について

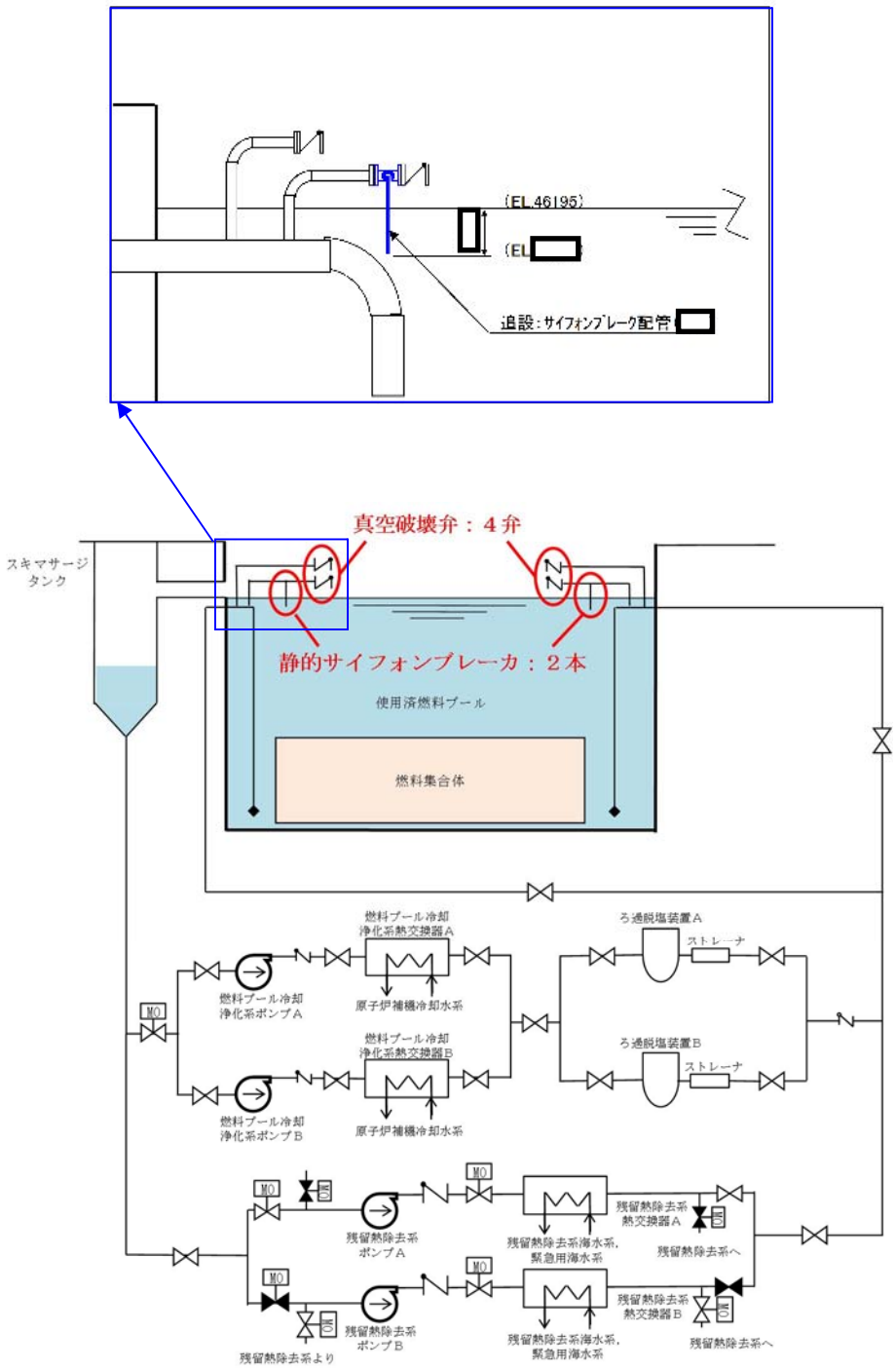
静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁，原子炉建屋クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動 Ss に対する耐震評価にて使用済燃料プール内に落下しないことを確認しているため，静的サイフォンブレーカの落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については，ボルト固定，固縛による運用としている。

よって，落下物として静的サイフォンブレーカに干渉すると考えられる設備は軽量物であるが，仮に落下して静的サイフォンブレーカに変形が生じたとしても，本配管は剛性の高いステンレス鋼であることから，配管が完全閉塞に至る変形は考えにくいことから，サイフォン効果の除去機能は確保される。

４．サイフォンブレーカの健全性確認方法について

静的サイフォンブレーカについては，定期的なパトロール（１回／１週）を実施し，目視により水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。



第 54-12-１図　サイフォンブレーカ設置概要図

54－13　使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所　使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは，ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルを平成 6 年 11 月に設置（平成 3 年 5 月認可）し，現在に至るまで燃料を貯蔵している。使用済燃料プールには，通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが，臨界設計では，新燃料及びいかなる燃焼度の照射済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が 1.30 となる燃料を用いて評価している。また，使用済燃料プール水温，ラック製造公差，ボロン添加率，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第 54－13－1 表に，ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第 54－13－1 図に示す。

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となり，使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には，使用済燃料プールの水密度が減少することにより，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生じる。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使用済燃料プールの実効増倍率は上記の 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・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで，東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に 0.0～1.0g／cm^{3}と変化させて実効増倍率を計算したところ，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が

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，第 54－13－2 図に示すとおり，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。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し，中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが，仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごく僅かである。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となる。

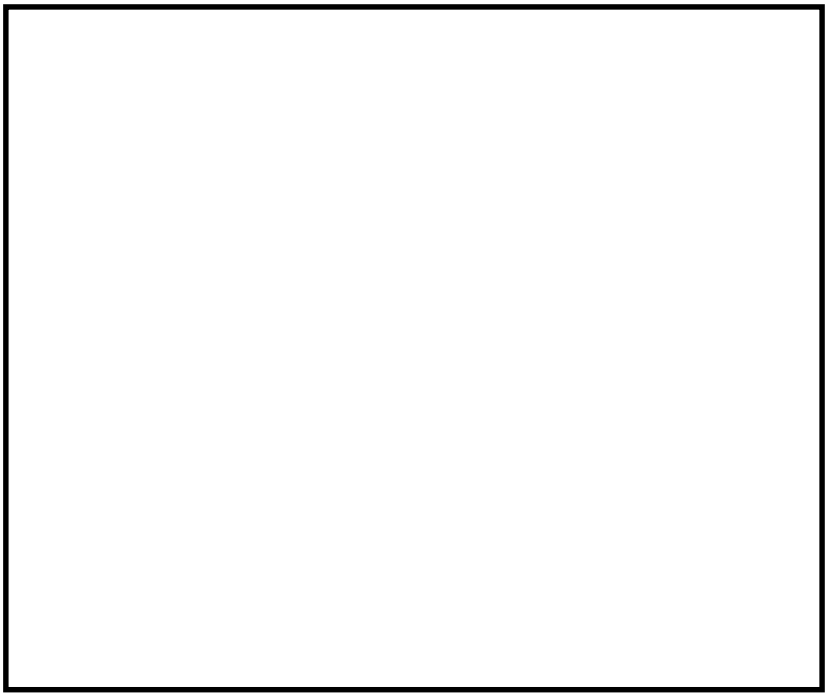
なお，解析には，米国オークリッジ国立研究所（ＯＲＮＬ）が米国原子力規制委員会（ＮＲＣ）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく３次元多群輸送計算コードであり，米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているＳＣＡＬＥシステムを用いた。

第 54－13－1 表　未臨界性評価の基本計算条件

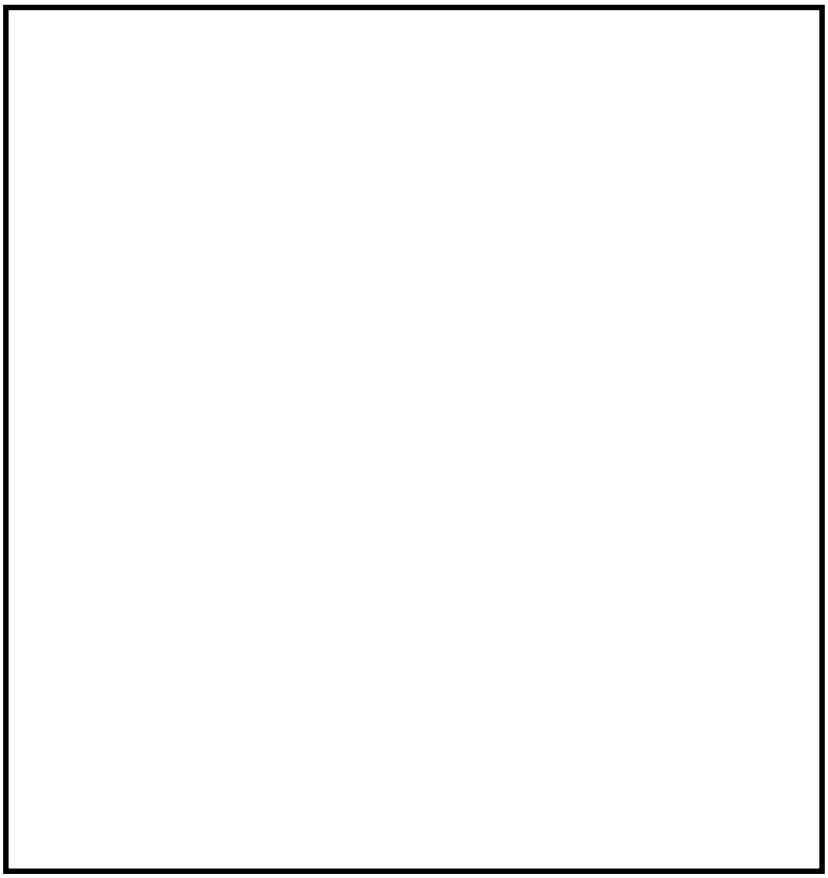
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	９×９燃料（Ａ型）
	U^{235} 濃縮度	□wt％　※1
	ペレット密度	理論密度の 97％
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	□mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	□wt％　※2
	板厚	□mm
	内のり	□mm

※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：ボロン濃度の解析使用値は，製造公差下限値とする。



第 54－13－1 図　角管型ラックの計算体系



第 54－13－2 図　実効増倍率の水密度依存性

54－14　その他

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

常設代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）については，設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

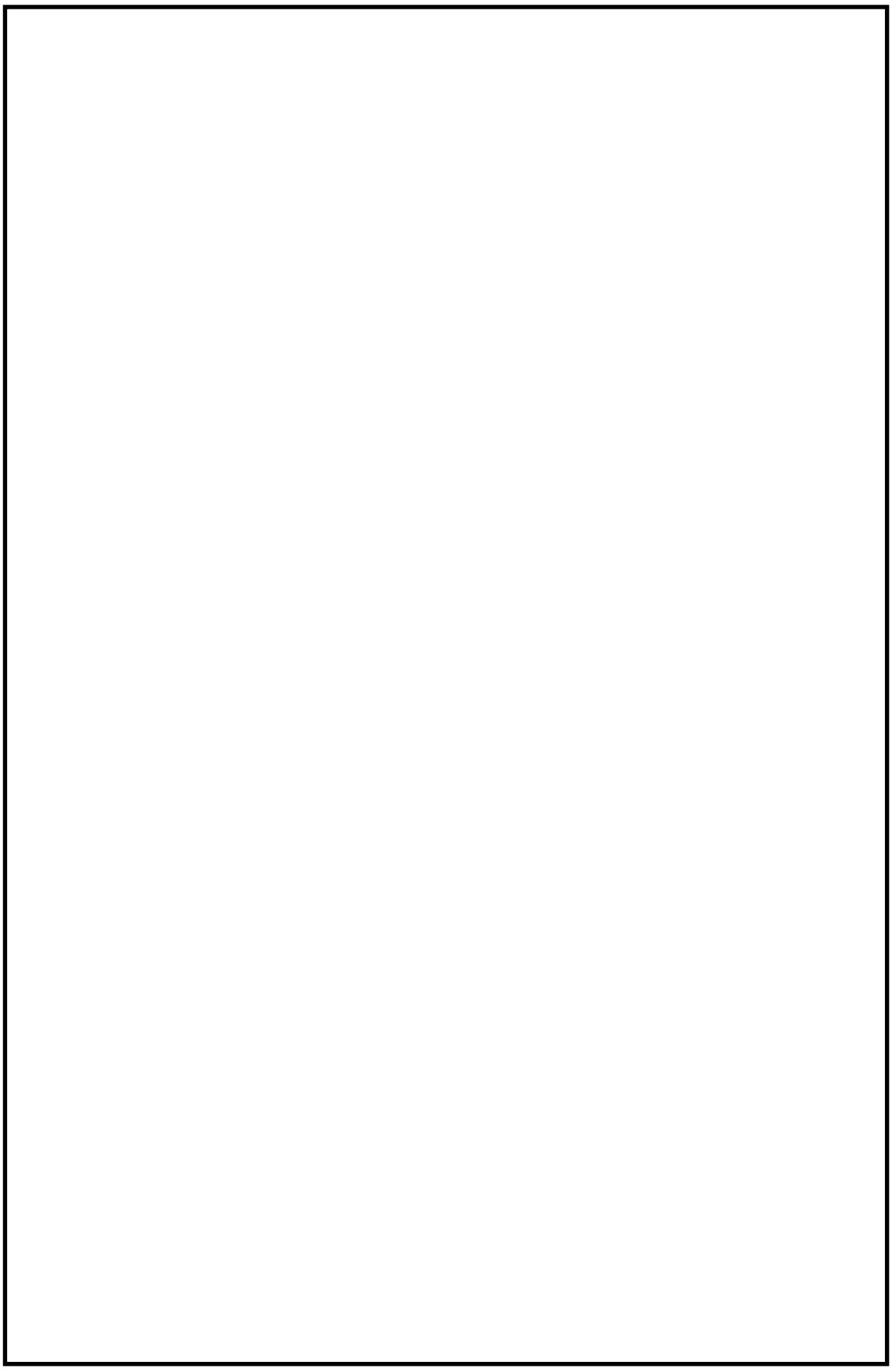
常設低圧代替注水系ポンプ　　不要（自然冷却）

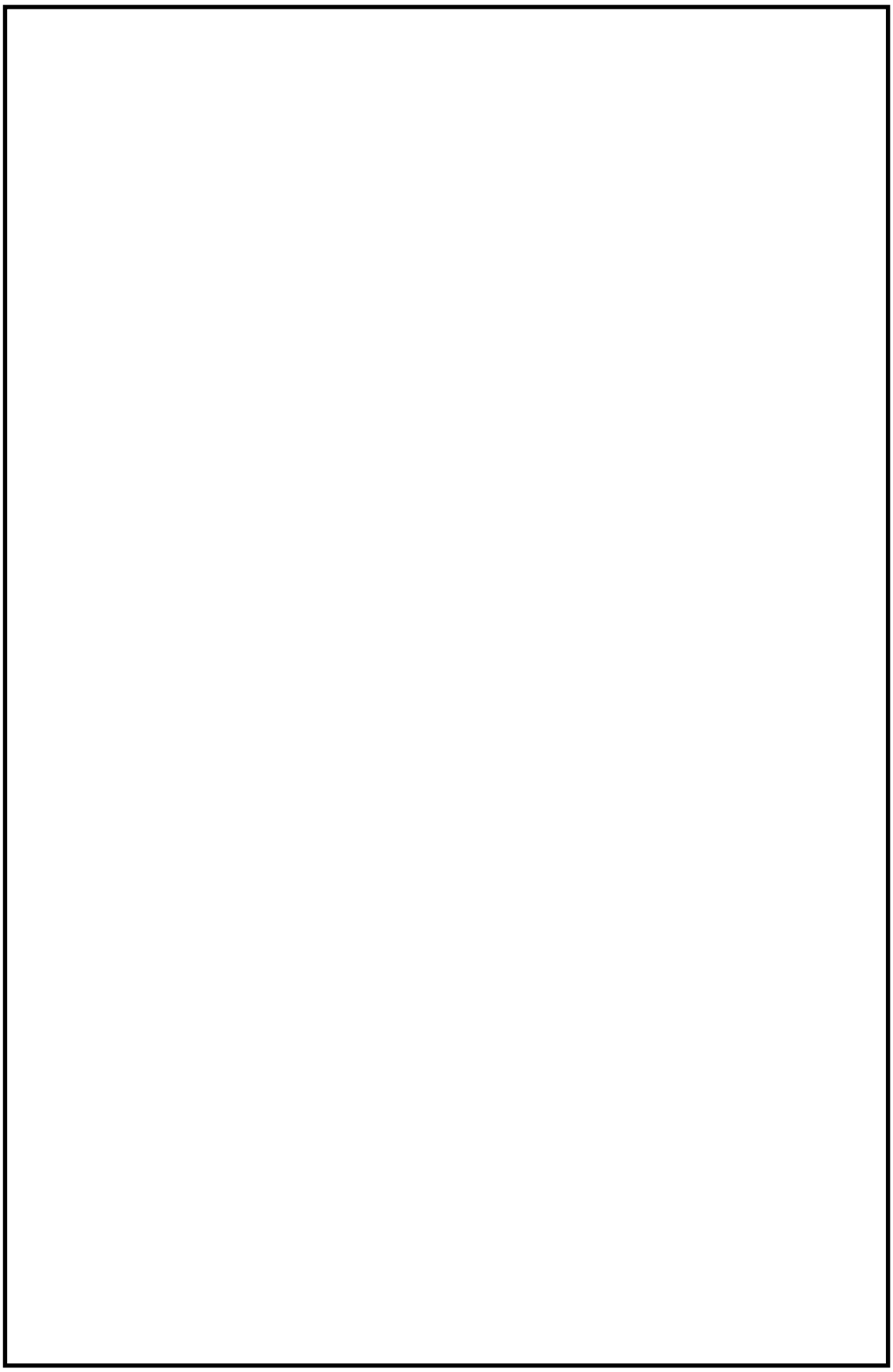
可搬型代替注水大型ポンプ　　自己冷却

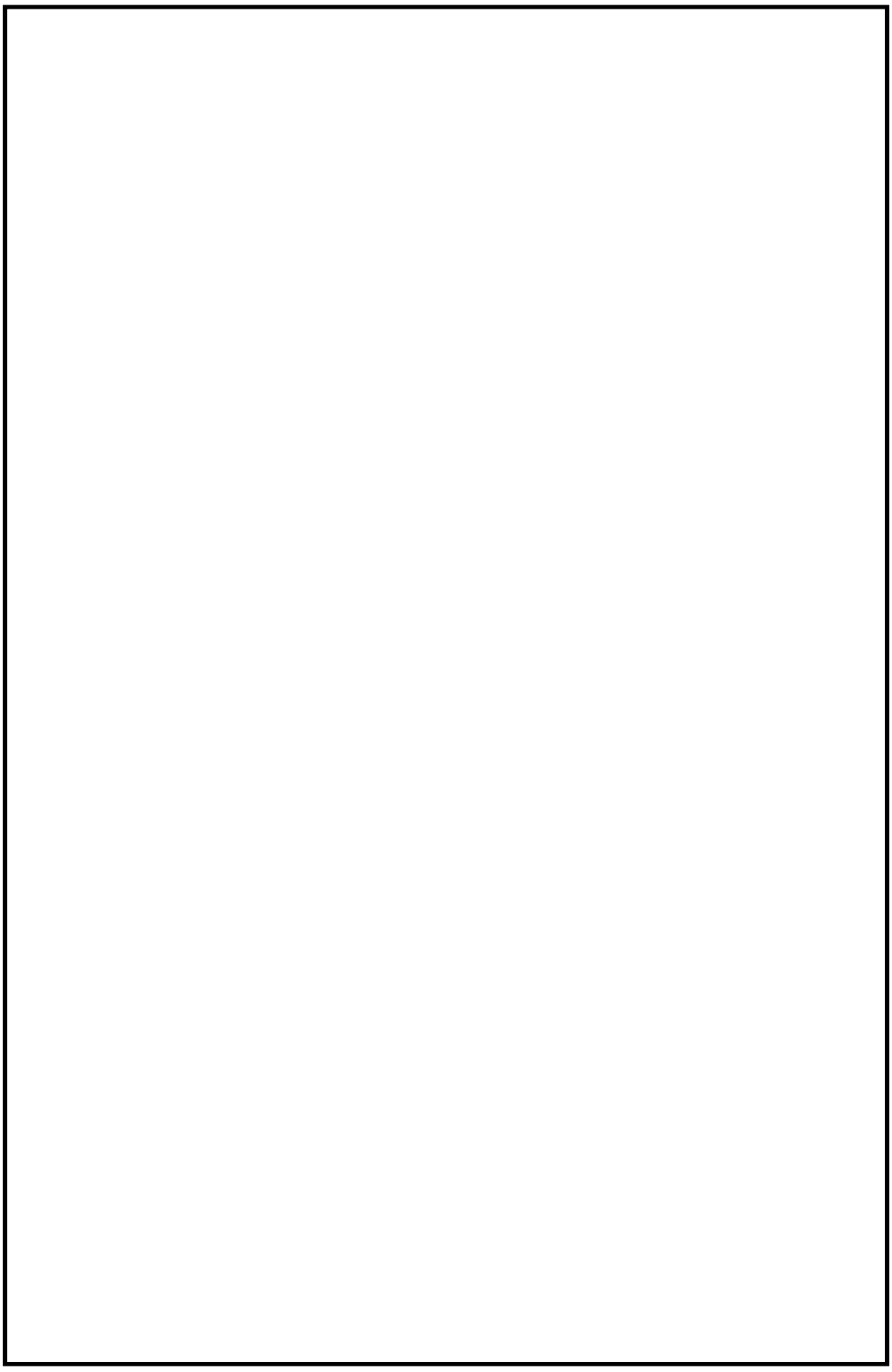
常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから，自然冷却を付記する。

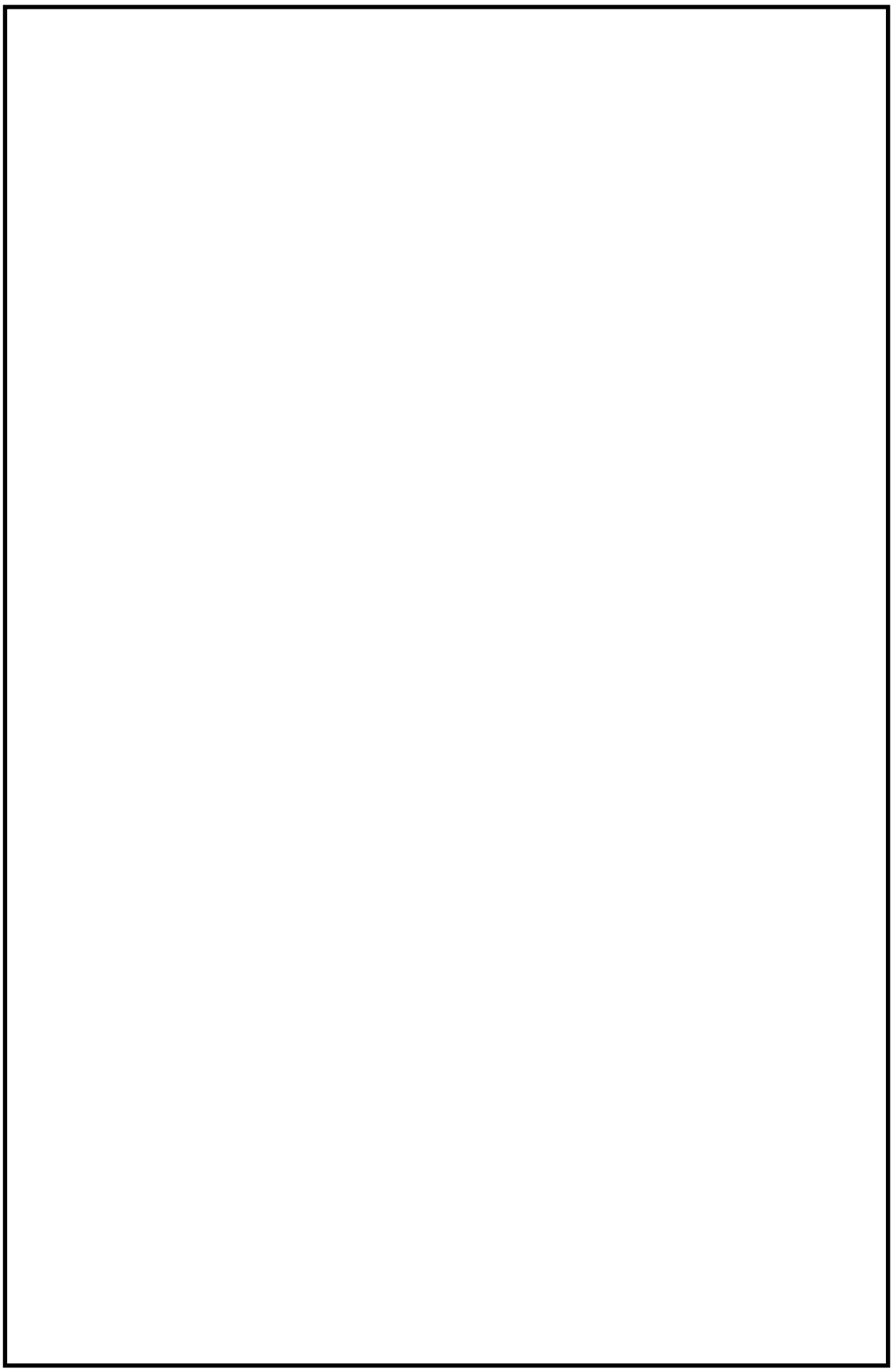
可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。

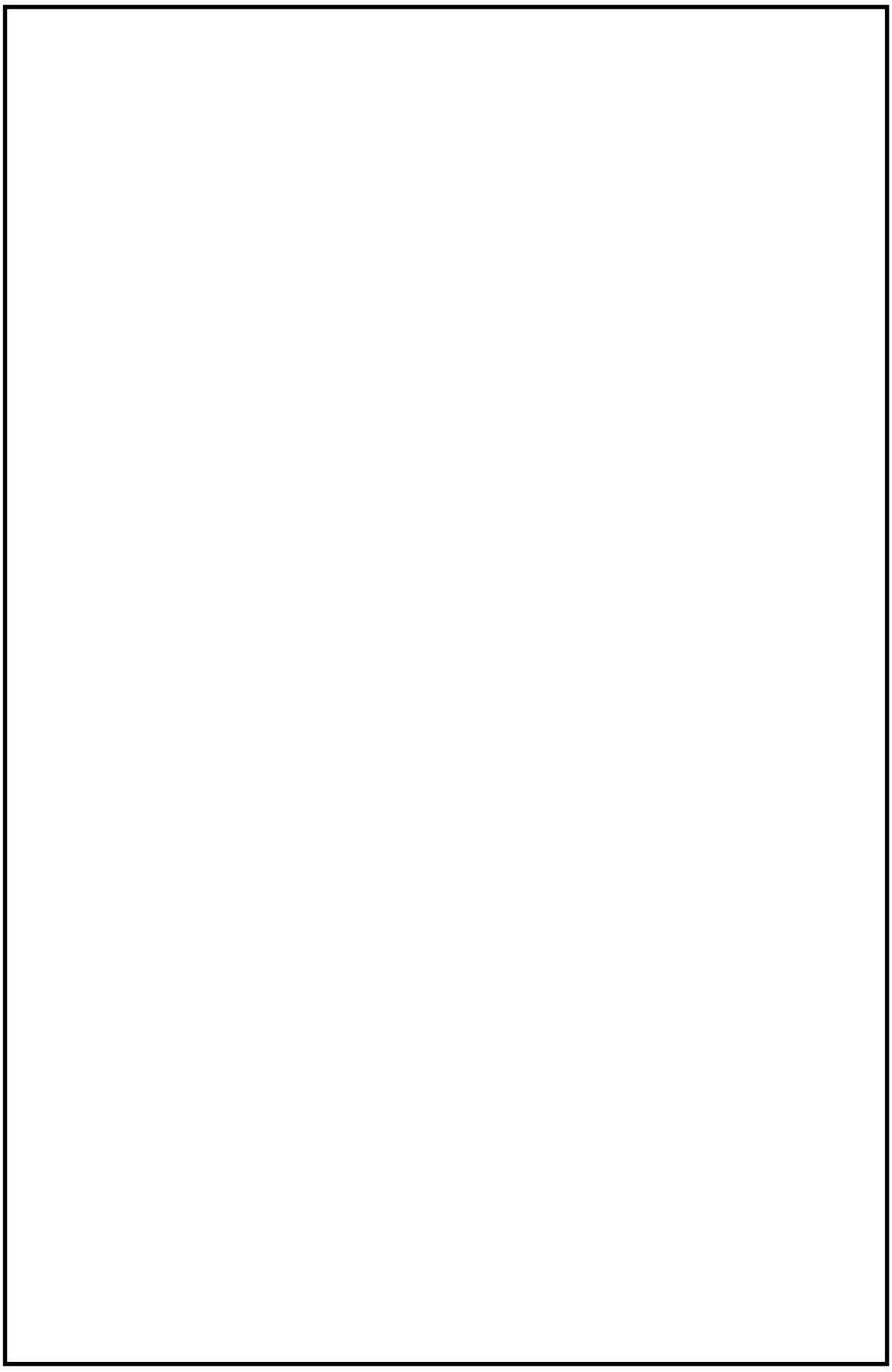
54－15　ＳＡバウンダリ系統図（参考図）

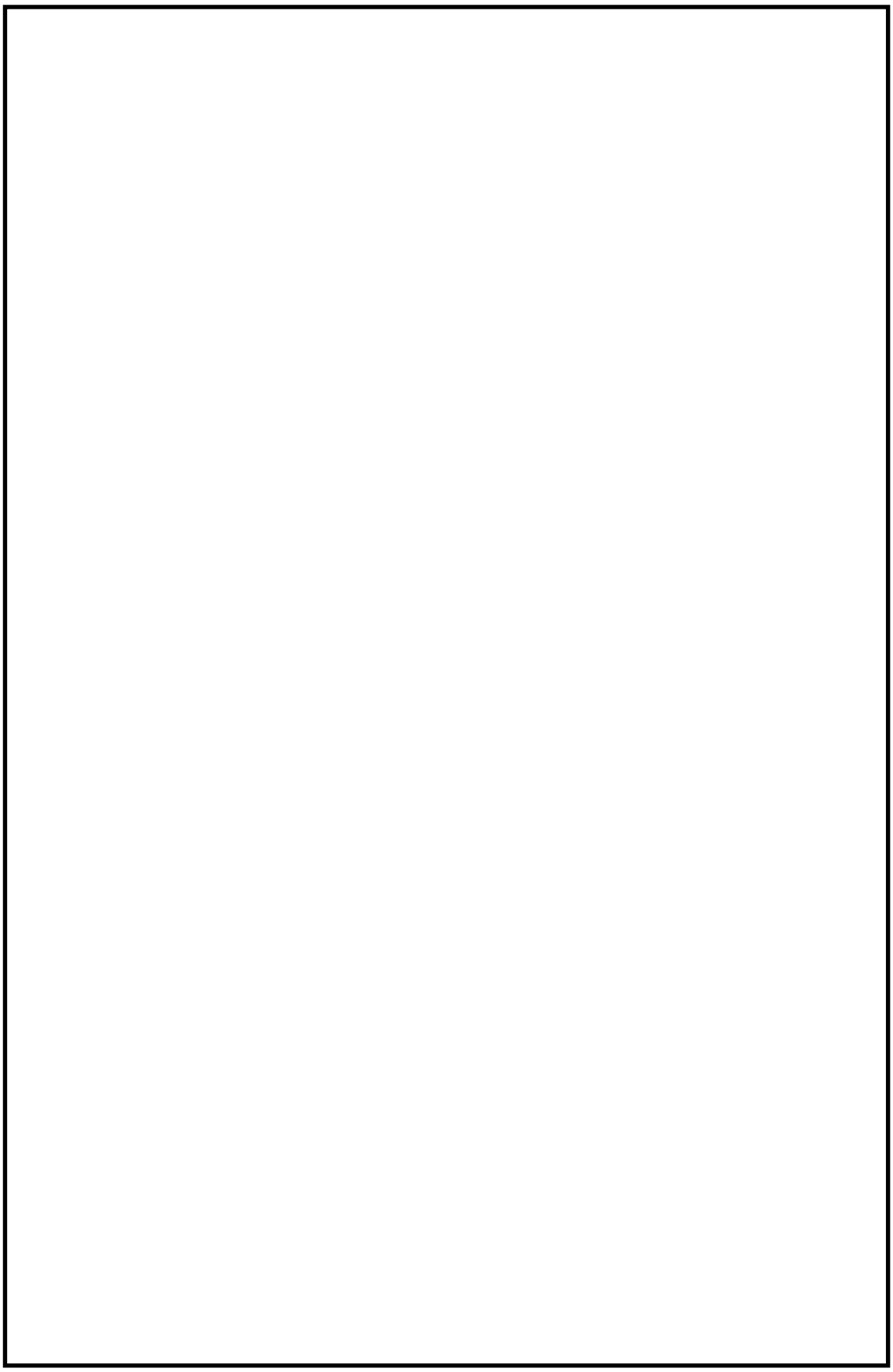


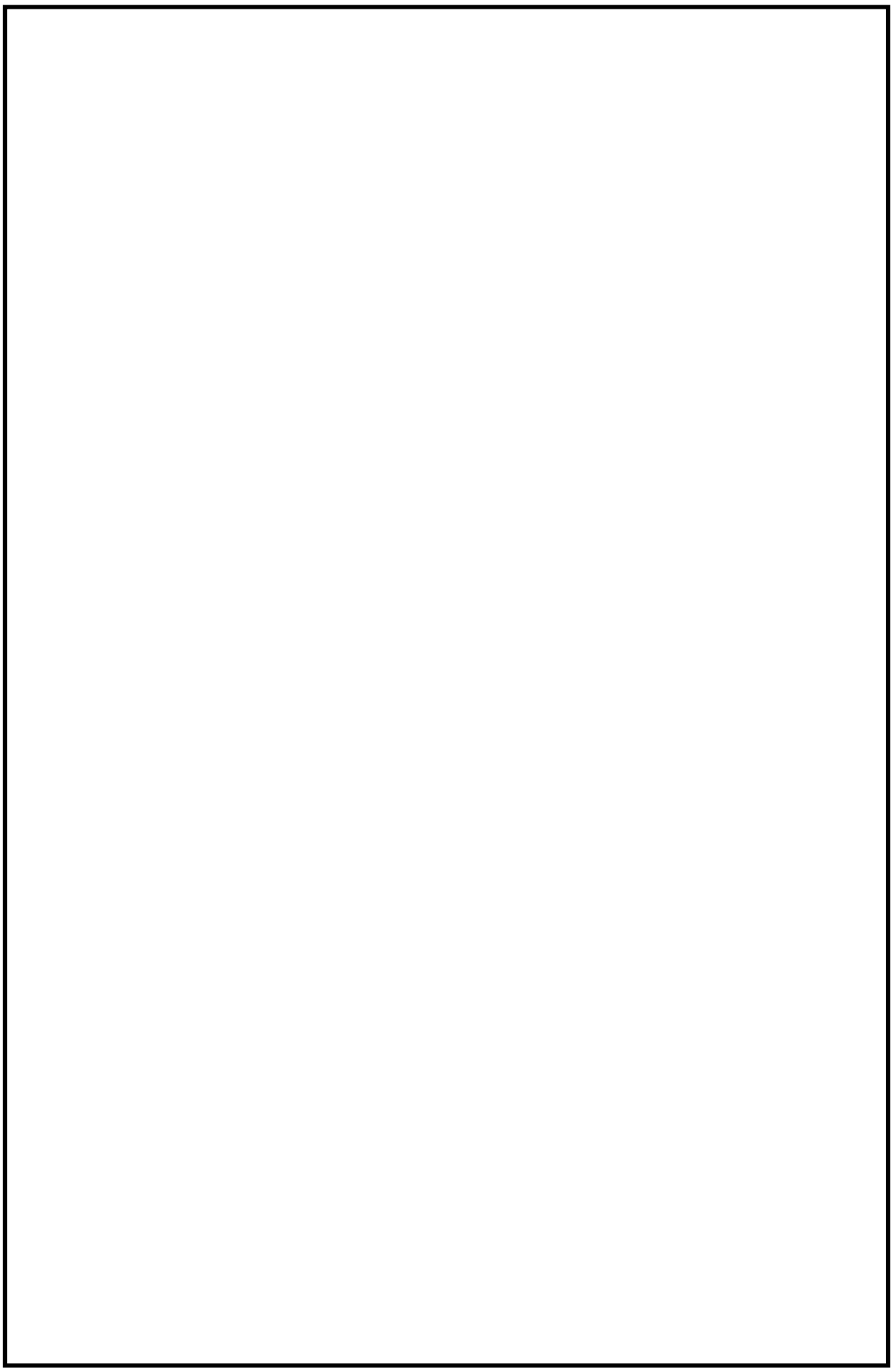


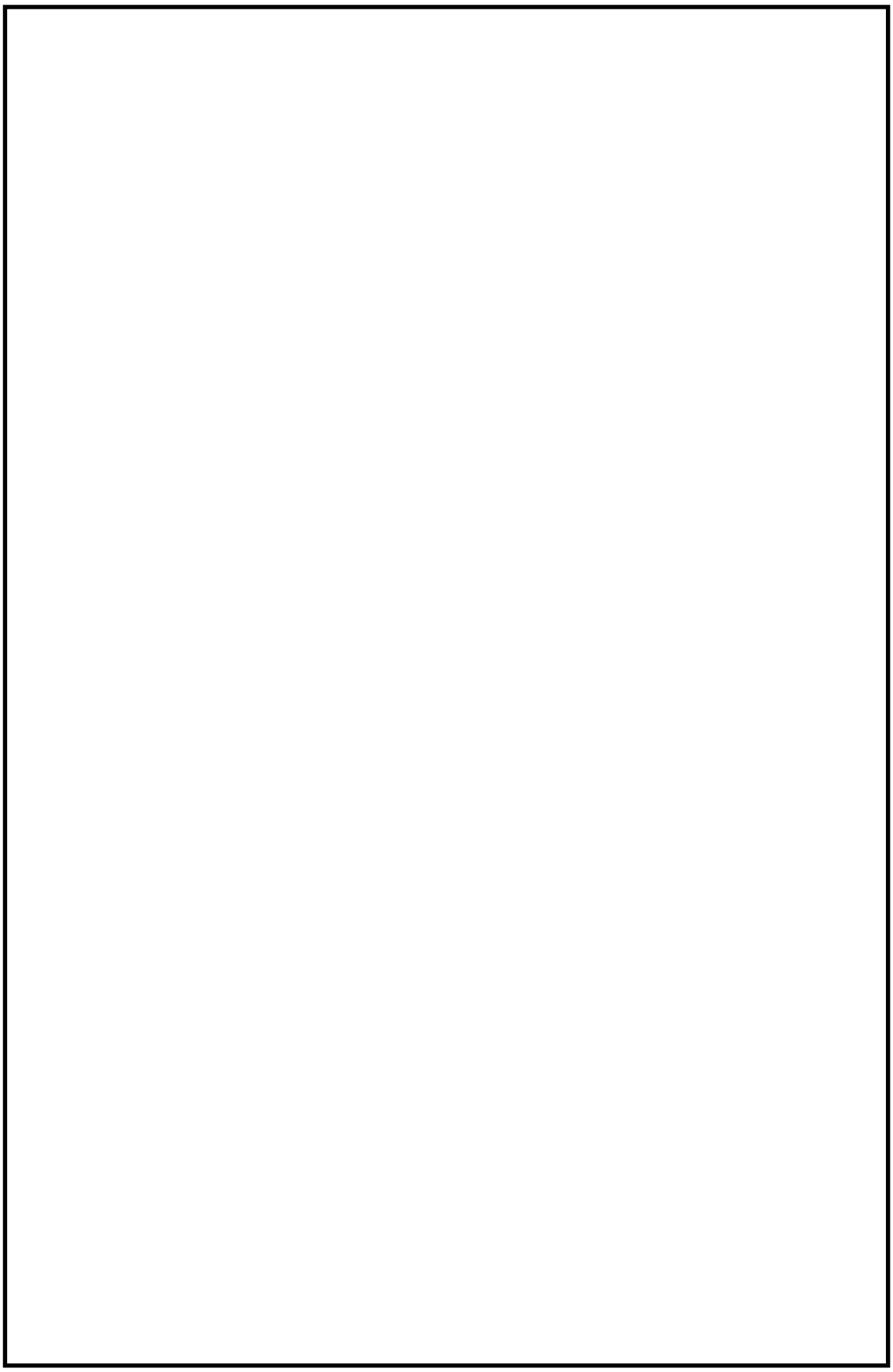


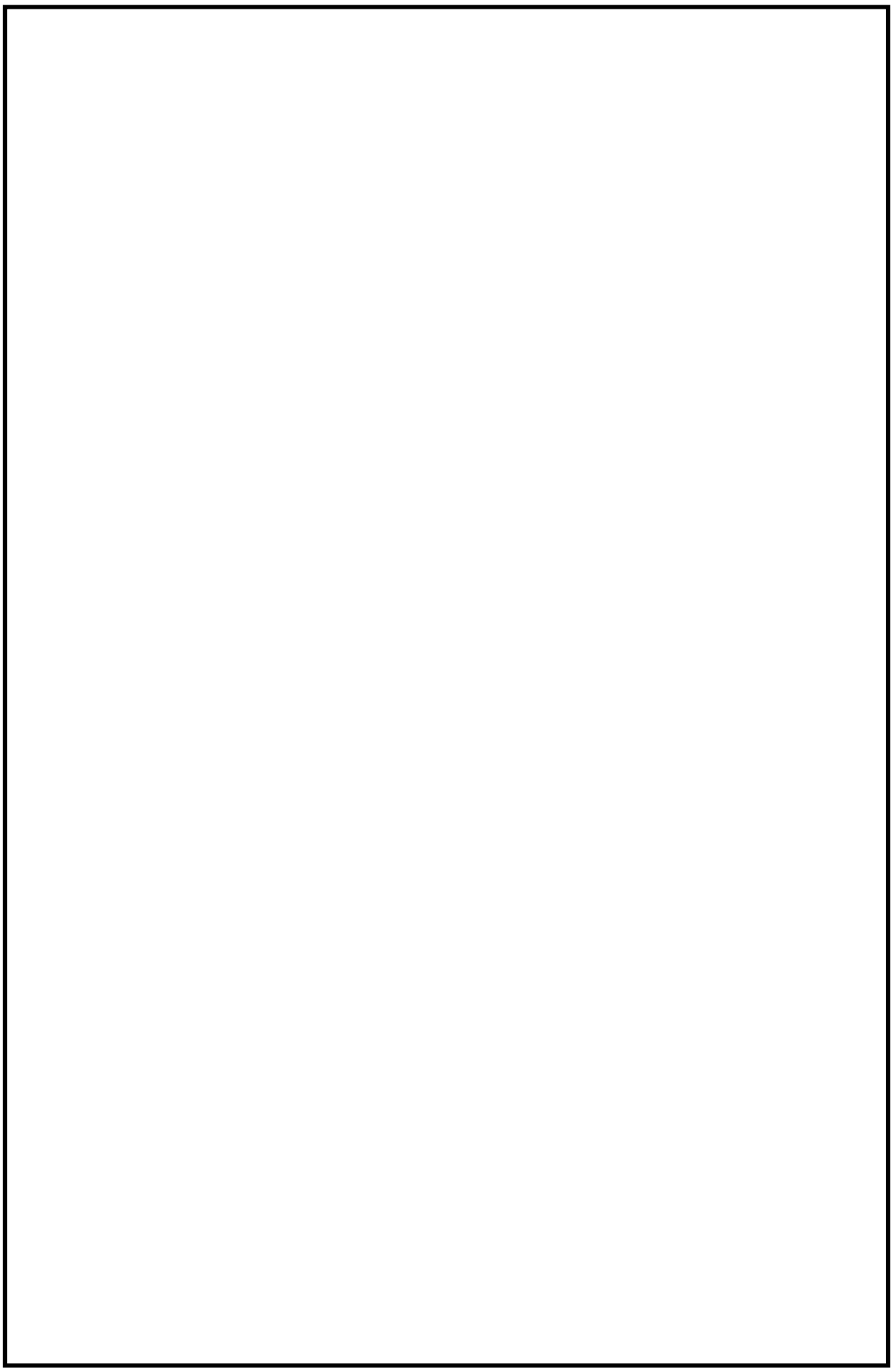


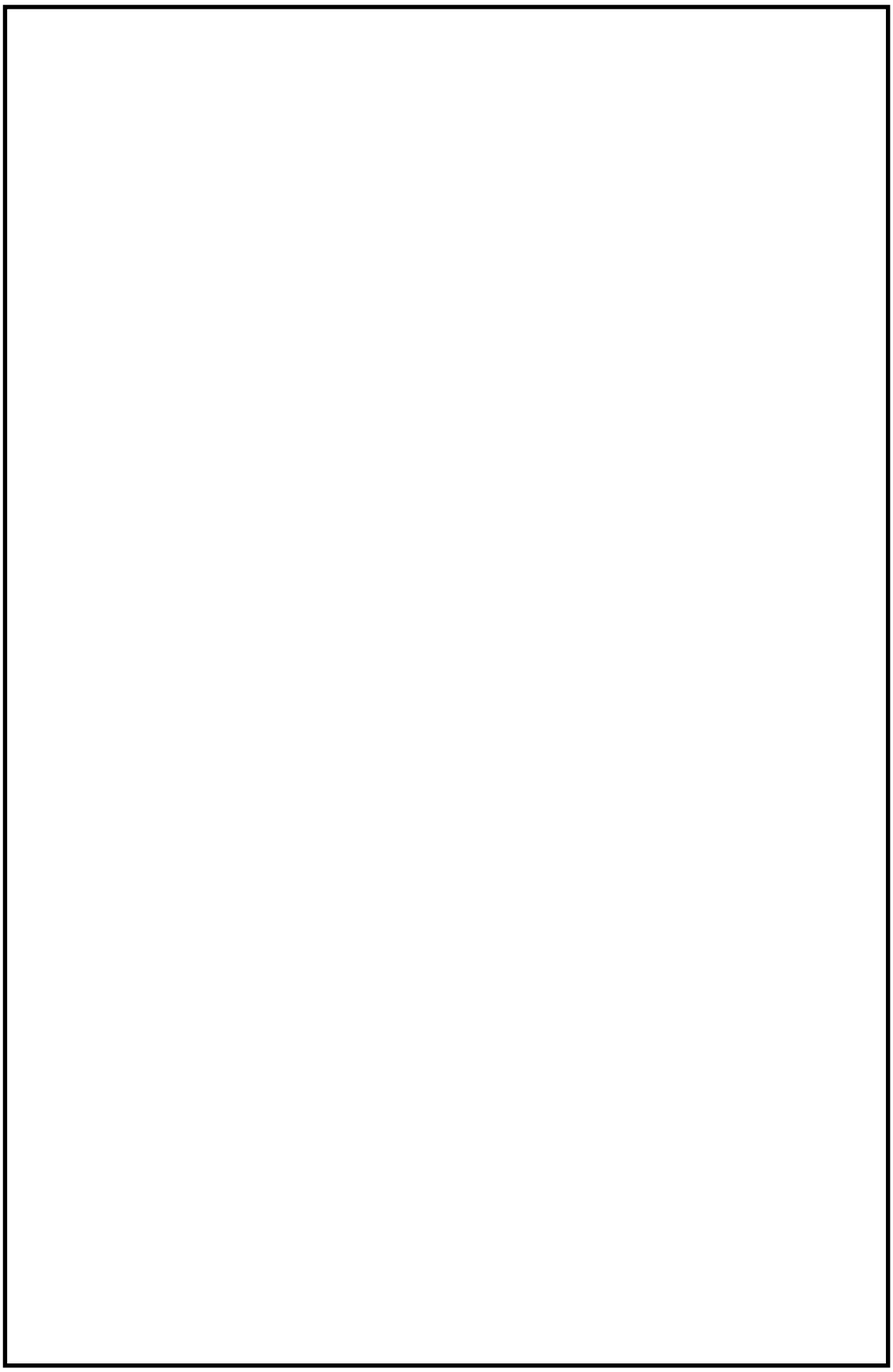


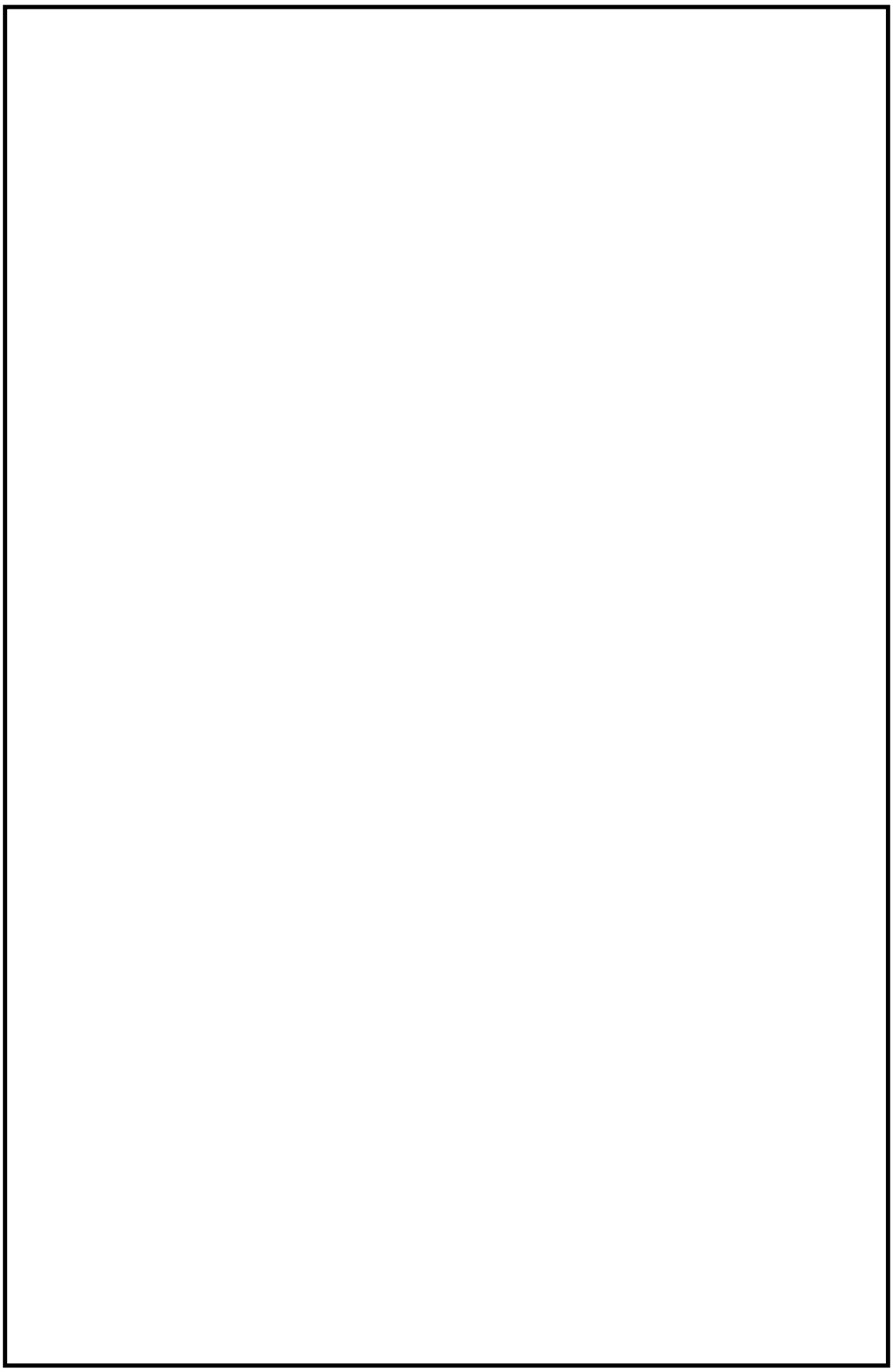










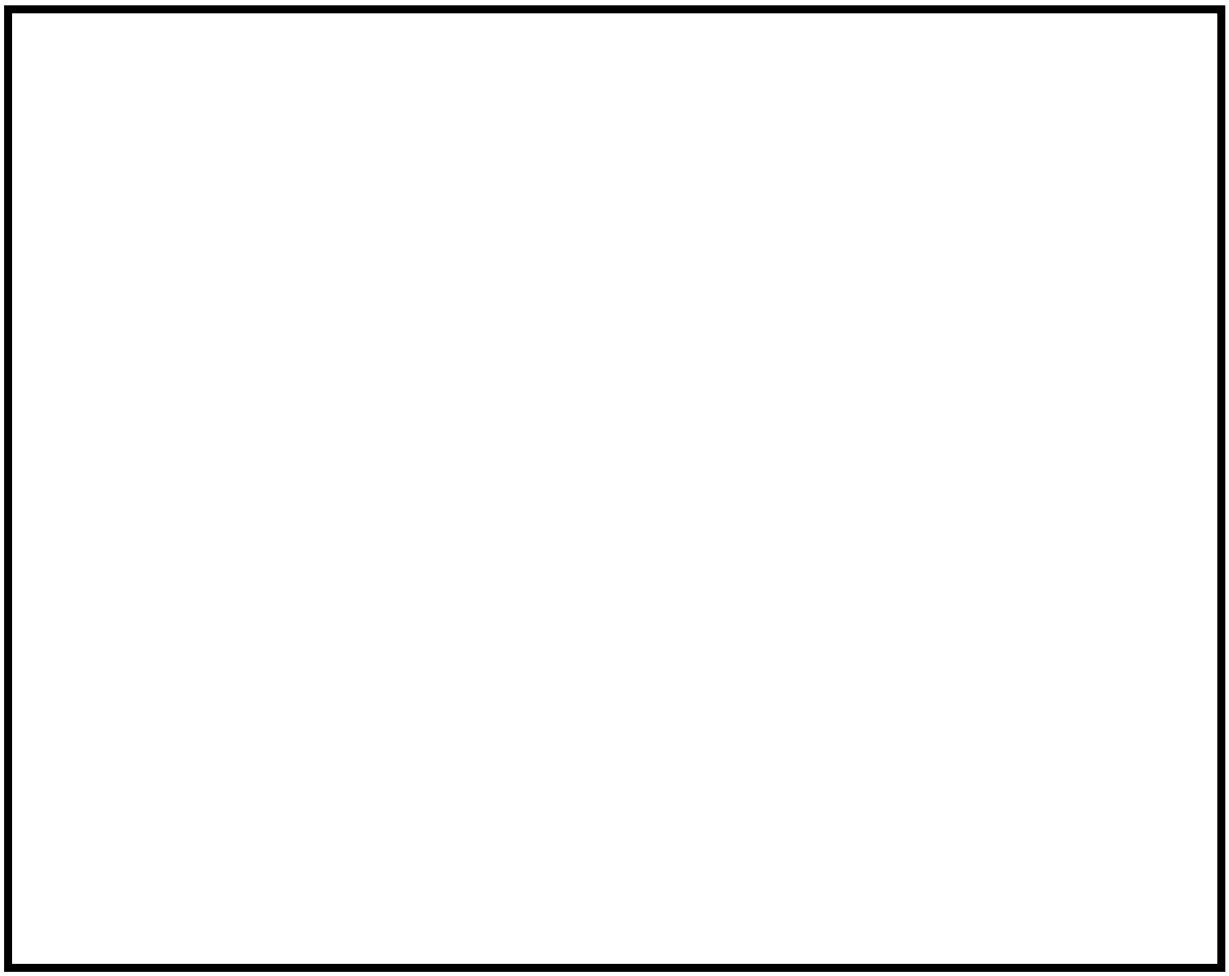


55－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

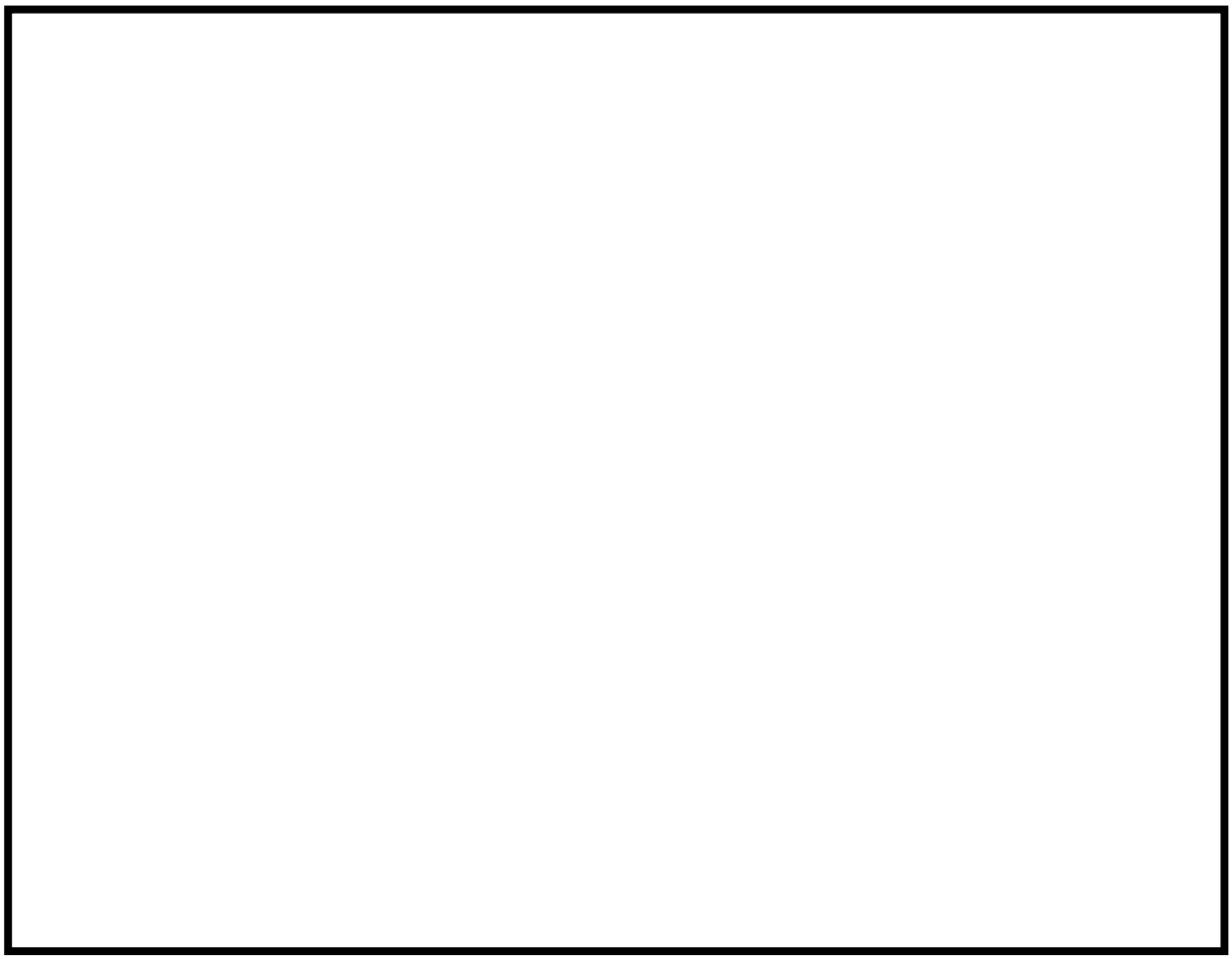
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬）

第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					可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），汚濁防止膜		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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線／荷重	屋外		D
				海水	海で使用		I
				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）		－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）		－
				関連資料	55-2 配置図，55-6 接続図		
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作		Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		55-3 系統図，55-6 接続図		
		第3号	試験・検査(検査性，系統構成・外部入力)		可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	ポンプ	Ａ
					放水砲，泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），汚濁防止膜	その他	Ｍ
			関連資料		55-4 試験検査		
		第4号	切替性		本来の用途として使用する		対象外
			関連資料		55-3 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備		対象外
				関連資料	55-3 系統図		
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）		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		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		常設設備と接続しない		対象外
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）		―
			関連資料		55-2 配置図，55-6 接続図		
		第5号	保管場所		屋外		Ａｂ
			関連資料		55-2 配置図		
		第6号	アクセスルート		屋外		Ｂ
			関連資料		55-8 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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない		対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない		対象外
				関連資料	本文		

55－2　配置図

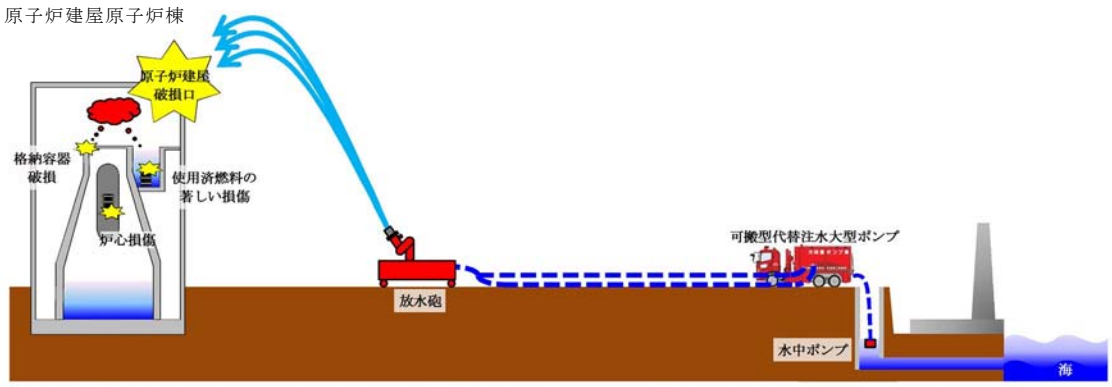


第 55－2－1 図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲配置図

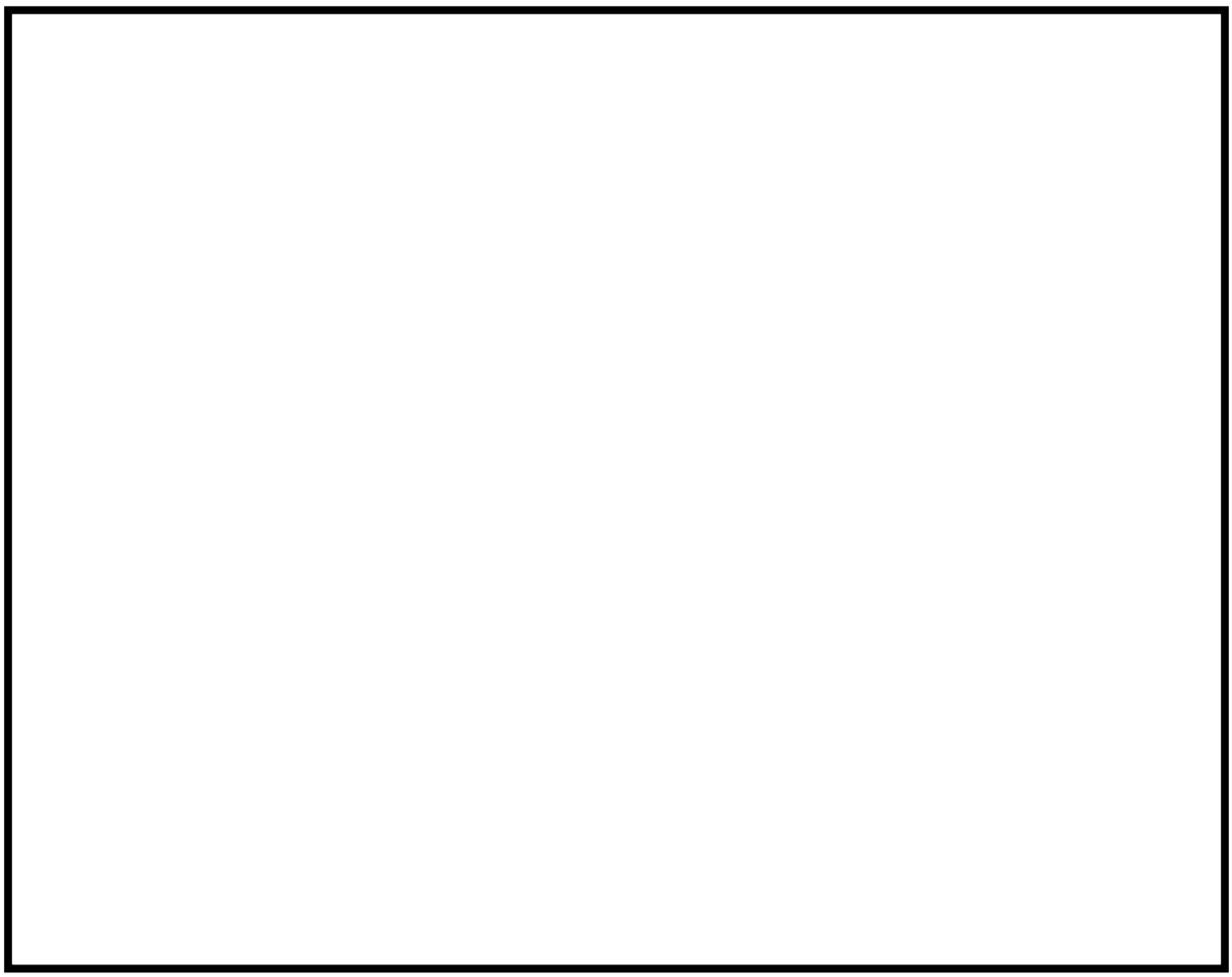


第 55－2－2 図　汚濁防止膜配置図

55－3　系統図

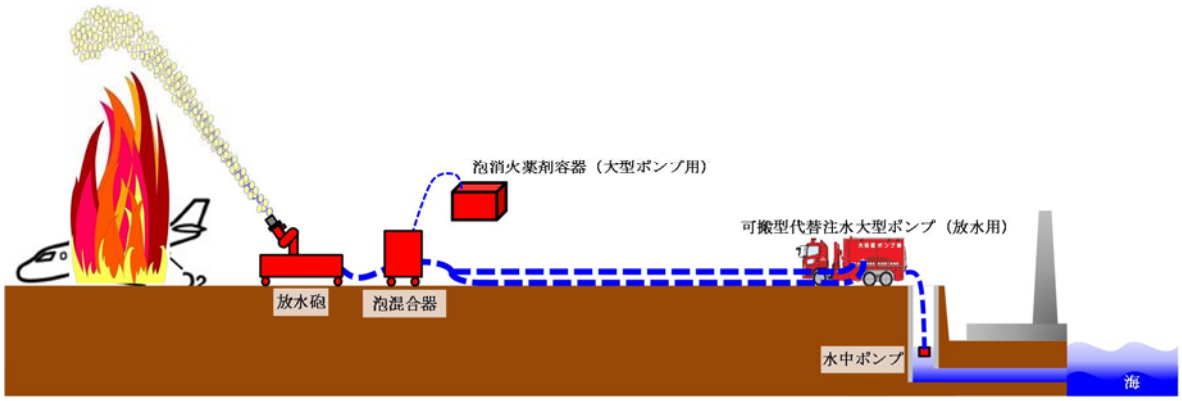


第 55－3－1 図　大気への拡散抑制　概略系統図



第 55－3－2 図　海洋への拡散抑制　概略系統図

（汚濁防止膜）



第 55－3－3 図　航空機燃料火災への泡消火　概略系統

55－4　試験検査

第55－4－1表　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の試験検査

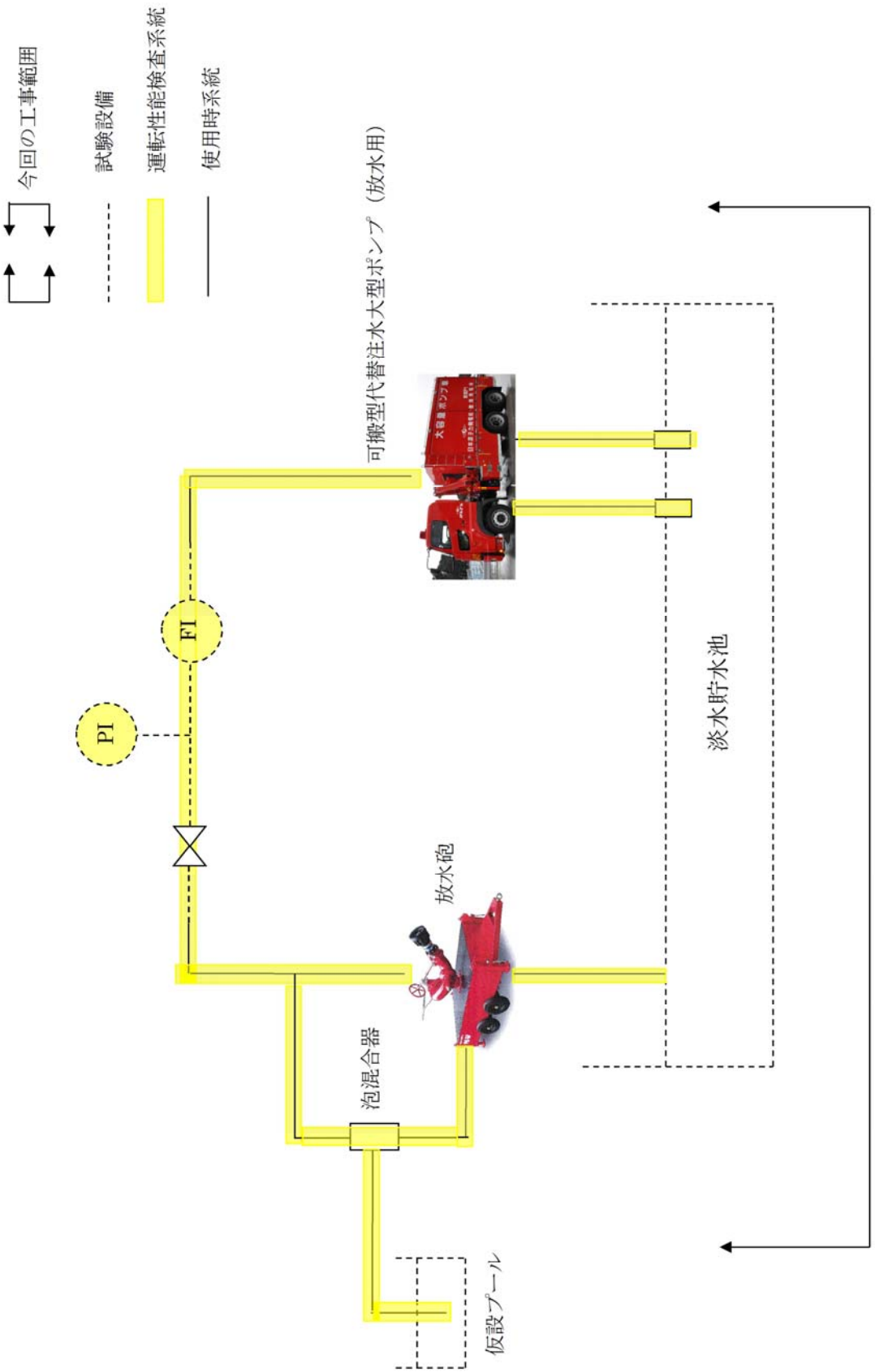
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	車両検査	車両の走行確認

第 55－4－2 表　放水砲及び泡混合器の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	運転性能，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認
停止中	機能・性能検査	運転性能，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認

第 55－4－3 表　泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の試験検査

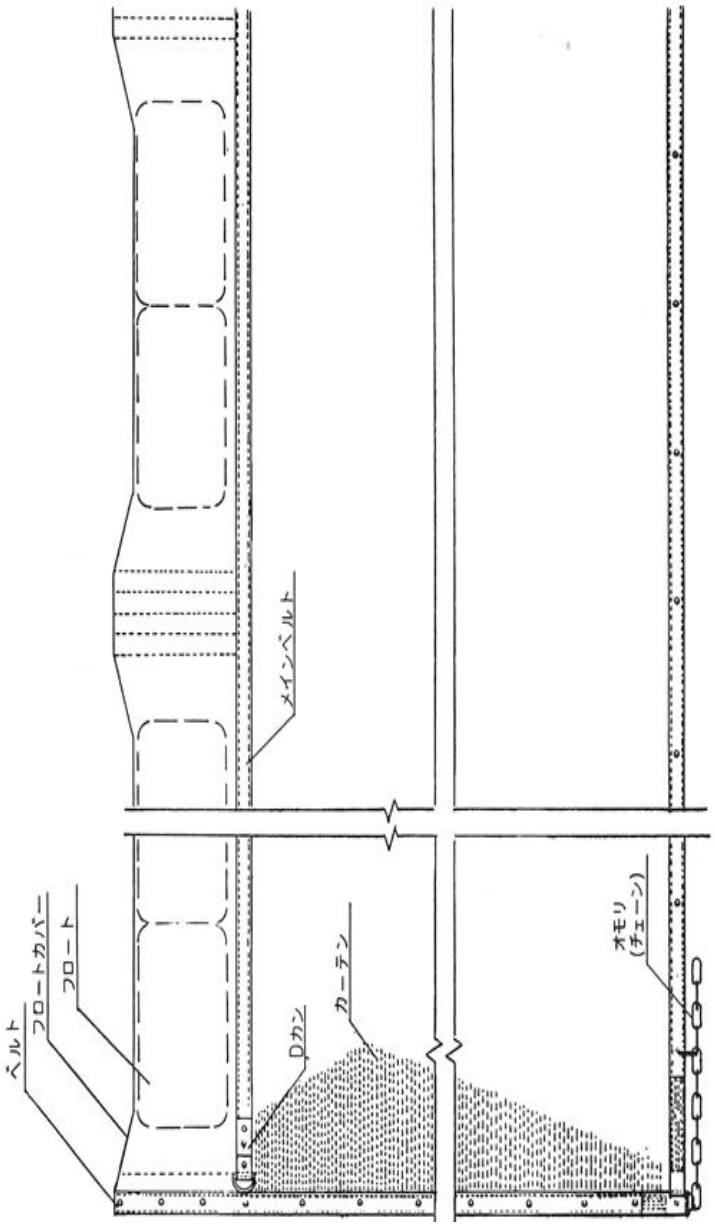
原子炉の状態	項目	内容
運転中	容量確認	内容量の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	容量確認	内容量の確認
	外観検査	外観の確認



第 55－4－1 図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）・放水砲　試験系統

第55-4-4表　汚濁防止膜の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	外観の確認
停止中	外観検査	外観の確認



第 55－4－2 図　汚濁防止膜　外観図

梱包状態例

展張状態例

第 55－4－3 図　汚濁防止膜外観写真

55－5　容量設定根拠

名　　称		可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
容　　量	m^3／h （1 台当たり）	1,338（注１）（約 1,380（注２））
全　揚　程	m	125（注１）（約 135（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1 台当たり）	約 847
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使用済燃料プール内の燃料体等著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は以下の機能を有する。

大気への拡散抑制として使用する可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

その際，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，海を水源として，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）でＳＡ用海水ピットより取水し，可搬型ホースにより放水砲と接続でき，原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建屋原子炉棟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可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。

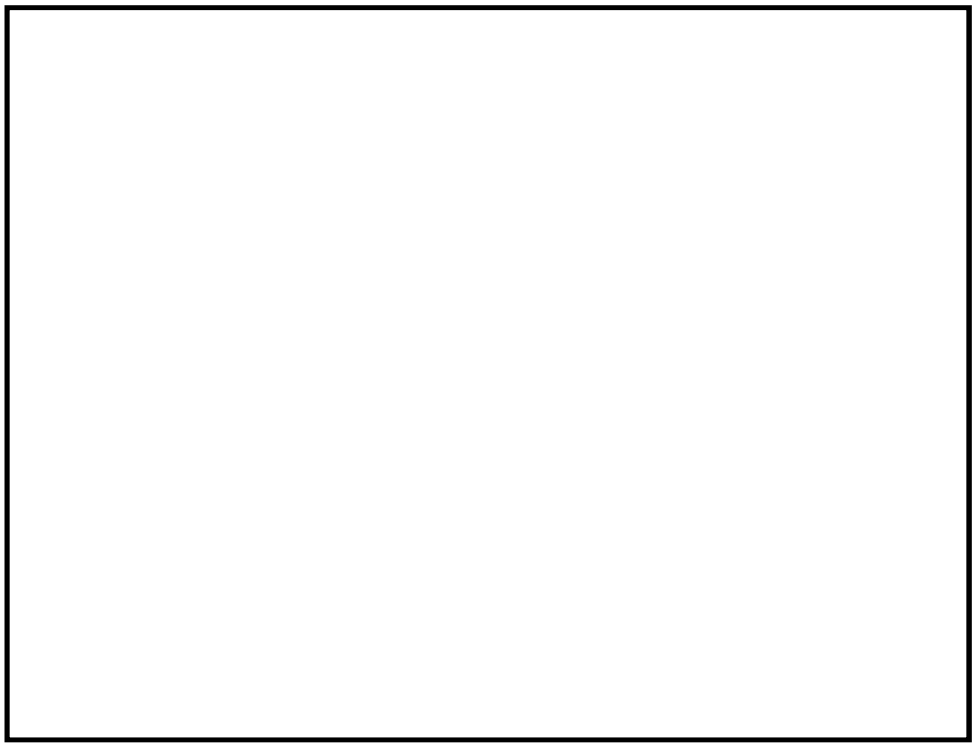
その際，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，海を水源として，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）で取水箇所（海水）より取水し，可搬型ホースにより放水砲と接続でき，送水ポンプで送水することで，泡原液を可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に投入し混合しながら原子炉建屋原子炉棟屋上又は周辺に放水できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保有数は，1セット1台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計2台を保管する。

予備については，同型設備である可搬型代替注水大型ポンプの予備1台と共用可能とする。

1.容量

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため，原子炉建屋原子炉棟屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要があるが，容量設定に当たっては，高所（原子炉建屋原子炉棟屋上）への放水を考慮して設定した。なお，原子炉建屋原子炉棟屋上（地上高約 56m）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 1.0MPa[gage]，1,338m^3／h 以上である。



第 55－5－1 図　射程と射高の関係（ノンアスピレートノズル）
※本曲線は，実放射計測のデータから割り出した理論値（平均値）であり，射程は無風時を想定している。（帝国繊維株式会社）

公称値については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に要求される最大容量 1,338m^3／h を満足するものとして，ポンプ特性から容量約 1,380m^3／h とする。

2.全揚程

ホースの敷設は，放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している北側以外の方向）から放水ができること及び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

複数のルートが選択できるよう設定する。

なお，取水箇所の選定としては，ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると，防潮堤内側のＳＡ用海水ピットから取水することを第一優先として考える。

ホース敷設の圧力損失の評価は，ホース敷設ルートが保守的になるＳＡ用海水ピットから取水し，敷地北側を経由して，原子炉建屋南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	約	102	m
ホース・機器圧損	約	20	m
敷地高さの影響	約	3	m
合 計	約	125	m

以上より，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に要求される最大揚程は，約125mとなる。

公称値については，要求される最大揚程を満足するものとして135mとする。

2. 最高使用圧力(1.4MPa[gage])

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は，供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから，その制限値である1.4MPa[gage]を最高使用圧力とする。

3. 最高使用温度(60℃)

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

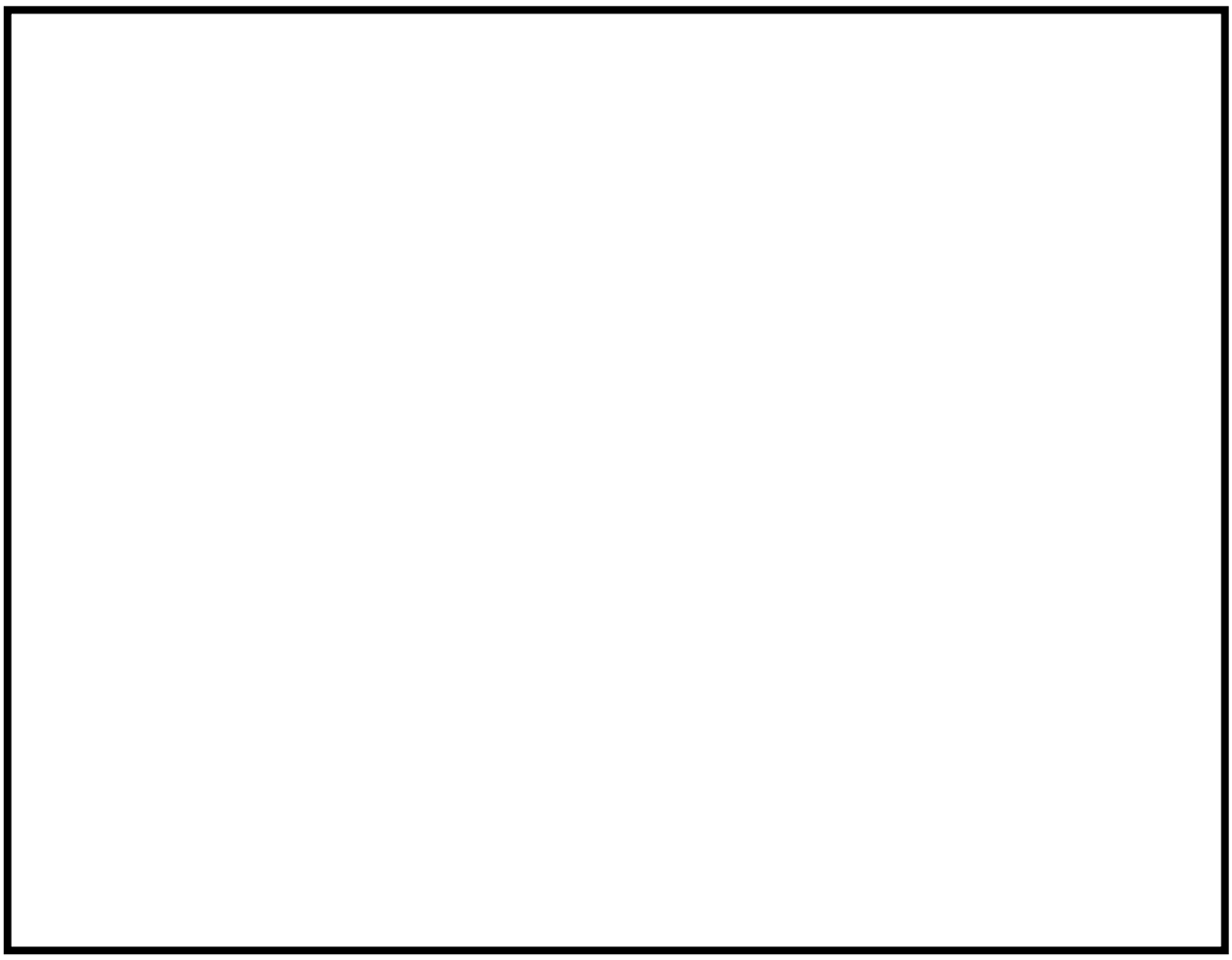
4. 原動機出力　約847kW

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の原動機については，メーカー設計値である約847kW とする。

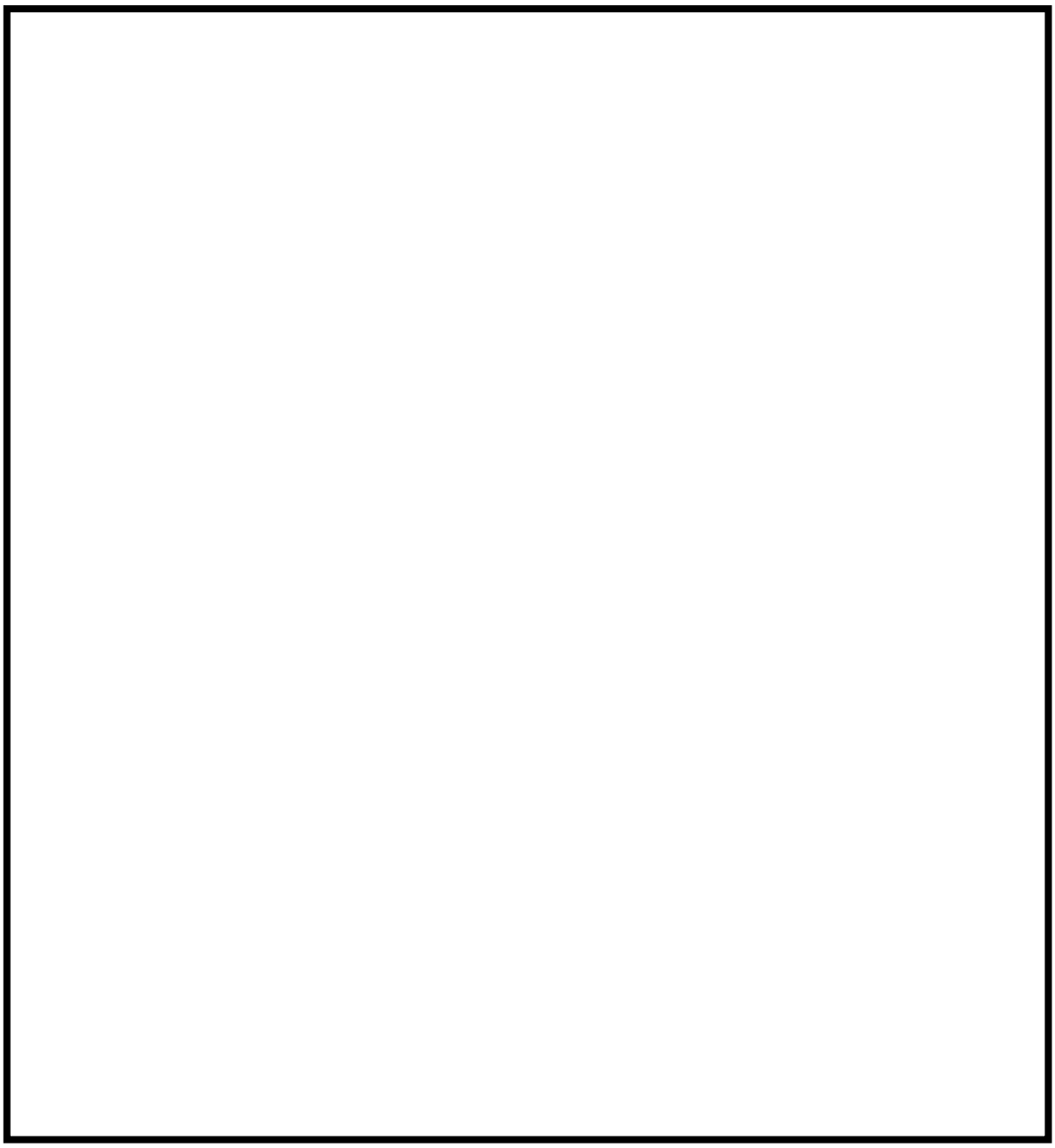
２．原子炉建屋への放水の網羅性について

原子炉建屋への放水は，大気への放射性物質拡散抑制のための放水及び，泡消火放水があるが，原子炉建屋への放水の網羅性について検討する。

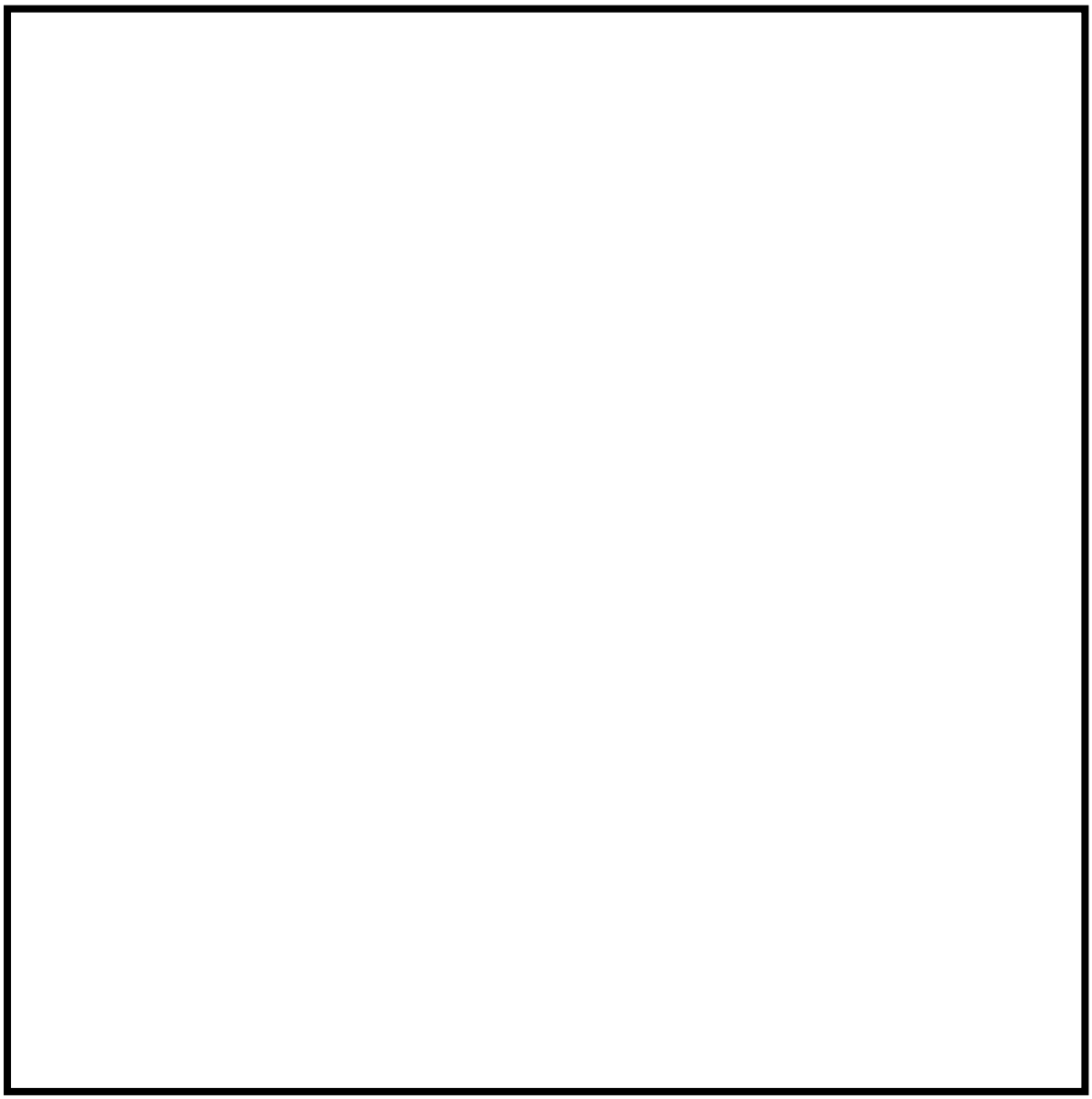
原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65° 以上（泡消火放水の場合は，原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75° 以上）で設置すれば，原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができる。



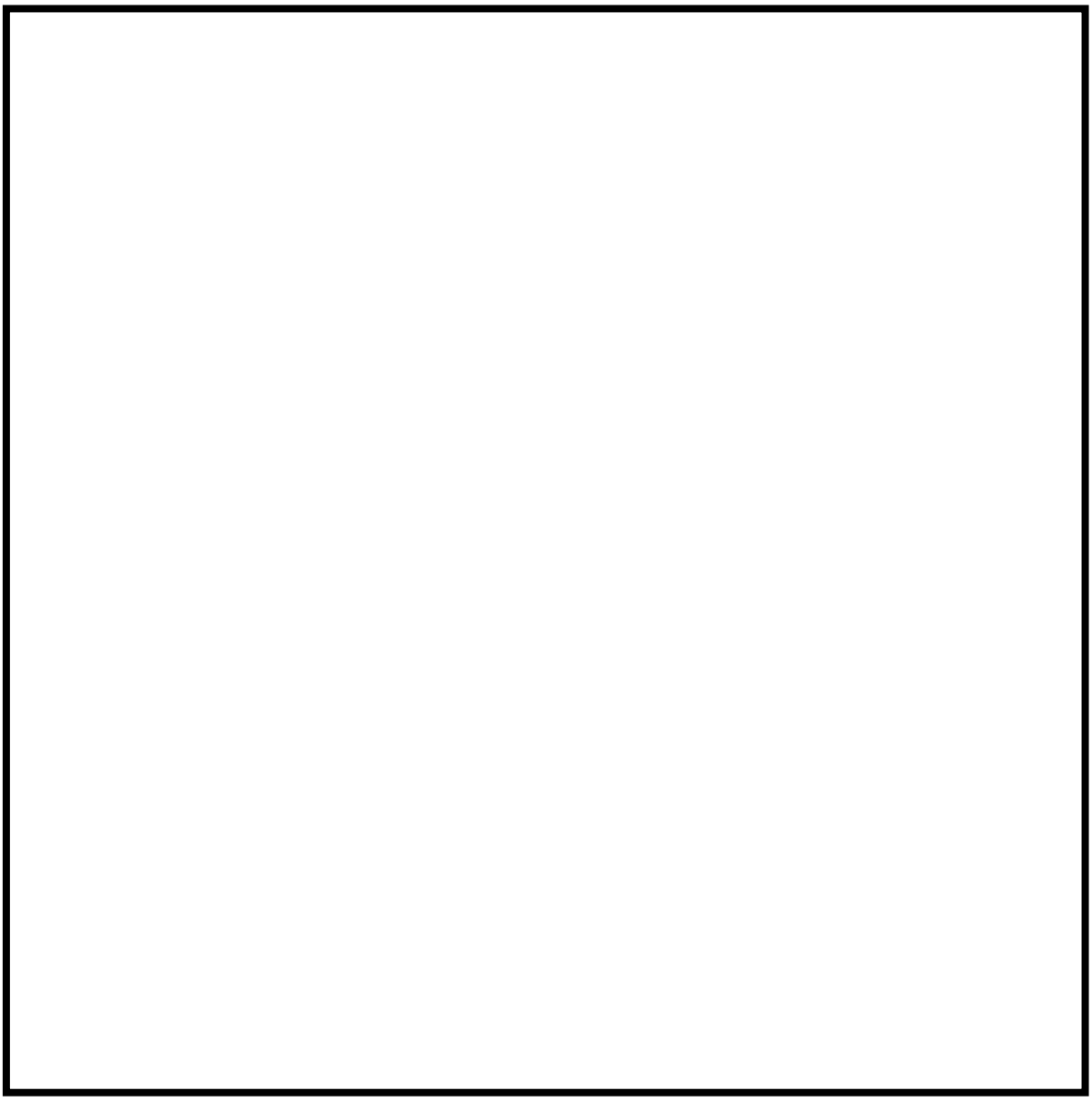
第 55－5－2 図　放水砲設置位置（海水放水の場合）



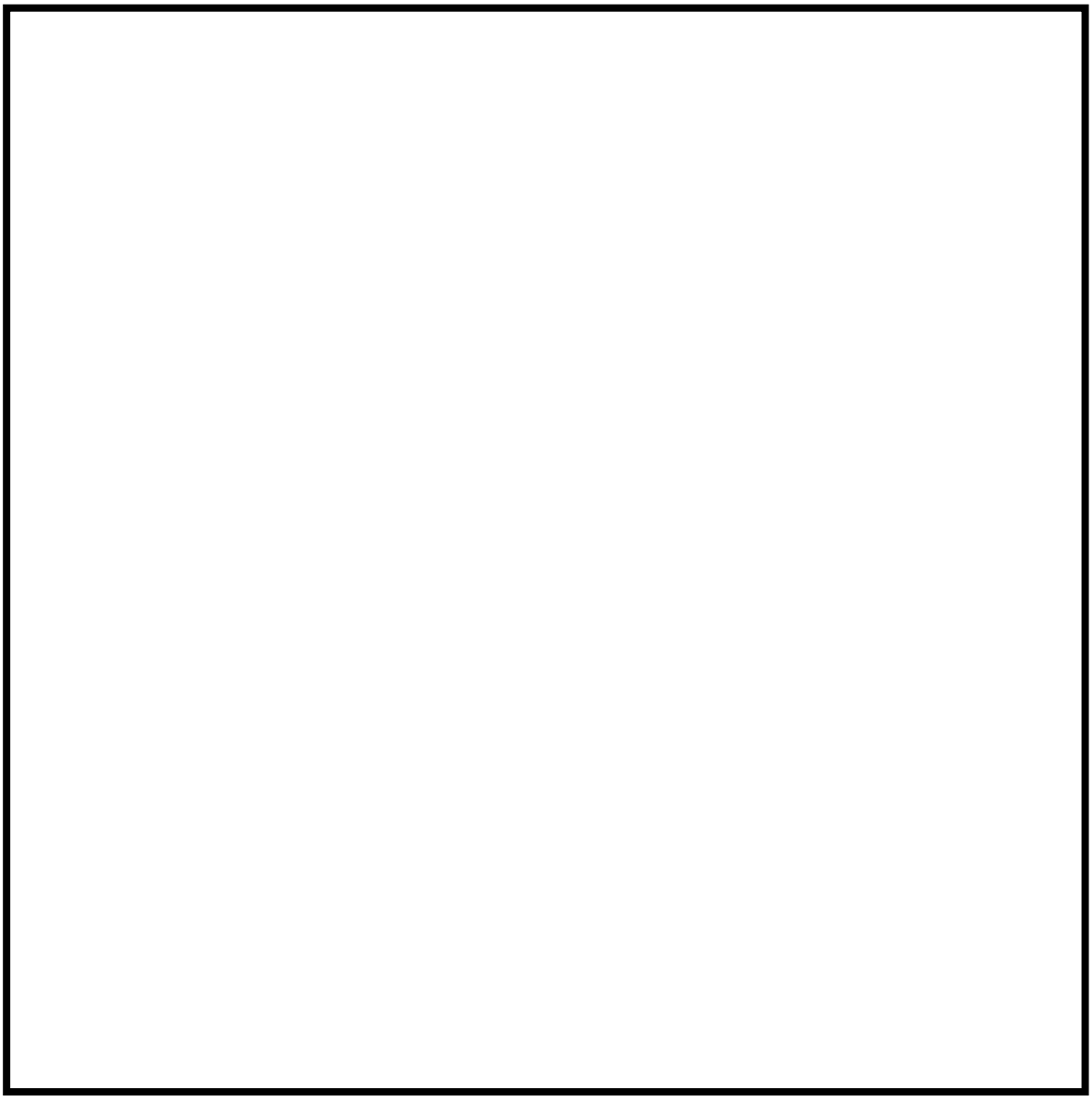
第 55－5－3 図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ａからの場合）



第 55－5－4 図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｂからの場合）



第 55－5－5 図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｃからの場合）



第 55－5-6 図　射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Ｄからの場合）

名称		放水砲
最高使用圧力	MPa[gage]	1.0
最高使用温度	℃	80

【設　定　根　拠】

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

放水砲は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽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。

系統構成は，大気への拡散抑制として，放水砲は，可搬型ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続することにより，原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定でき，複数の方向から原子炉建屋原子炉棟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可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に接続し，泡消火薬剤と混合しながら，原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。

１．最高使用圧力（1.0MPa[gage]）

放水砲を重大事故時において使用する場合の最高使用圧力は，メーカー設計値の 1.0MPa[gage]とする。

２．最高使用温度（80℃）

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,メーカー設計値の 80℃とする。

名	称	汚濁防止膜
幅	m	約 3(全ての雨水排水路集水桝) 約 4(放水路-A,B 及び C)
高　　さ	m	約 3(雨水排水路集水桝-1,2,3,4,7 及び 8) 約 2(雨水排水路集水桝-5,6 及び 9) 約 4(放水路-A,B 及び C)

【設　定　根　拠】

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

汚濁防止膜は，敷地内から海洋への伝搬経路である雨水排水路に設置された雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所に設置することで，大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

また，汚濁防止膜の設置は，放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため，それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路に対して二重に計 2 本設置（合計 24 本）することとし，予備は破れ等の破損時のバックアップ用として設置数と同数である 24 本を確保する。なお，汚濁防止膜の保守点検は外観検査であり，保守点検中でも使用可能であることから，予備には保守点検用を考慮しない。

１．幅

重大事故時等に設置するそれぞれの汚濁防止膜の幅は，それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路の幅を考慮し設定する。

①雨水排水路集水桝-1,2,3,4,5,6,7,8 及び 9

約 3m

②放水路-A,B 及び C

約 4m

２．高さ

重大事故時等に設置するそれぞれの汚濁防止膜の高さは，排水深さを考慮し設定する。

①雨水排水路集水桝-1,2,3,4,7 及び 8

約 3m

②雨水排水路集水桝-5,6 及び 9

約 2m

③放水路-A,B 及び C

約 4m

名	称	泡混合器
最高使用圧力	MPa[gage]	1.73
最高使用温度	℃	60

【設　定　根　拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡混合器は，以下の機能を有する。

泡混合器は，航空機燃料火災に対応するため，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）に接続することで，泡消火剤を混合して放水できる設計とする。

泡混合器の保有数は，航空機燃料火災に対応するため，１個と故障時のバックアップ用として１個の合計２個を保管する。

１．最高使用圧力

泡混合器を重大事故当時において使用する場合の最高使用圧力は，原子炉建屋原子炉棟屋上（地上高約 56m）への放水が可能な圧力（1.0MPa[gage]）以上を満足する値である，メーカーが規定する 1.73MPa[gage]とする。

２．最高使用温度

泡混合器の最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60℃とする。

名　　称		泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）
容　　量	m^3	約 1
個　　数	個	5
泡消火薬剤量	m^3	5

【設　定　根　拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための泡消火薬剤の保有量については，以下のとおりとする。

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

設定にあたっては，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。

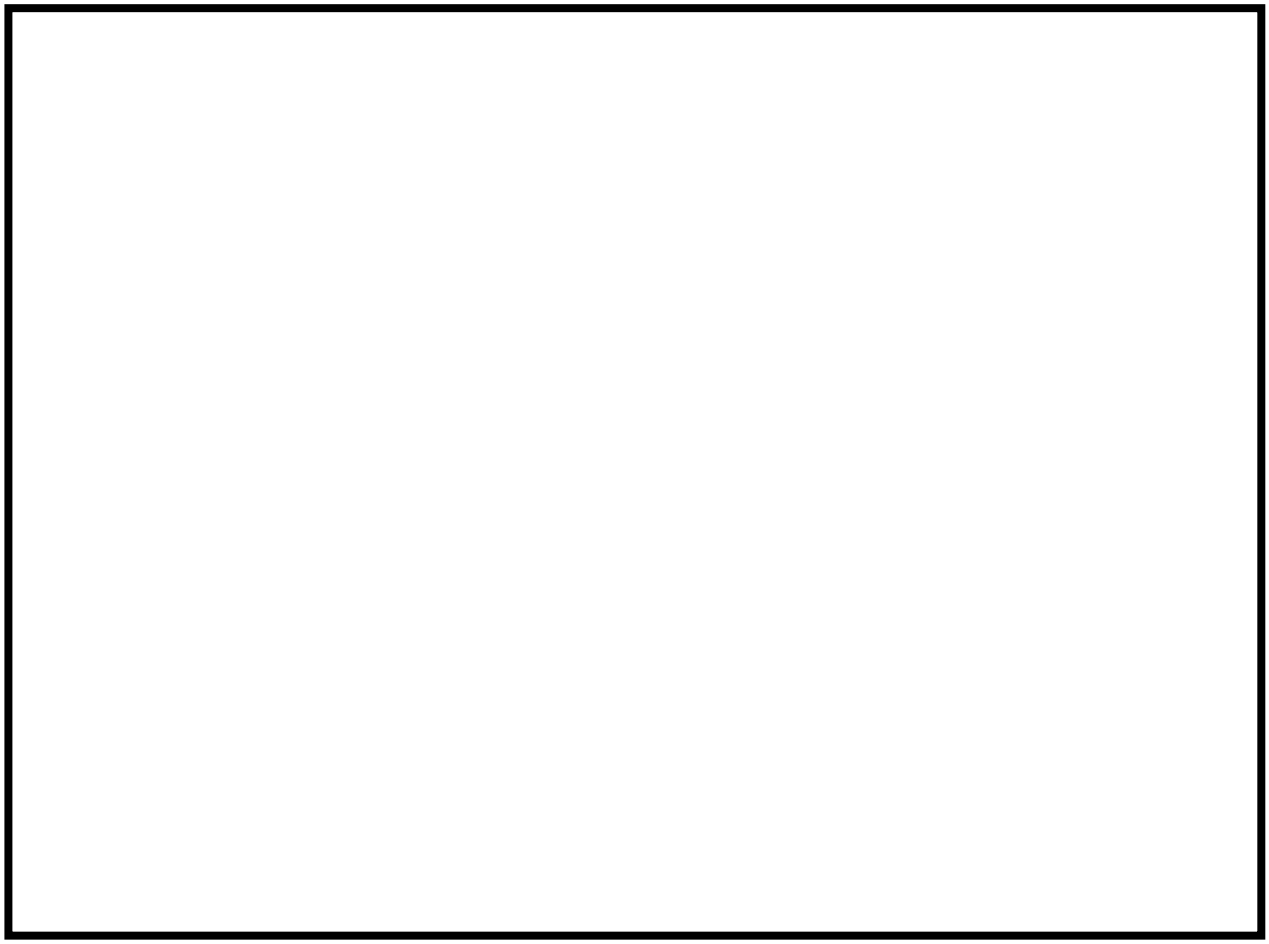
空港カテゴリー10 かつ性能レベル B の泡消火薬剤に要求される混合水溶液の放射量は 11,200L／min（672m^3／h）であり，発泡のために必要な水の量は 32,300L（32.3m^3）である。

必要な泡消火薬剤原液は,32,300L（32.3m^3）×1%＝323L（0.323m^3）に対して，空港業務マニュアルでは 2 倍の量 323L×2=646L（0.646 m^3）を保有することが規定されている。

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災においては，燃料の漏えいが拡大する可能性があることから，泡消火薬剤の保有量は空港業務マニュアルで定められた規定量に余裕を考慮し，672m^3／h を上回る 1,338m^3／h で約 20 分放射できる量である 5m^3，予備として 5m^3を保有することとする。

なお，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の保有数は，約 1m^3容器を 5 個，予備として約 1m^3容器を 5 個の計 10 個保有する。

55－6　接続図



第 55－6－1 図　ホース敷設例

汚染水の流出経路及び対策概要

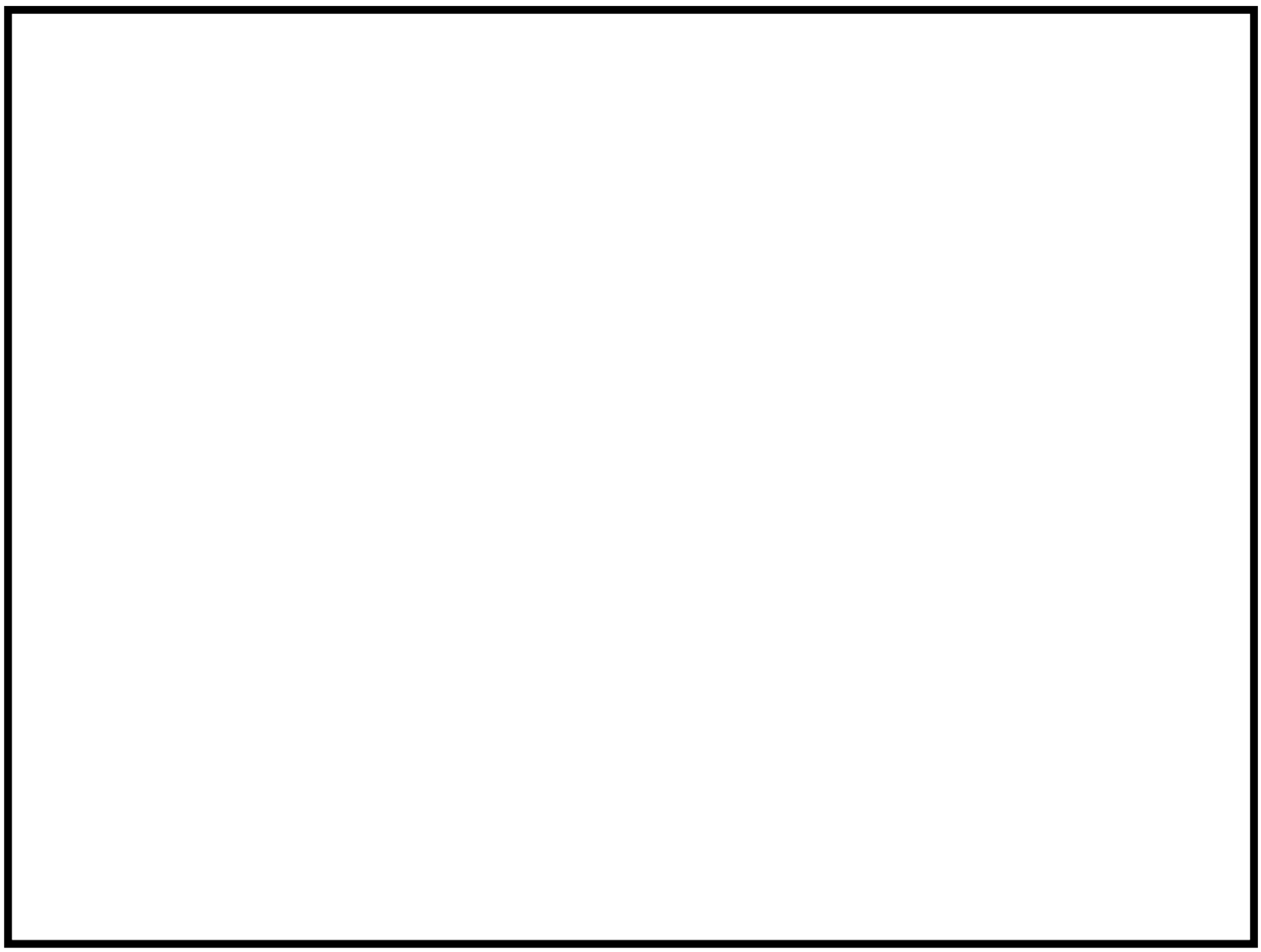
１．発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため，原子炉建屋への放水により発生した汚染水は，屋上から建屋雨水路を経由して，構内の雨水排水路に導かれ，雨水排水路集水桝及び放水路を経由し，海洋に至る。

２．放射性物質の拡散抑制対策

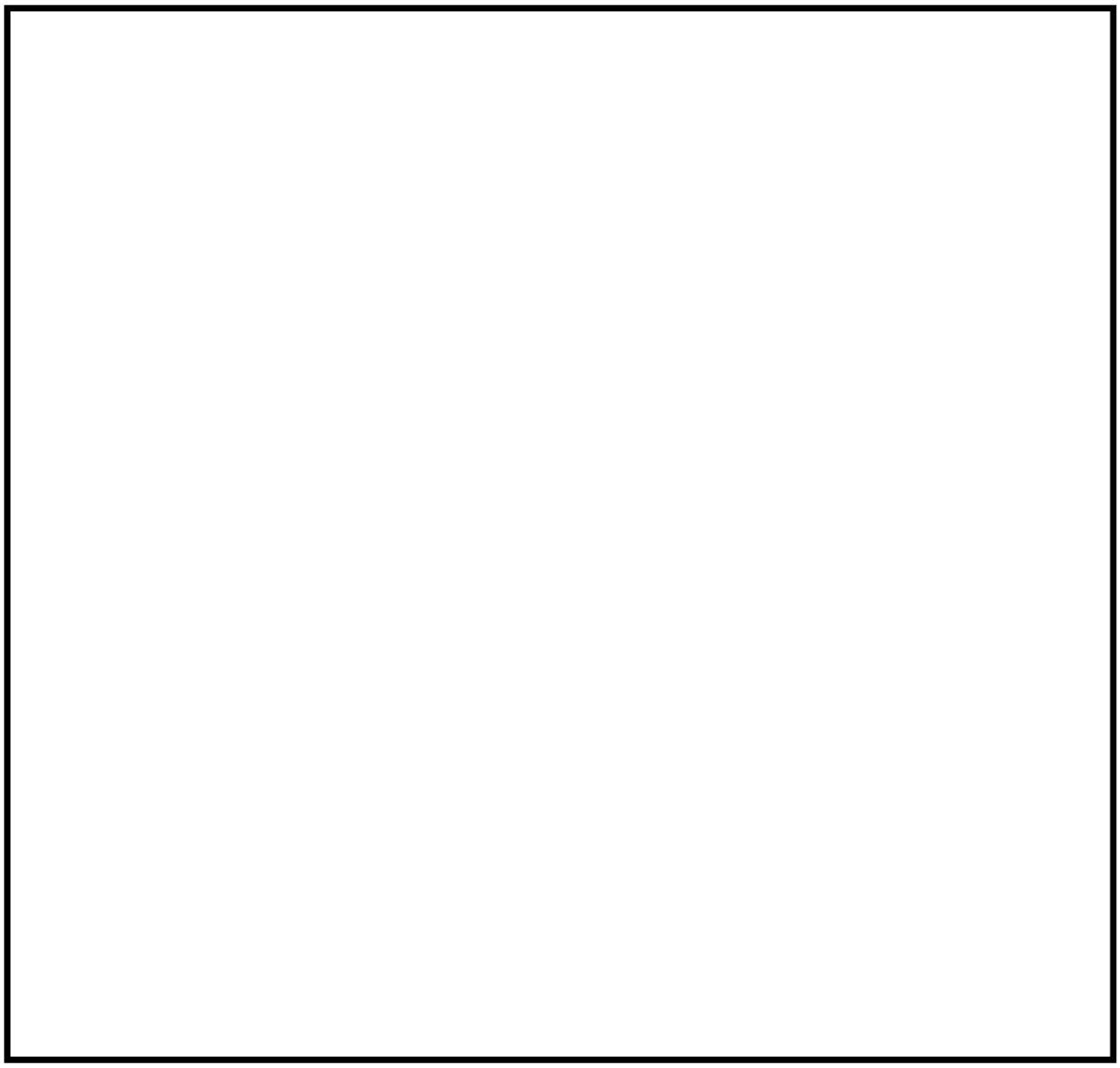
１．のとおり，放水により発生した汚染水は，雨水排水路に導かれ雨水排水路集水桝及び放水路を経由して，海洋に導かれる。よって，放射性物質の海洋への拡散抑制のため，雨水排水路集水桝及び放水路に汚濁防止膜を設置する。

海洋への拡散抑制対策の概要を第 55－6－2 図に示す。



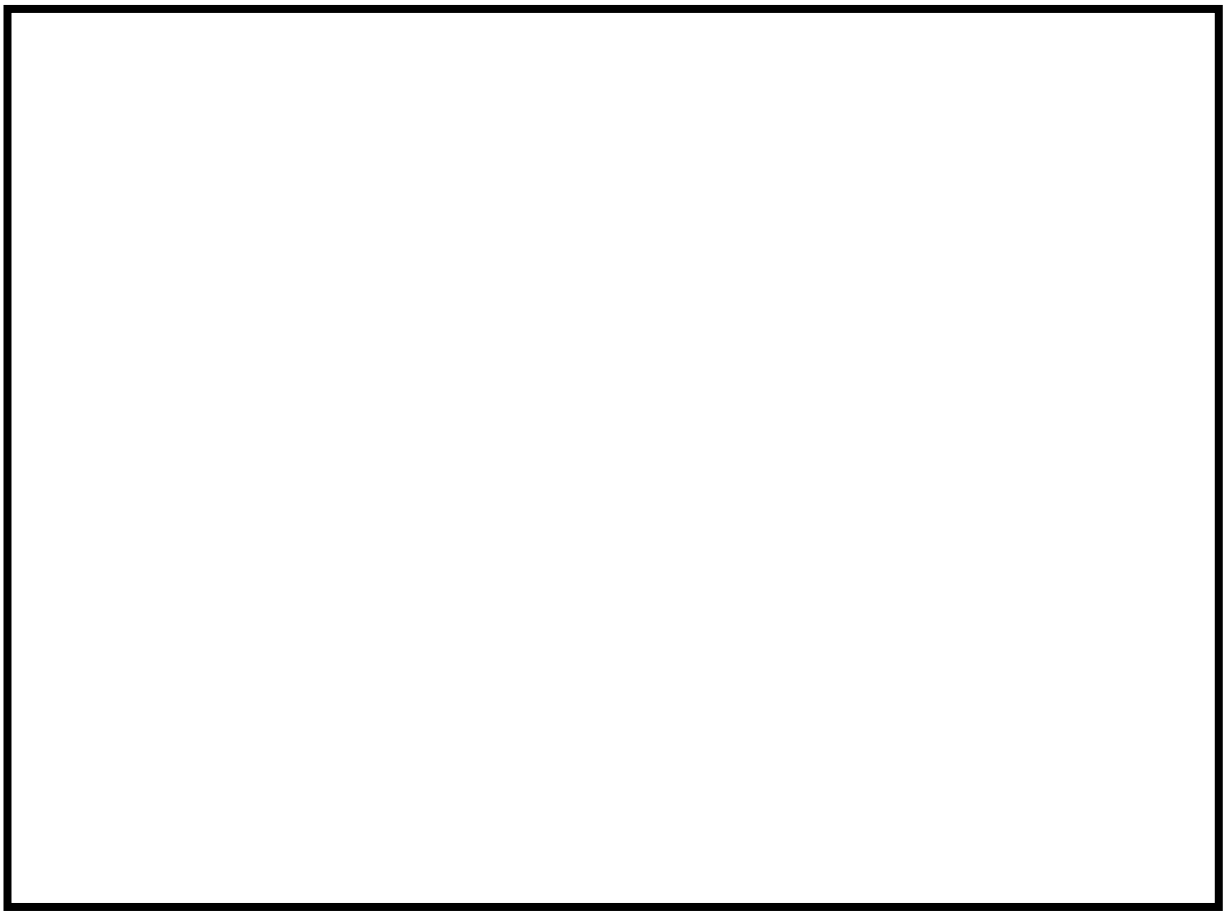
第 55－6－2 図　汚濁防止膜の設置位置図

55－7　保管場所



第55－7－1図　可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，
泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），汚濁防止膜の保管場所

55－8　アクセスルート図



第55－8－1図　アクセスルート図

55－9　その他設備

1．その他設備

1.1　航空機燃料火災に対する延焼防止処置

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に，初期対応における泡消火及び延焼防止を実施する。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。

本系統は，使用可能な淡水源がある場合は，消火栓（原水タンク）又は防火水槽を水源とし，使用可能な淡水源がない場合は，海水を使用する。

航空機燃料火災状況を確認し，安全距離を確保した場所に化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を配置し，取水箇所から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し，泡消火による初期対応（延焼防止）を実施する。

第 55－9－1 図　化学消防自動車による初期消火

56－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					代替淡水貯槽	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
				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
				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)	－
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	－
				関連資料	56-3　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）		その他	M
			関連資料		56-5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		56-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	56-4　系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		56-6　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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					西側淡水貯水設備	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
				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
				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)	－
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	－
				関連資料	56-3　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）		その他	M
			関連資料		56-5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		56-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	56-4　系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		56-6　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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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)	－
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	－
				関連資料	56-3　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）		その他	M
			関連資料		56-5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		56-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	56-4　系統図	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		—	
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		56-6　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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	—	

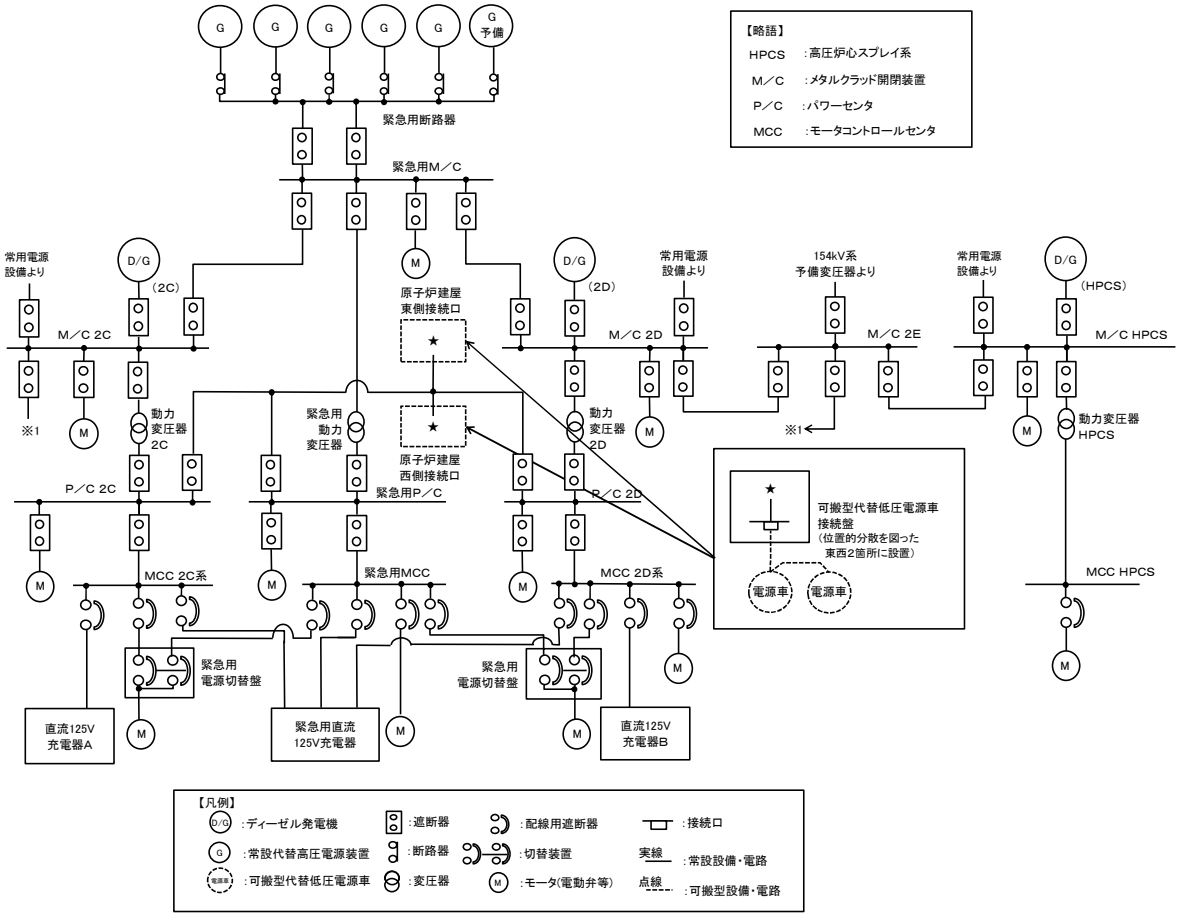
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					可搬型代替注水大型ポンプ	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	56-8　保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		56-7　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		56-5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		56-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	56-4　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		56-3　配置図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		56-6　容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	B
			関連資料		56-7　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		屋外	Ａｂ
			関連資料		56-3　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	―
			関連資料		56-3　配置図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		56-8　保管揚所図	
		第6号	アクセスルート		屋外	B
			関連資料		56-9　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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

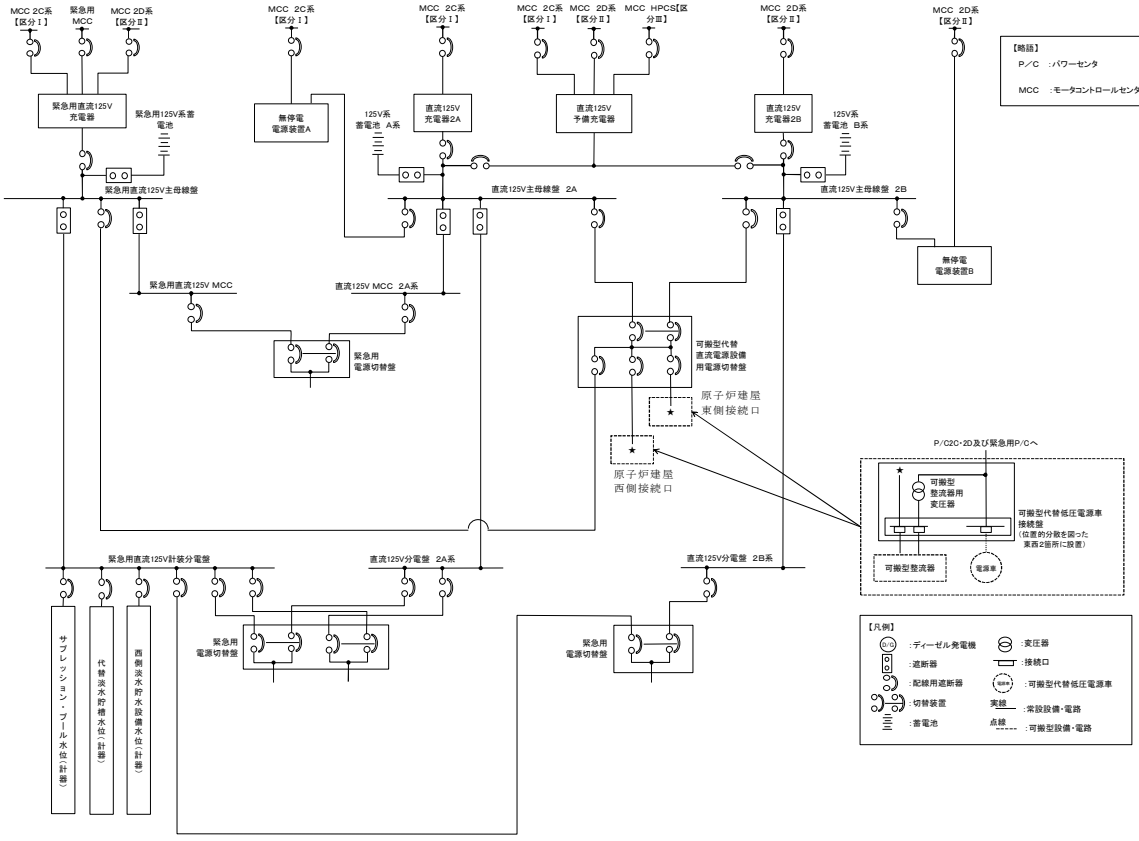
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備					可搬型代替注水中型ポンプ	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
				海水	淡水だけでなく海水も使用	Ⅱ
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波の影響を受けない）	－
				関連資料	56-8　保管場所図	
		第2号	操作性		工具の使用，設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁及び接続操作	Ｂｂ，Ｂｃ，Ｂｄ，Ｂｆ，Ｂｇ
			関連資料		56-7　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		56-5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		56-4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
				関連資料	56-4　系統図	
		第6号	設置場所		現場操作（設置場所）	Ａａ
			関連資料		56-3　配置図	
	第3項	第1号	可搬SAの容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料		56-6　容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性		フランジ接続	B
			関連資料		56-7　接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		屋外	Ａｂ
			関連資料		56-3　配置図	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	―
			関連資料		56-3　配置図	
		第5号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		56-8　保管揚所図	
		第6号	アクセスルート		屋外	B
			関連資料		56-9　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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	本文	

56－2　単線結線図

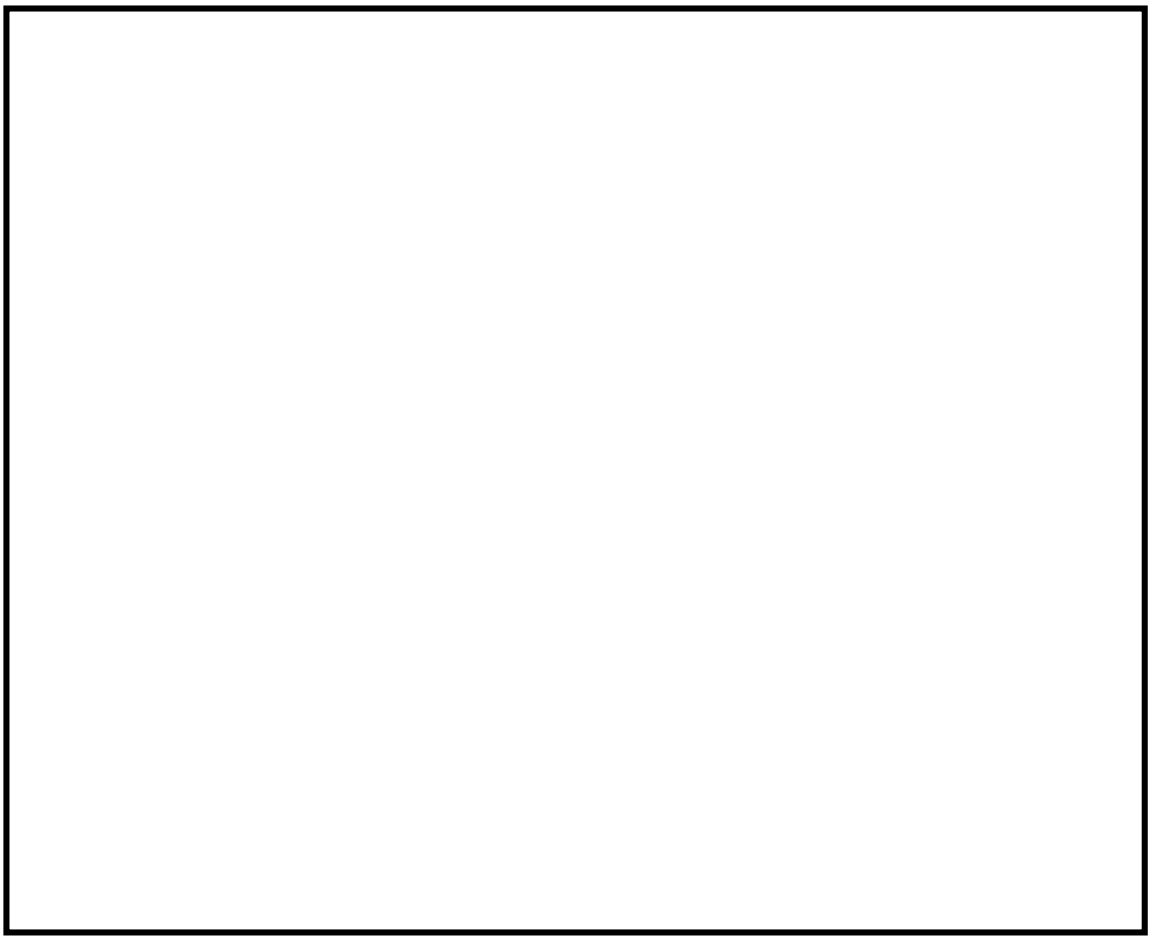


第 56－2－1 図　　電源構成図（交流電源）（1／2）



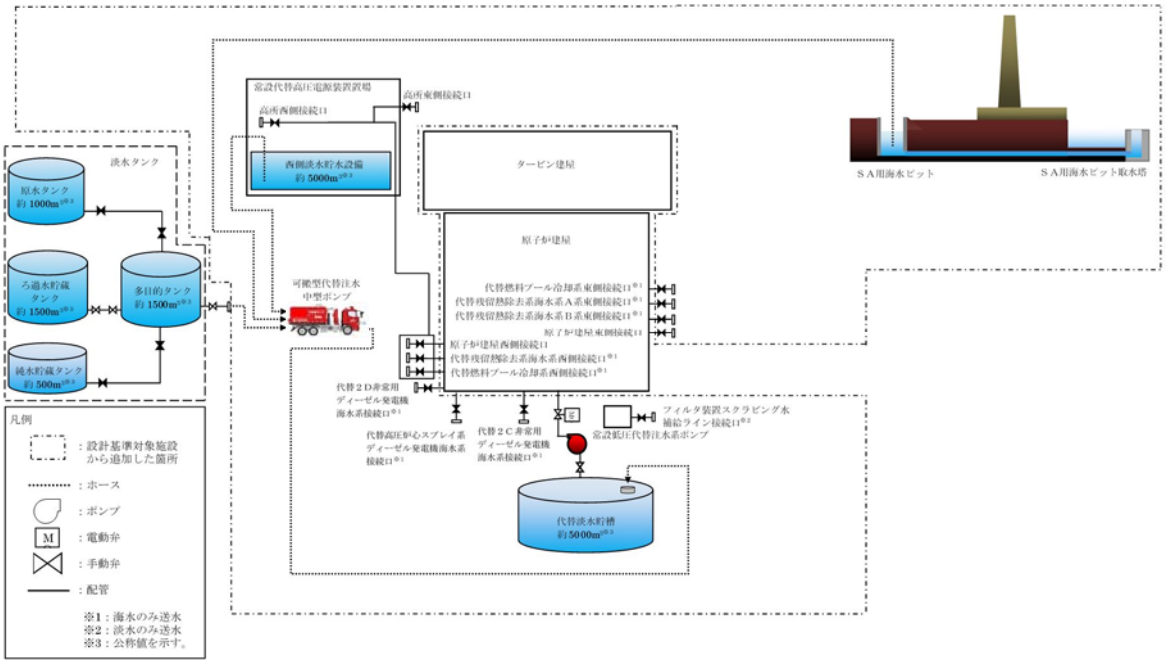
第 56－2－2 図　電源構成図（直流電源）（2／2）

56－3　配置図



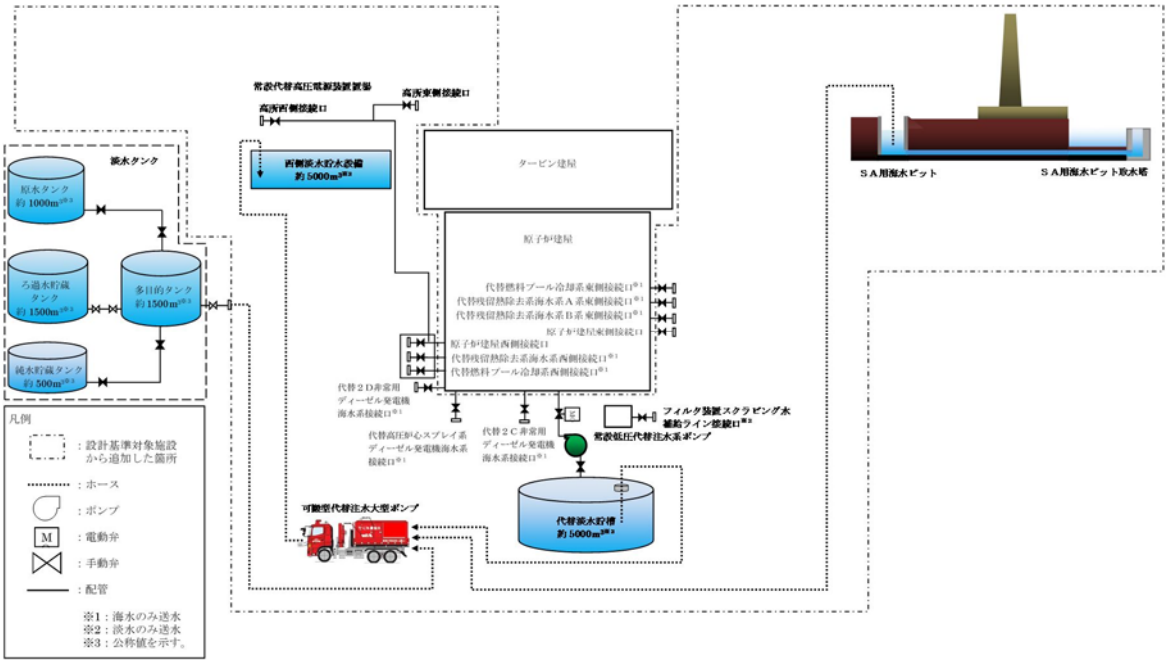
第 56－3－1 図　水源配置図

56－4　系統図



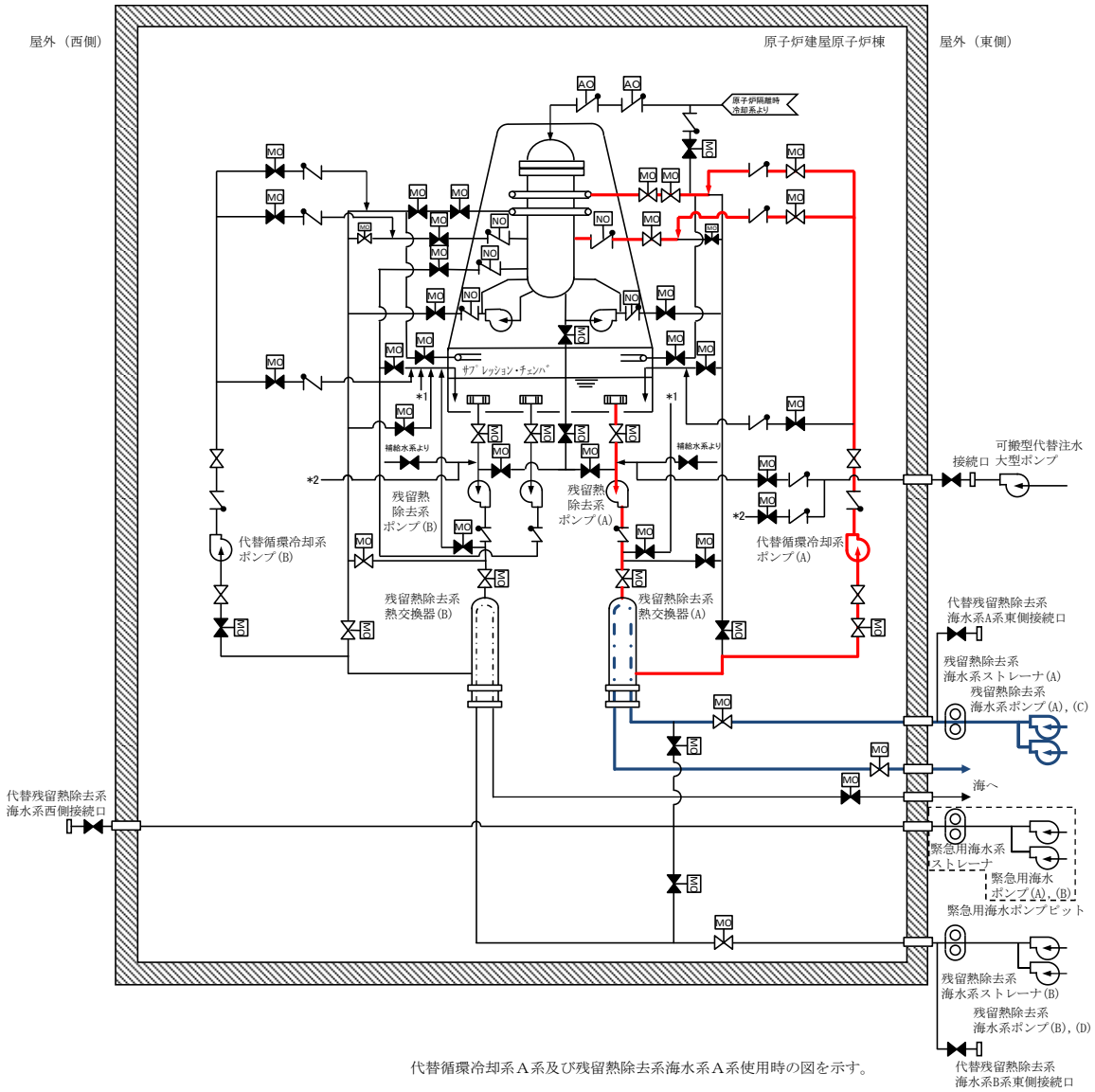
【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 56－4－1 図　系統概要図（代替淡水貯槽への水の移送設備）



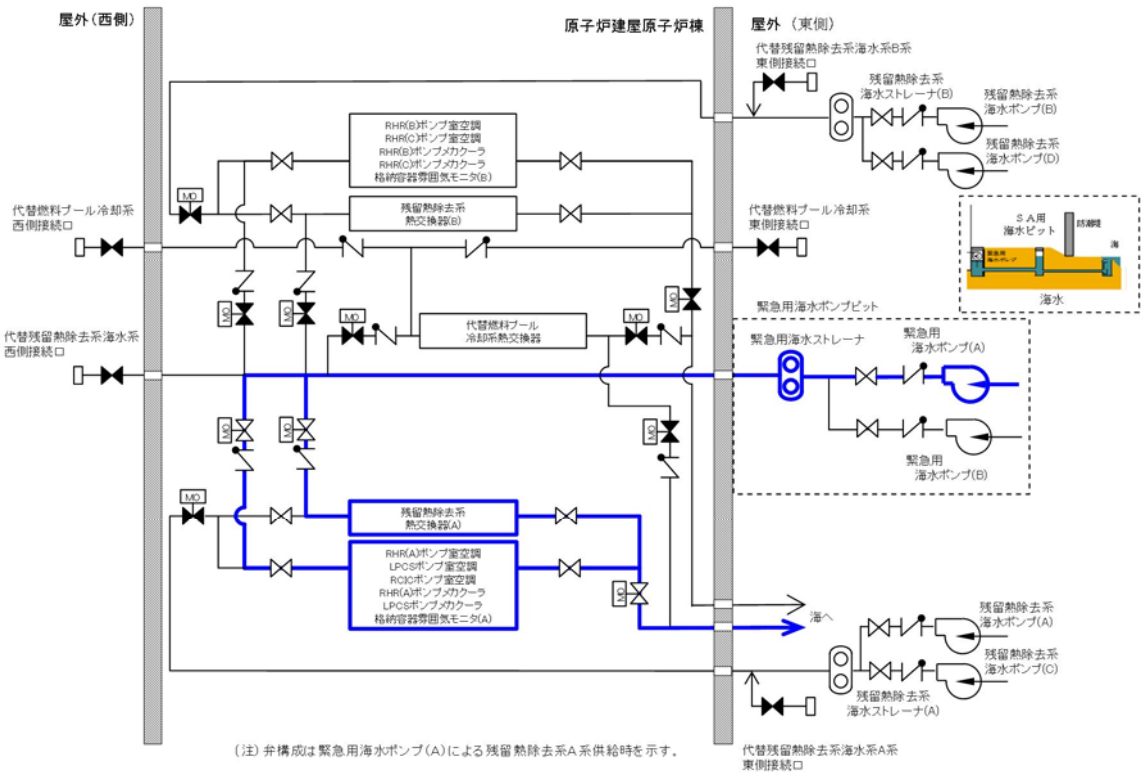
【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 56－4－2 図　系統概要図（西側淡水貯水設備への水の移送設備）

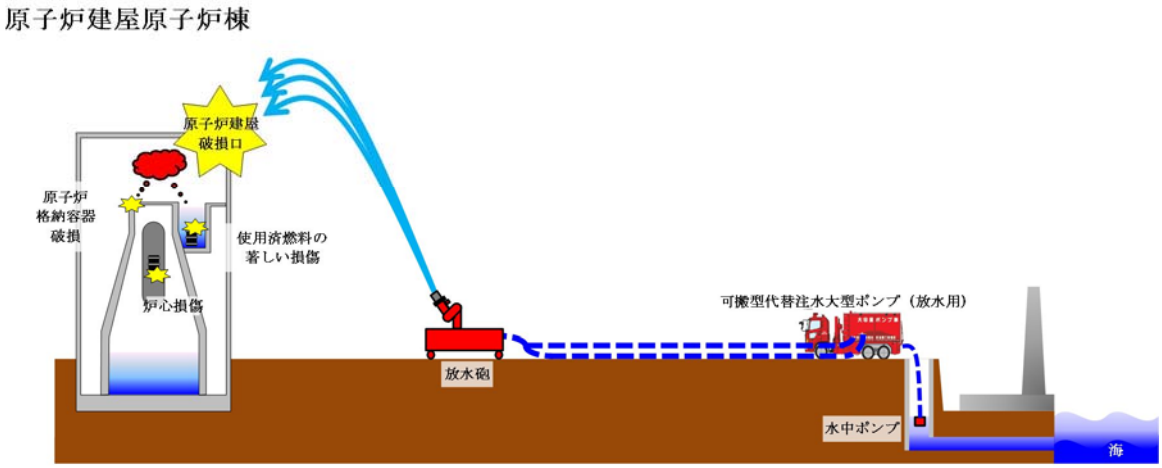


代替循環冷却系Ａ系及び残留熱除去系海水系Ａ系使用時の図を示す。

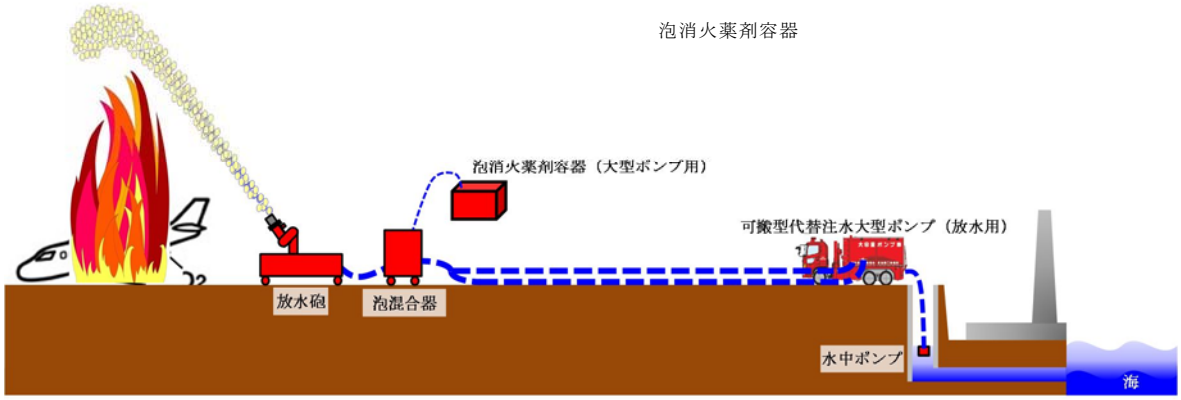
第 56－4－3 図　サプレッション・チェンバを水源とした代替循環冷却系



第 56－4－4 図　海水を水源とした緊急用海水系



第 56－4－5 図　海水を水源とした大気への拡散抑制

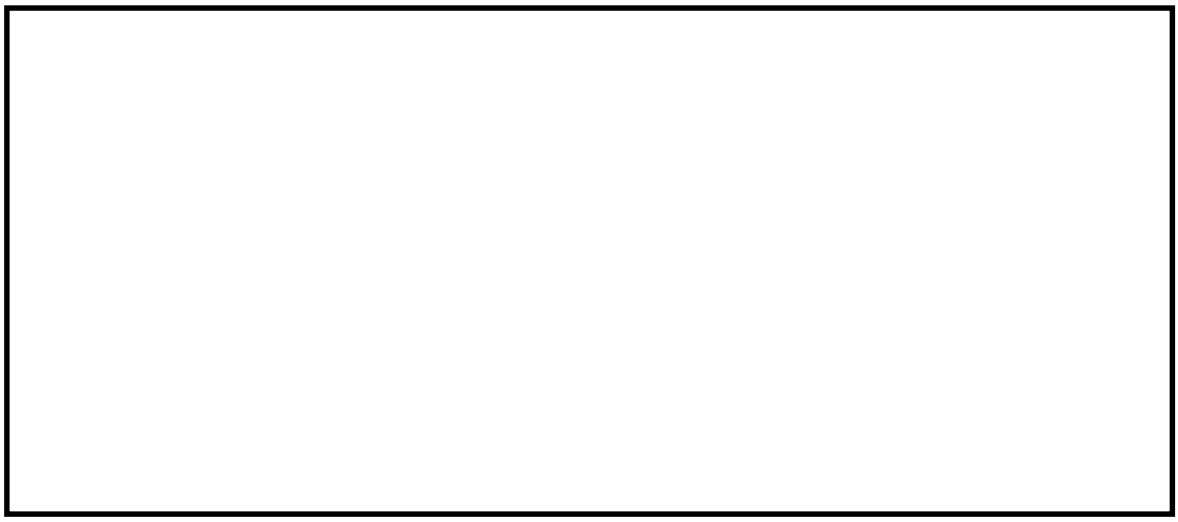


第 56－4－6 図　海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火

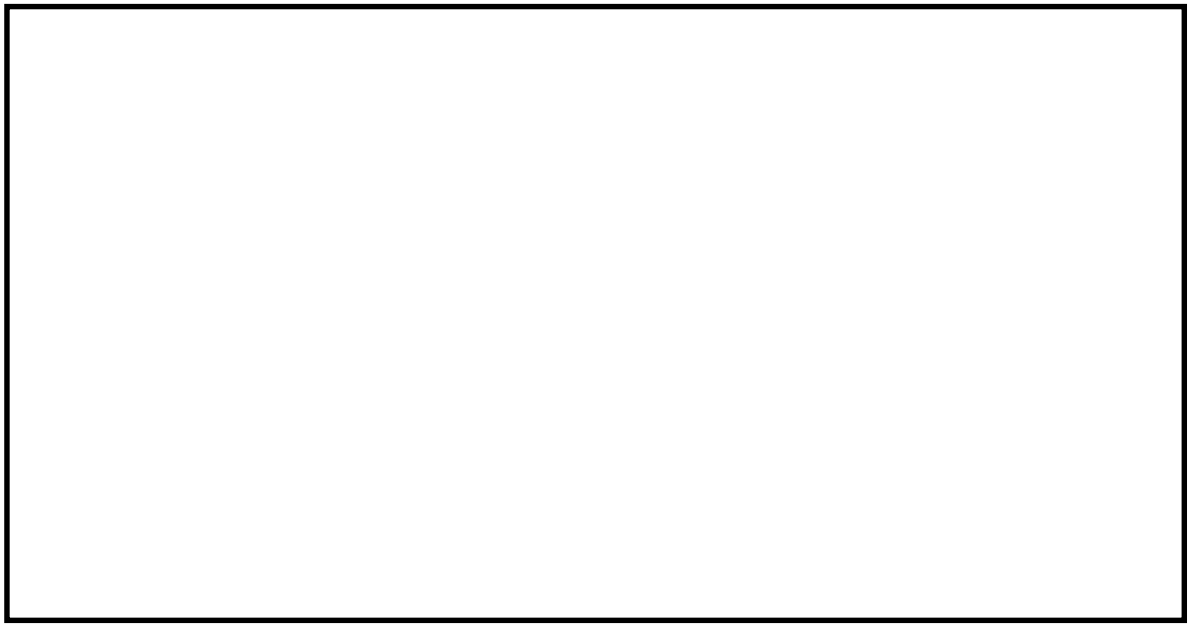
56－5　試験検査

第 56－5－1 表　西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	異常監視	水位の監視により異常の無いことを確認
停止中	外観検査	水中カメラにより異常の有無を確認



第 56－5－1 図　代替淡水貯槽構造図

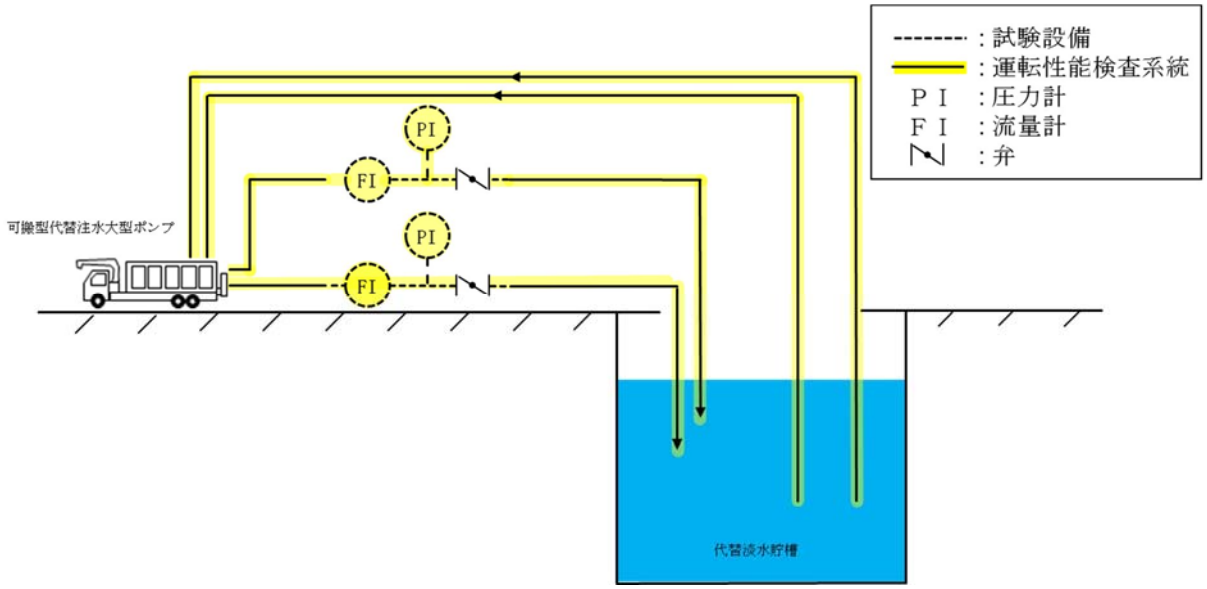


第 56－5－2 図　代替淡水貯槽構造図

第56－5－2表　可搬型代替注水中型ポンプ及び

可搬型代替注水大型ポンプの試験検査

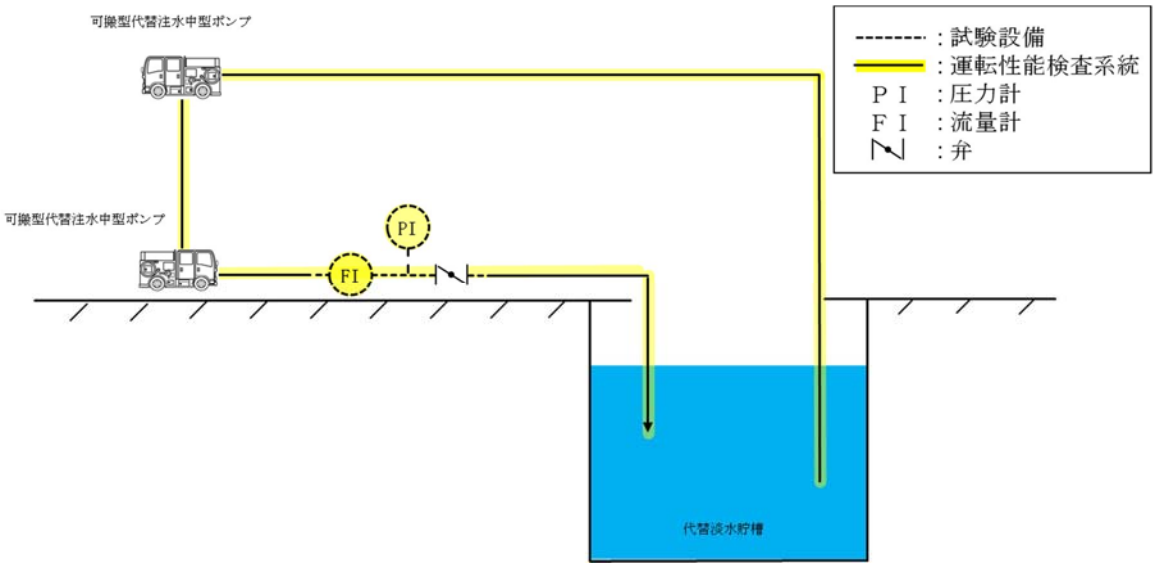
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態ついて浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水大型ポンプの機能・性能検査系統を示す。
機能・性能検査は，可搬型代替注水大型ポンプを代替淡水貯槽近傍に設置し，ホース等により仮設の試験設備を構成し，代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
仮設の試験設備であるため，代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 56－5－3 図　機能・性能検査系統図

（可搬型代替注水大型ポンプ）



図は代替淡水貯槽を使用した可搬型代替注水中型ポンプの機能・性能検査系統を示す。
機能・性能検査は，可搬型代替注水中型ポンプ（1 台又は 2 台）を代替淡水貯槽近傍に設置し，ホース等により仮設の試験設備を構成し，代替淡水貯槽を水源とした循環運転によりポンプの運転性能，系統の漏えい確認を実施する。
仮設の試験設備であるため，代替淡水貯槽以外の水源でも試験可能である。

第 56－5－4 図　機能・性能検査系統図

（可搬型代替注水中型ポンプ）

56－6　容量設定根拠

名称		代替淡水貯槽
容量	m^3	4,300（注１）（約5,000（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注１：要求値を示す 注２：公称値を示す

【設定根拠】

代替淡水貯槽は，重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための水源として設置する。

1. 容量　4,300m^3

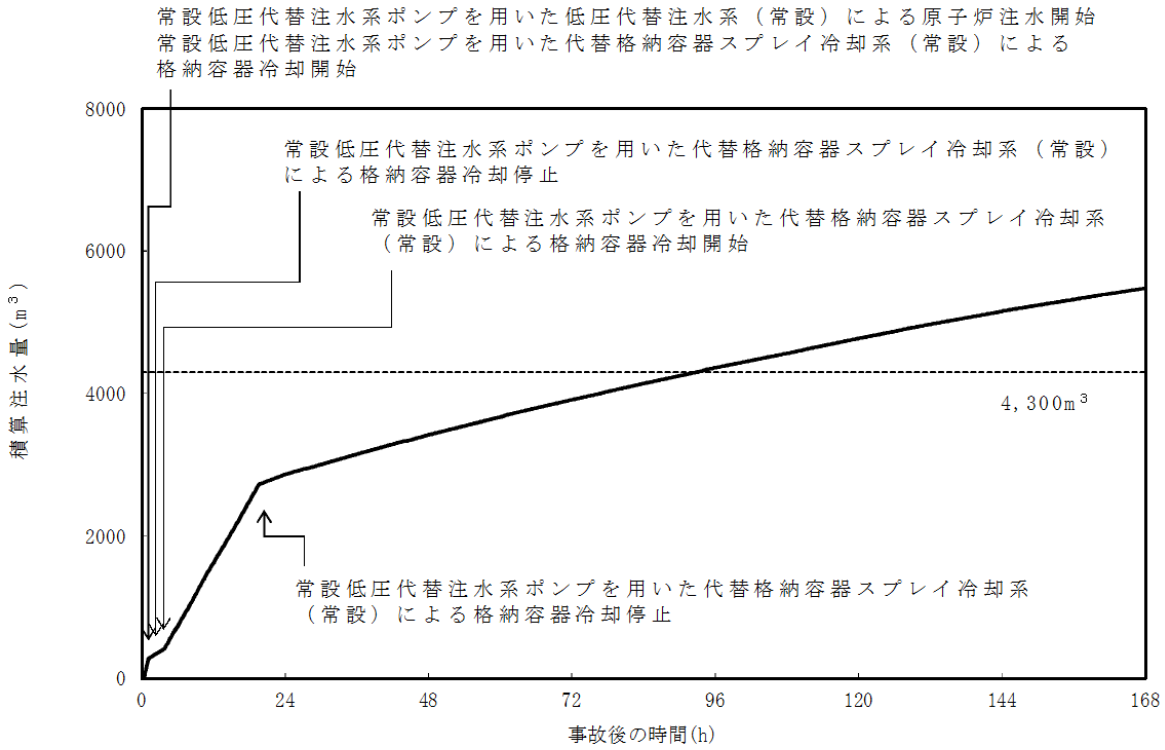
重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち，代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。この事故シーケンスグループ等での，淡水使用量は7日間で約5,490m^3である。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を開始するまでの間に必要となる淡水量に余裕を考慮した淡水量を3,000m^3，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を開始した以降，代替淡水貯槽への補給開始までの間に必要となる淡水量に余裕を考慮した淡水量を1,300m^3とし，これら淡水量の合計である4,300m^3を代替淡水貯槽の貯水量として設定する。

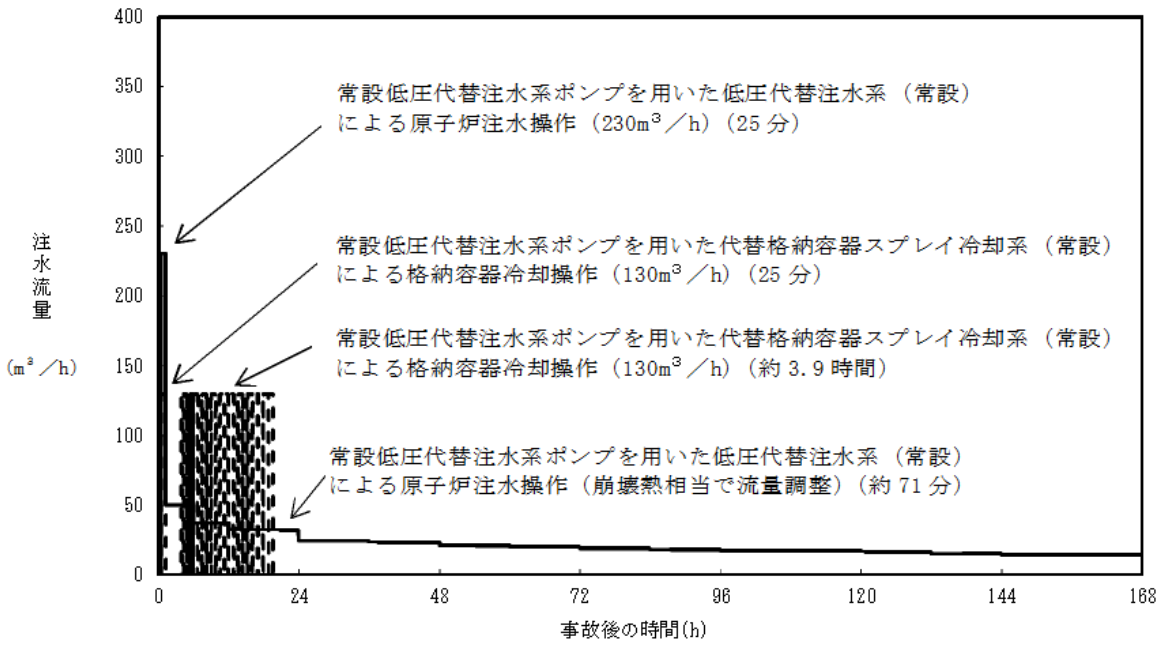
第56-6-1図に示すとおり，代替淡水貯槽の貯水量4,300m^3が枯渇するのは事象発生から3日以降である。格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施は事象発生約19時間後であり，代替淡水源である西側淡水貯水設備，淡水

タンク又は海水から代替淡水貯槽への給水は，崩壊熱相当の給水量（第56-6-2図）で充分であることに対して200m^3／hで実施できるため，代替淡水貯槽は枯渇することなく水源として使用を継続することが可能である。

以上より，代替淡水貯槽の容量については，要求値を4,300m^3，公称値を約5,000m^{3}とする。



第56－6－1図　常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量



第56－6－2図　注水流量の推移

2. 最高使用圧力　静水頭

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度　66℃

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため，それを上回る値として66℃とする。

名称	西側淡水貯水設備
m^3	4,300（注１）（約5,000（注２））
MPa[gage]	静水頭
℃	66
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】

西側淡水貯水設備は，重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための水源として設置する。

1. 容量　4,300m^3

重大事故等対策の有効性評価において，原子炉等への注水用の水源として期待することから，代替淡水貯槽の要求値及び公称値を適用し，要求値を4,300m^3，公称値を約5,000m^3とする。

なお，重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち，西側淡水貯水設備の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は，全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）であり，その淡水使用量は7日間で約2,160m^3である。

この淡水使用量に対して，西側淡水貯水設備の貯水量の要求値を4,300m^3とすることから必要水量を確保している。

2. 最高使用圧力　静水頭

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度　66℃

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため，それを上回る値として66℃とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m^3／h （1台当たり）	196以上（注１）（約1,320（注２））
全揚程	m	53以上（注１）（約140（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1台当たり）	約847
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】

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは想定される重大事故等時において，複数の代替淡水源である代替淡水タンク，淡水タンク及び海水を，事故収束に必要な水量を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。

なお，可搬型代替注水大型ポンプは，代替淡水貯槽への補給に必要な流量を確保できる容量を有するものを1台使用する。保有数は，2セット2台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。予備については，同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の予備1台と共用可能とする。

1.容量　196m^3／h以上

西側淡水貯水設備へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は，運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち，西側淡水貯水設備の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）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）における淡水消費率を包絡する補給流量である196m^3／hとしていることから，可搬型代替注水大型ポンプについても同様に196m^3／h以上とし，公称値を1台あたり約1,320m^3／hとする。

2. 全揚程

西側淡水貯水設備へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力は，水源と移送先の圧力差（大気解放である代替淡水貯槽又は海水と西側淡水貯水設備の圧力差），静水頭，ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力	0m
静水頭　約	2.0m
ホース圧損　約	51.0m
機器類圧損　約	0m
合計　約	53.0m

以上より，可搬搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は，約 53m となる。

公称値については，要求される最大揚程を満足するものとして140mとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水大型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

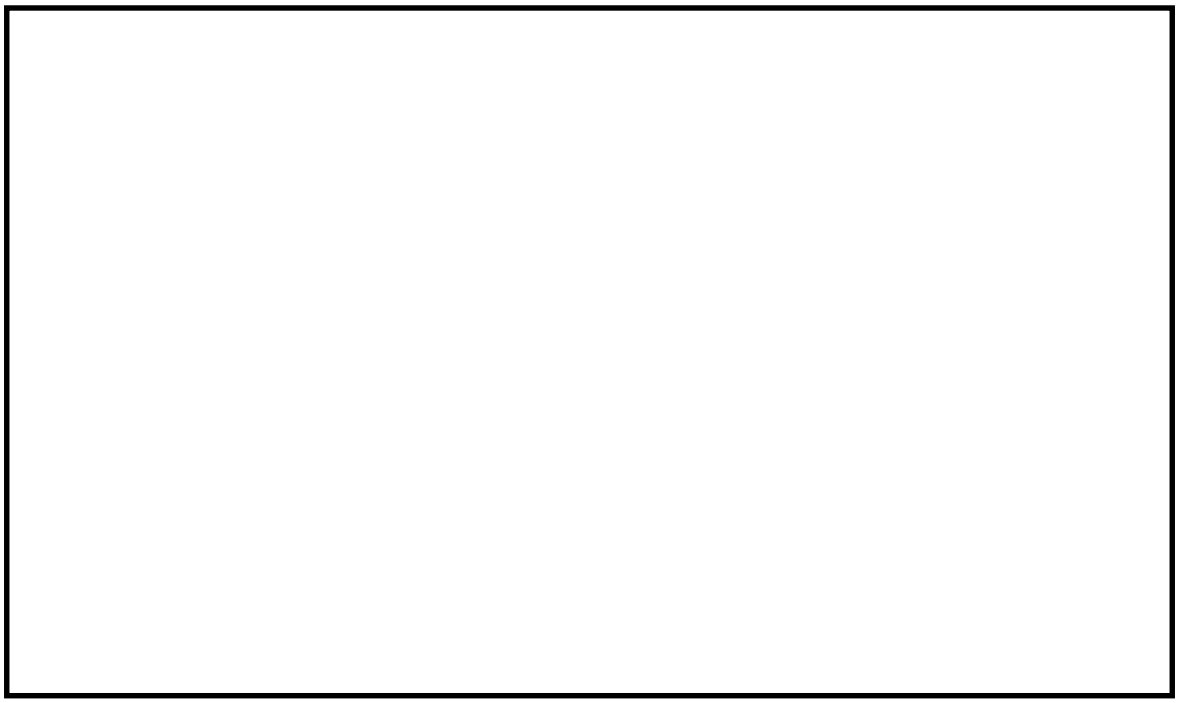
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力については，メーカ設計値である約847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第56－6－2図　可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m^3／h （1台当たり）	196以上（注１）（約210（注２））
全揚程	m	37 以上（注１） （約100（注２））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW （1台当たり）	約147
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】

可搬型代替注水中型ポンプは，重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水中型ポンプは想定される重大事故等時において，複数の代替淡水源である西側淡水貯水設備，淡水タンク及び海水を，事故収束に必要な水量を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。

なお，可搬型代替注水中型ポンプは，低圧代替注水系（可搬型），代替燃料プール注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）のために配備する5台のうち1台を使用する。

1.容量

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は，運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち，代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）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）における淡水消費率を包絡する補給

流量である196m^3／hとしていることから，可搬型代替注水中型ポンプについても同様に196m^3／h以上とし，公称値を1台あたり約210m^3／hとする。

2. 全揚程

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水中型ポンプの吐出圧力は，水源と移送先の圧力差（大気解放である西側淡水貯水設備又は海水と代替淡水貯槽の圧力差），静水頭，ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力		0m
静水頭	約	29.0m
ホース圧損	約	5.9m
機器類圧損	約	1.5m
合計	約	36.4m=37m

以上より，可搬搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は，約 37m となる。

公称値については，要求される最大揚程を満足するものとして1台当たり約100mを有するものとする。

3. 最高使用圧力

可搬型代替注水中型ポンプの最高使用圧力は、供給ラインを考慮しポンプ吐出圧力を制限していることから、その制限値である1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度

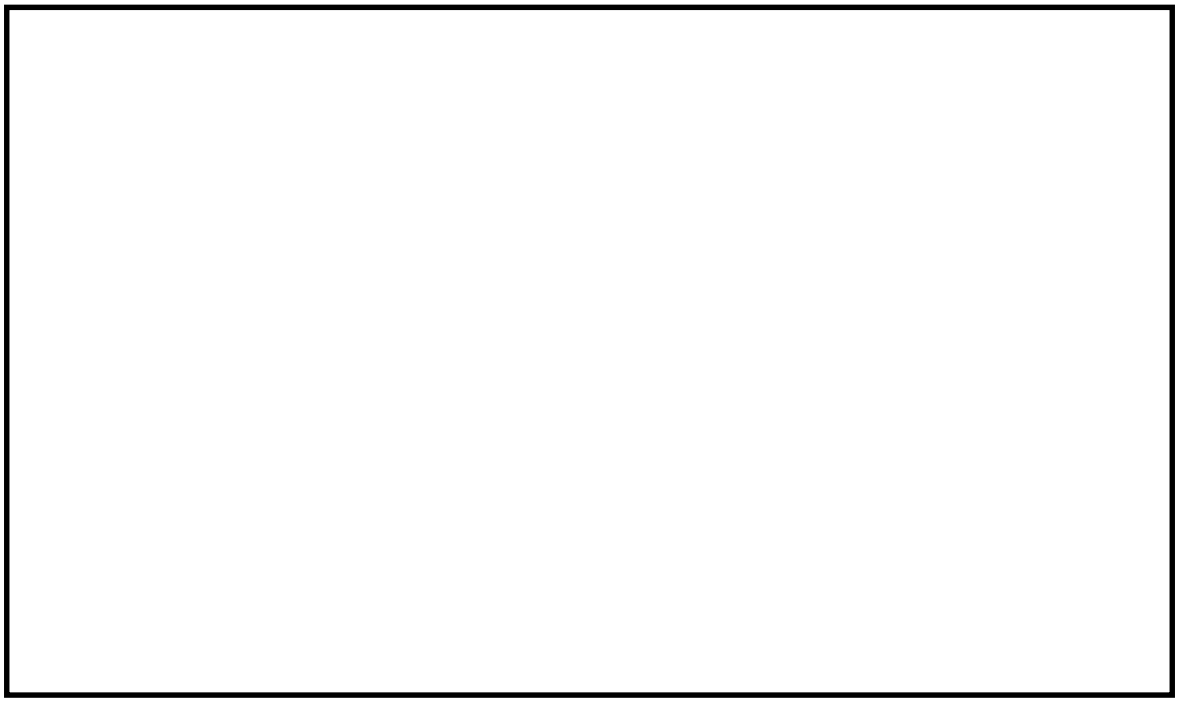
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力については，メーカ設計値である約147kWとする。

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第56－6－3図　可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

名称		サプレッション・チェンバ
容量	m^3	約3,400
最高使用圧力	kPa[gage]	310
最高使用温度	℃	104

1. 容量　約3,400m^3

サプレッション・チェンバは，重大事故等時において代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプの水源として使用する。

代替循環冷却系は，サプレッション・チェンバを水源として代替循環冷却系ポンプで原子炉注水及び格納容器スプレイを行い，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。

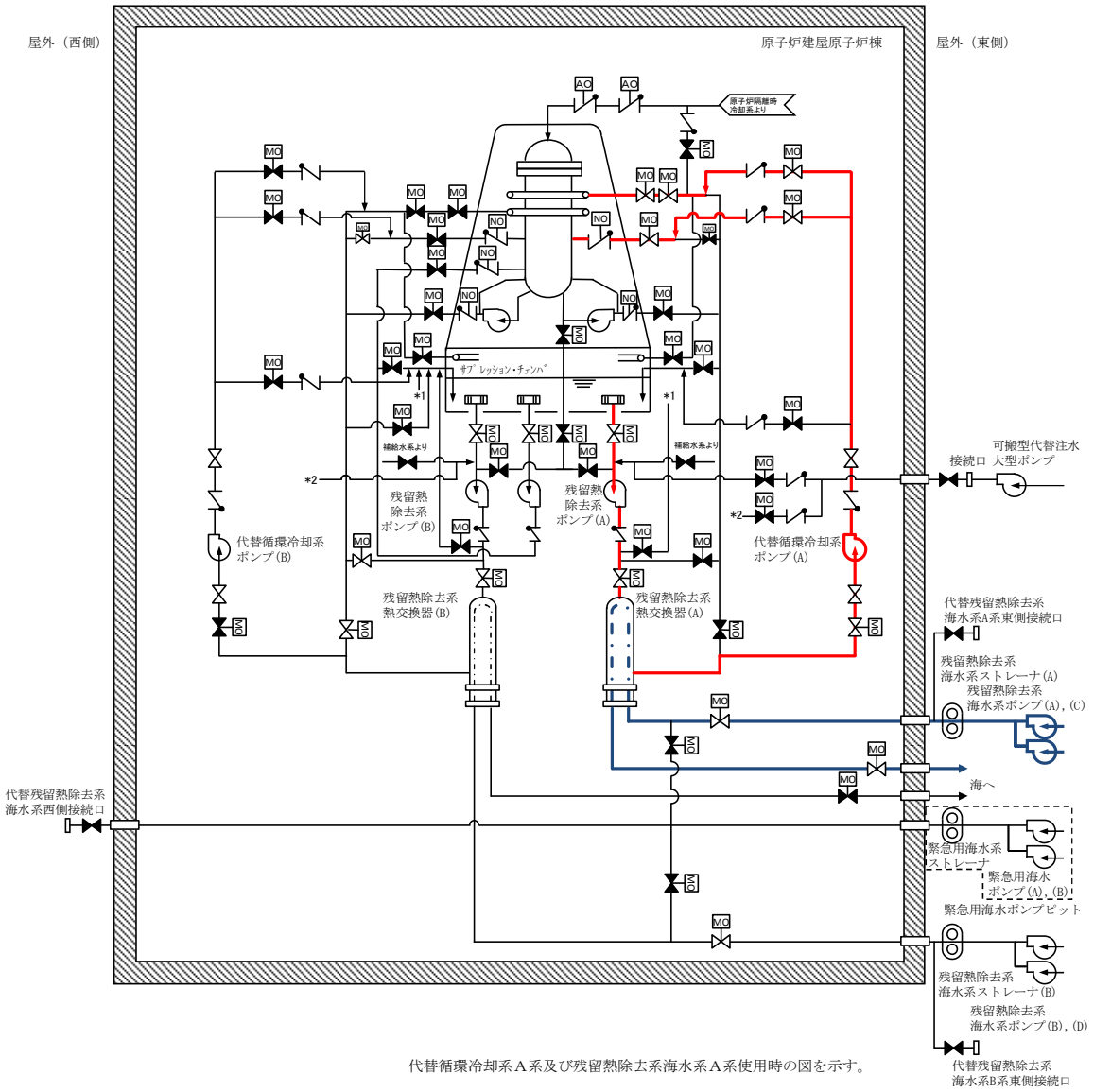
サプレッション・プール水位が通常最低水位（EL ＋2.9m）の状態において，代替循環冷却系が成立するためのサプレッション・チェンバ圧力の下限が－0.085MPa[gage]となる。よって，これらのサプレッション・チェンバ圧力以上の状態であれば，通常最低水位（EL ＋2.9m）以上の水量が確保できていれば，代替循環冷却系水源としての必要な水量を満足できる。よって，設計基準事故対処設備としての設計上のサプレッション・プール水量と同じ約3,400m^3とする。

2. 最高使用圧力　310kPa[gage]

格納容器最高使用圧力である310kPa[gage]とする。

3. 最高使用温度　104℃

格納容器最高使用温度である104℃とする。



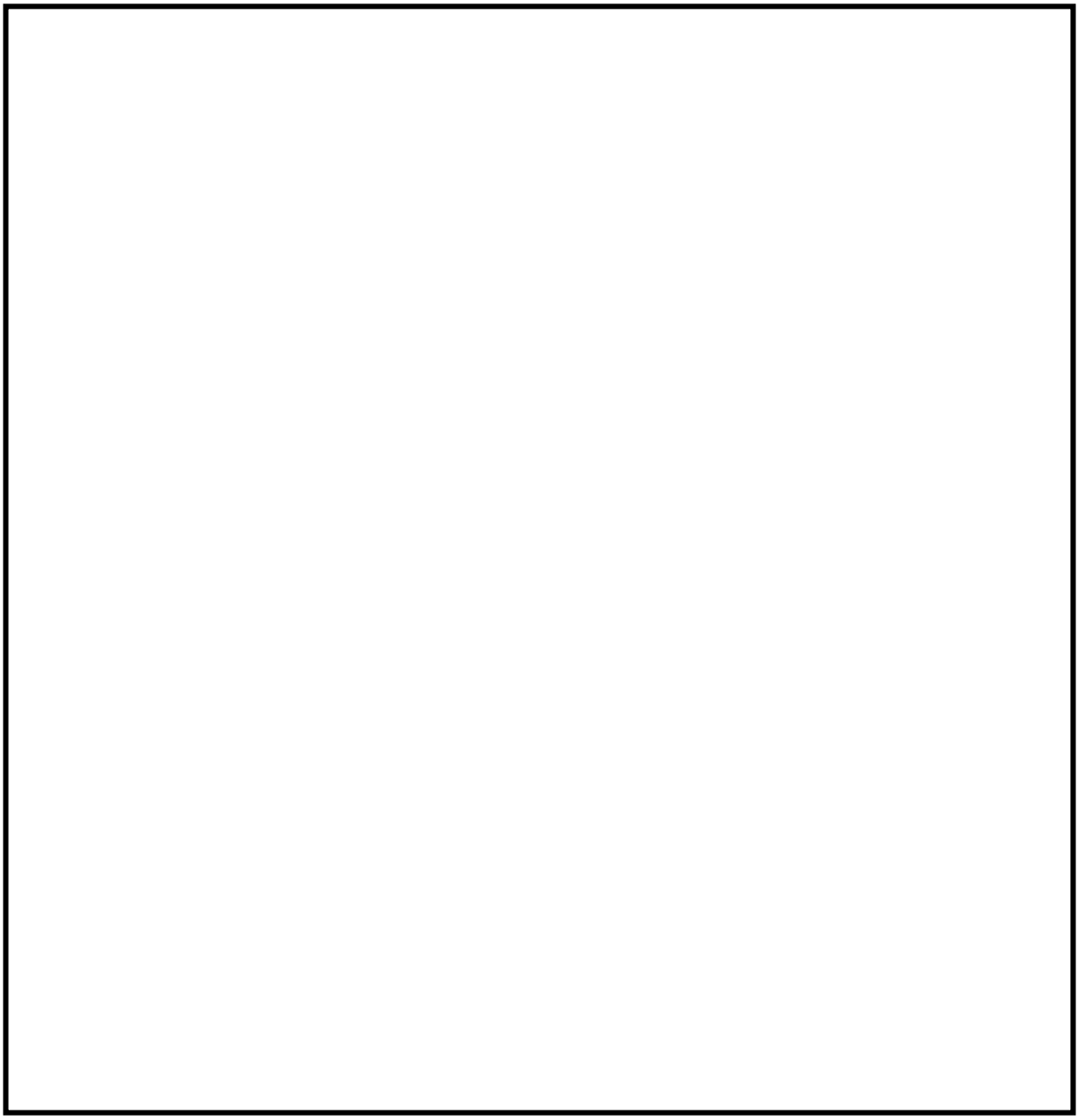
代替循環冷却系Ａ系及び残留熱除去系海水系Ａ系使用時の図を示す。

第 56－6－4 図　代替循環冷却　系統概要図

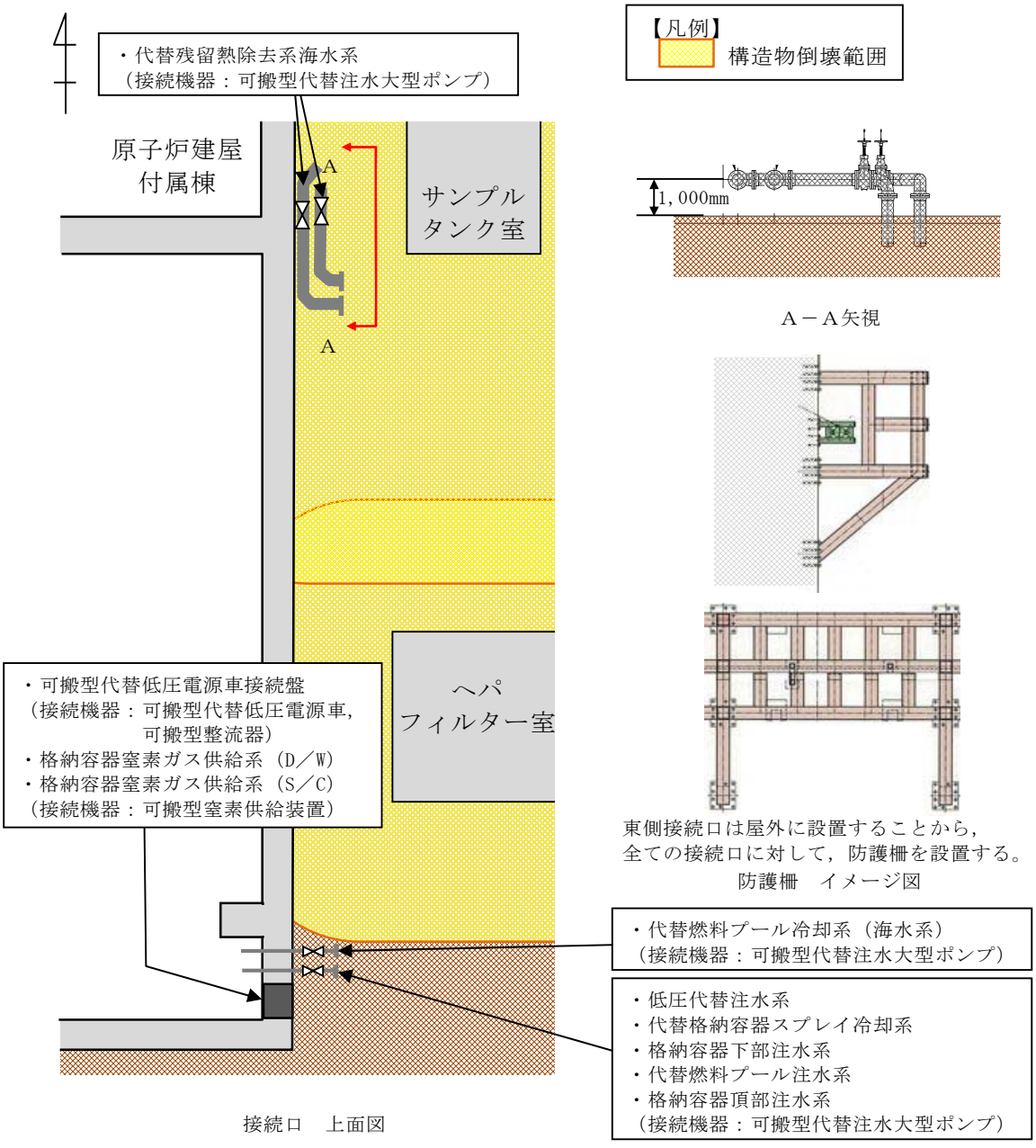
第 56－6－1 表　NPSH　評価条件

項目		設定値	単位	設定根拠
Pa	S／C 圧力	－	m	－ （本評価では，NPSH 評価を成立させる格納容器内圧力の下限を求めるものである）
Pv	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭圧換算値）	[redacted]	m	[redacted]℃における飽和蒸気圧力
H	S／P 水と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差	[redacted]	m	S／P 水位レベル(LWL)： EL＋2.9m とポンプ軸レベル:EL-3.13m の差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	[redacted]	m	ポンプ最大流量[redacted]m^3／h における圧損値
	デブリ圧損	[redacted]	m	ECCS ストレーナ工認説明書における NPSH 評価時のデブリ圧損：[redacted]を [redacted]m^3／h 相当の値に換算
－	代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH	[redacted]	m	ポンプ予想性能曲線読み取り値[redacted] m^3／h における値）

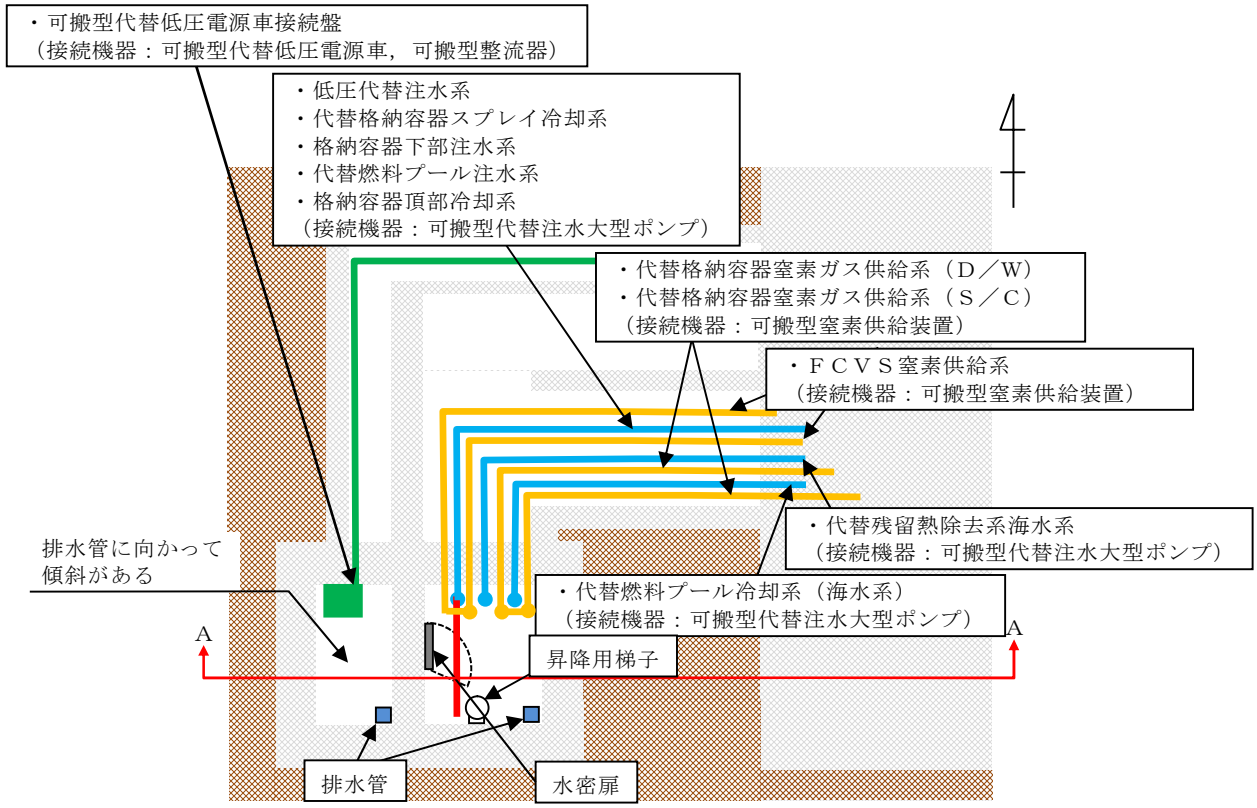
56－7　接続図



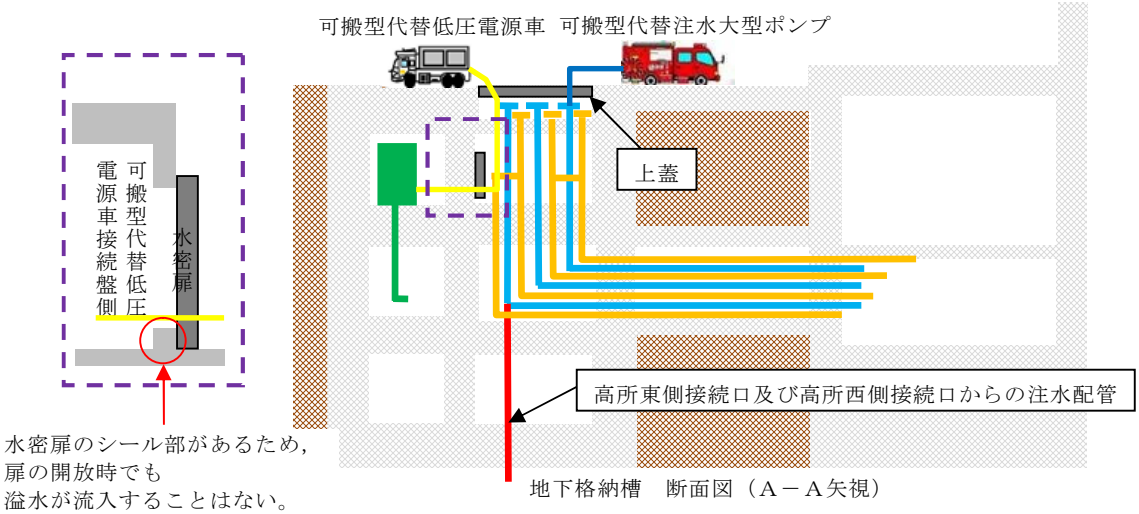
第 56－7－1 図　接続図（可搬型設備　配置図）



第 56－7－2 図　東側接続口の構造図



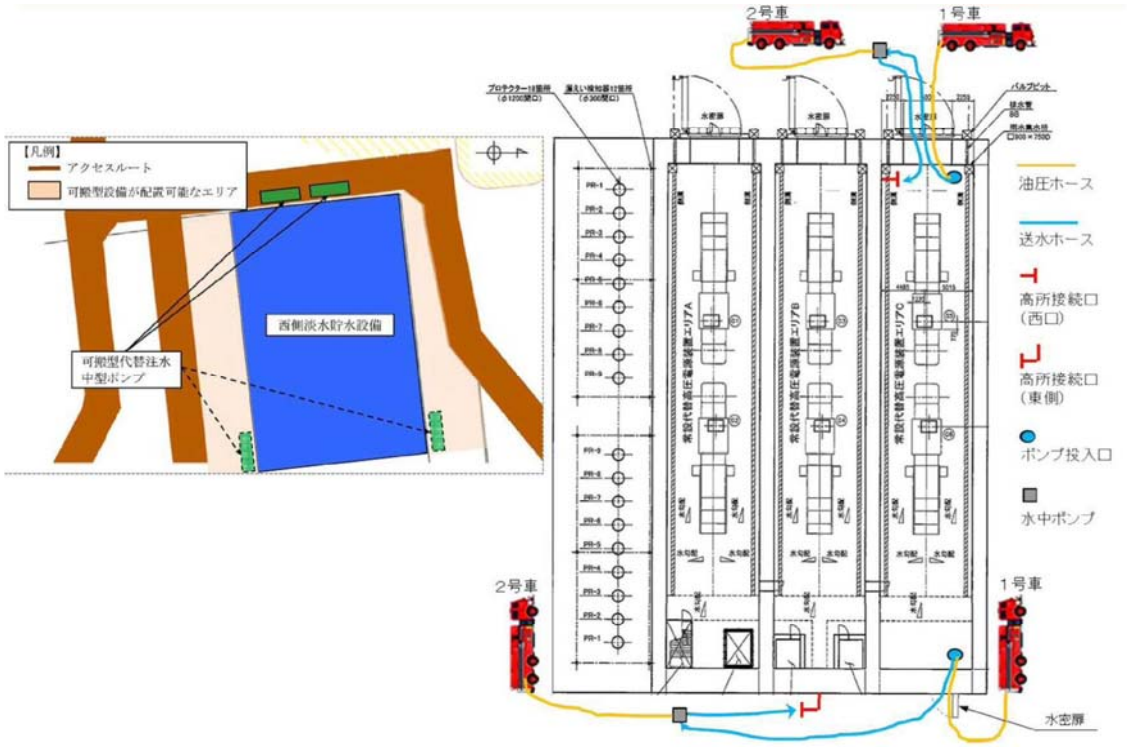
地下格納槽　上面図



地下格納槽　断面図（Ａ－Ａ矢視）

今後の検討結果等により変更となる可能性がある

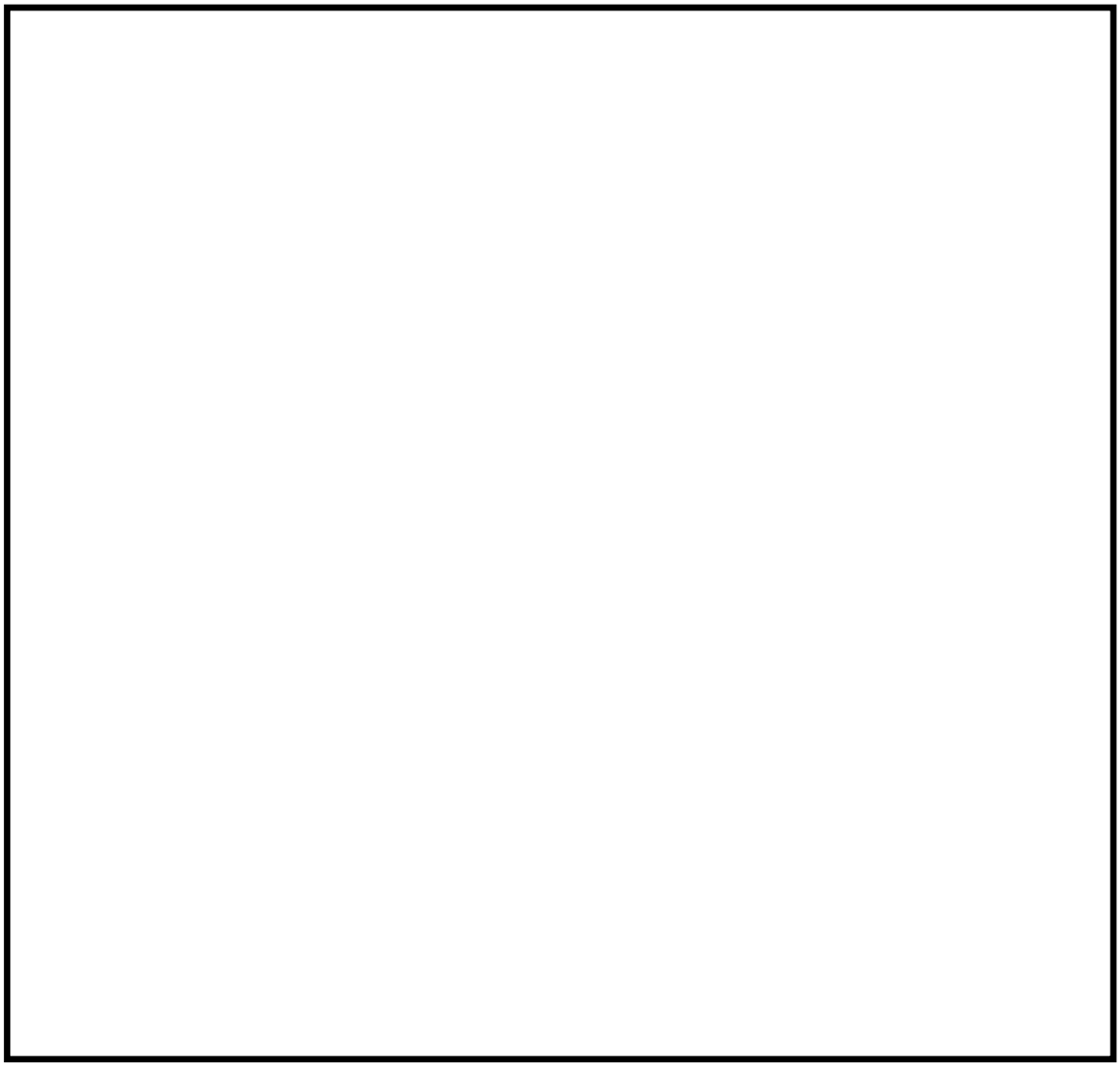
第 56－7－3 図　西側接続口の構造図



第 56－7－4 図　ポンプ投入口，接続口の位置及び可搬型ポンプ配置概要図

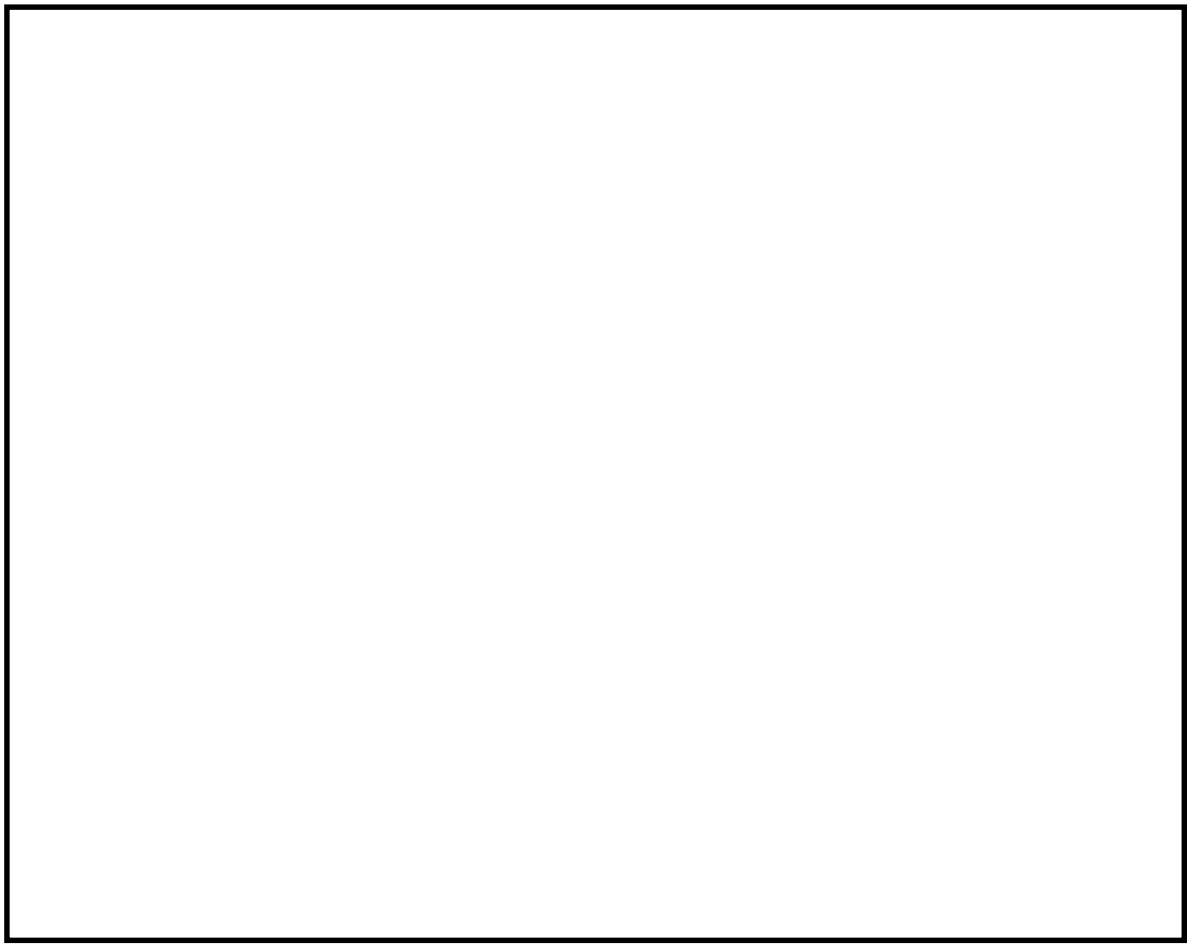
（西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる対応）

56－8　保管場所図

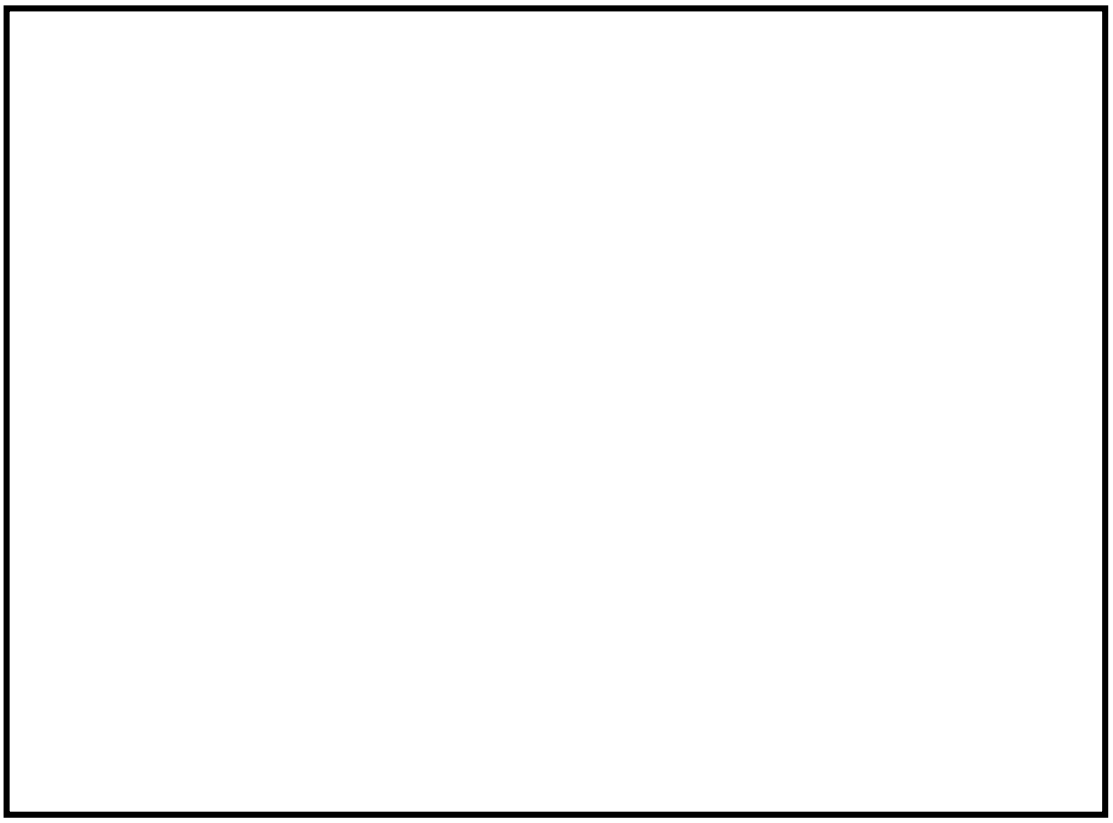


第 56－8－1 図　保管場所図

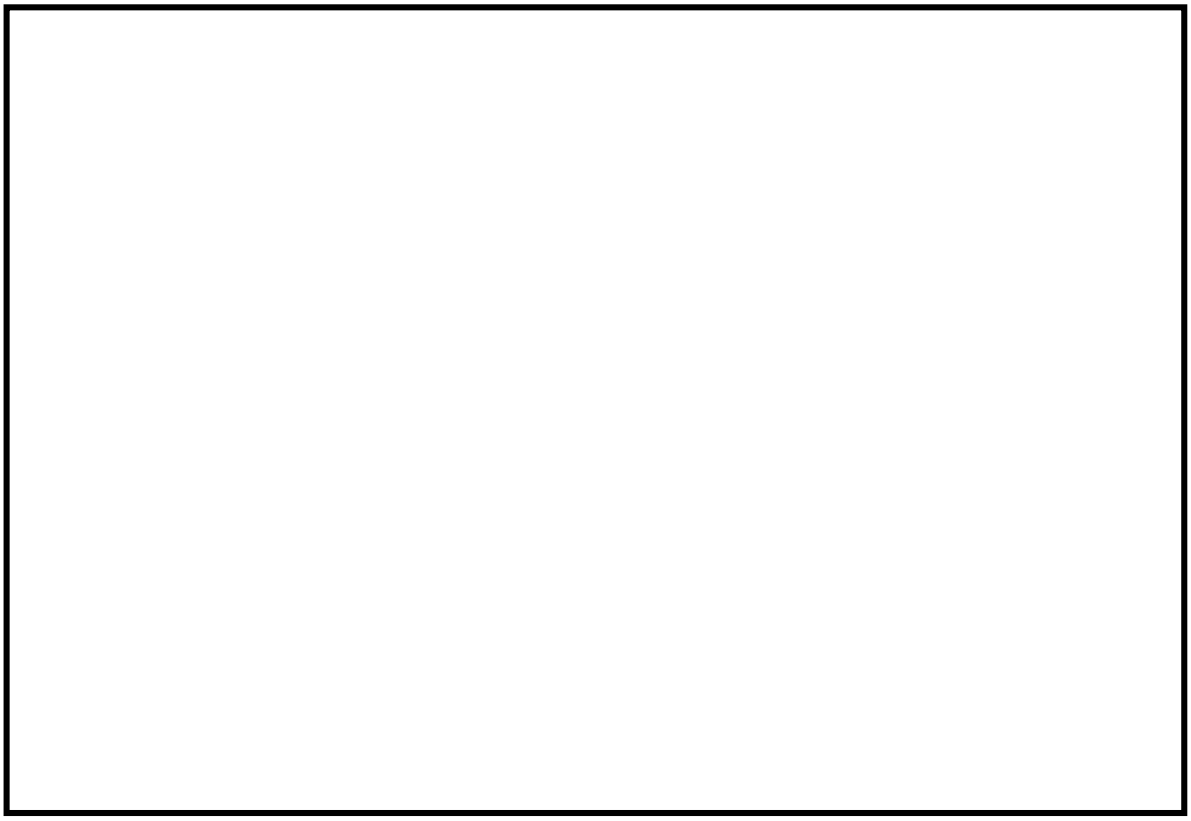
56－9　アクセスルート図



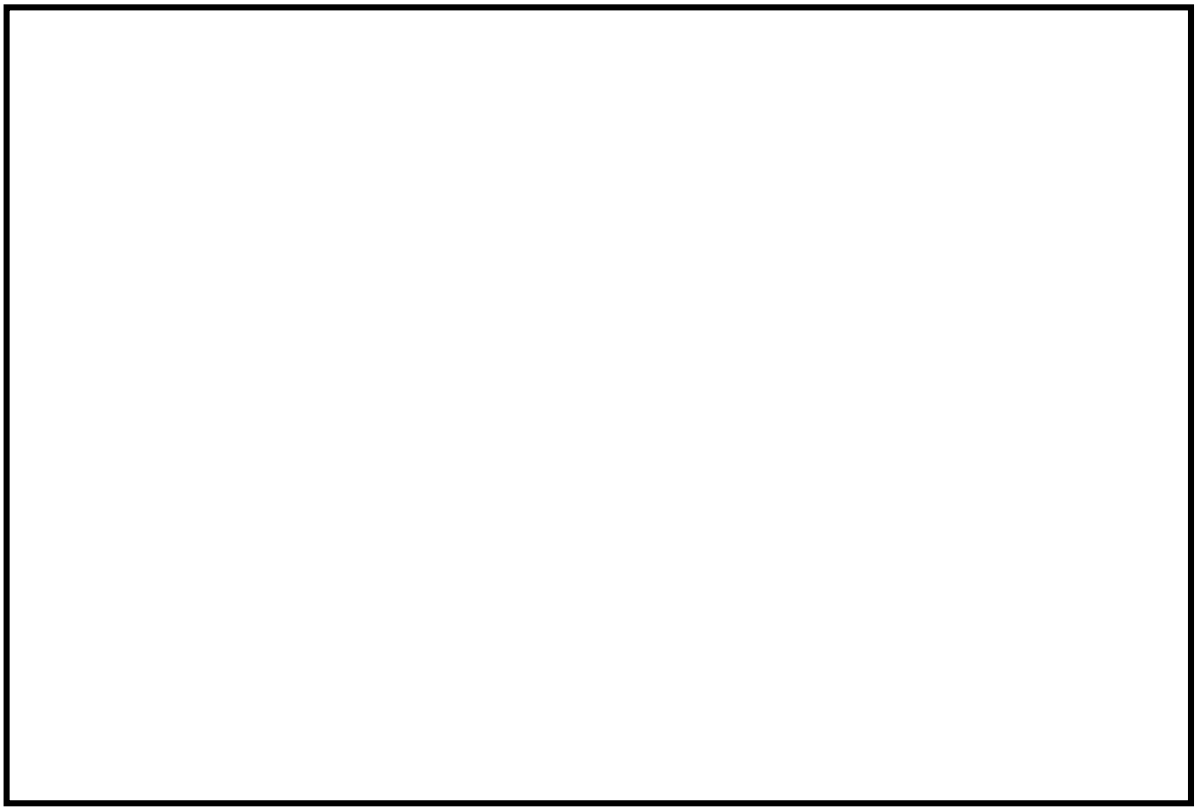
第 56－9－1 図　保管場所からのアクセスルート図



第 56－9－2 図　緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 56－9－3 図　緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 56－9－4 図　緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

56－10　その他設備

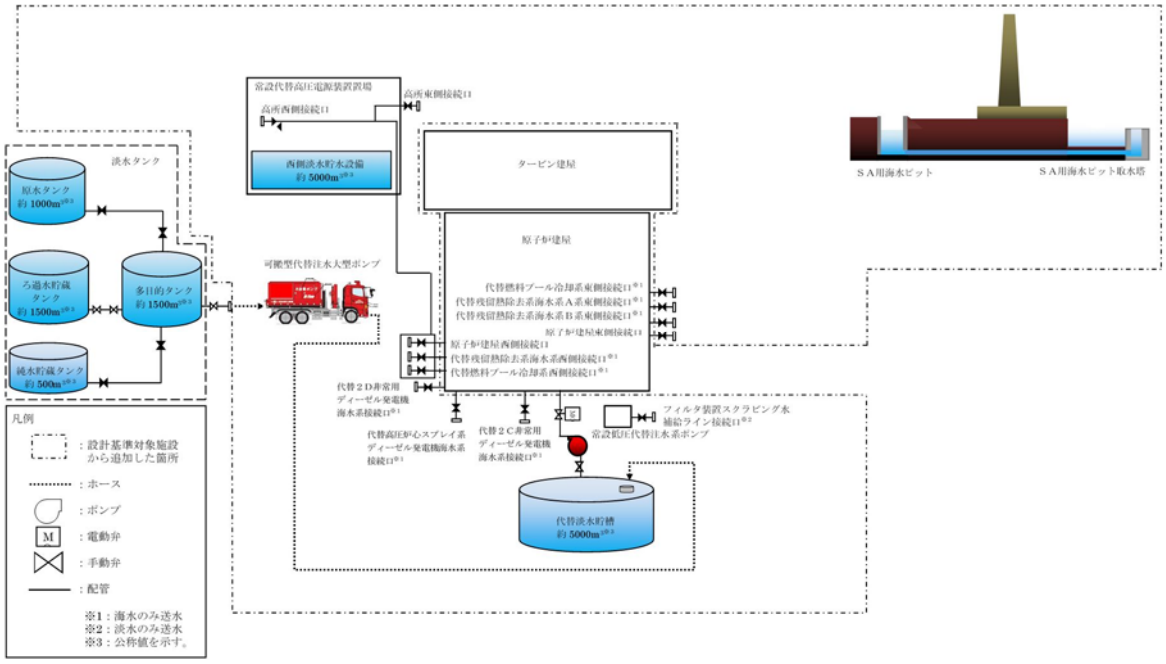
1. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

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，淡水タンクである多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原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第 56-10-1 図に示す。

淡水タンクが健全な場合に，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してこれら淡水タンクから西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽へ水が補給できる。



【可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 56－10－1 図　淡水タンクから代替淡水貯槽への補給

57－1　SA 設備基準適合性　一覧表

第57－1－1表　電源設備一覧（1／2）

	耐震クラス	3.14.2.1 常設代替交流電源設備	3.14.2.2 可搬型代替交流電源設備	3.14.2.3 所内常設直流電源設備	3.14.2.4 可搬型代替直流電源設備	3.14.2.5 常設代替直流電源設備	3.14.2.6 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 燃料給油設備
常設代替高圧電源装置	C(Ss)	主要								
軽油貯蔵タンク	S							主要		主要
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	C(Ss)									主要
可搬型代替低圧電源車	C(Ss)		主要		主要					
可搬型設備用軽油タンク	S									主要
タンクローリ	C(Ss)									主要
125V系蓄電池Ａ系	S			主要					主要	
125V系蓄電池Ｂ系	S			主要					主要	
125V系蓄電池ＨＰＣＳ系	S								主要	
中性子モニタ用蓄電池Ａ系	S								主要	
中性子モニタ用蓄電池Ｂ系	S								主要	
可搬型整流器	C(Ss)				主要					
緊急用125V系蓄電池	C(Ss)					主要				
緊急用メタルクラッド開閉装置	C(Ss)						主要			
緊急用パワーセンタ	C(Ss)						主要			
緊急用モータコントロールセンタ	C(Ss)						主要			
緊急用電源切替盤	C(Ss)						主要			
緊急用直流125V主母線盤	C(Ss)						主要			
２Ｃ非常用ディーゼル発電機	S							主要		
２Ｄ非常用ディーゼル発電機	S							主要		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	S							主要		
２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油ディタンク	S							主要		
２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油ディタンク	S							主要		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油ディタンク	S							主要		
２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	C(Ss)							主要		

※　主要：主要設備

第 57－1－1 表　電源設備一覧（２／２）

	耐震クラス	3.14.2.1 常設代替交流電源設備	3.14.2.2 可搬型代替交流電源設備	3.14.2.3 所内常設直流電源設備	3.14.2.4 可搬型代替直流電源設備	3.14.2.5 常設代替直流電源設備	3.14.2.6 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 燃料給油設備
２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	C(Ss)							主要		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	C(Ss)							主要		
２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	S							主要		
２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	S							主要		
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	S							主要		

※　主要：主要設備

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					常設代替高圧電源装置	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／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電気的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作及び現場操作（操作スイッチ）	Ａ，Ｂｄ
			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		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		57－3　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能，中央制御室で操作可能	Ａａ，Ｂ
			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		共有しない設備	－
			関連資料		－	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					軽油貯蔵タンク	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／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電気的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作及び現場操作（操作スイッチ）	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）		容器（タンク類）	C
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Aa
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡ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		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	－
			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	（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	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／荷重	その他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電気的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室及び 現場操作（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）		ポンプ	Ａ
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		57－3　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		（操作不要）	対象外
			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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備					可搬型代替低圧電源車	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／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電気的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		現場操作 （設備の運搬・設置， スイッチ操作，接続操作）	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	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		57－3　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Ａａ
			関連資料		57－2　配置図	
	第3項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備	Ａ
			関連資料		57－5　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		簡便な現場規格による接続	Ｃ
			関連資料		57－2　配置図，57－3　系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		建屋等内又は建屋等壁面	Ａａ
			関連資料		57－2　配置図	
		第 4 号	設置場所		想定される重大事故等が発生した場合においても，当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	－
			関連資料		57－2　配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		57－2　配置図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源・冷却源	Ｂａ
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					可搬型設備用軽油タンク	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／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		現場操作（接続操作）	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	切替性		本来の用途として使用する	Ｂａ
			関連資料		57－3　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分類	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場(設置場所)で操作可能	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	－
			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	屋外	Ａｂ
				サポート系故障	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 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／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		現場操作 （設備の運搬・設置，スイッチ操作，弁操作，接続操作）	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	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		57－3　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Ａａ
			関連資料		57－2　配置図	
	第3項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他設備	C
			関連資料		57－5　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		専用の接続	D
			関連資料		57－2　配置図，57－3　系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	対象外
			関連資料		57－2　配置図	
		第 4 号	設置場所		想定される重大事故等が発生した場合においても，当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	－
			関連資料		57－2　配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		57－2　配置図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					125V 系蓄電池Ａ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／荷重	その他建屋内設備	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	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		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					125V 系蓄電池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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポートによる要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					125V 系蓄電池ＨＰＣＳ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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポートによる要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					中性子モニタ用蓄電池Ａ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／荷重	その他建屋内設備	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					中性子モニタ用蓄電池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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備					可搬型整流器	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／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		現場操作 （設備の運搬・設置， スイッチ操作，接続操作）	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）		その他電源設備	Ⅰ
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		57－3　系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	Ａａ
			関連資料		57－2　配置図	
	第3項	第 1 号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備	Ａ
			関連資料		57－5　容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		ボルト・ネジ接続	Ａ
			関連資料		57－2　配置図，57－3　系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		建屋等内又は建屋等壁面	Ａａ
			関連資料		57－2　配置図	
		第 4 号	設置場所		想定される重大事故等が発生した場合においても，当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	－
			関連資料		57－2　配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外	Ａｂ
			関連資料		57－2　配置図	
		第 6 号	アクセスルート		屋外	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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					緊急用 125V 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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					緊急用メタルクラッド開閉装置	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	－
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					緊急用パワーセンタ	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					緊急用モータ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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					緊急用電源切替盤	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能，中央制御室で操作可能	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					緊急用直流 125V 主母線盤	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		現場（設置場所）で操作可能	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｃ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／荷重	その他建屋内設備	Ｃ
				海水	海水を通水する	Ｉ
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	Ａ
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	Ｂ
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｄ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／荷重	その他建屋内設備	Ｃ
				海水	海水を通水する	Ｉ
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	Ａ
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	Ｂ
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水する	I
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図，57－7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	B
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	57－2　配置図，57－3　系統図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　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	A
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　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	A
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　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	A
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	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／荷重	屋外	D
				海水	常時海水通水又は海で使用	I
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　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	A
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	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／荷重	屋外	D
				海水	常時海水通水又は海で使用	I
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　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	A
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ	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／荷重	屋外	D
				海水	常時海水通水又は海で使用	I
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	57－2　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	A
			関連資料		57－4　試験及び検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作有	Ａａ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57－3　系統図	
		第 6 号	設置場所		中央制御室で操作可能	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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	－
			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	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	－	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｃ非常用ディーゼル発電機 燃料油デイタンク	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／荷重	その他建屋内設備	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	57-2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図	

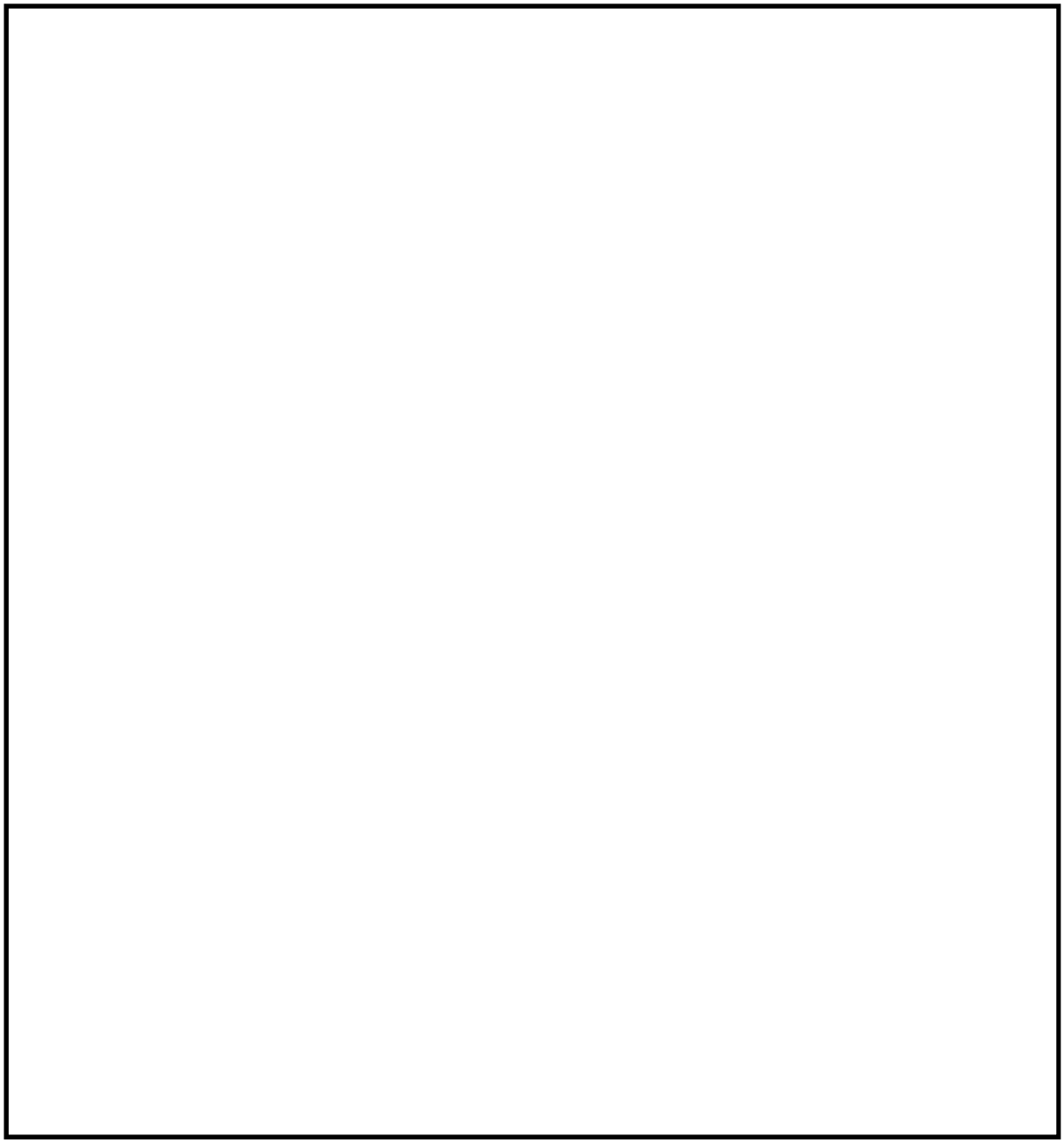
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					２Ｄ非常用ディーゼル発電機 燃料油デイタンク	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／荷重	その他建屋内設備	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	57-2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図	

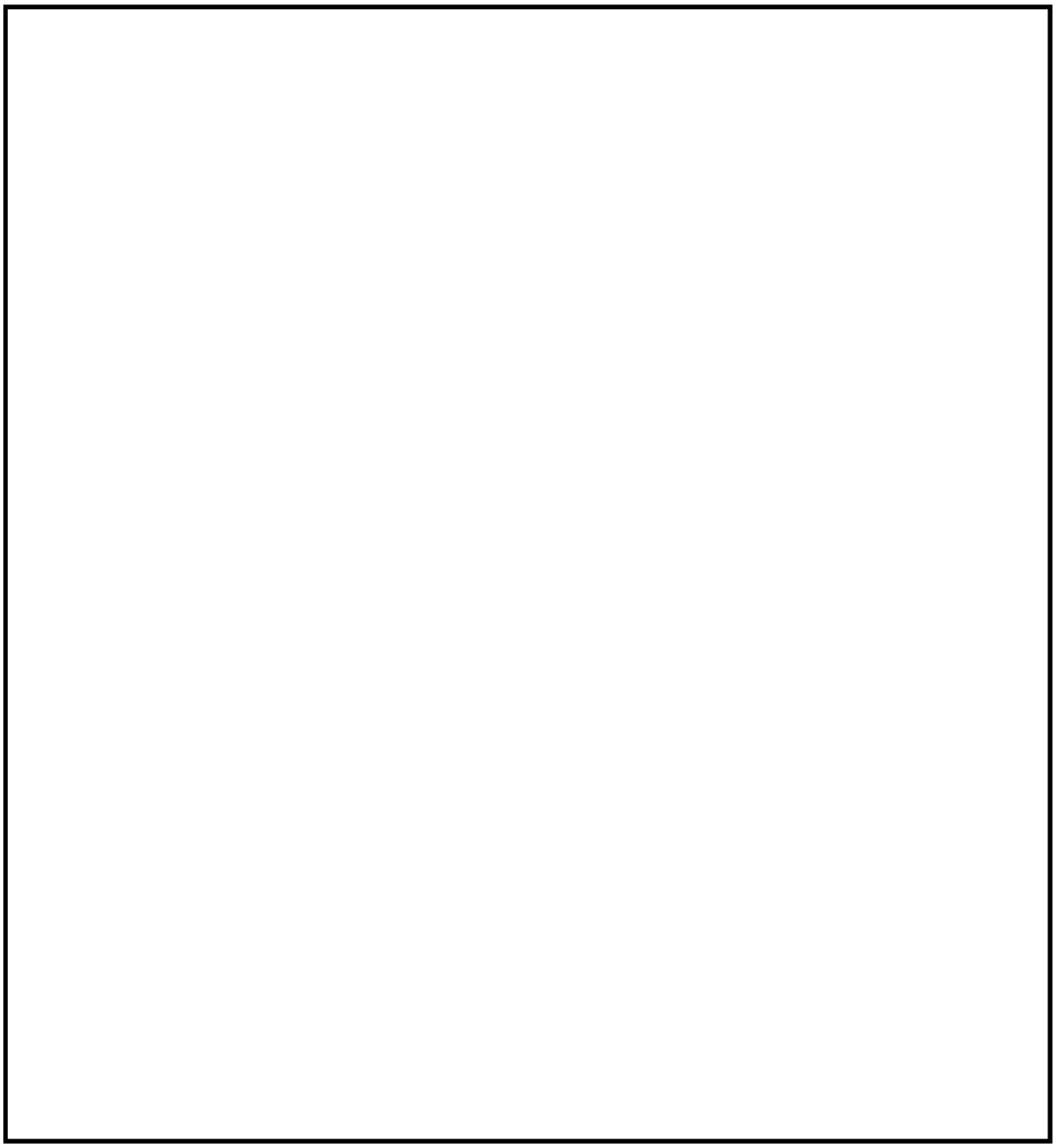
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料油デイタンク	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／荷重	その他建屋内設備	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	57-2　配置図	
		第 2 号	操作性		（操作不要）	対象外
			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	切替性		本来の用途以外の用途として使用する－切替操作無	Ａｂ
			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）	その他設備	対象外
				関連資料	57-3　系統図，57-7　ＳＡバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			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を使用するもの－必要な容量等に対して十分であるもの	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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	（サポート系なし）	対象外
				関連資料	57-2　配置図，57-3　系統図	

57－2　配置図

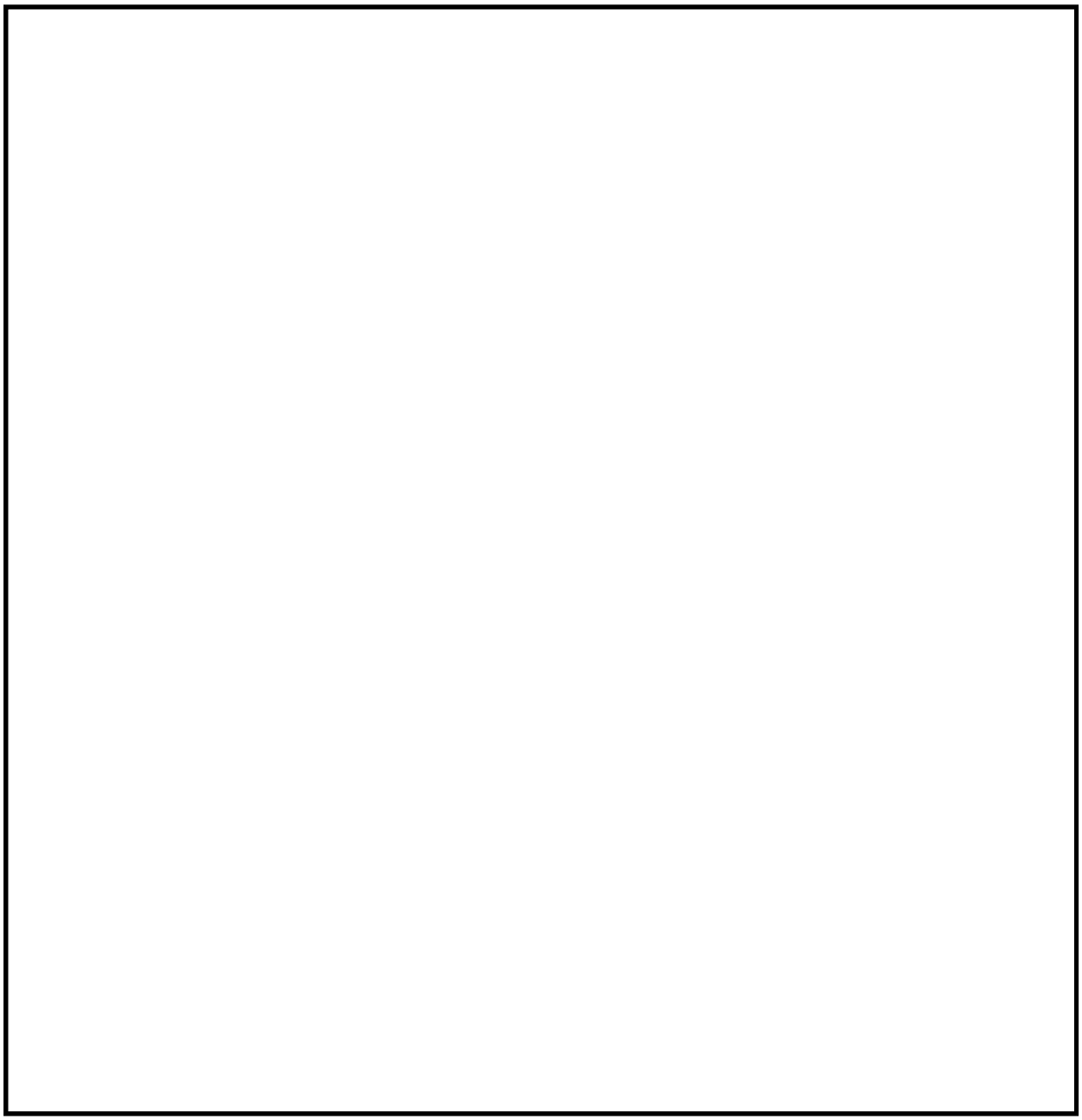


第57－2－1図　原子炉建屋と可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）配置図

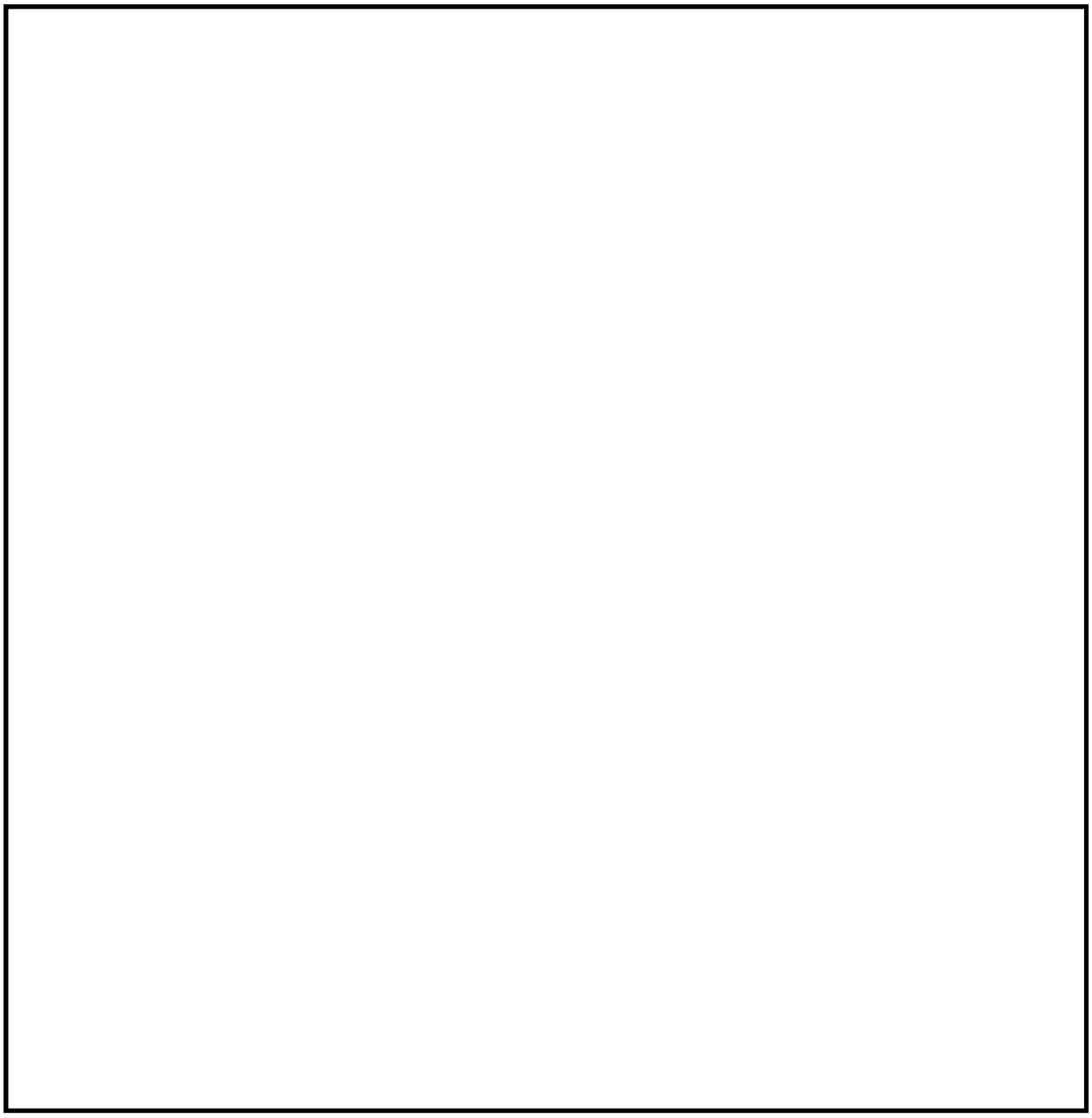


・写真については，一部イメージを含む。

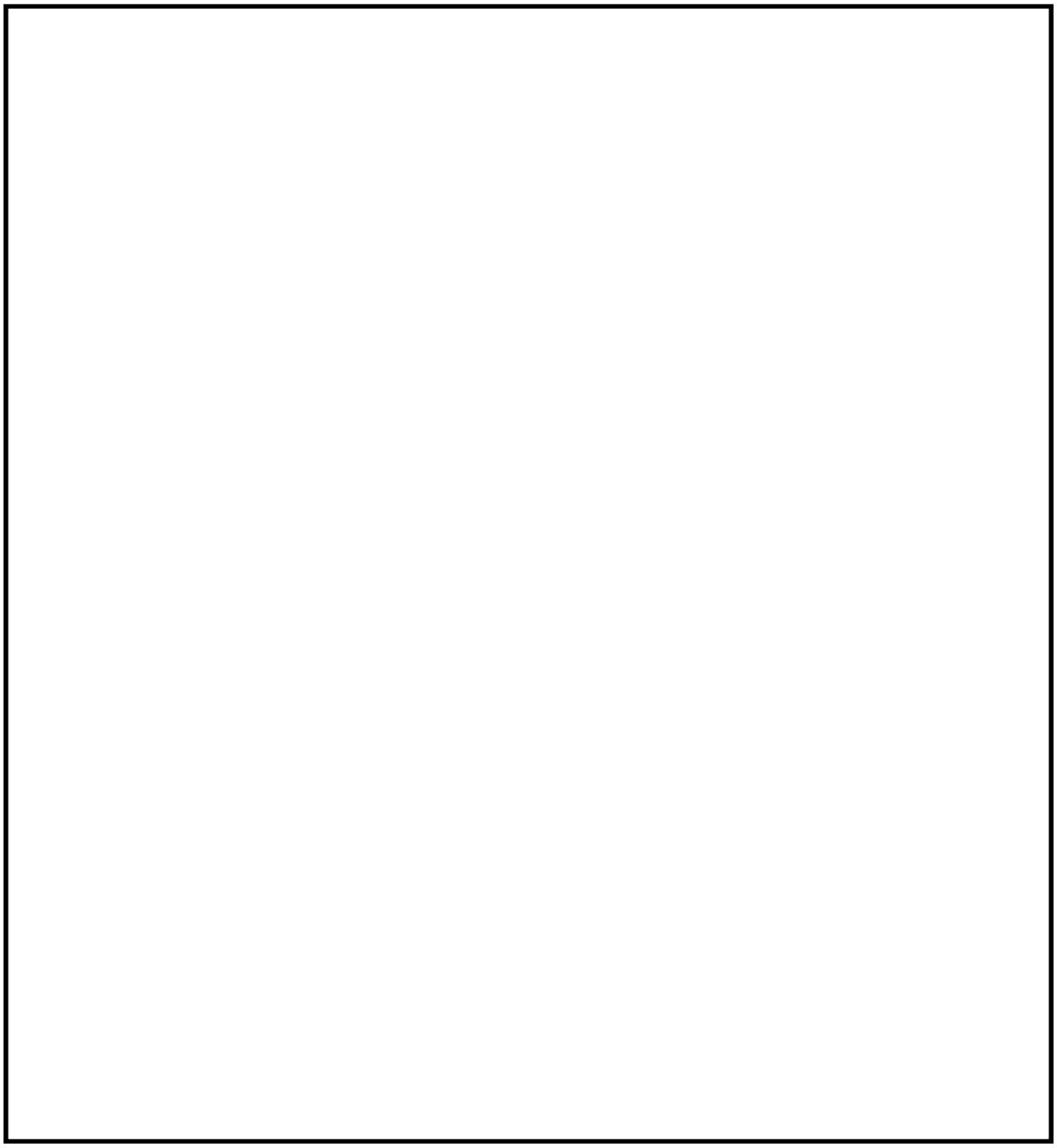
第 57－2－2 図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（常設代替高圧電源装置）



第 57－2－3 図　非常用電源設備に係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）（軽油貯蔵タンク）

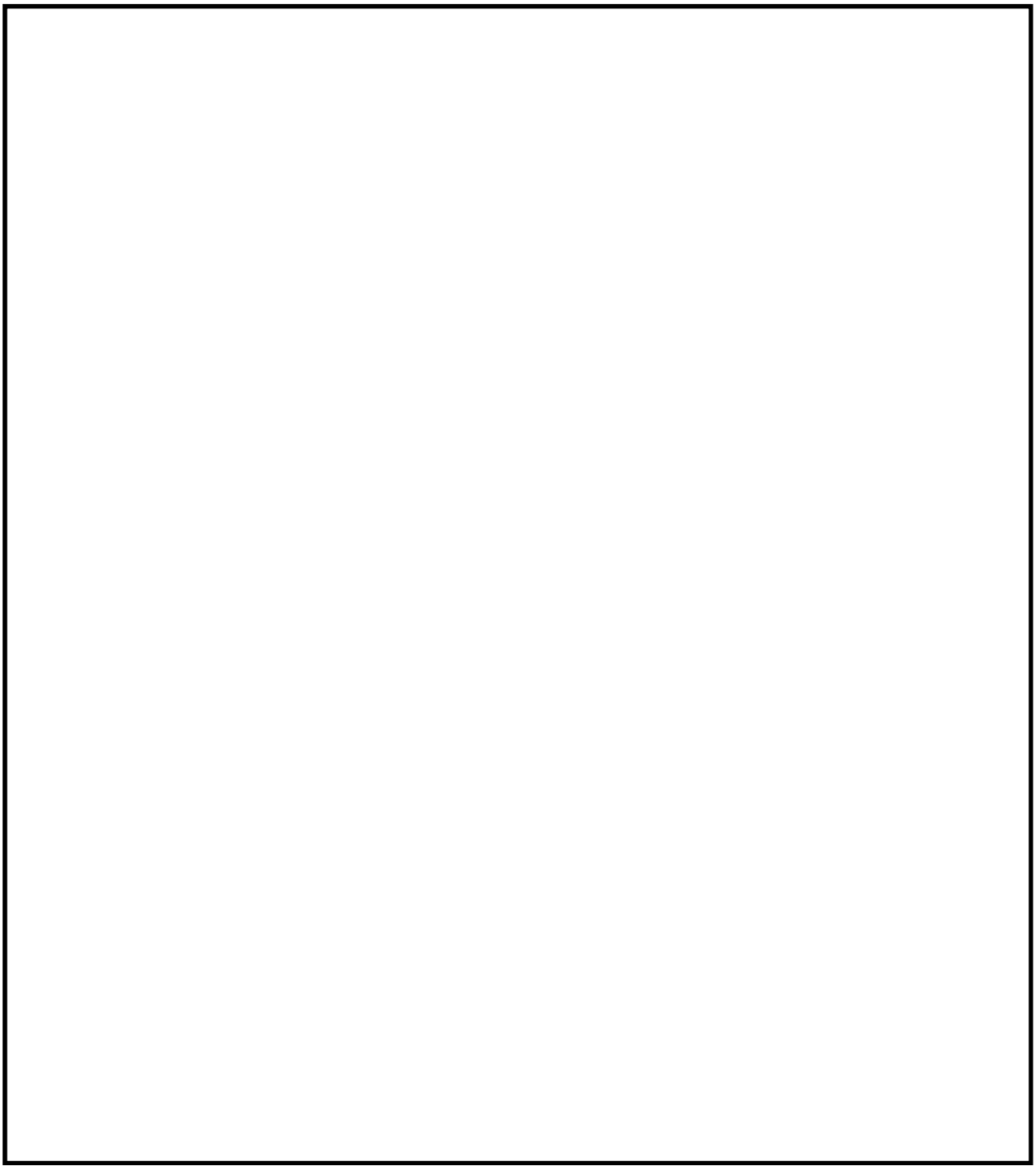


第 57－2－4 図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ）

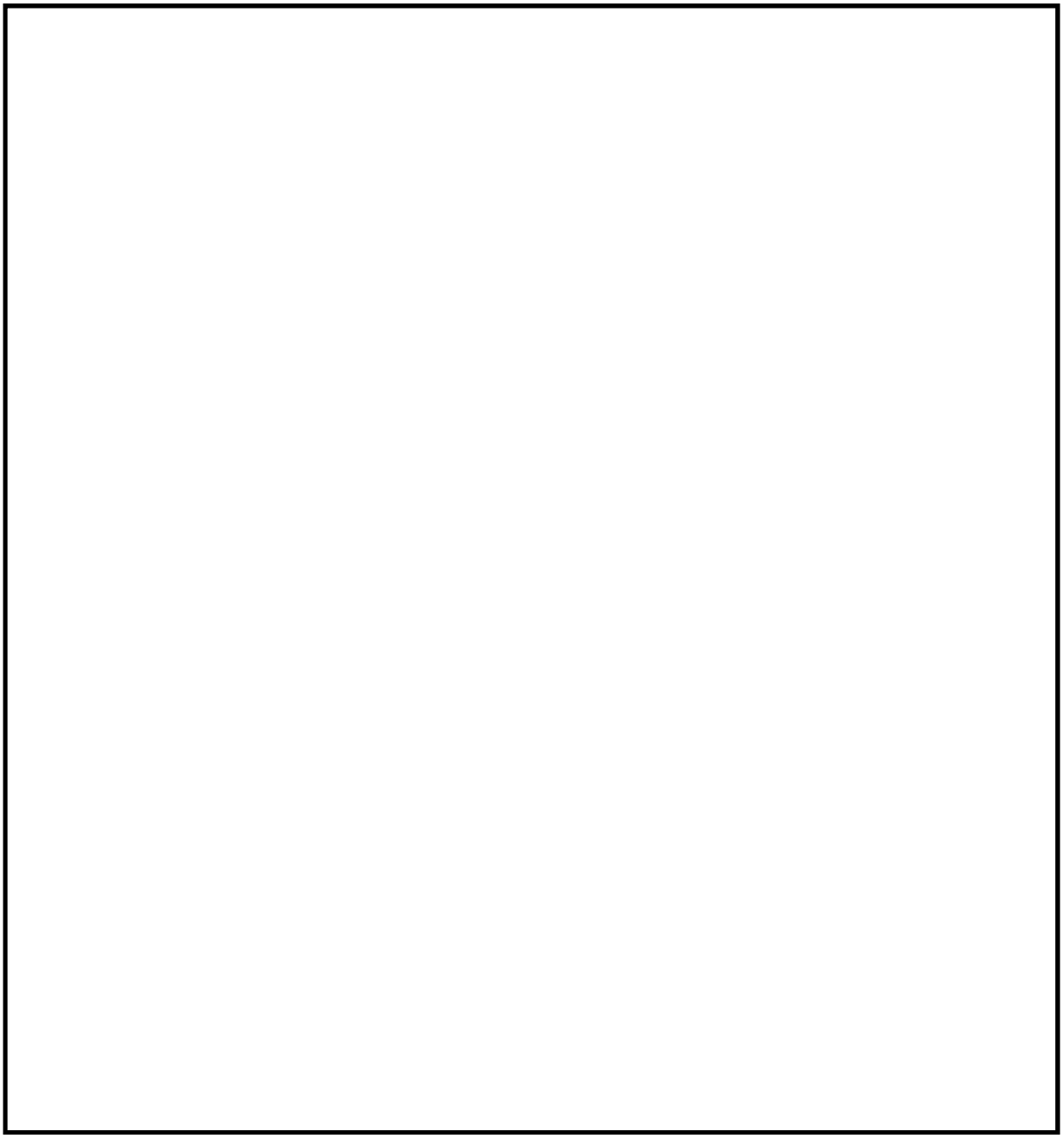


・写真については，一部イメージを含む。

第57－2－5図　非常用電源設備に係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場所・設置場所）（可搬型代替低圧電源車）

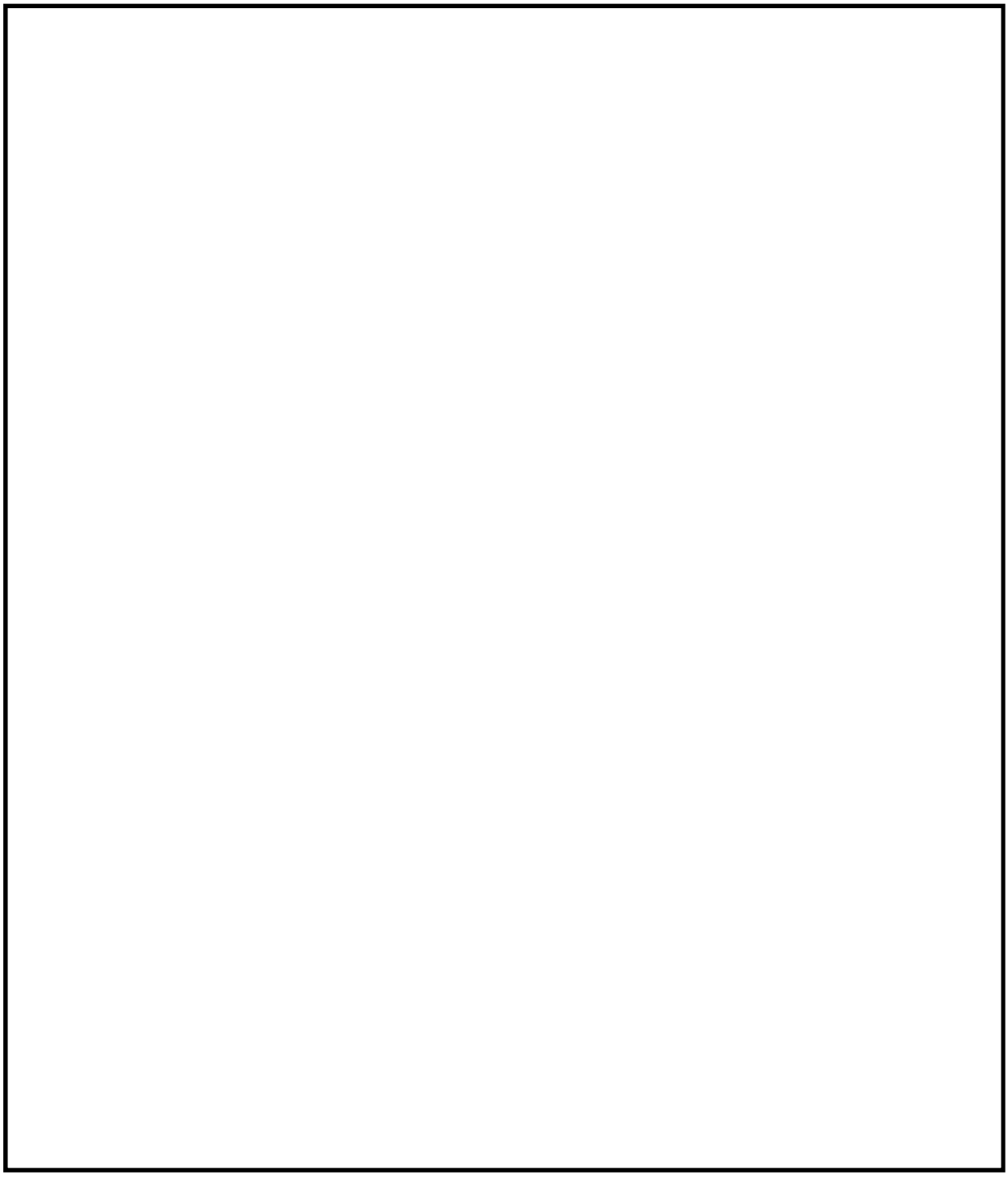


第57－2－6図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（可搬型設備用軽油タンク）



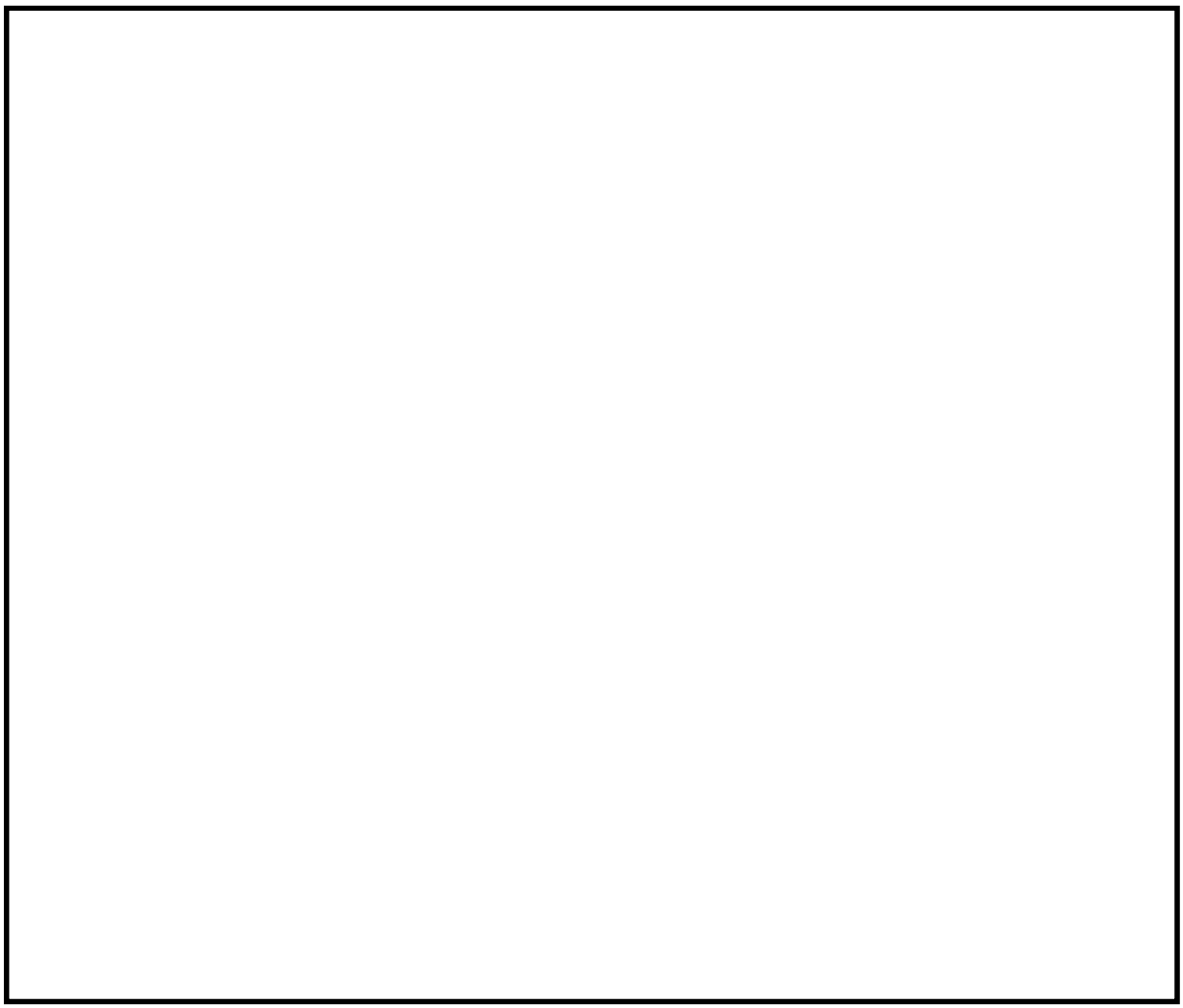
・写真については，一部イメージを含む。

第57－2－7図　非常用電源設備に係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場所・設置場所）（タンクローリ）



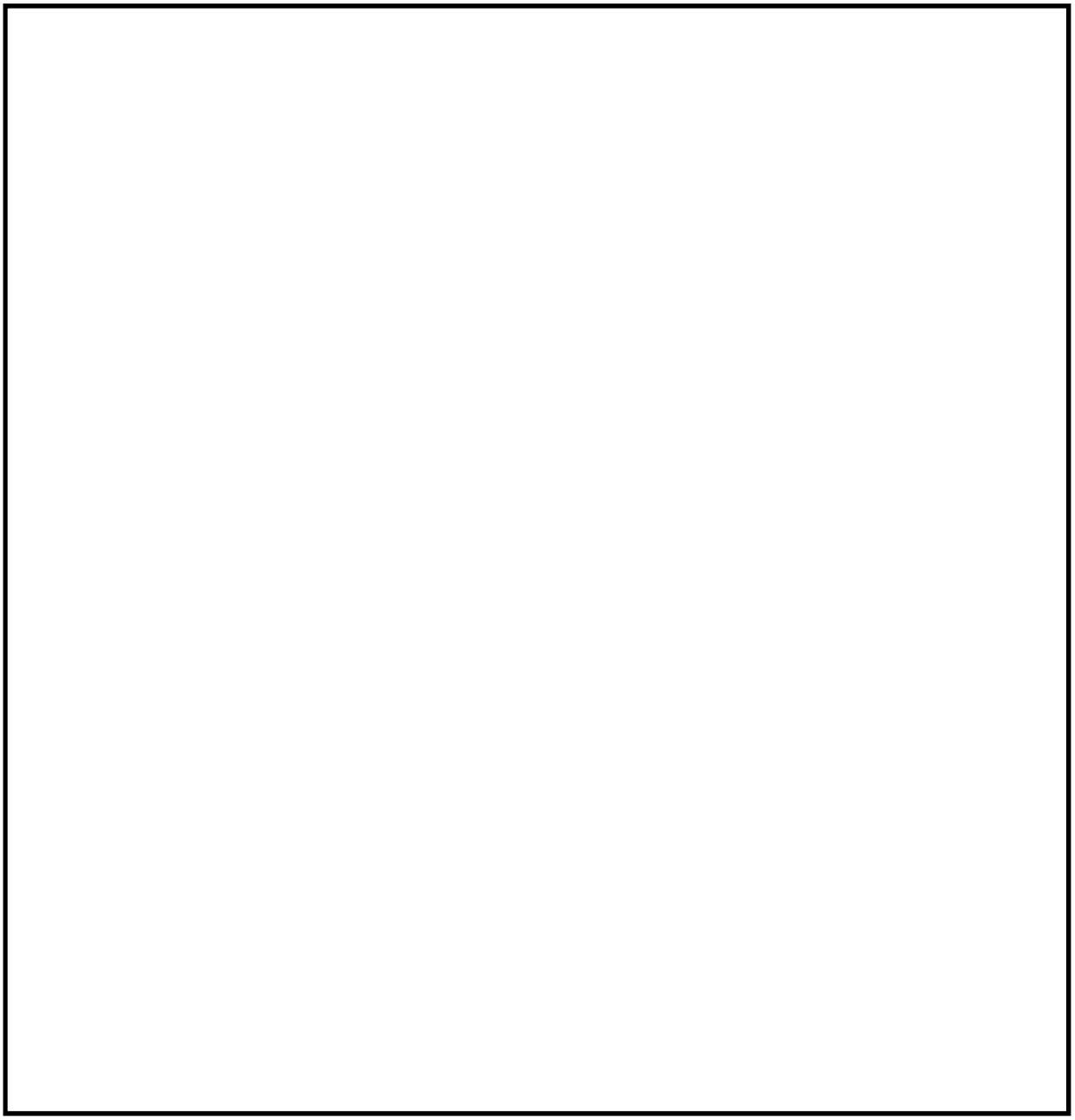
・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－8 図　非常用電源設備に係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）（125V 系蓄電池Ａ系）（125V 系蓄電池Ｂ系）（中性子モニタ用蓄電池Ａ系）（中性子モニタ用蓄電池Ｂ系）



・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－9 図　非常用電源設備に係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）（125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系）

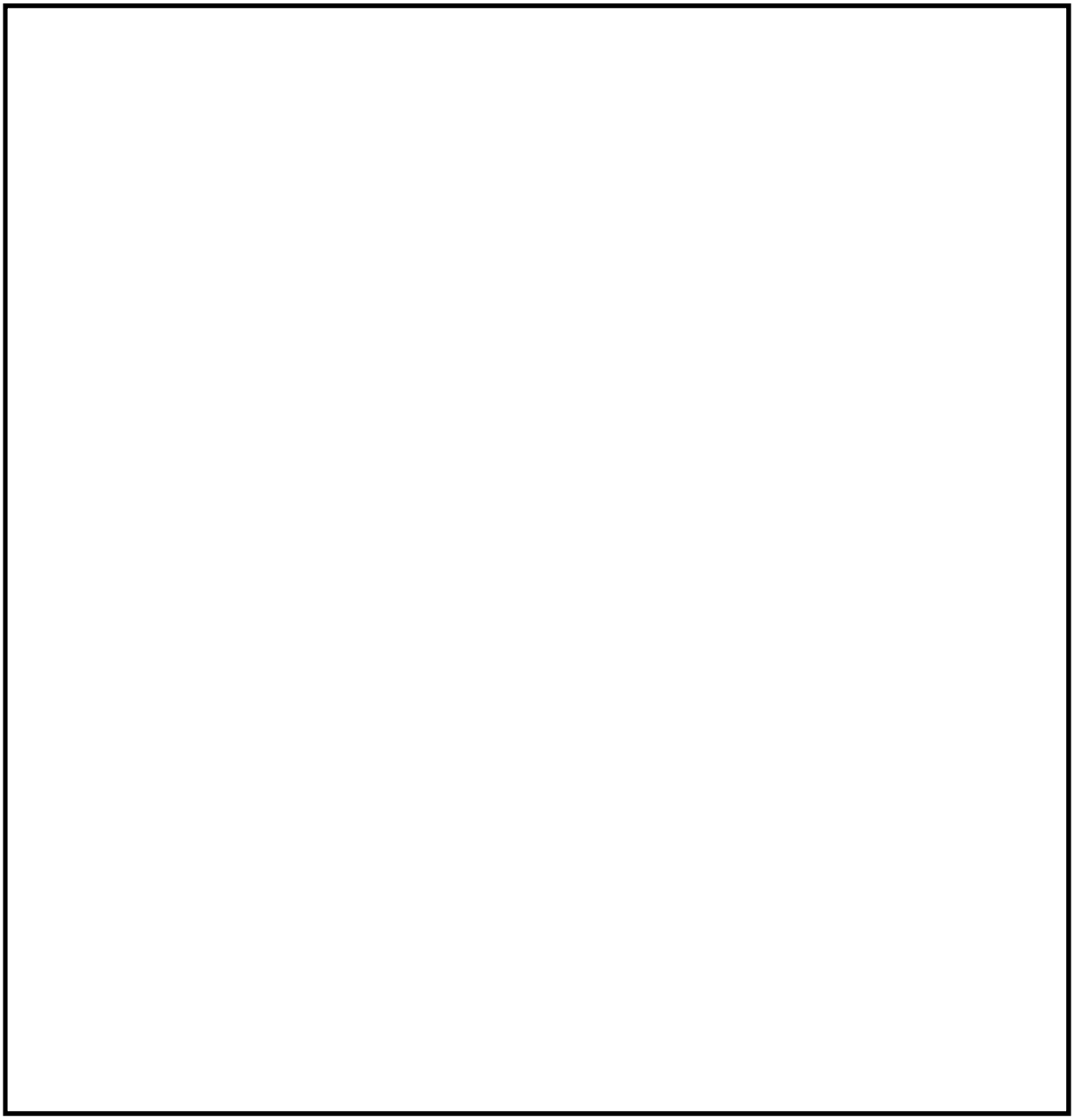


・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－10 図　非常用電源設備に係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場所・設置場所）（可搬型整流器）

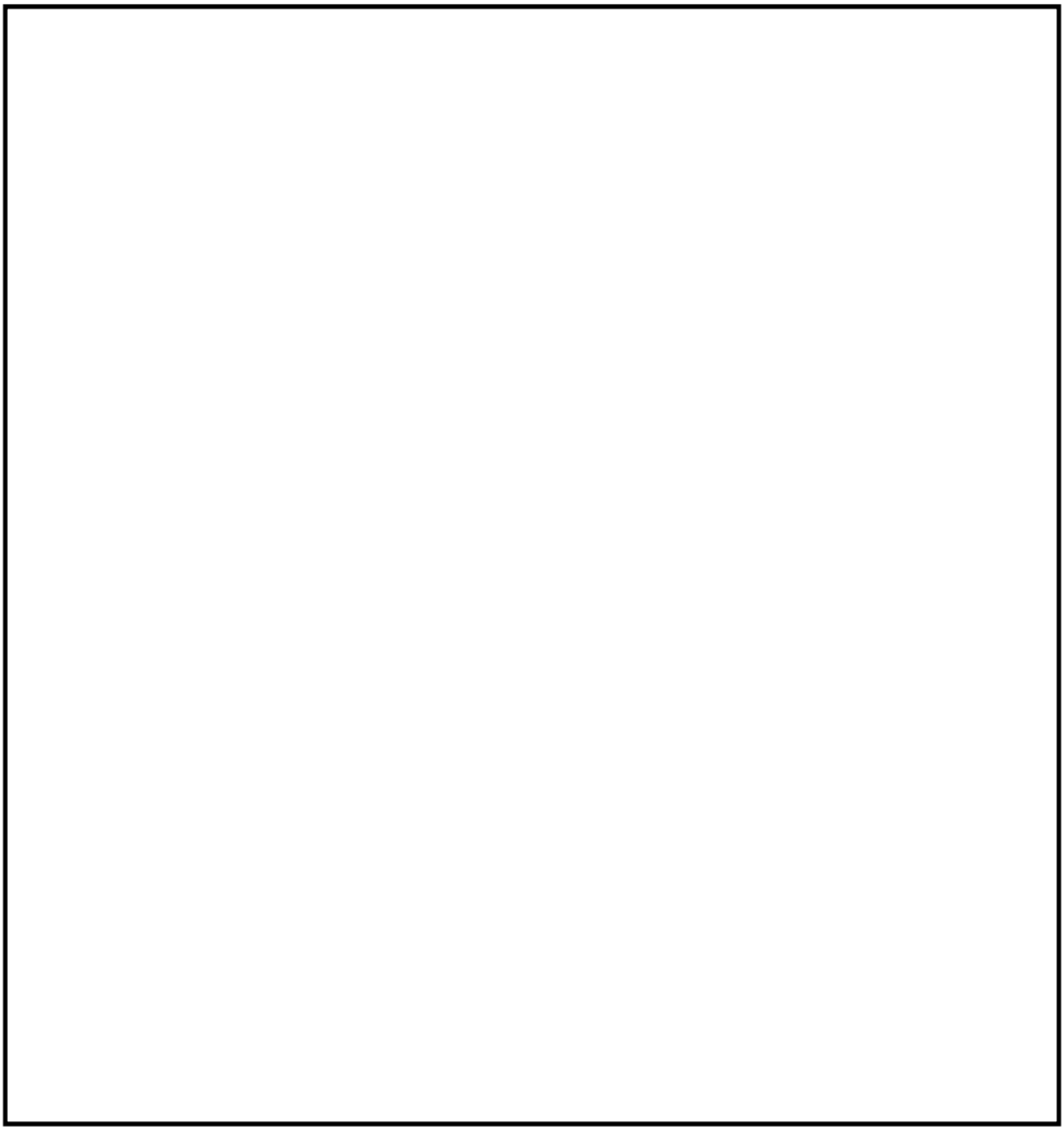
・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－11 図　非常用電源設備に係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）（緊急用 125V 系蓄電池）（緊急用ＭＣＣ）



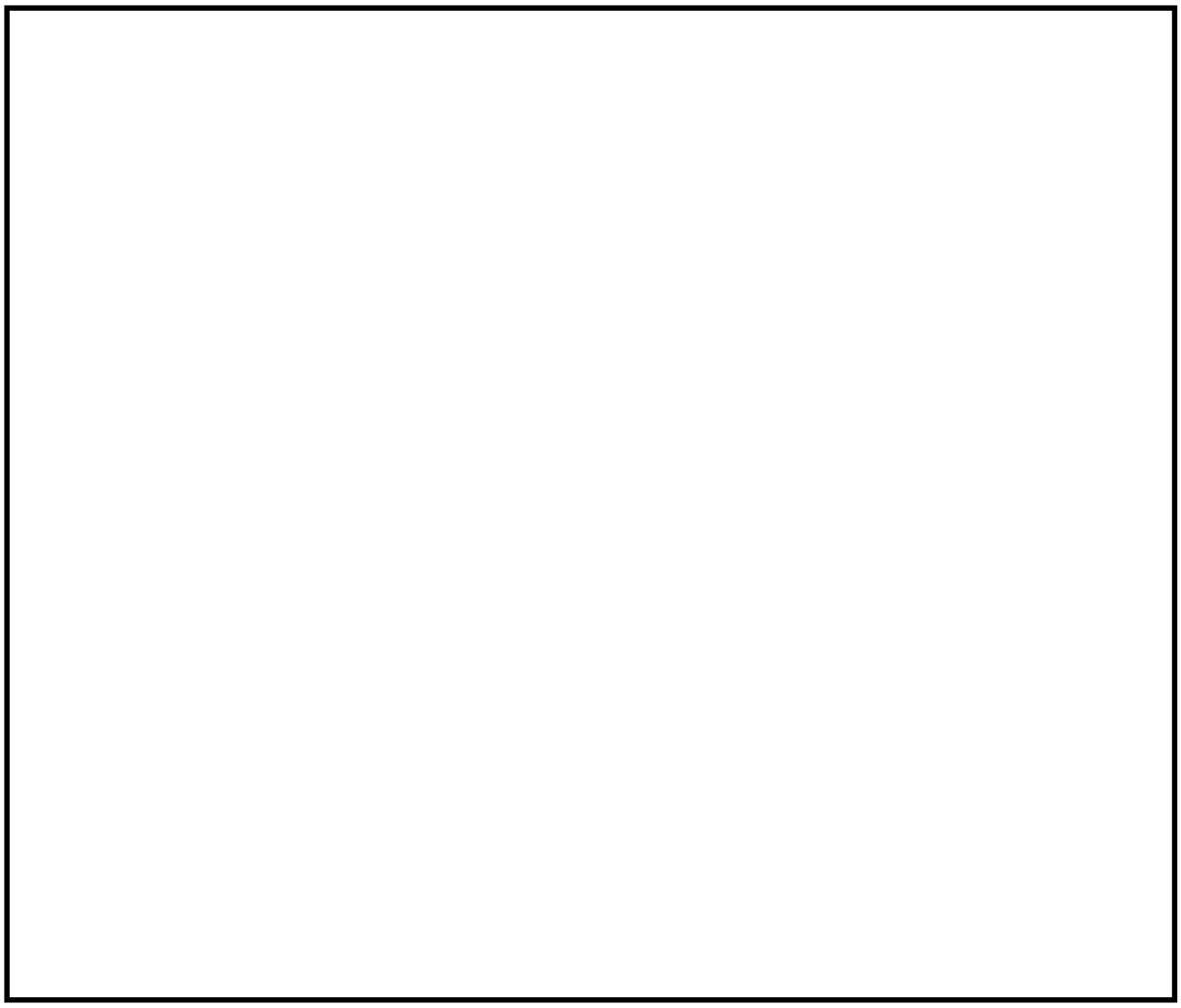
・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－12 図　非常用電源設備に係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）（緊急用Ｍ／Ｃ）（緊急用ＭＣＣ）



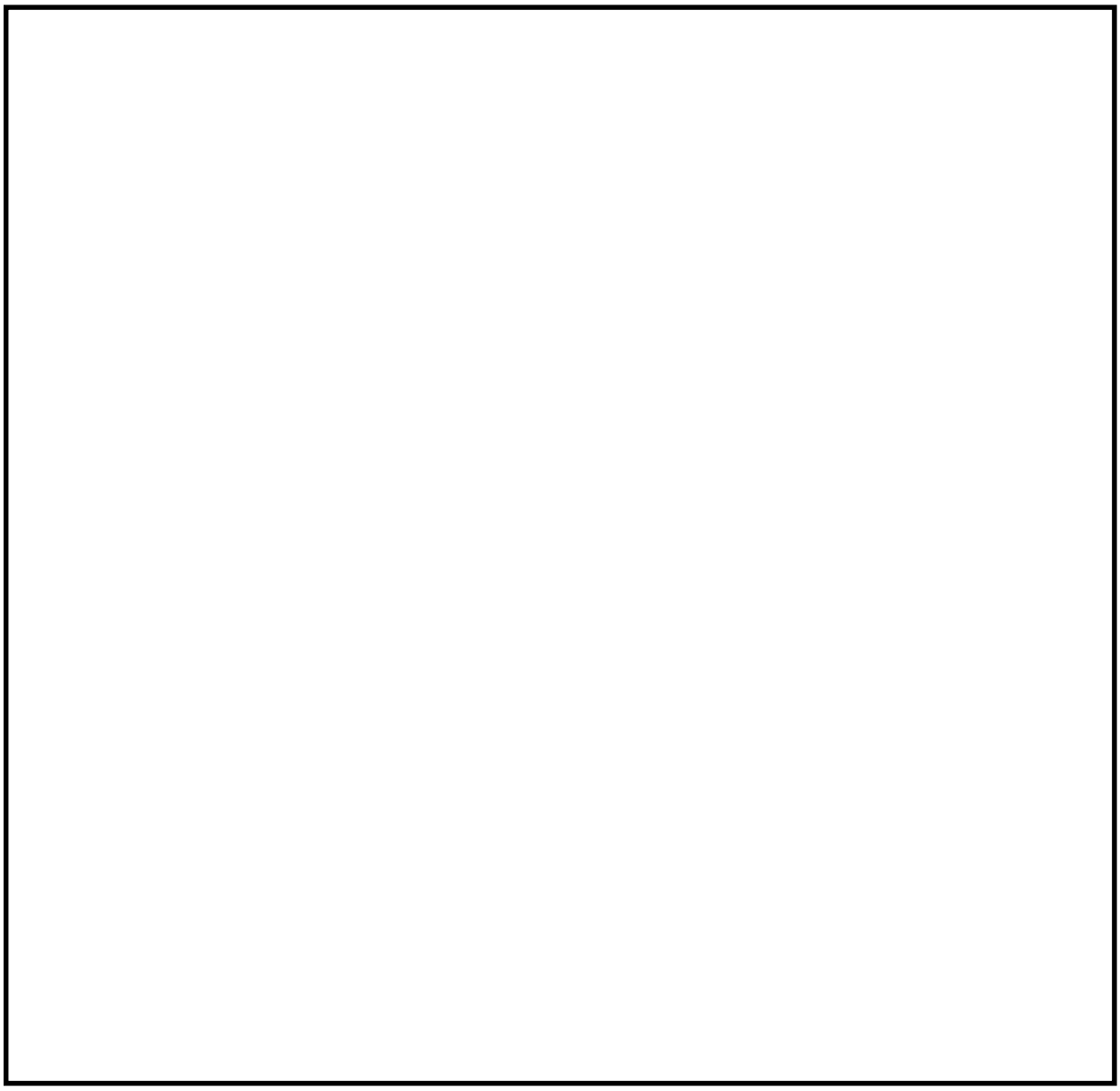
・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－13 図　非常用電源設備に係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）（緊急用Ｐ／Ｃ）



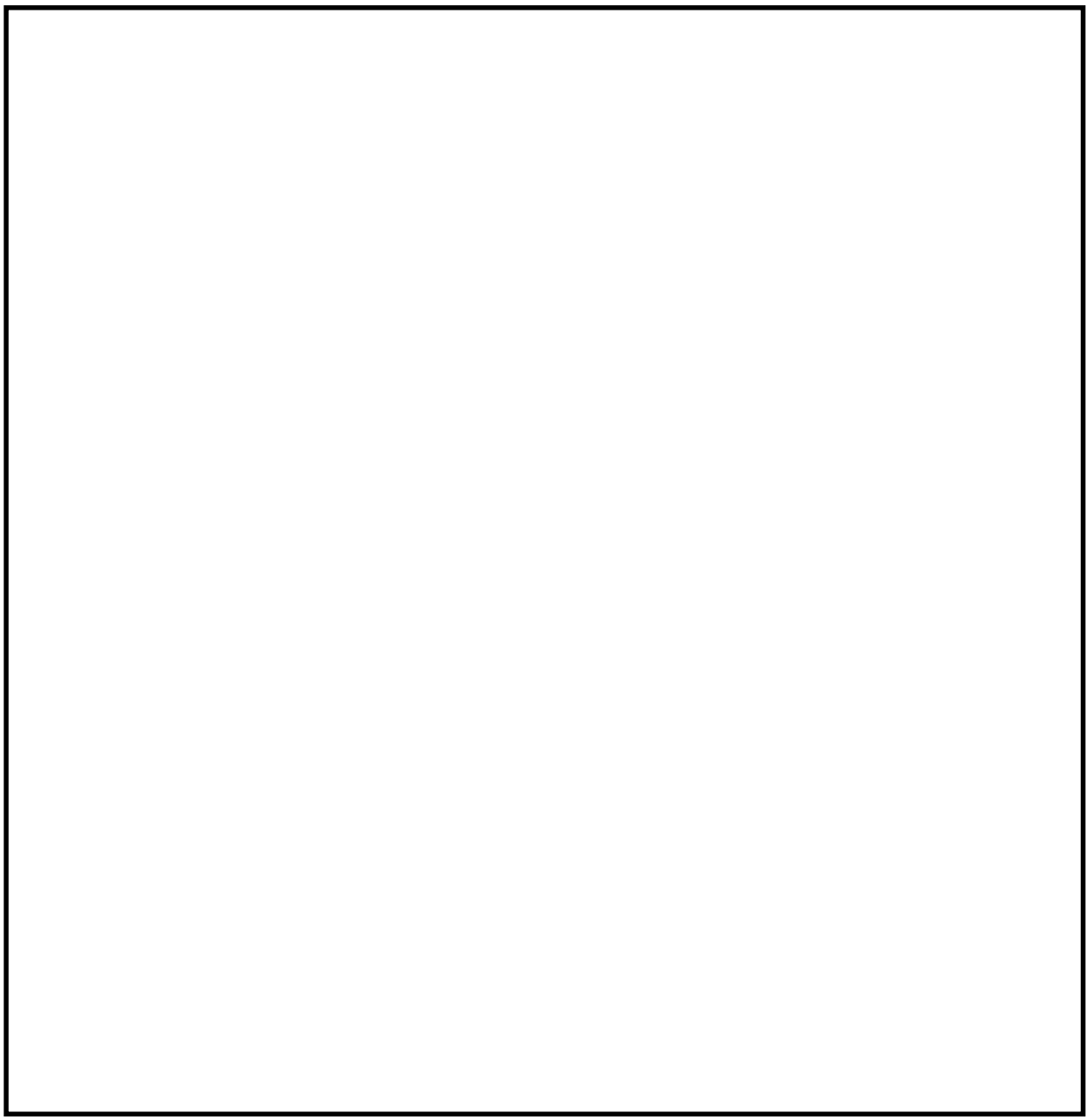
・写真については，一部イメージを含む。

第57－2－14図　非常用電源設備に係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）（緊急用直流125V主母線盤）



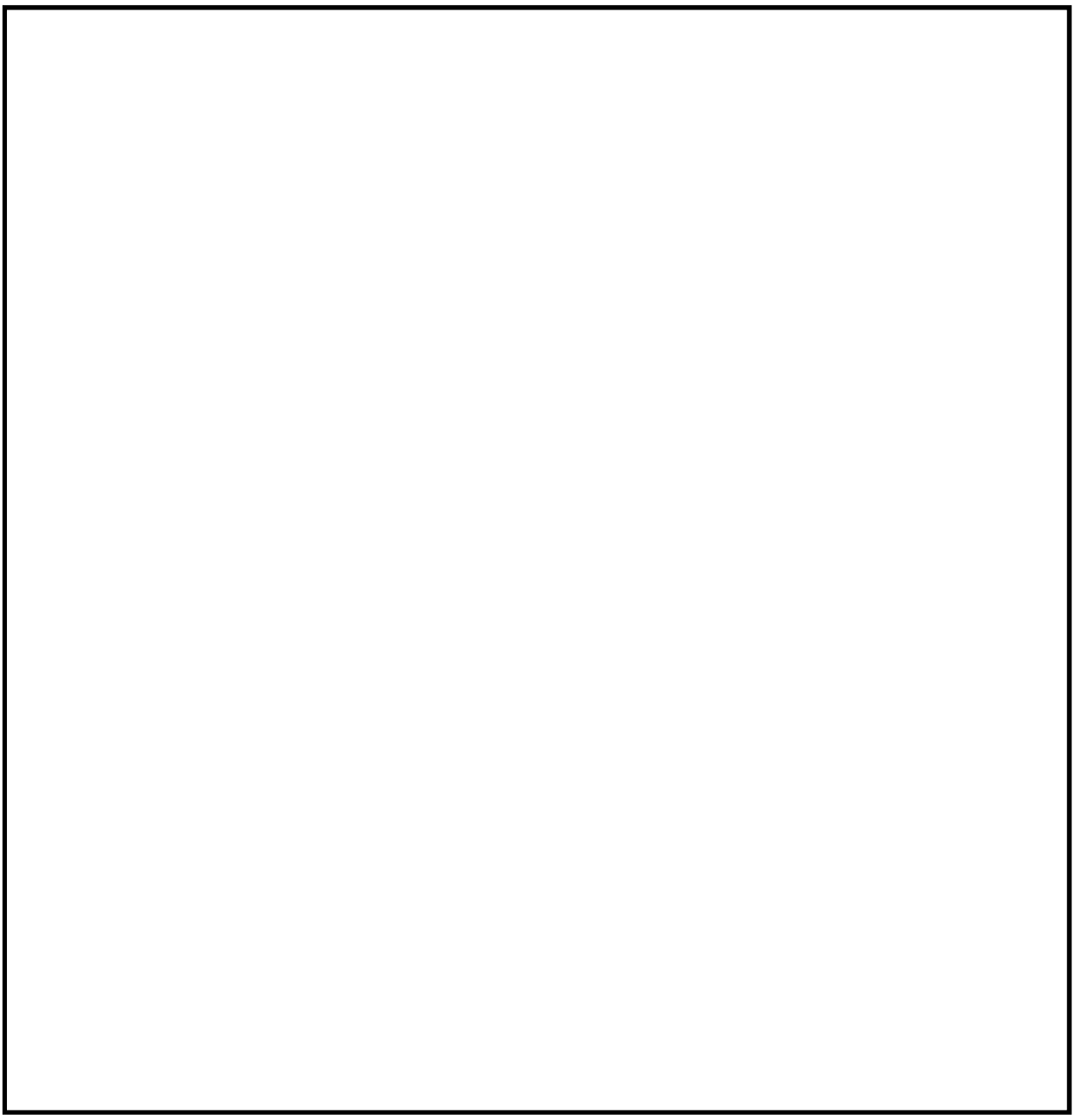
・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－15 図　非常用電源設備に係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）（２Ｃ　Ｄ／Ｇ）（２Ｄ　Ｄ／Ｇ）（ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ）



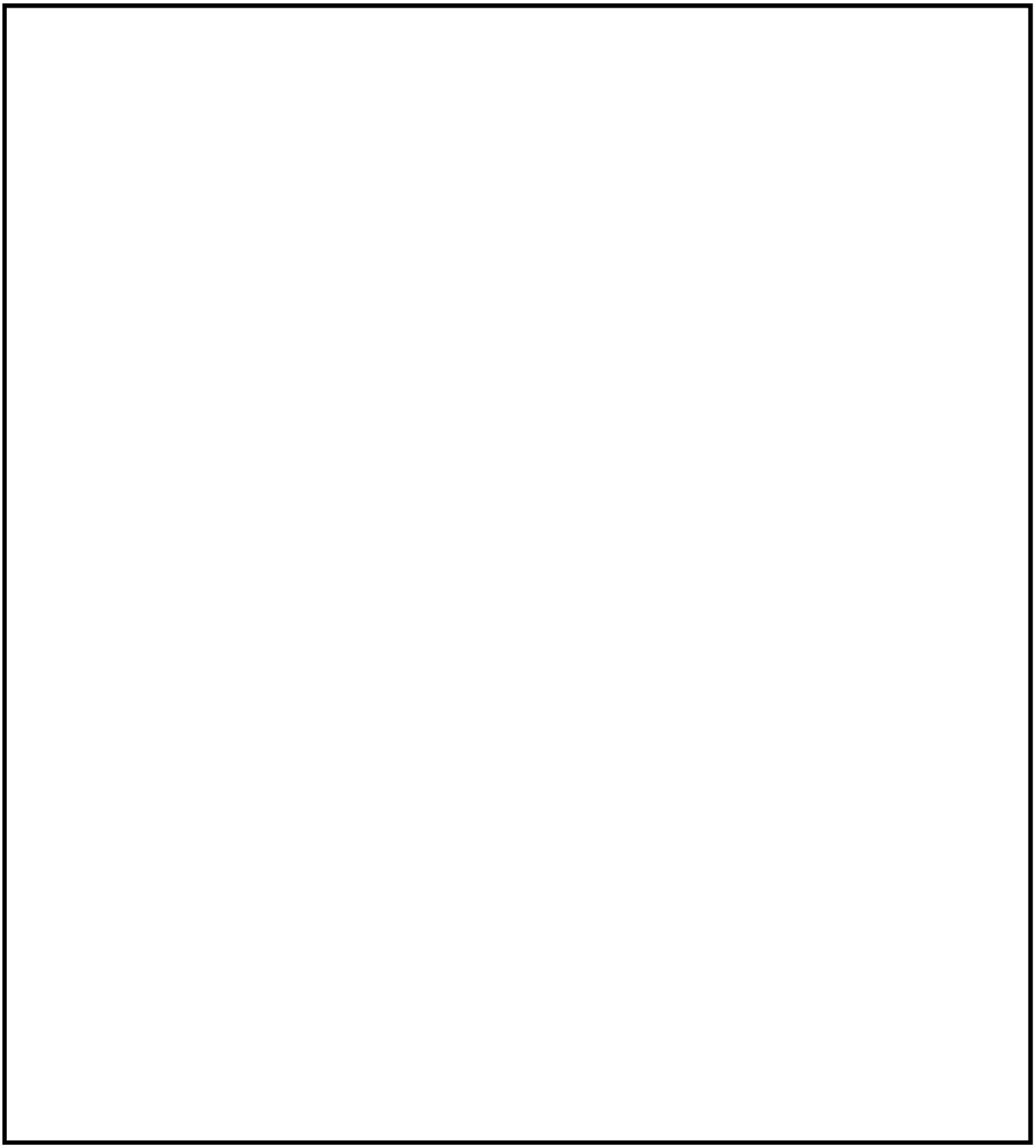
・写真については，一部イメージを含む。

第 57－2－16 図　非常用電源設備に係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）（２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク）（２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク）（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンク）



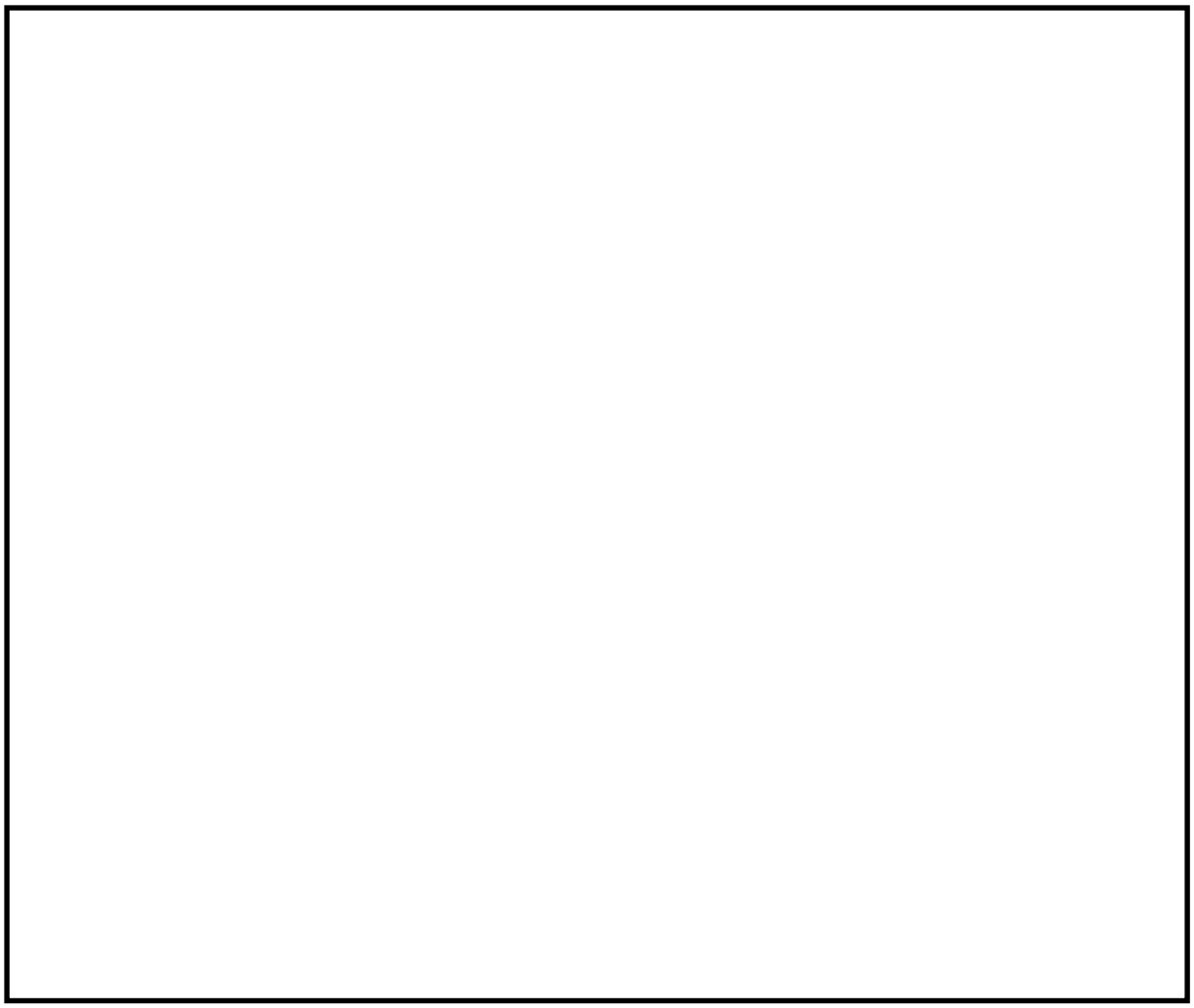
・写真については，一部イメージを含む。

第57－2－17図　非常用電源設備に係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）（２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）（２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）

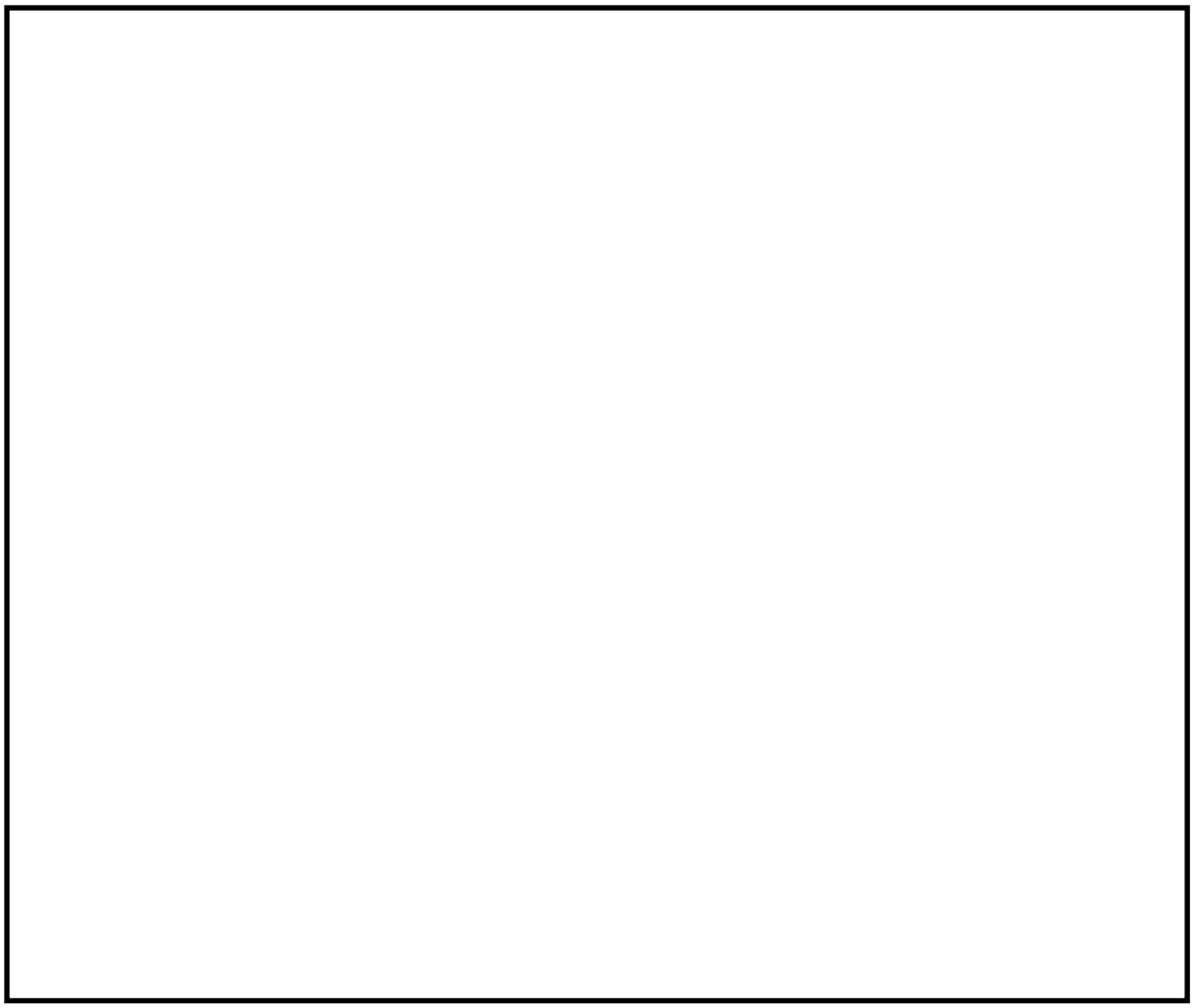


・写真については，一部イメージを含む。

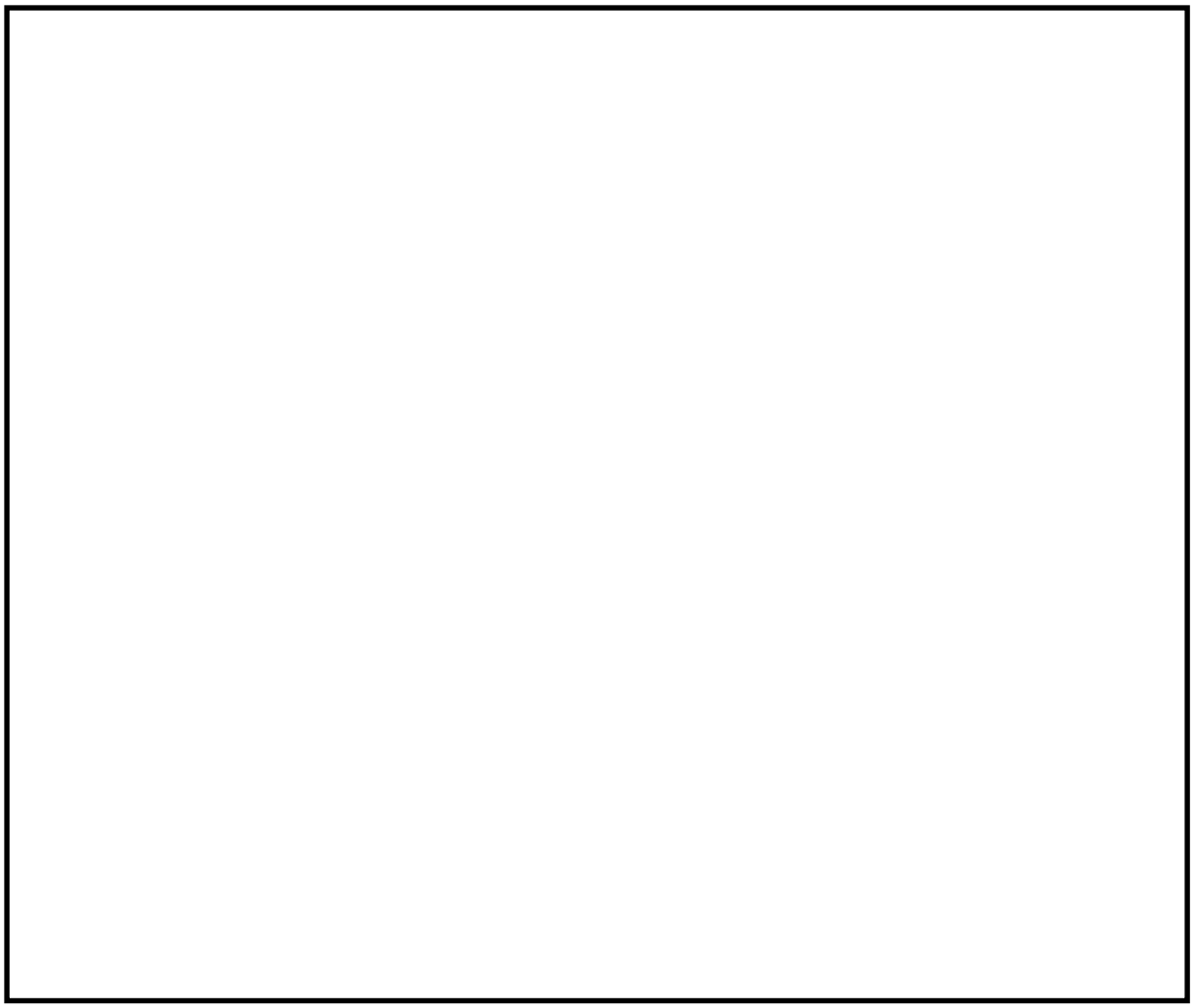
第57－2－18図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（２Ｃ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）（２Ｄ非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）



第57－2－19図　非常用電源設備に係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）（緊急用電源切替盤）（１／３）

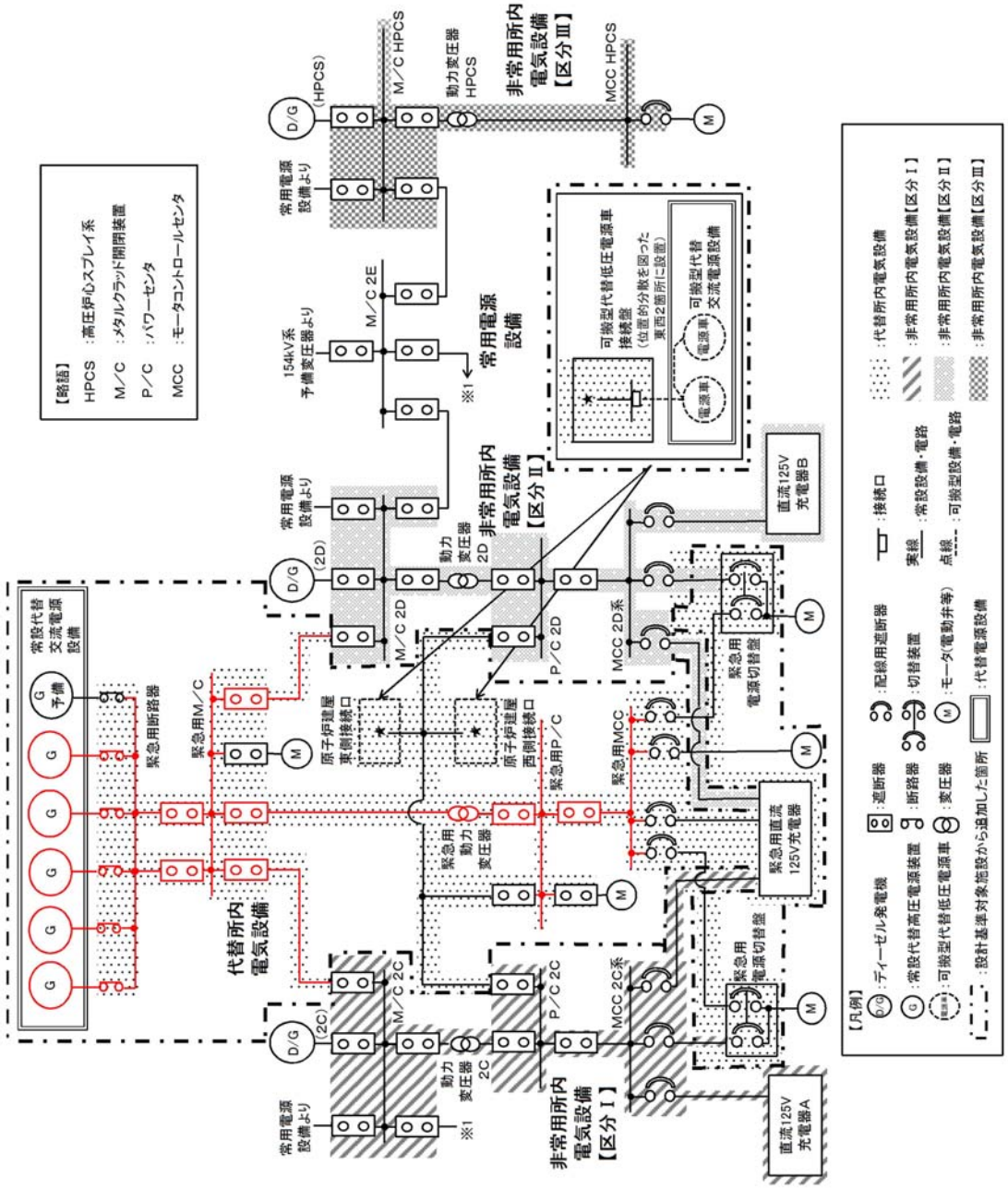


第57－2－19図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用電源切替盤）（２／３）

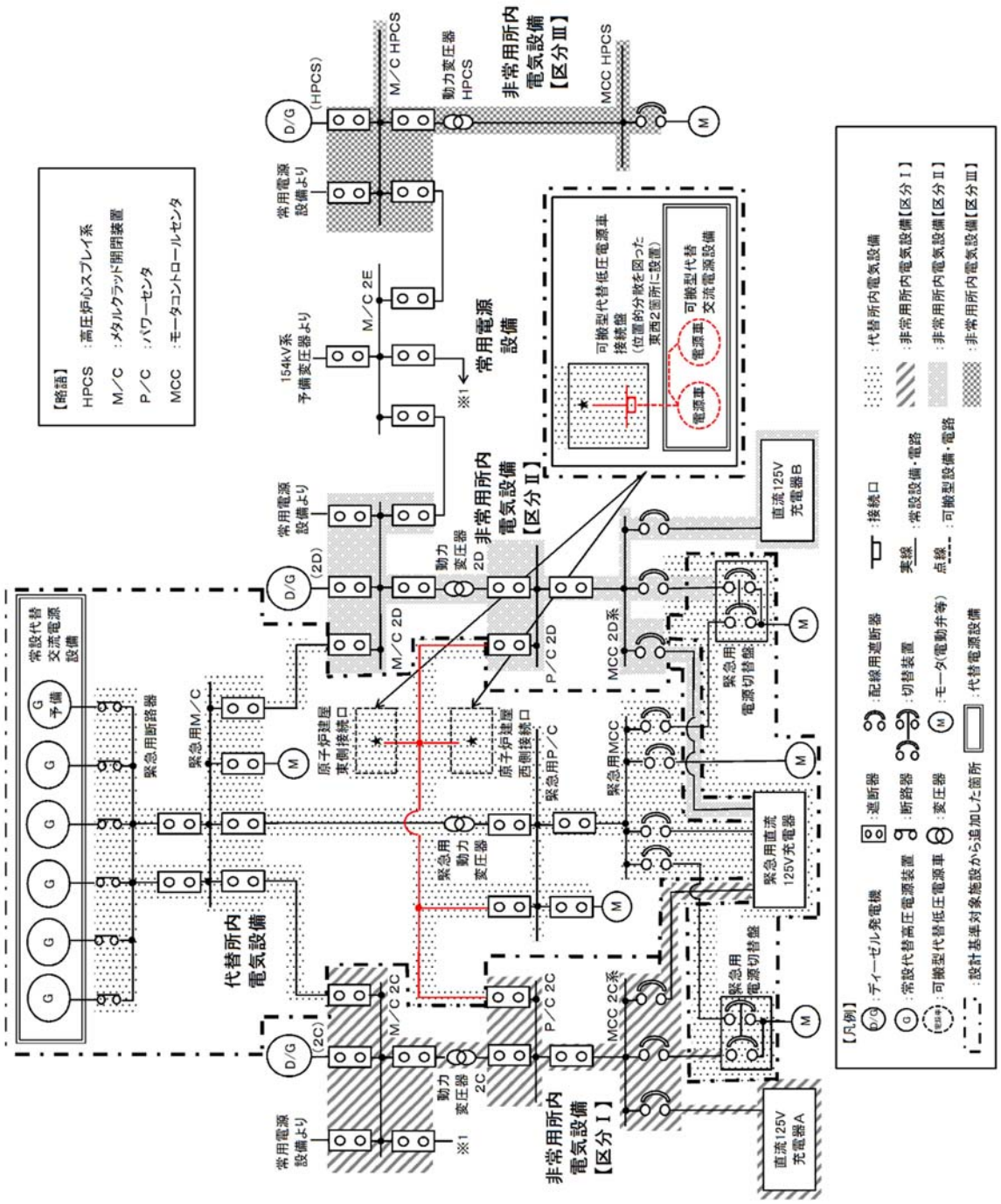


第57－2－19図　非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用電源切替盤）（３／３）

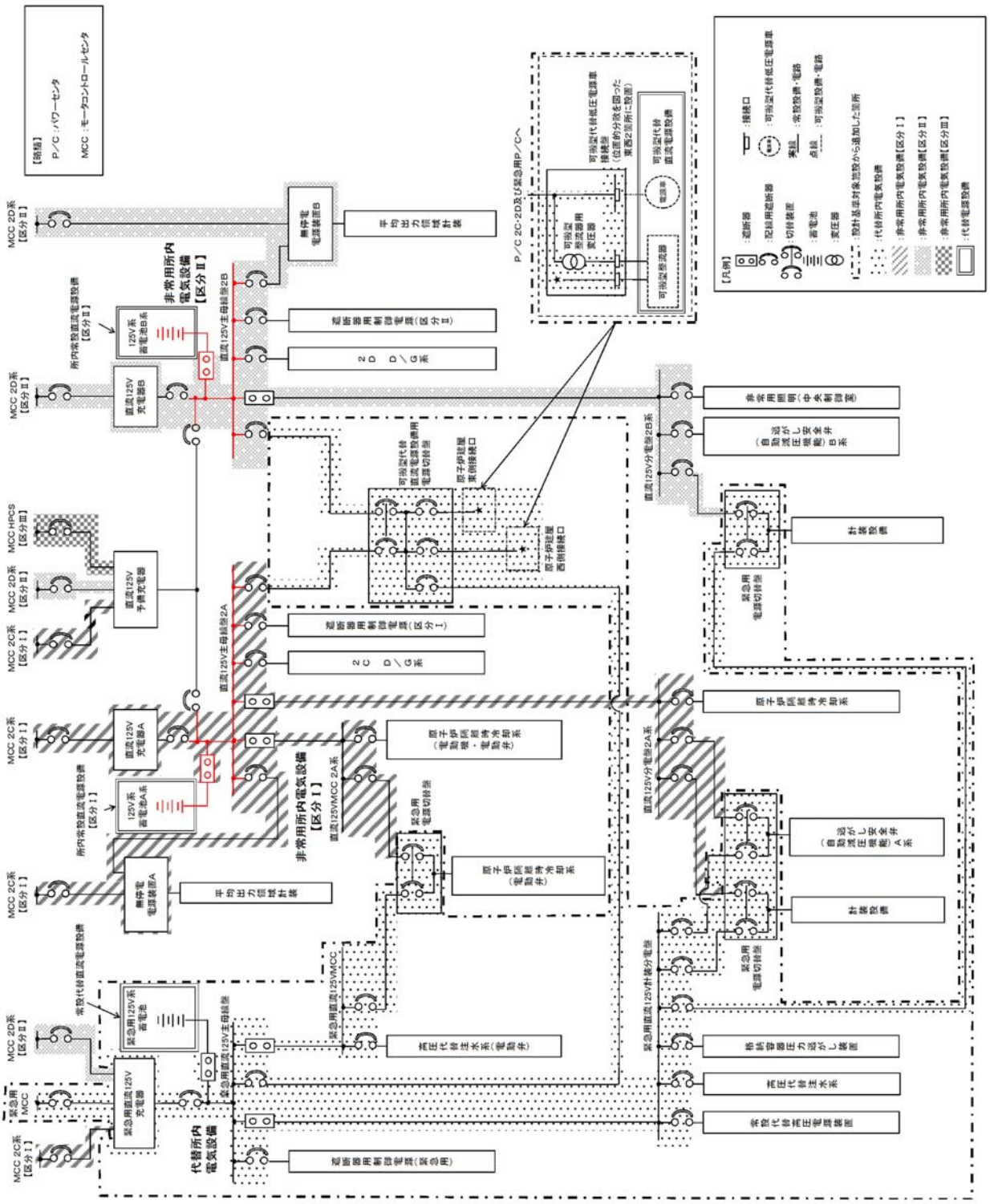
57－3　系統図



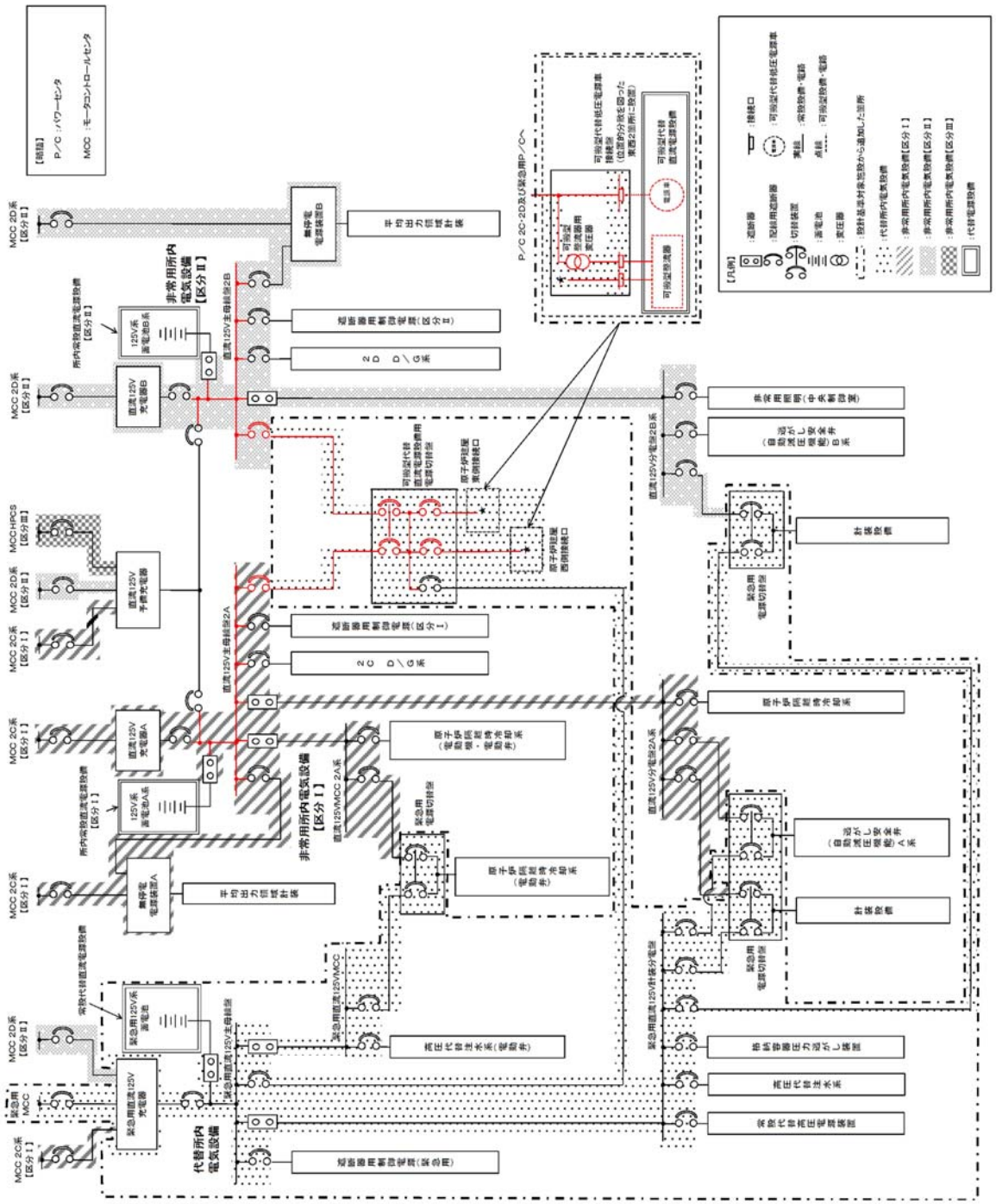
第 57－3－1 図　常設代替交流電源設備系統図



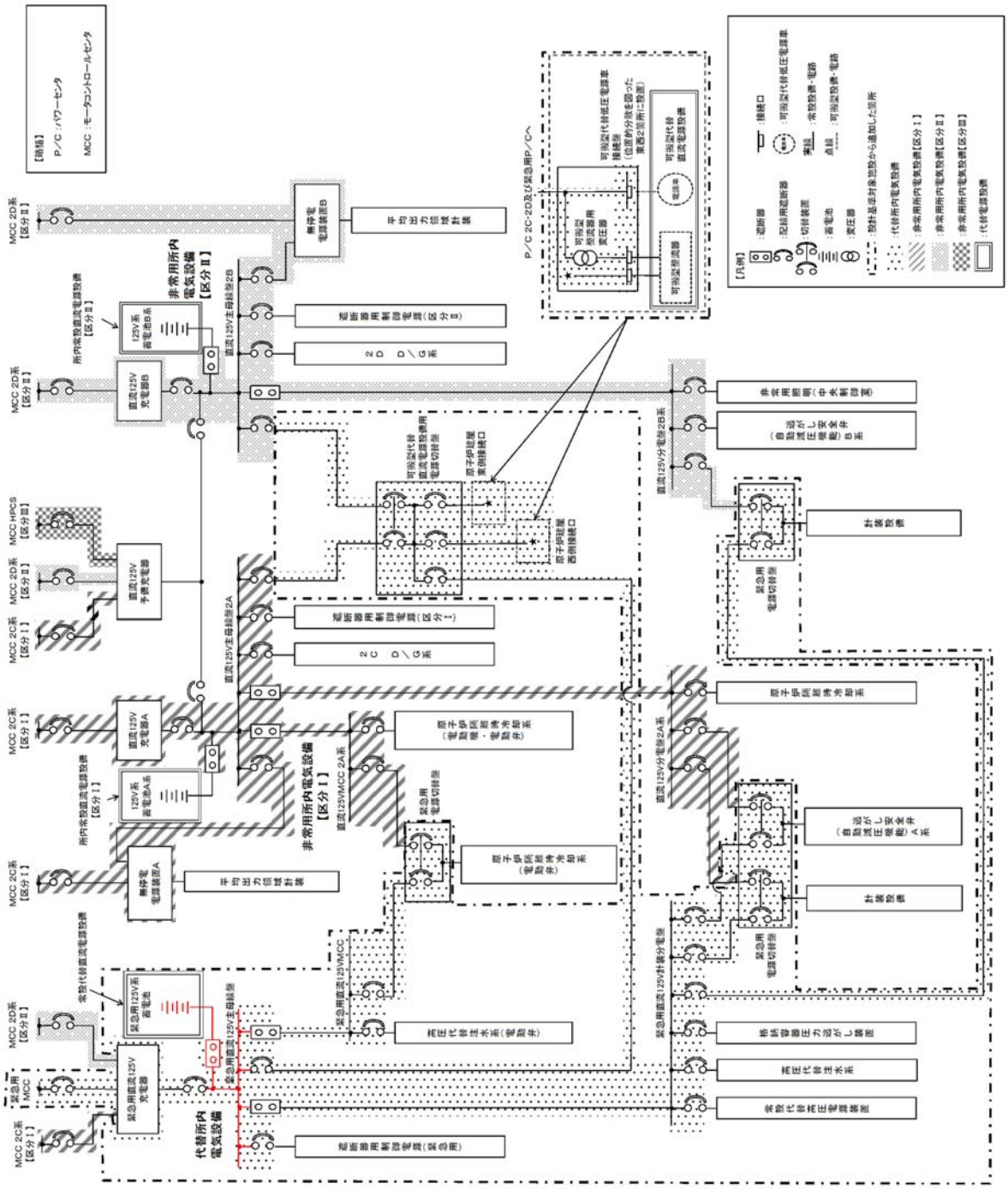
第 57－3－2 図　可搬型代替交流電源設備系統図



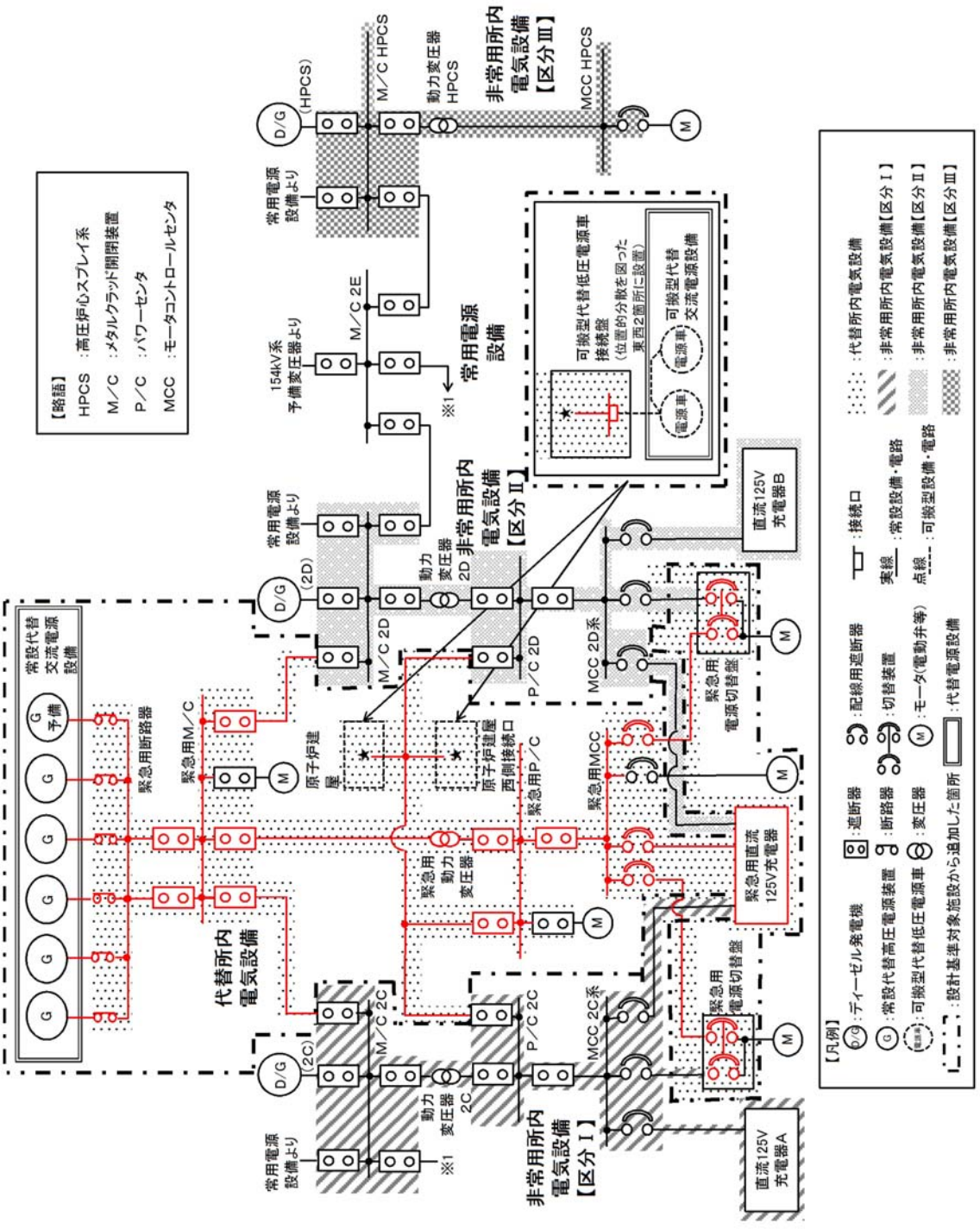
第 57－3－3 図　所内常設直流電源設備系統図



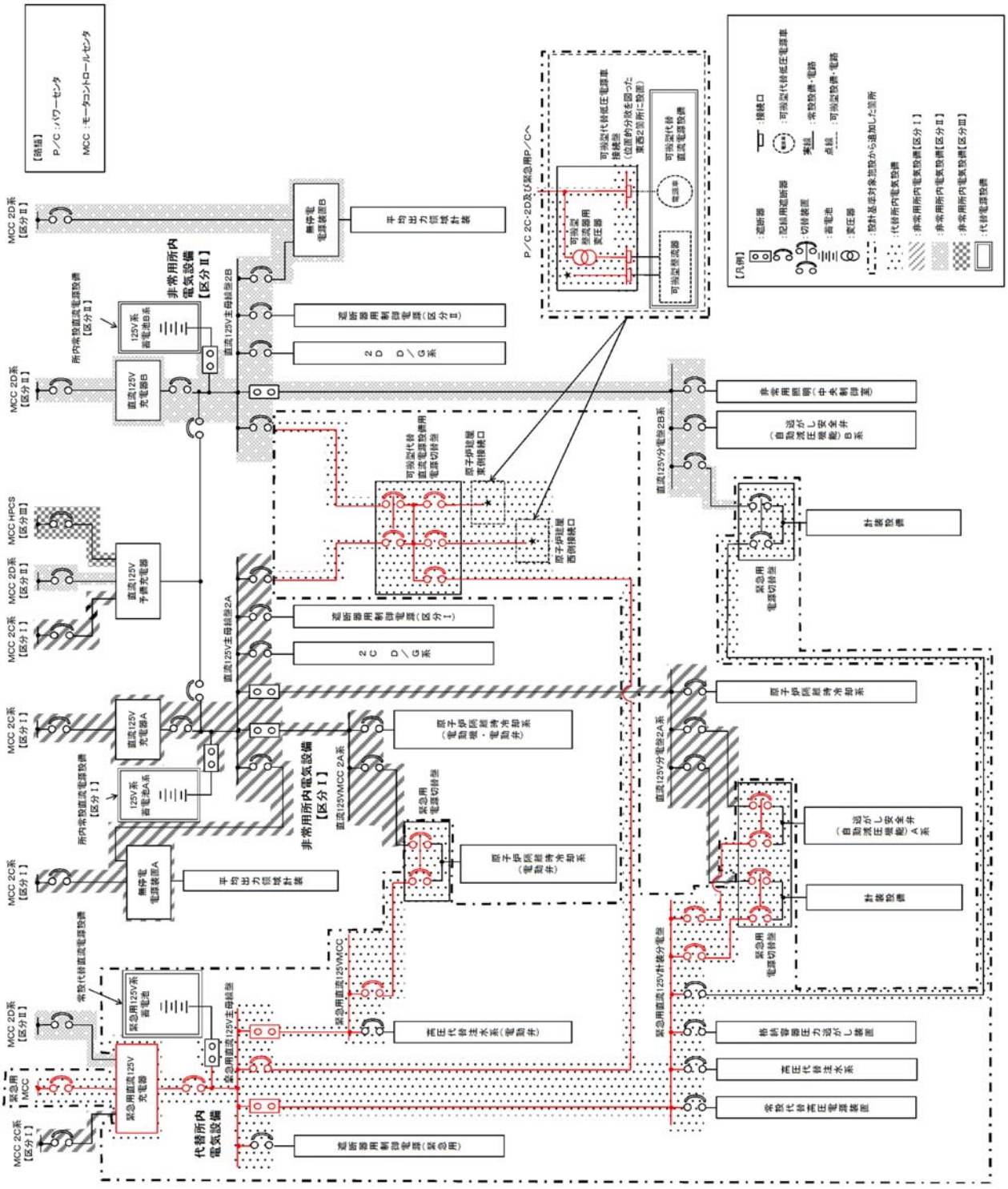
第 57－3－4 図　可搬型代替直流電源設備系統図



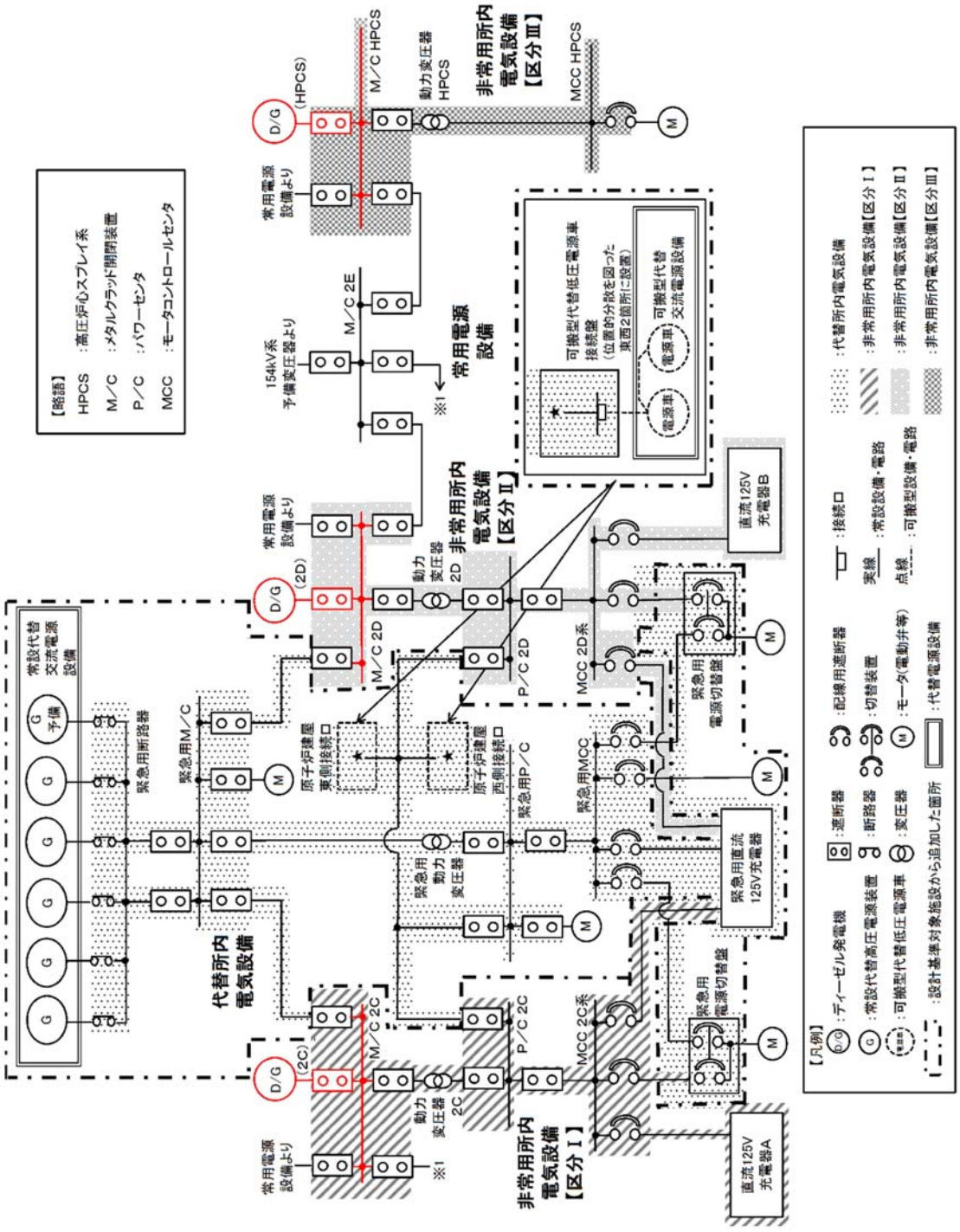
第 57－3－5 図　常設代替直流電源設備系統図



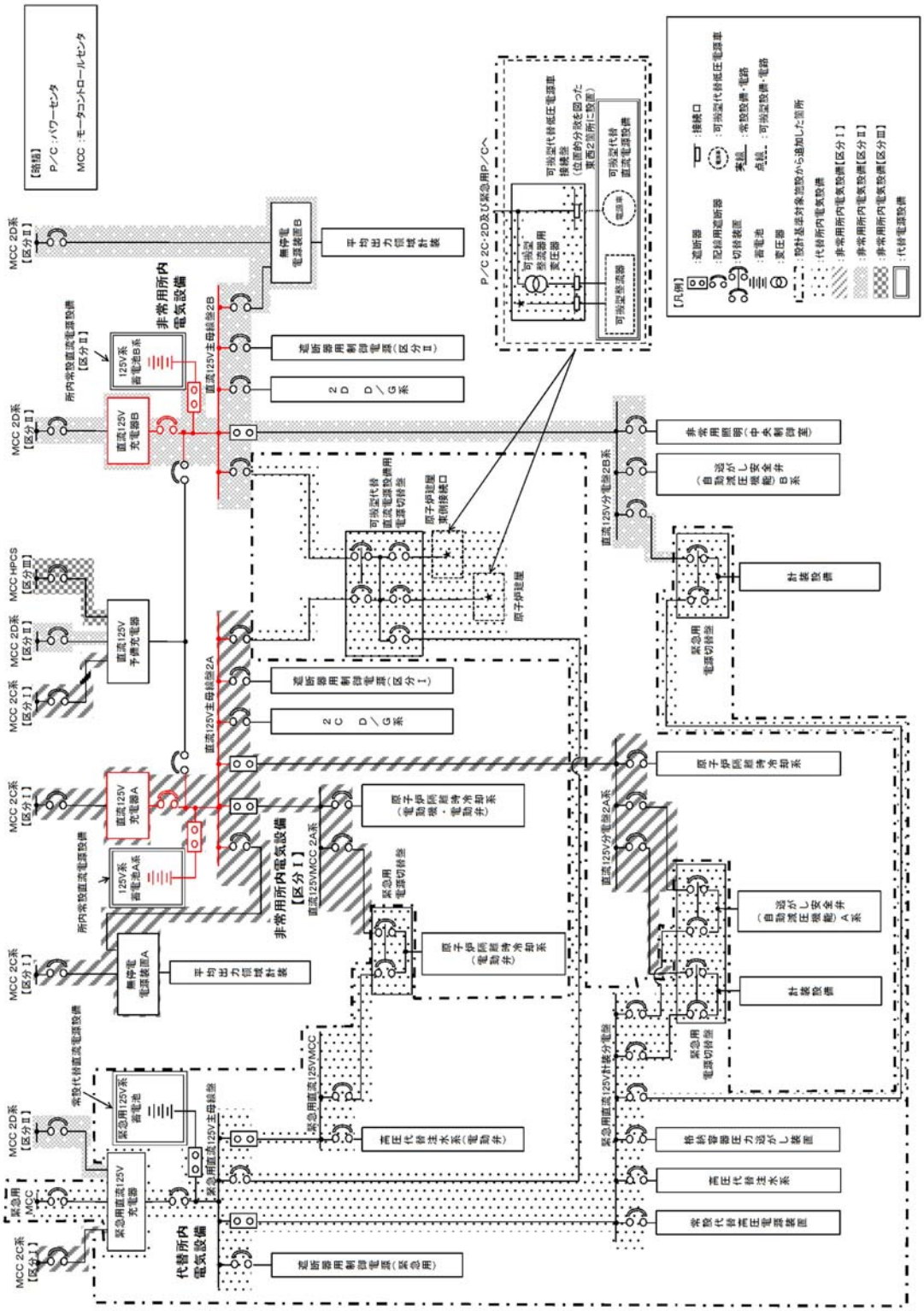
第 57－3－6 図　代替所内電気設備系統図（1／2）



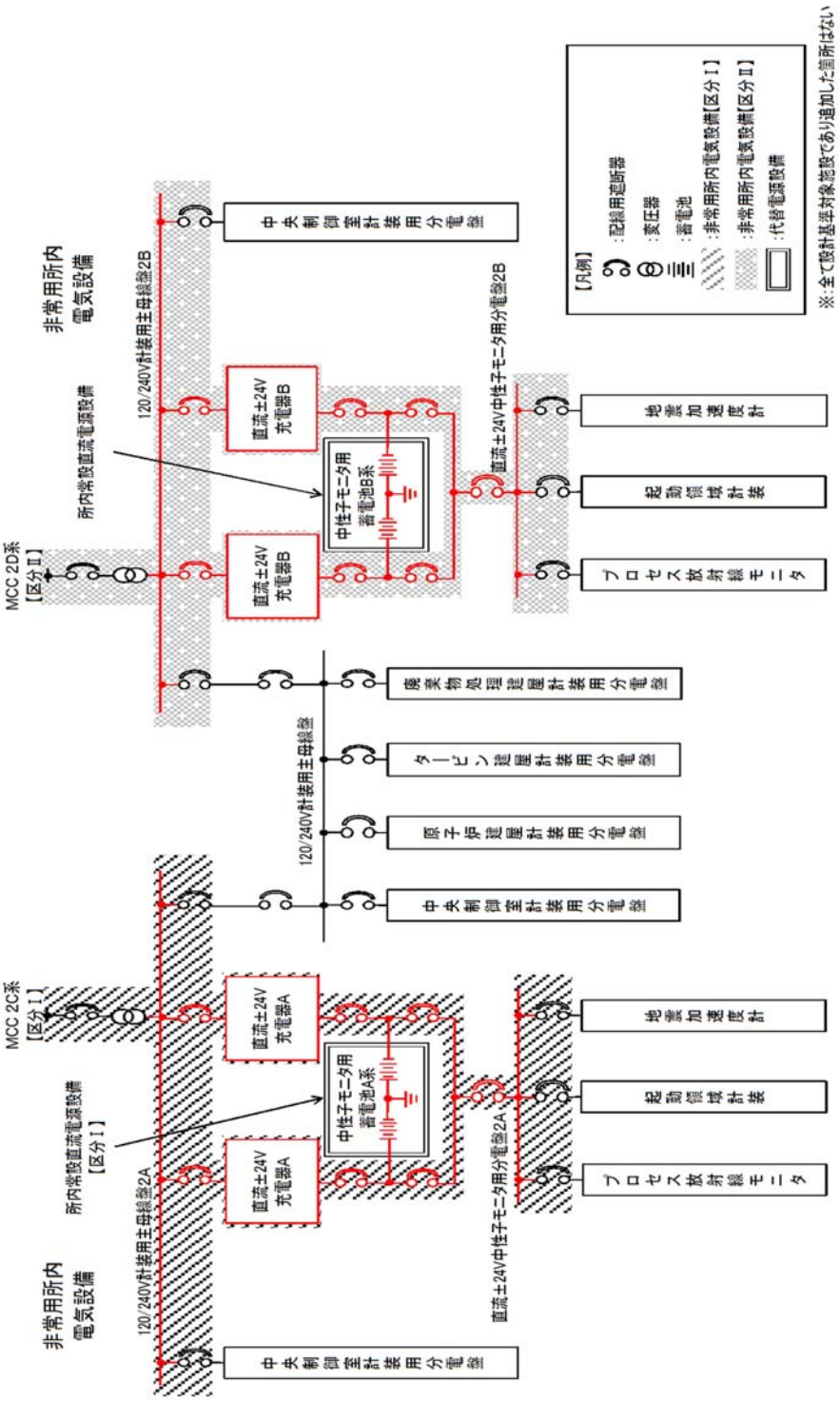
第 57－3－6 図　代替所内電気設備系統図（2／2）



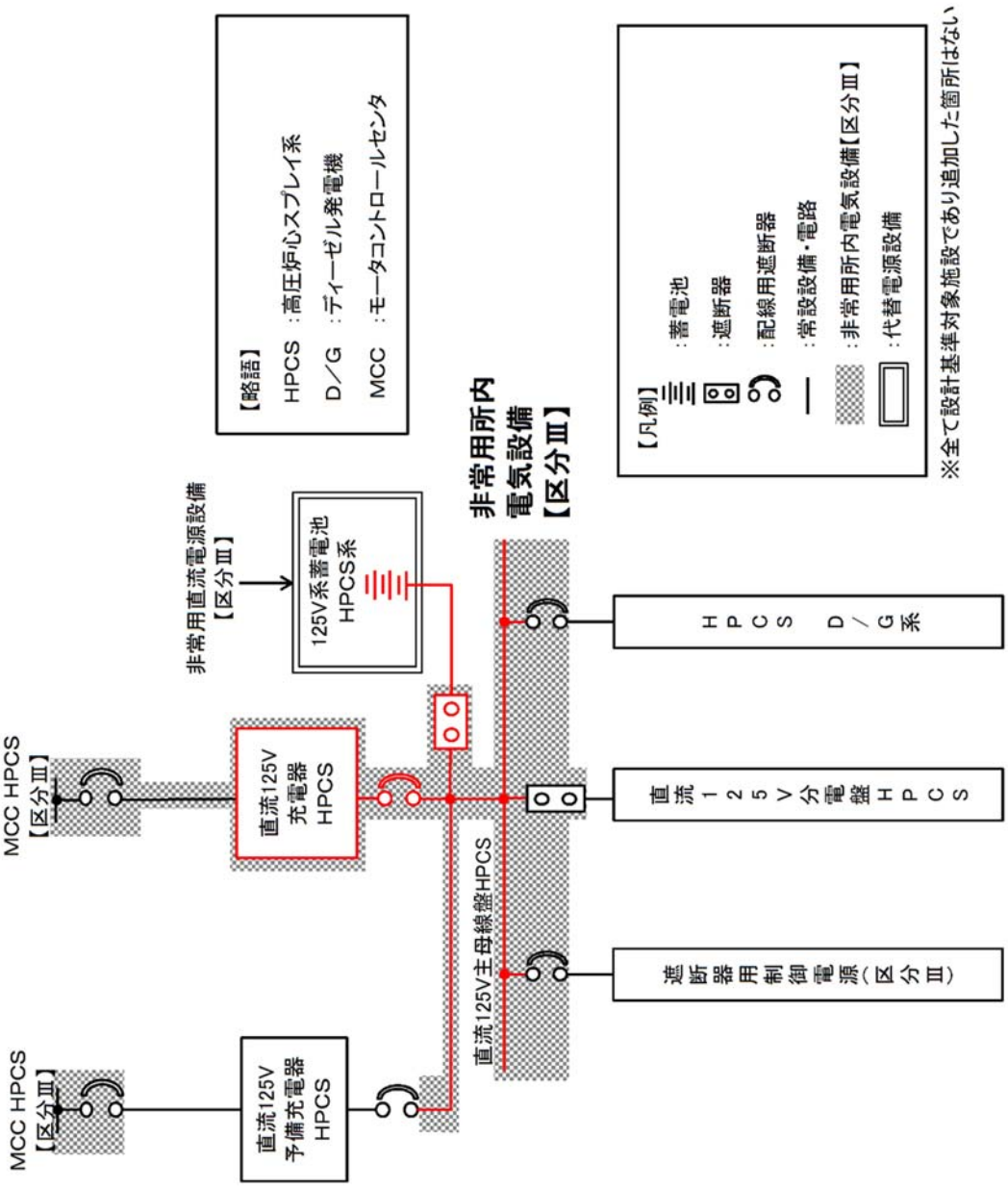
第 57－3－7 図　非常用交流電源設備系統図



第 57－3－8 図　非常用直流電源設備系統図（１／３）

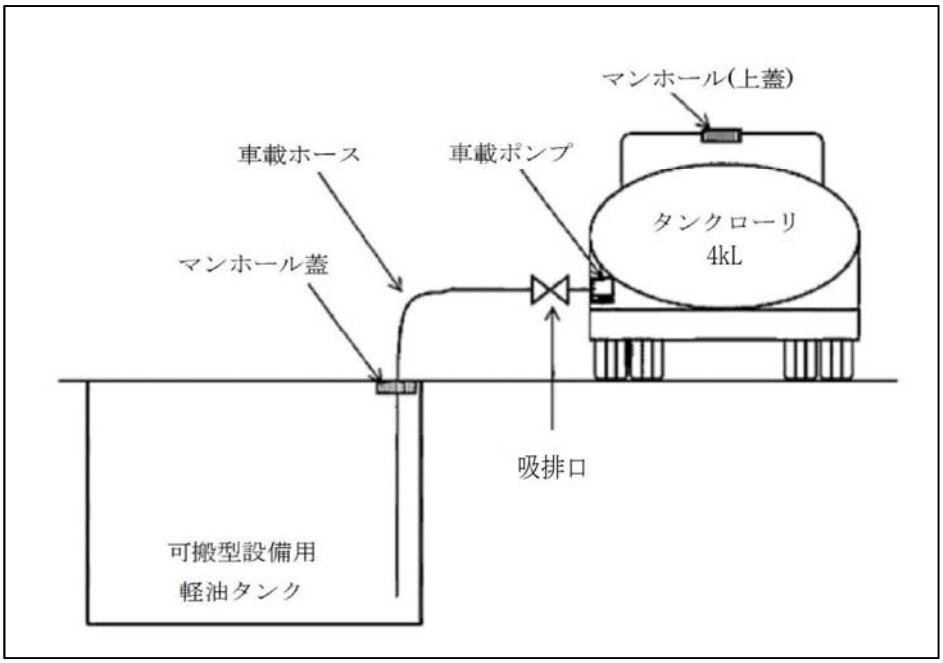


第 57－3－8 図　非常用直流電源設備系統図（２／３）



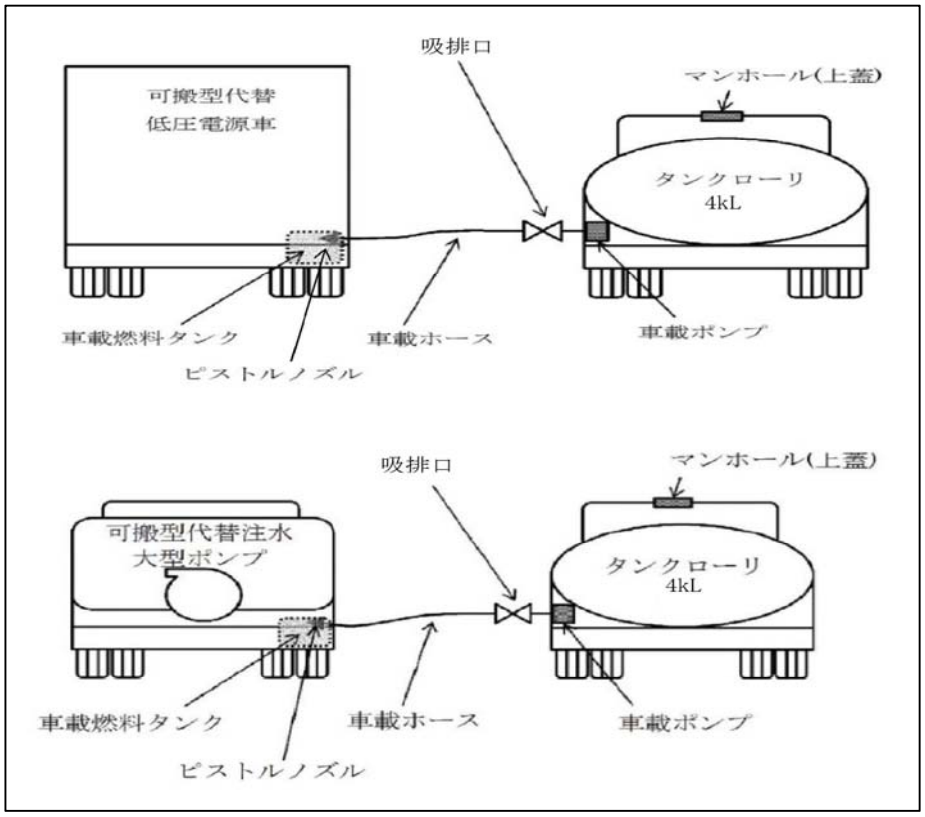
第 57－3－8 図　非常用直流電源設備系統図（３／３）

タンクローリへの給油

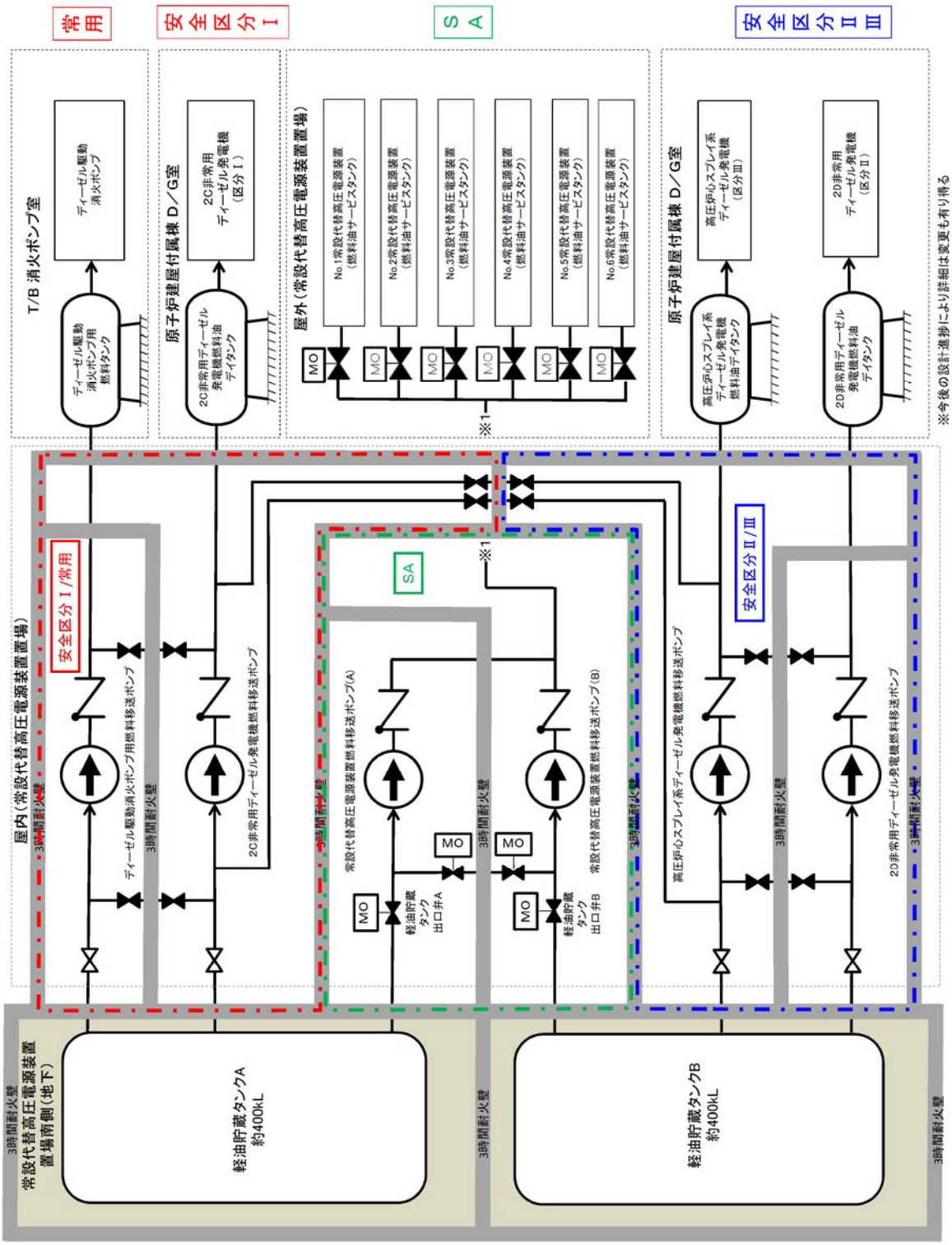


※ 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ燃料補給する際に必要なエリアは，タンクローリの周りに幅 5m 以上の平坦なスペースを確保している。

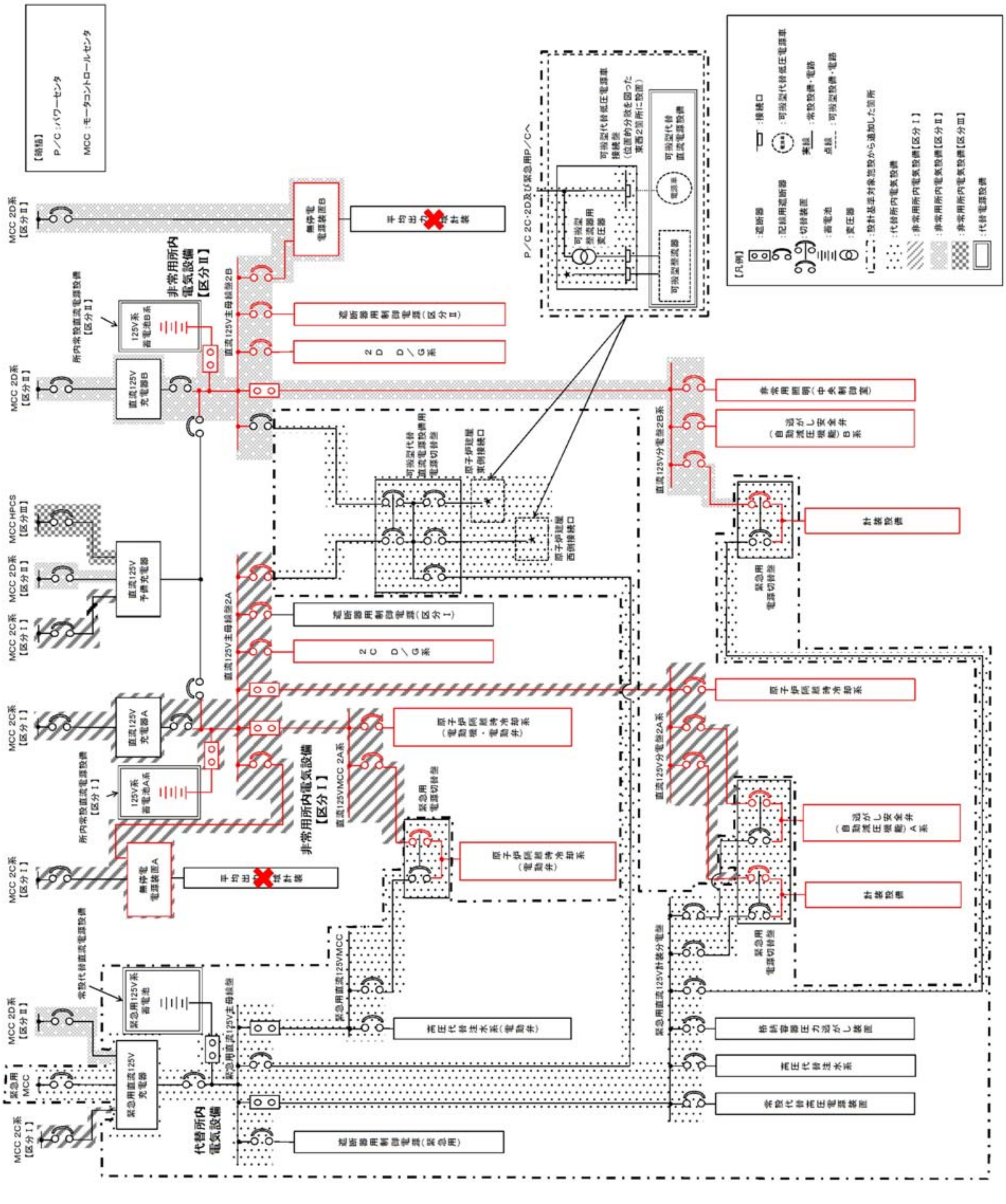
各設備への給油



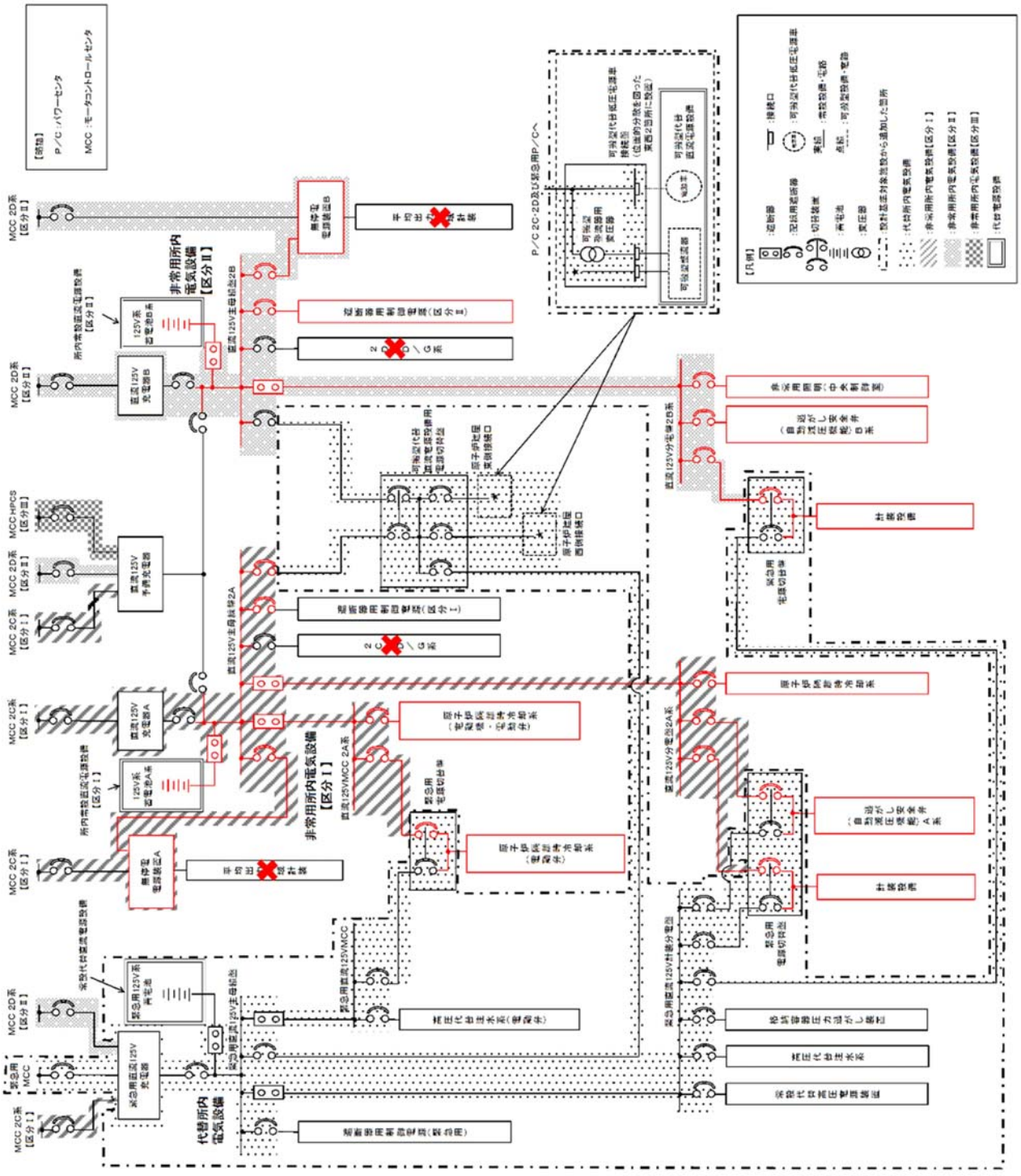
第 57－3－9 図　可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備燃料系統図



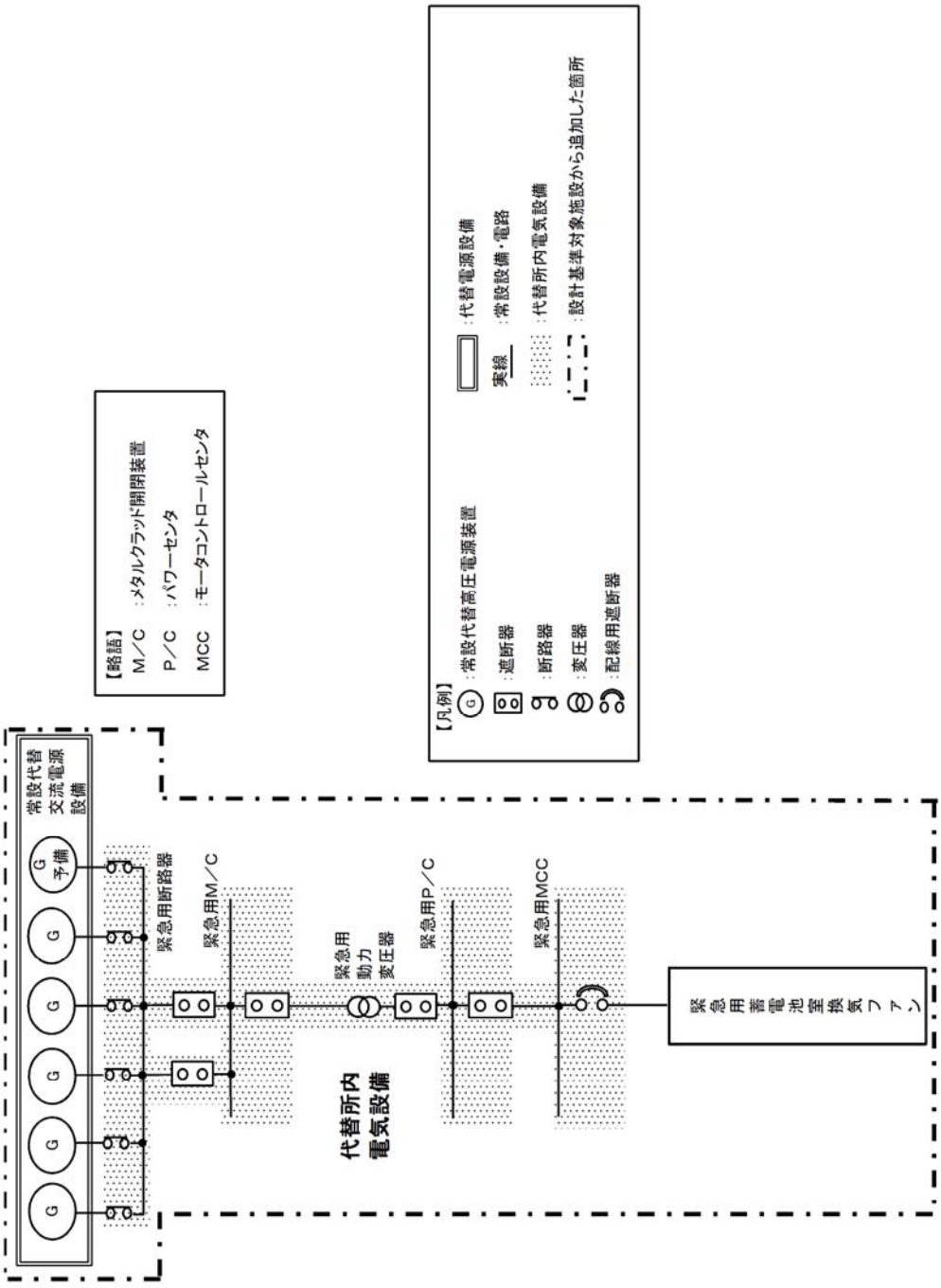
第 57－3－10 図　常設代替交流電源設備燃料系統図



第 57－3－11 図　所内常設直流電源設備系統図
（全交流動力電源喪失後から 1 時間）

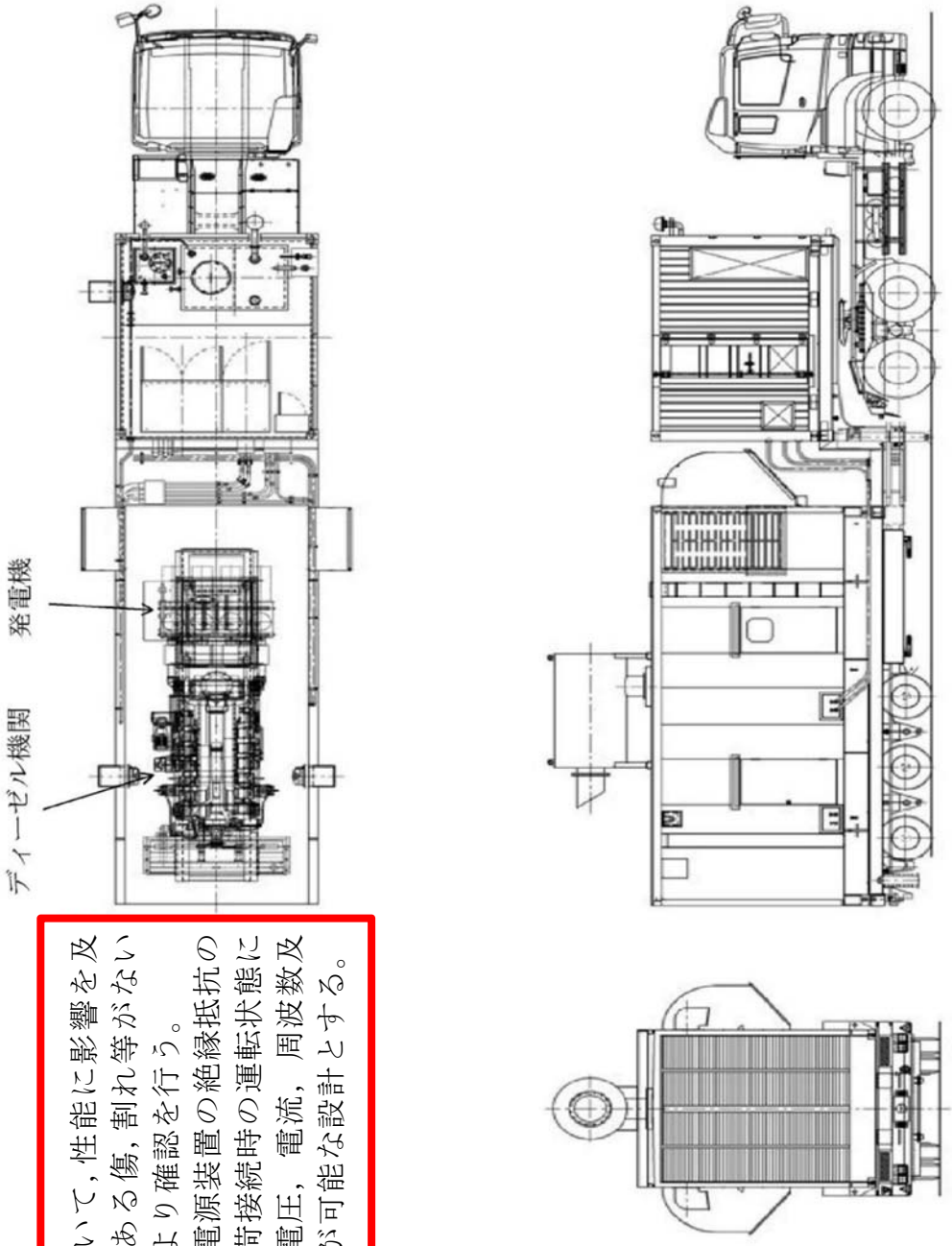


第 57－3－12 図　所内常設直流電源設備系統図
（全交流動力電源喪失後 1 時間後から 8 時間）

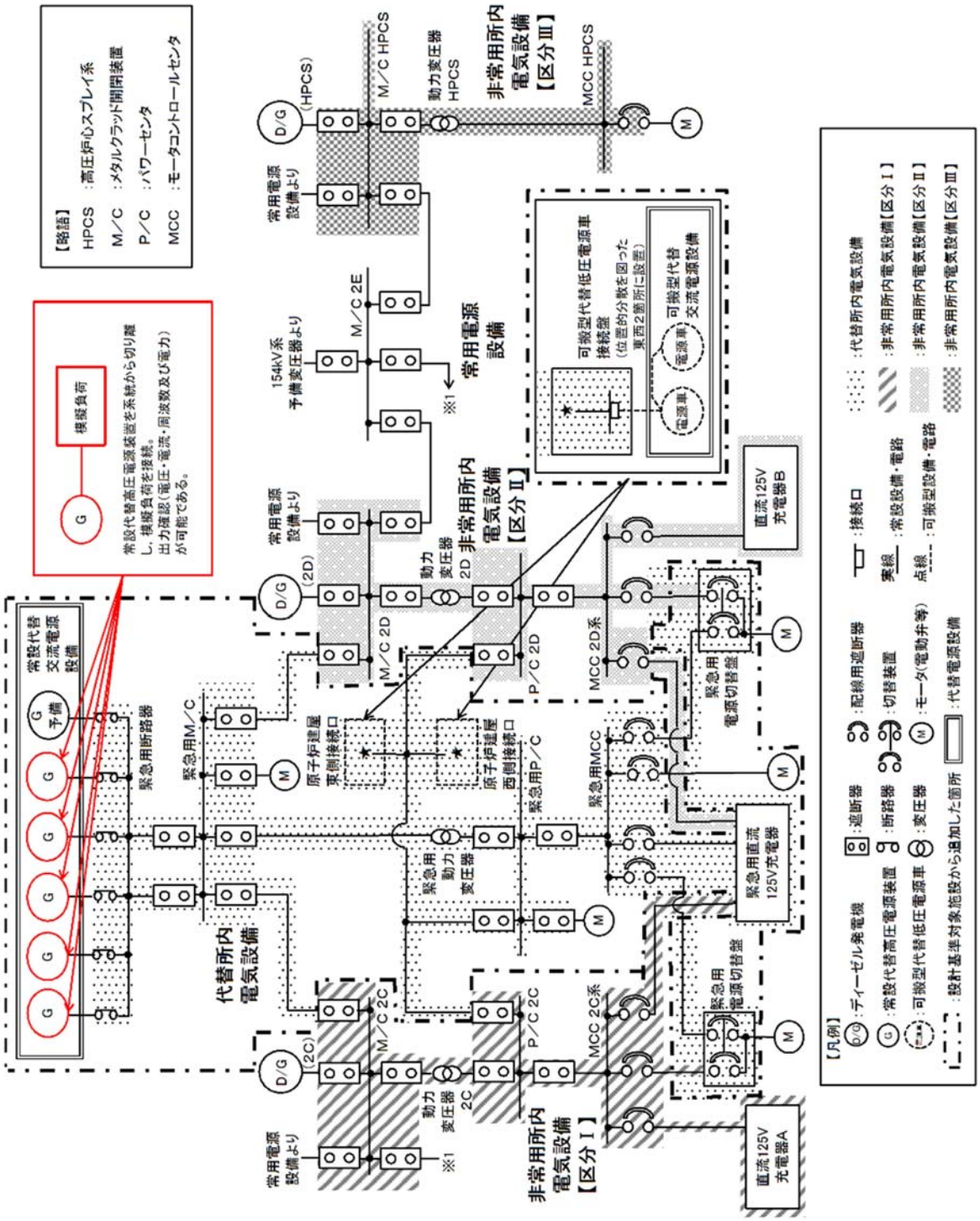


第 57－3－13 図　緊急用蓄電池室換気ファン系統図

57－4　試験検査



第 57－4－1 図　常設代替高圧電源装置外形図



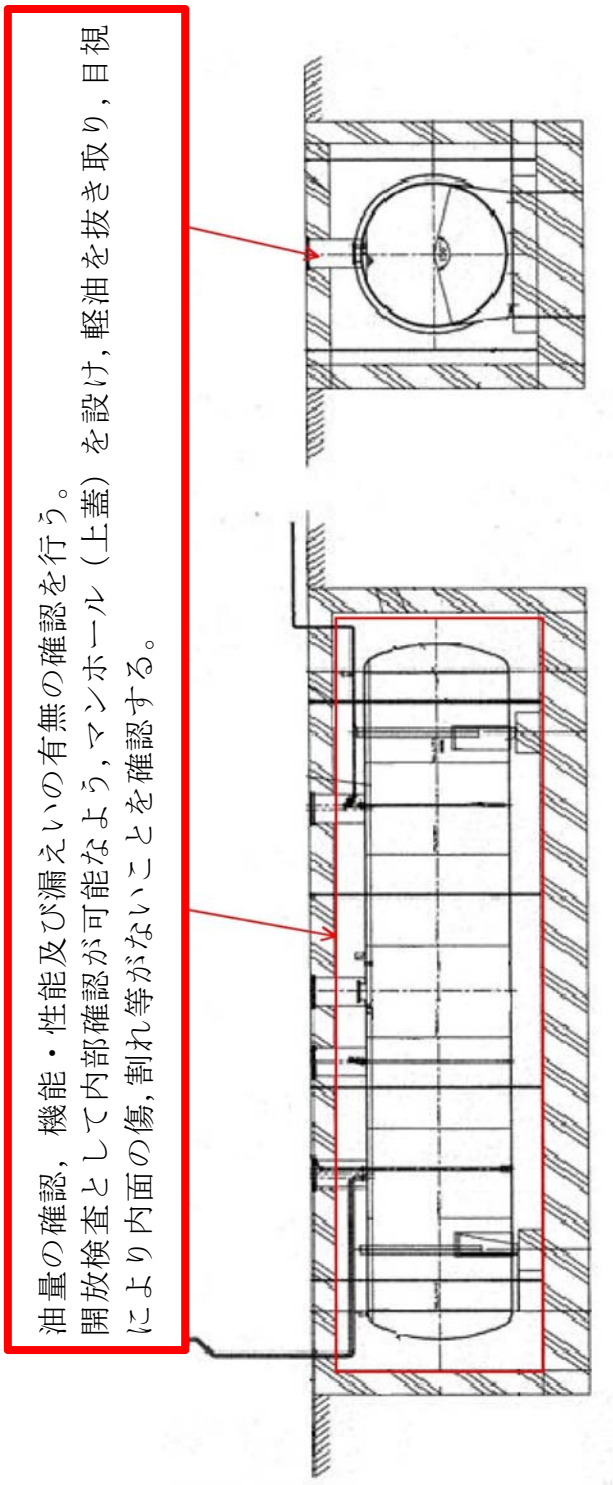
第 57－4－2 図　常設代替高圧電源装置試験系統図

東海第二発電所
点検計画
（第２５保全サイクル）

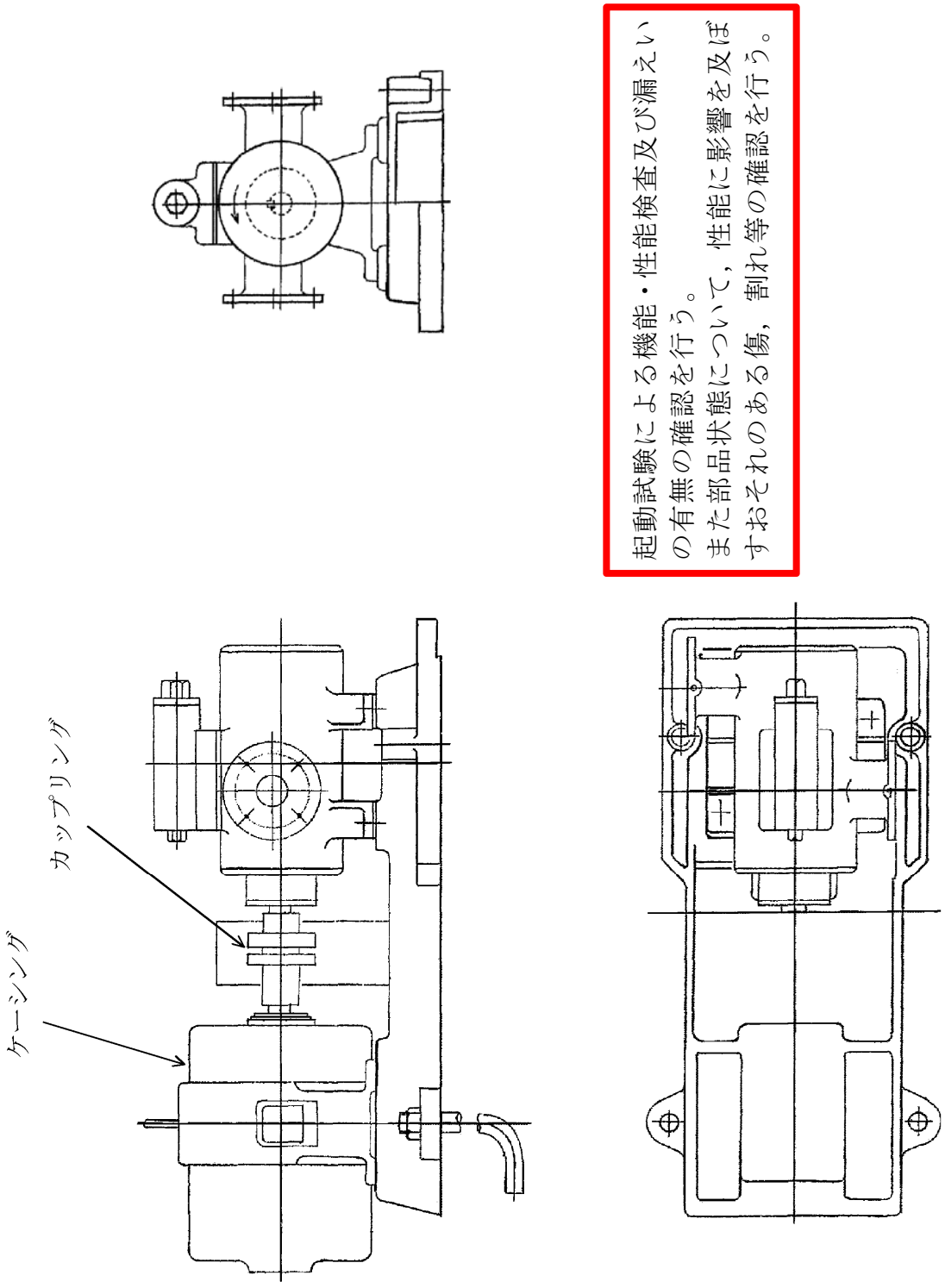
□：対象項目

東海第二発電所 点検計画

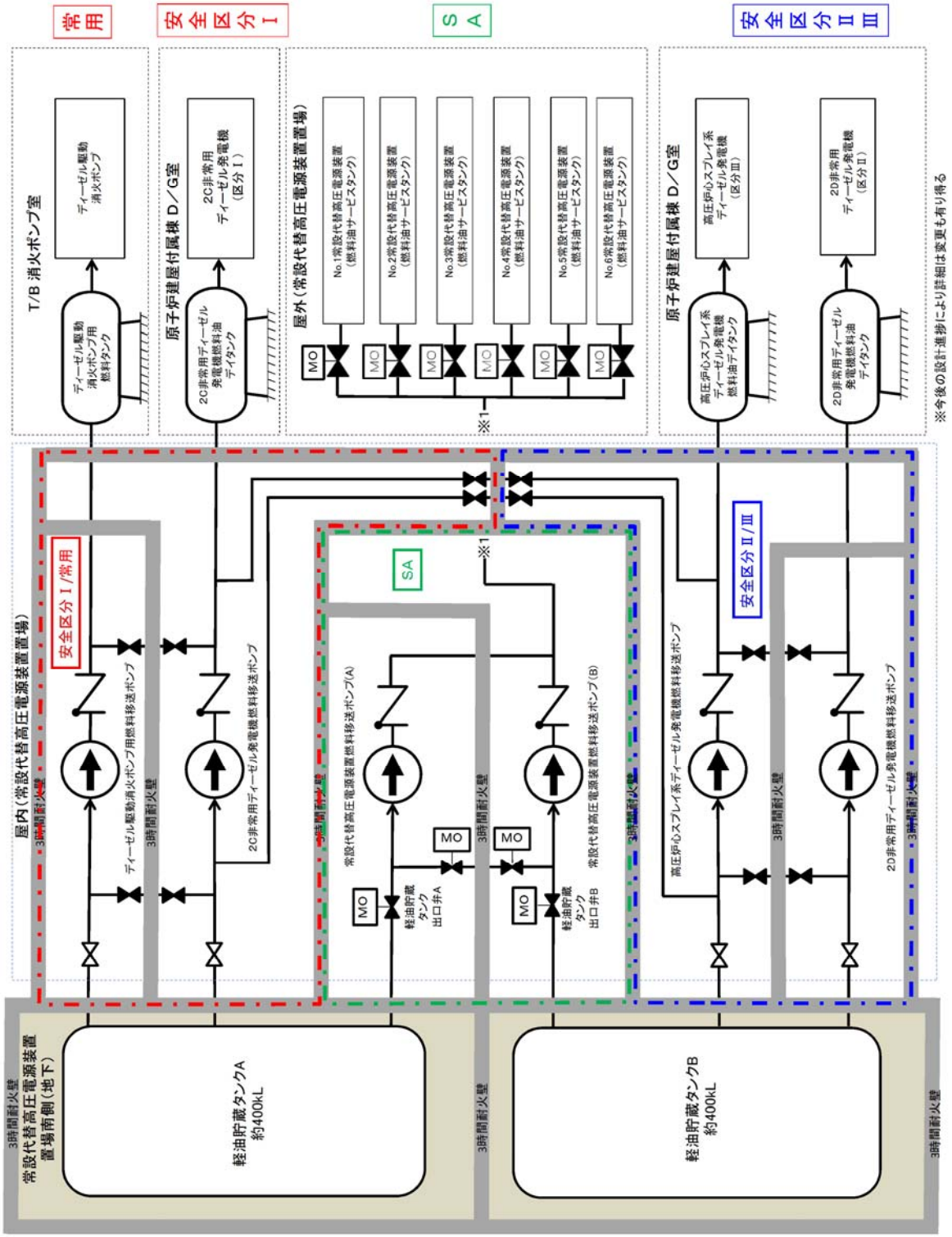
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験・検査の項目	保全の重要度	保全方式又は頻度	検査名	備　考
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイディーゼル冷却系海水系ポンプ電動機	機能・性能試験	B	1C	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、残留熱除去系海水系、直流電源系機能検査(高圧炉心スプレイ系高圧定格点確認検査)	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の弁　一式	分解点検	B	130M	－	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系の弁　一式	簡易点検	B	26～65M	－	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイディーゼル冷却系海水系出口逆止弁	分解点検	B	130M	－	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイディーゼル冷却系海水系ポンプ出口逆止弁	分解点検	B	26M	－	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	圧力計測装置　一式	特性試験	B	1C	－	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	圧力計測装置	機能・性能試験	B	1C	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、残留熱除去系海水系、直流電源系機能検査(高圧炉心スプレイ系高圧定格点確認検査)	定検停止中
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系電源	特性試験	B	3C	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	開放点検	B	130M	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	漏えい試験	B	1Y	－	プラント運転中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ入口ストレーナ(2C－DG)	開放点検	B	130M	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ入口ストレーナ(2D－DG)	開放点検	B	130M	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ入口ストレーナ(HPCS－DG)	開放点検	B	130M	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA	分解点検	B	39M	－	定検停止中 (振動診断：2M(定期試験時))
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA	簡易点検	B	1C	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(蒸気タービン設備)	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA電動機	分解点検	B	78M	－	定検停止中 (振動診断：2M(定期試験時))
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB	分解点検	B	39M	－	定検停止中 (振動診断：2M(定期試験時))
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB	簡易点検	B	1C	－	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(蒸気タービン設備)	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB電動機	分解点検	B	78M	－	定検停止中 (振動診断：2M(定期試験時))



第 57－4－3 図　軽油貯蔵タンク外形図

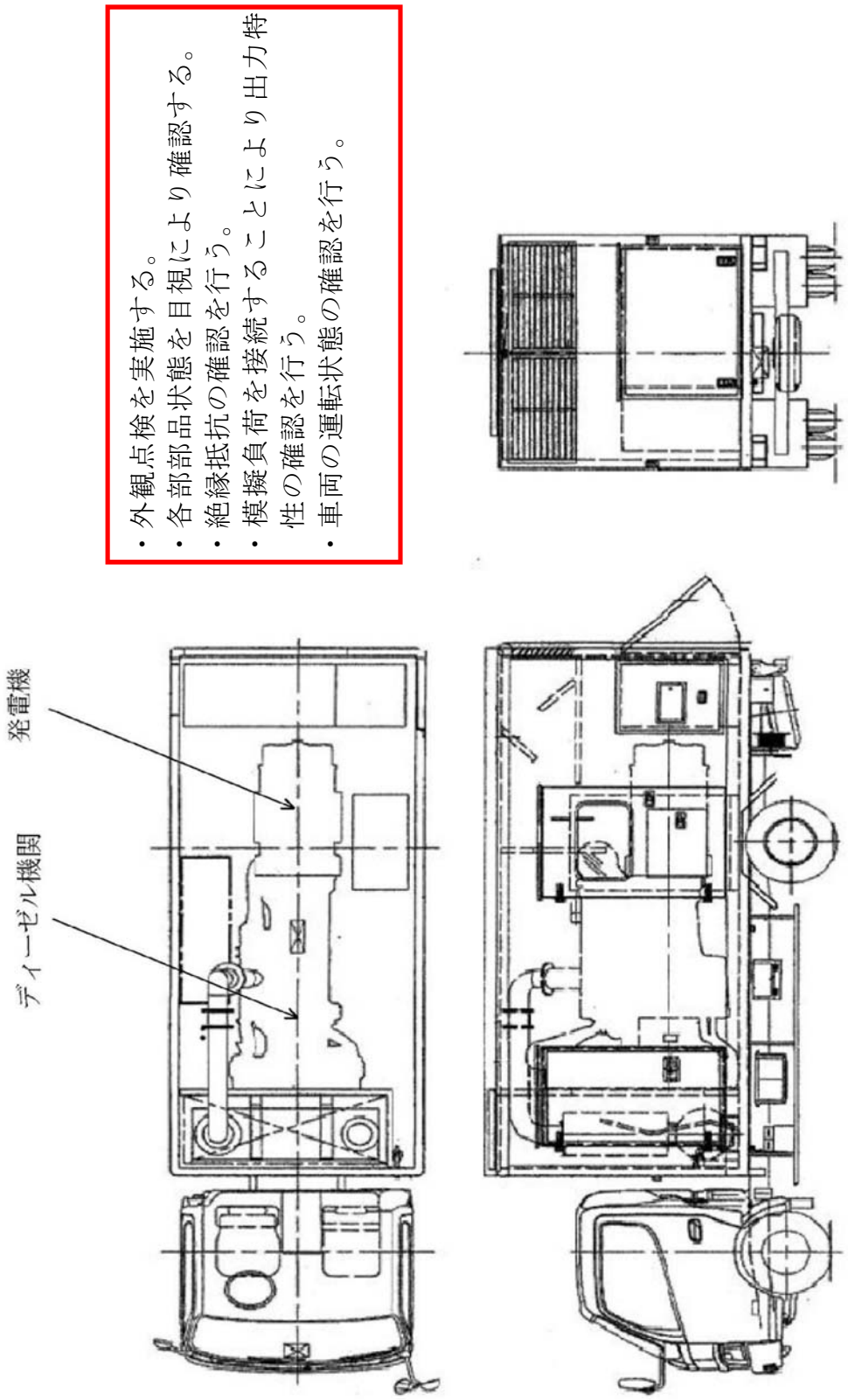


第 57－4－4 図　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ外形図

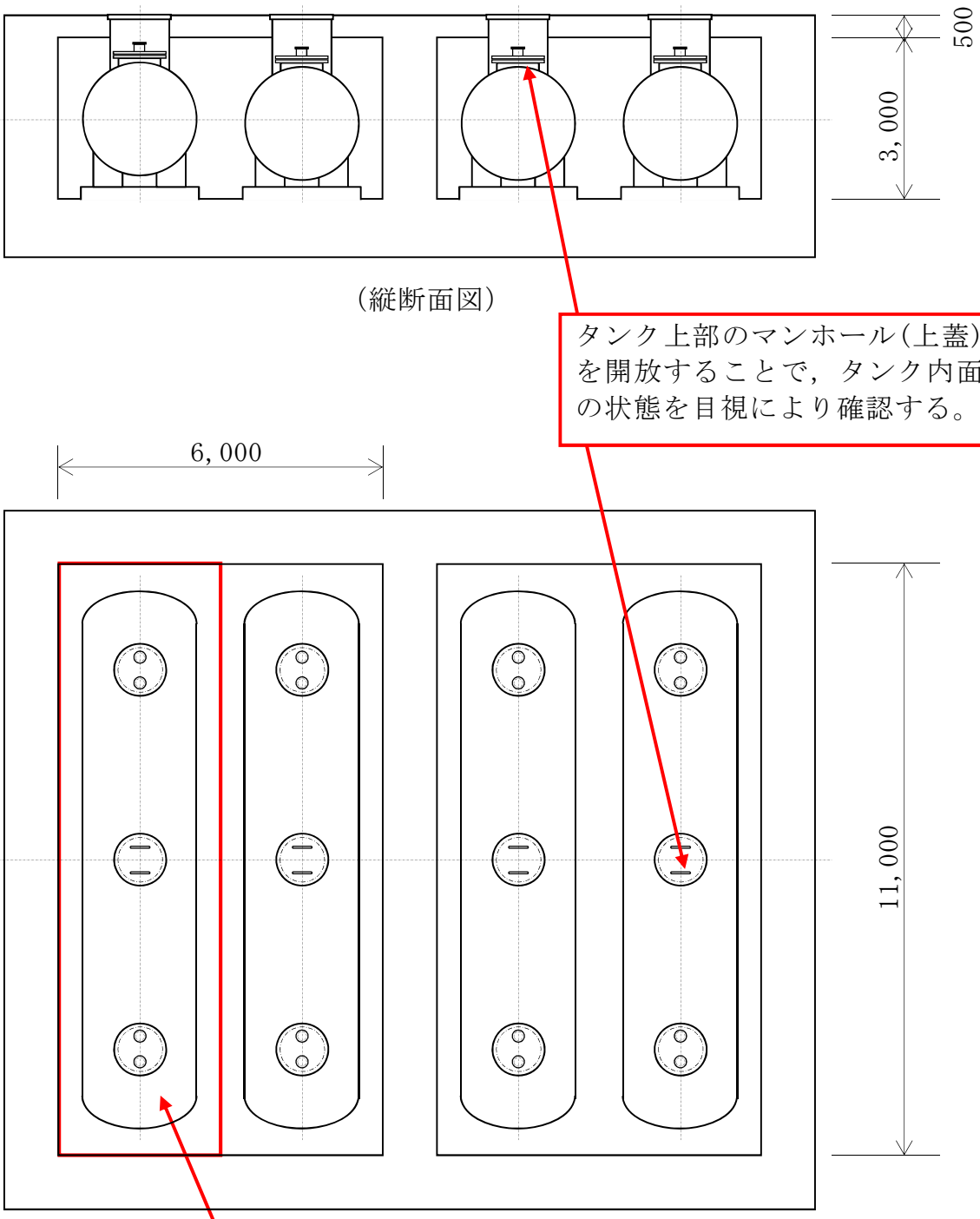


※ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの試験は，常設代替高圧電源装置の定期試験に合わせ実施する。

第 57－4－5 図　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ系試験系統図



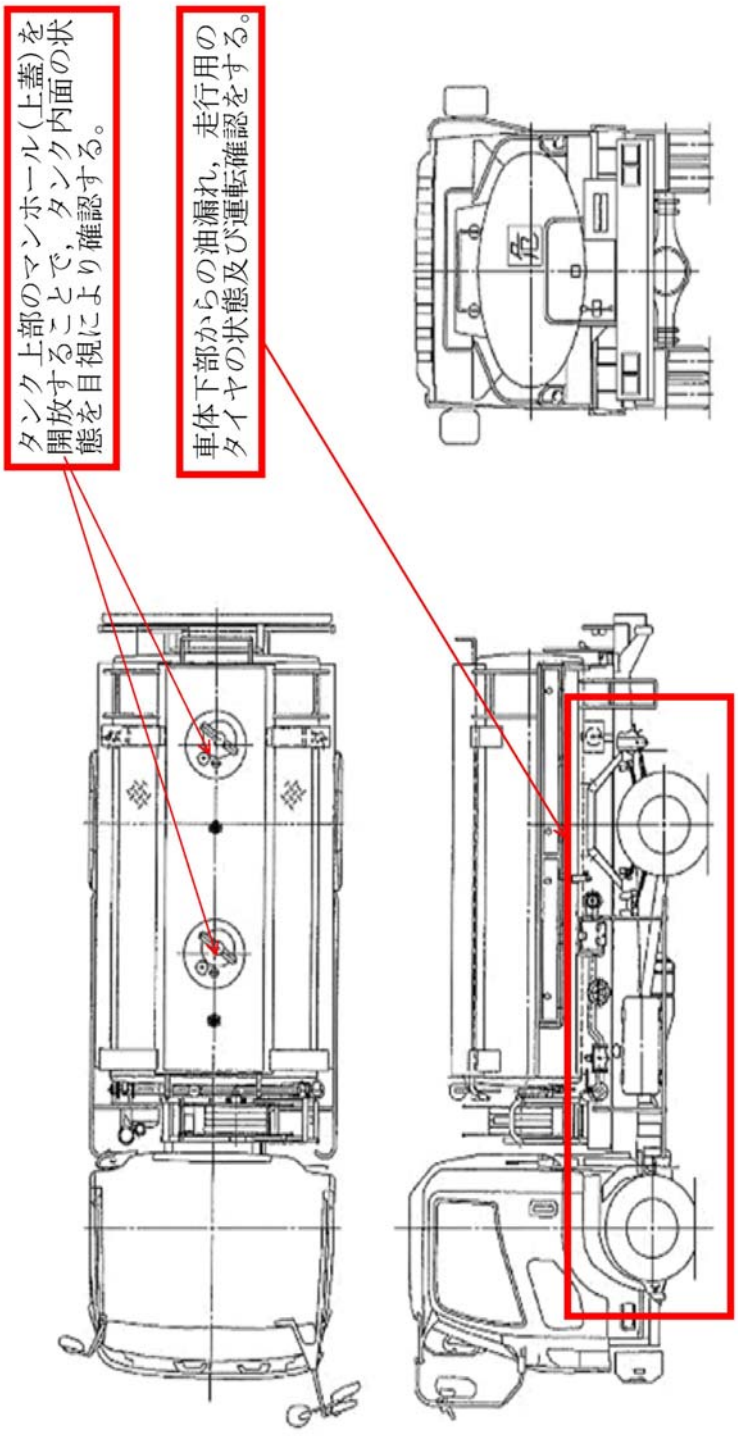
第 57－4－6 図　可搬型代替低圧電源車外形図



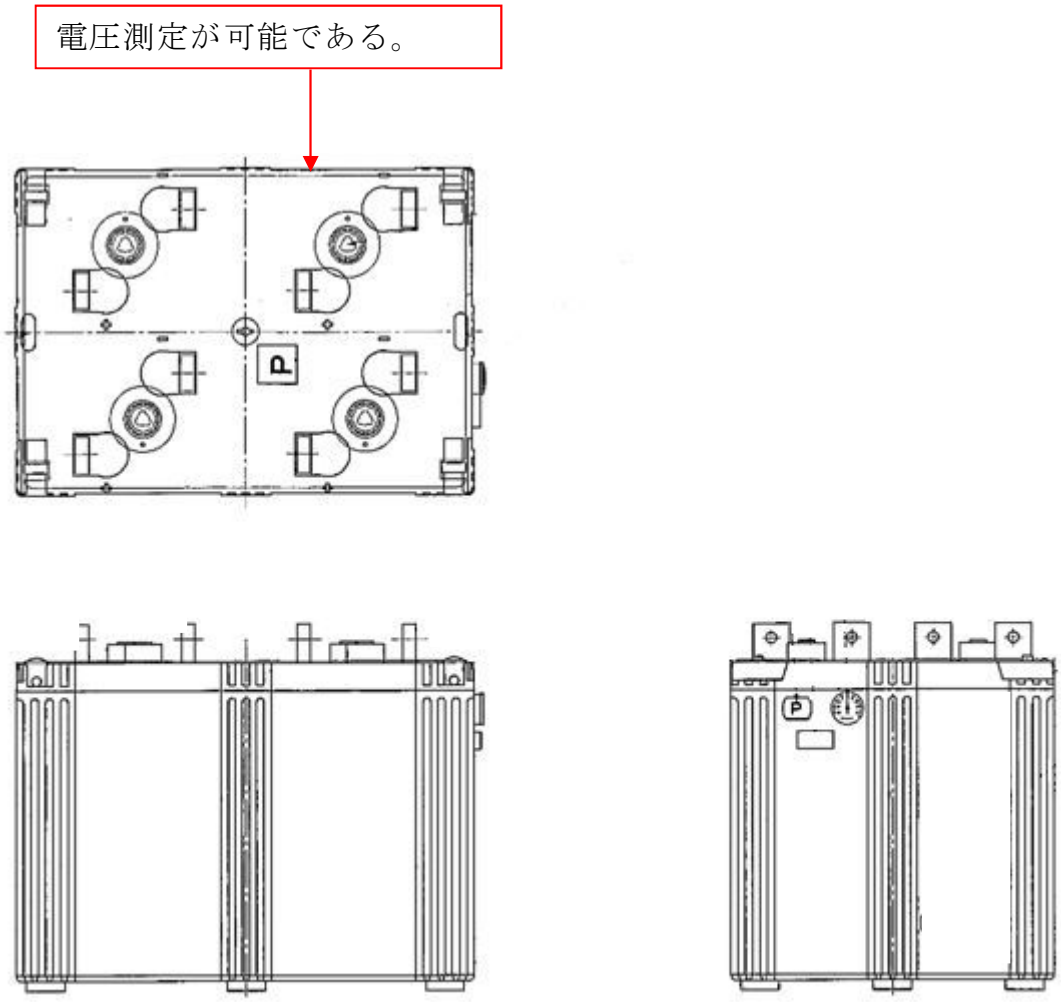
※　本図は，今後の検討結果により変更となる可能性がある。

（単位　mm）

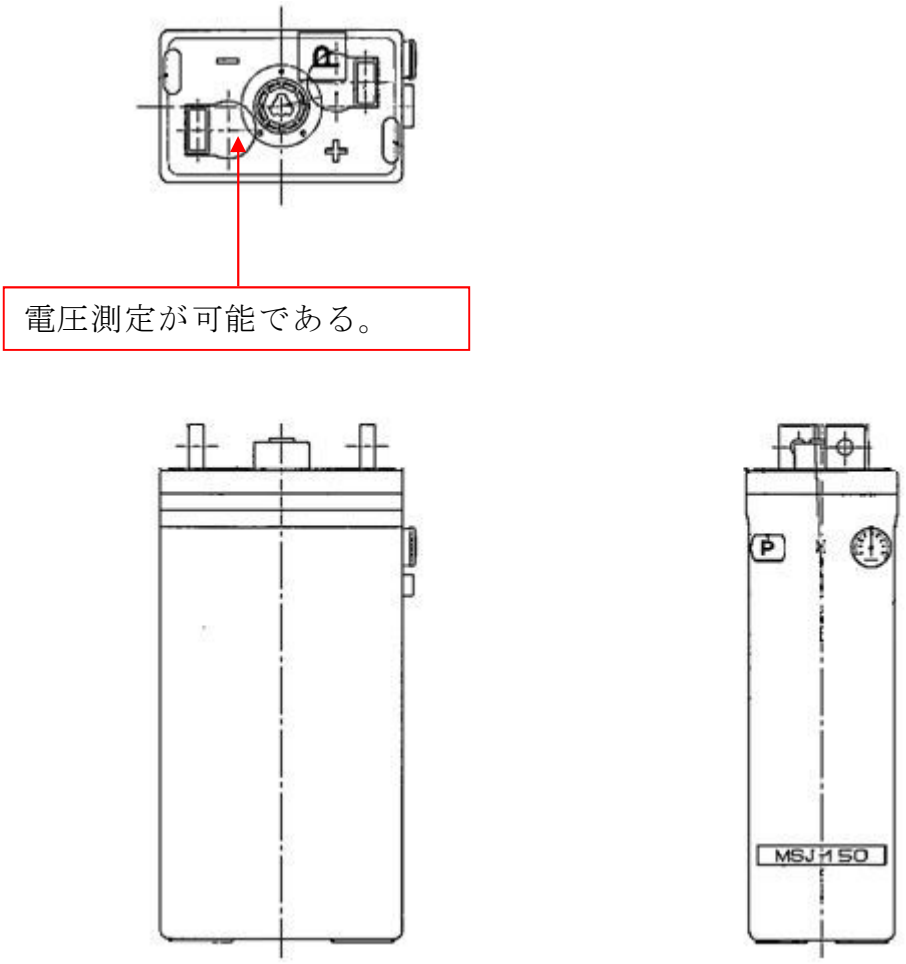
第 57－4－7 図　可搬型設備用軽油タンク外形図



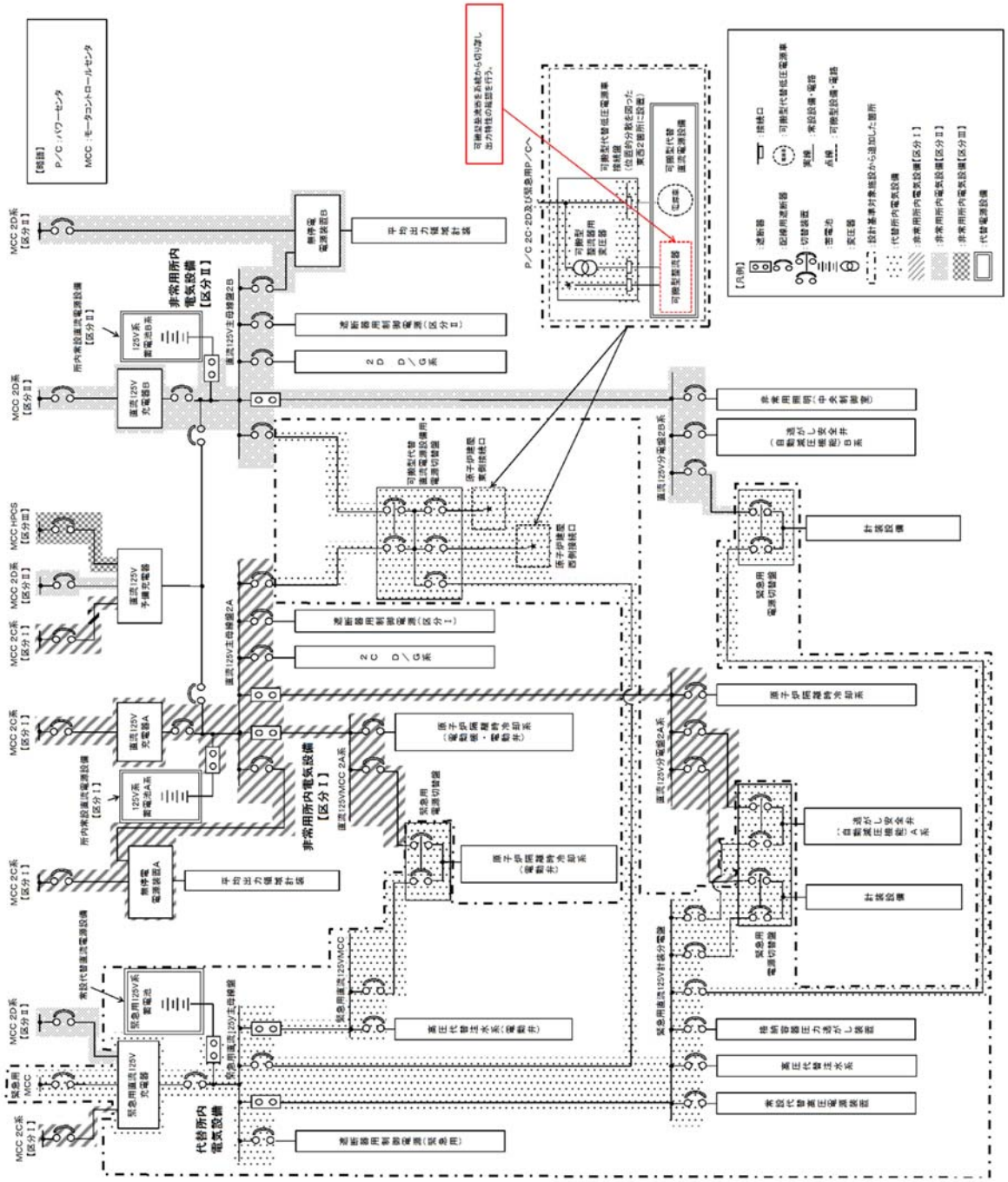
第 57－4－8 図　タンクローリ外形図



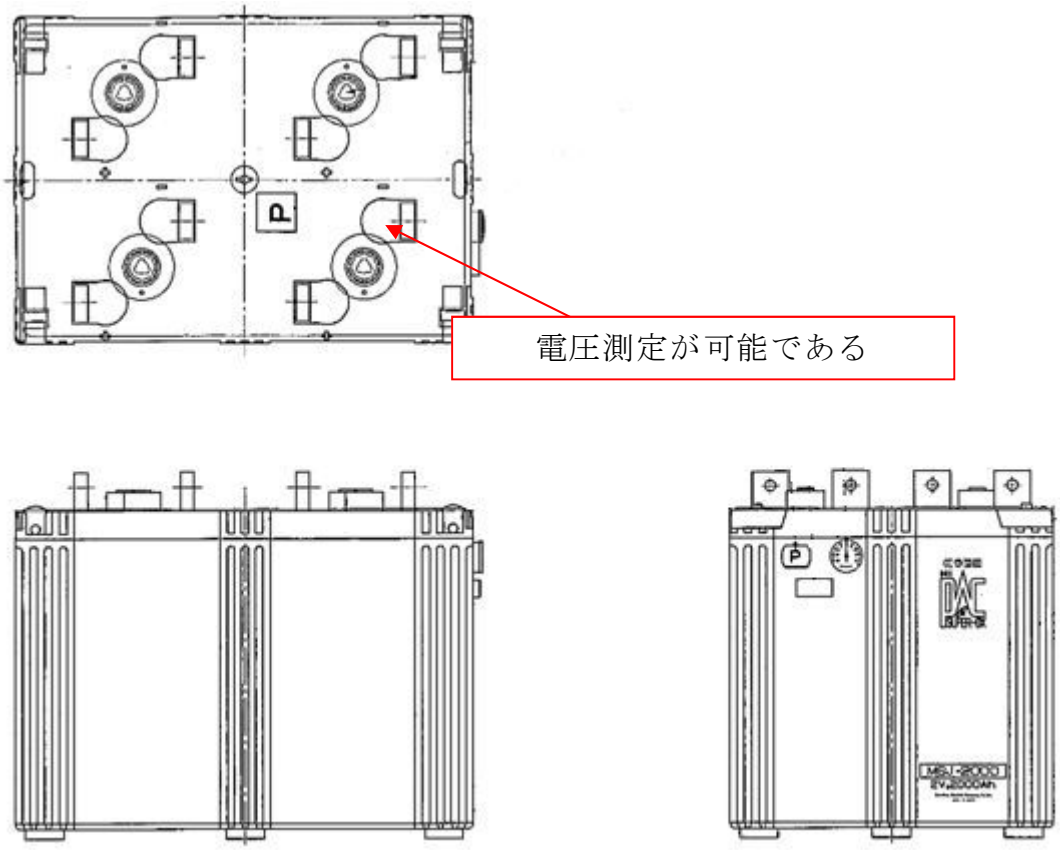
第 57－4－9 図　125V 系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系外形図



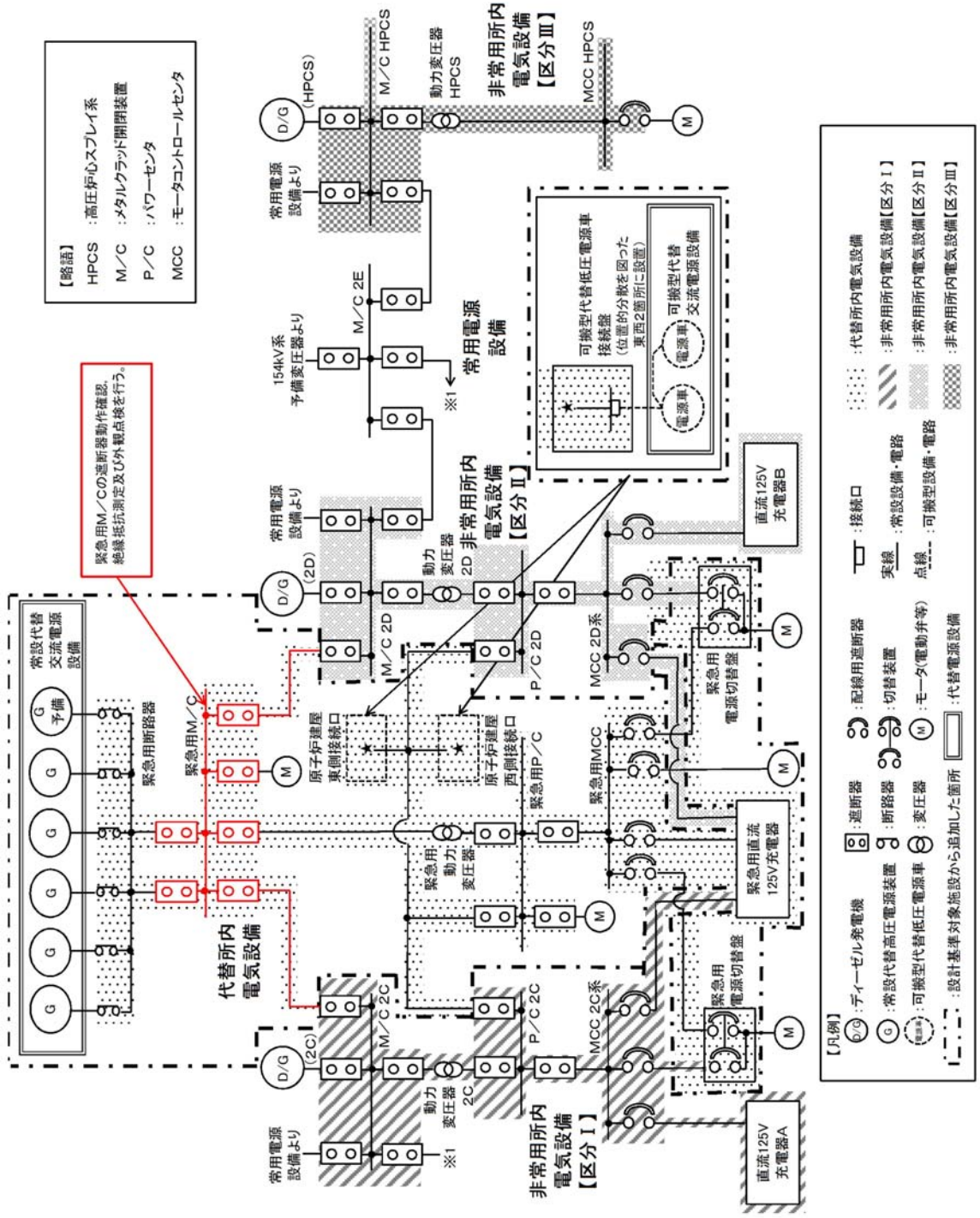
第 57－4－10 図　中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系外形図



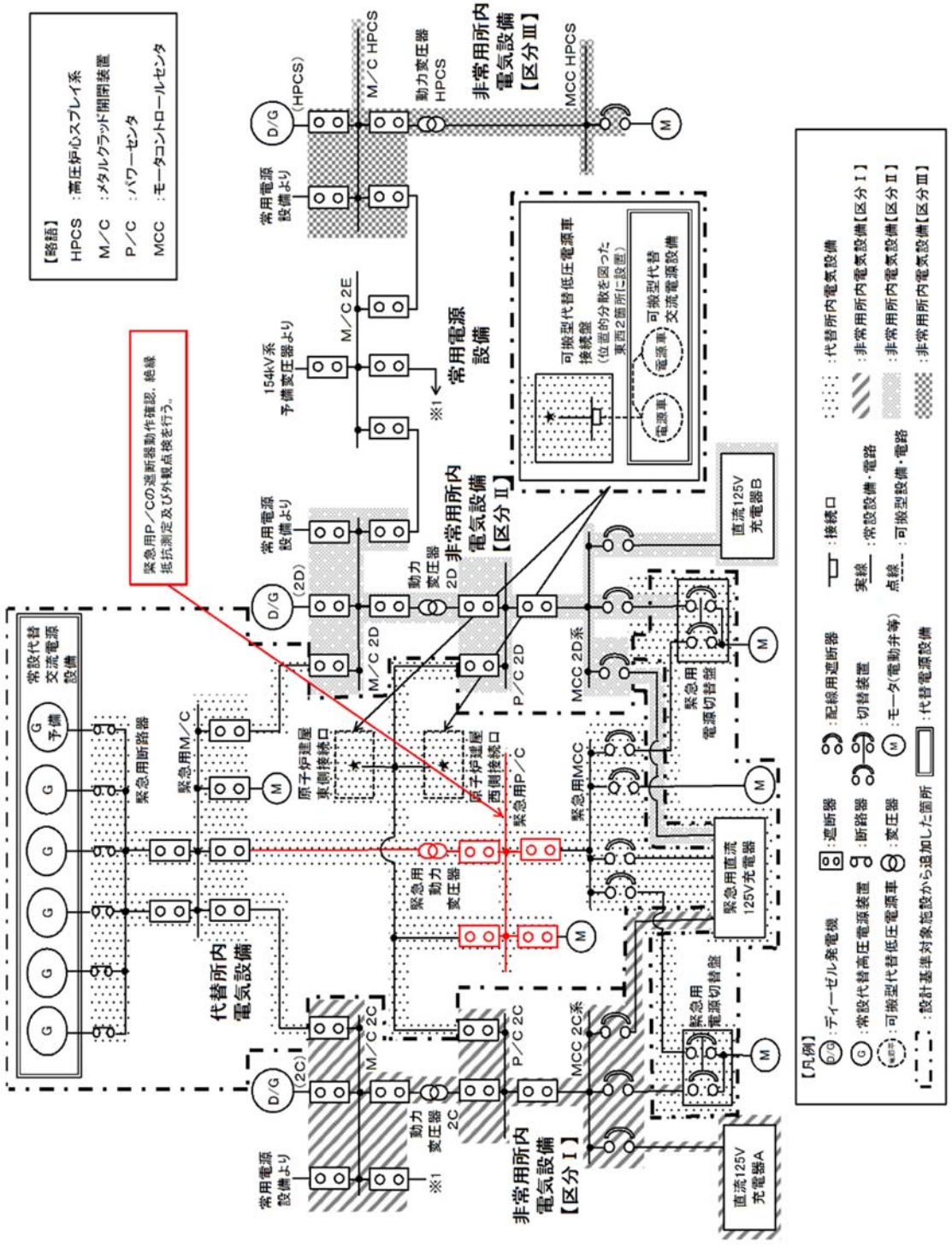
第 57－4－11 図　可搬型整流器試験系統図



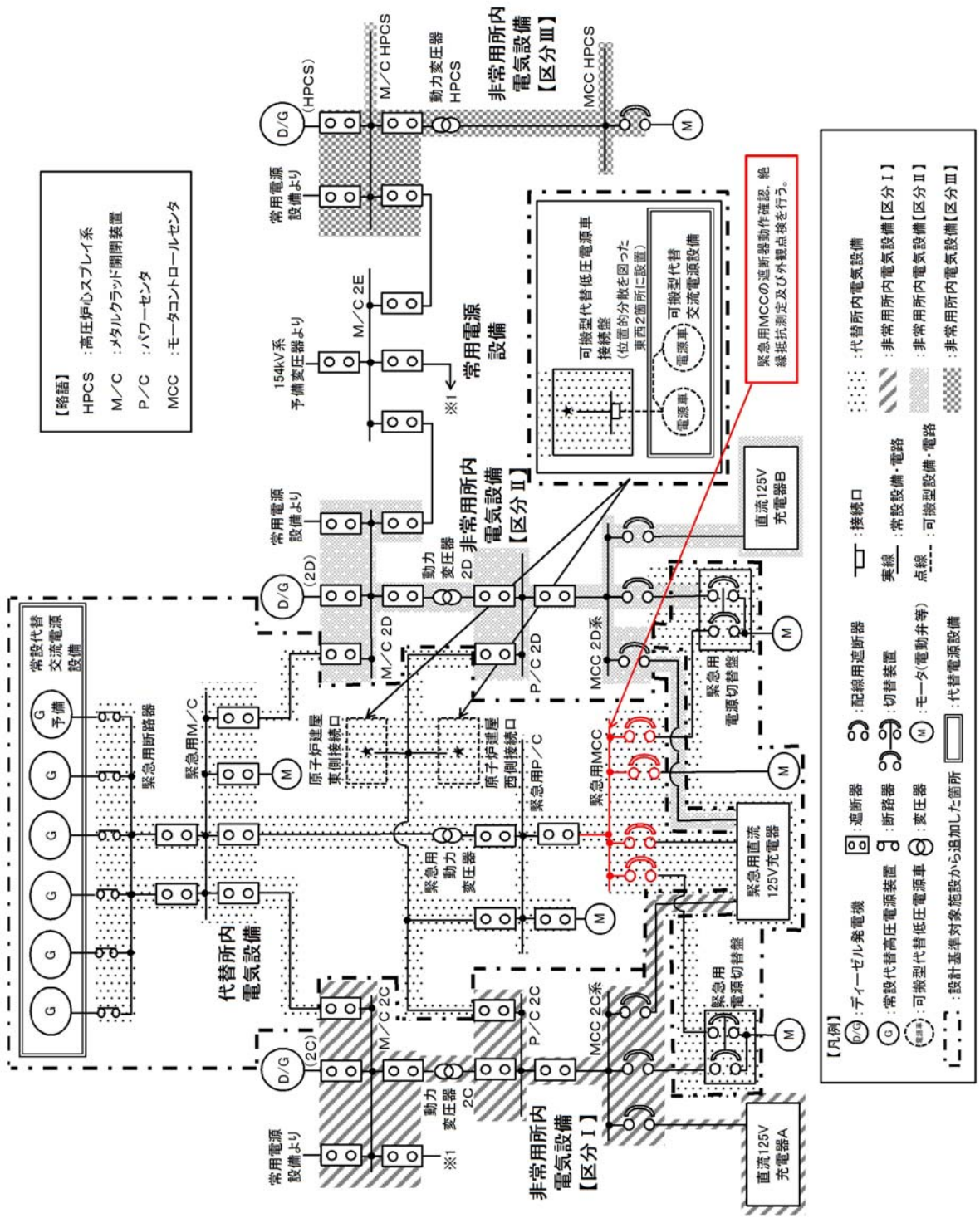
第 57－4－12 図　緊急用 125V 系蓄電池構造図



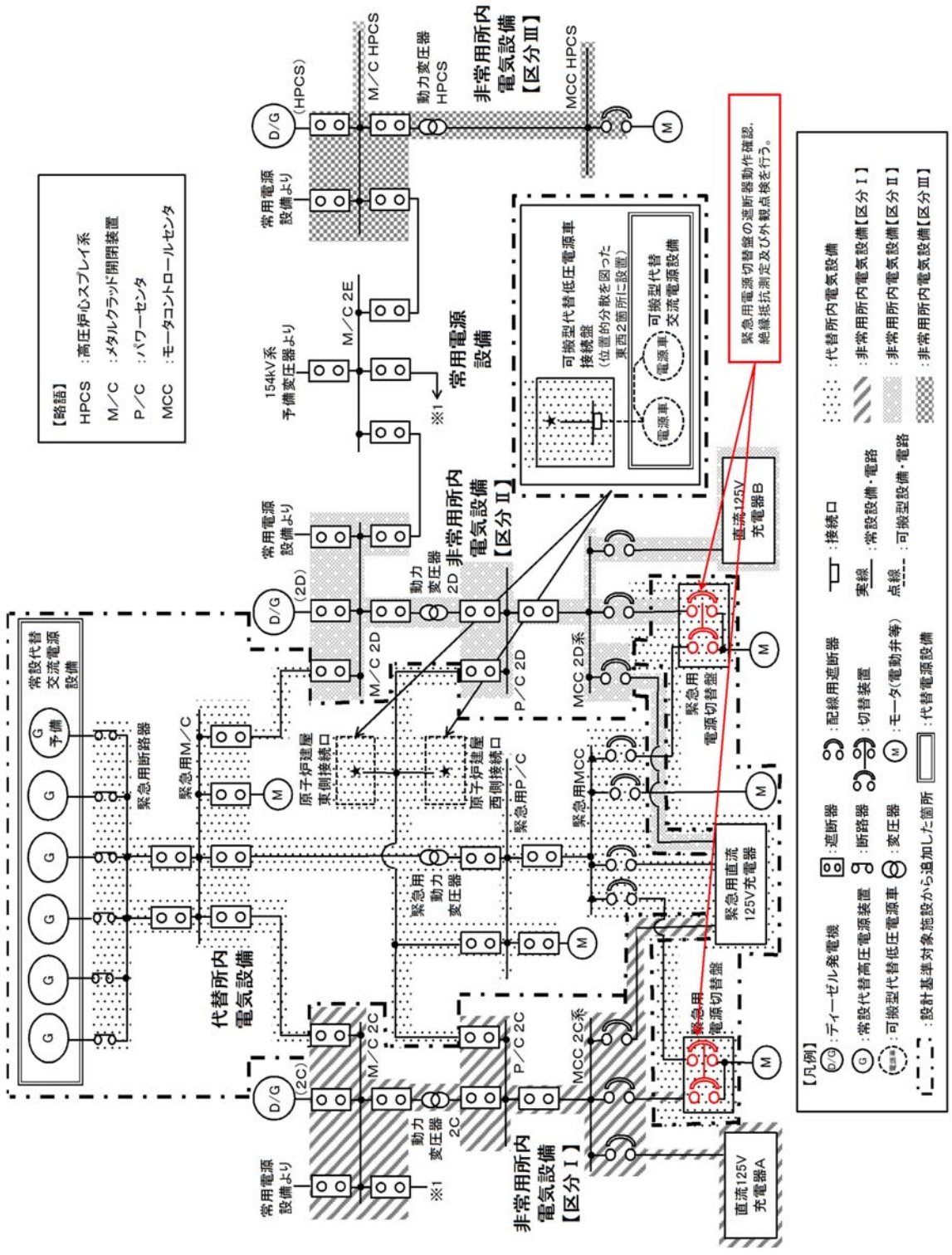
第 57－4－13 図　緊急用M／C試験系統図



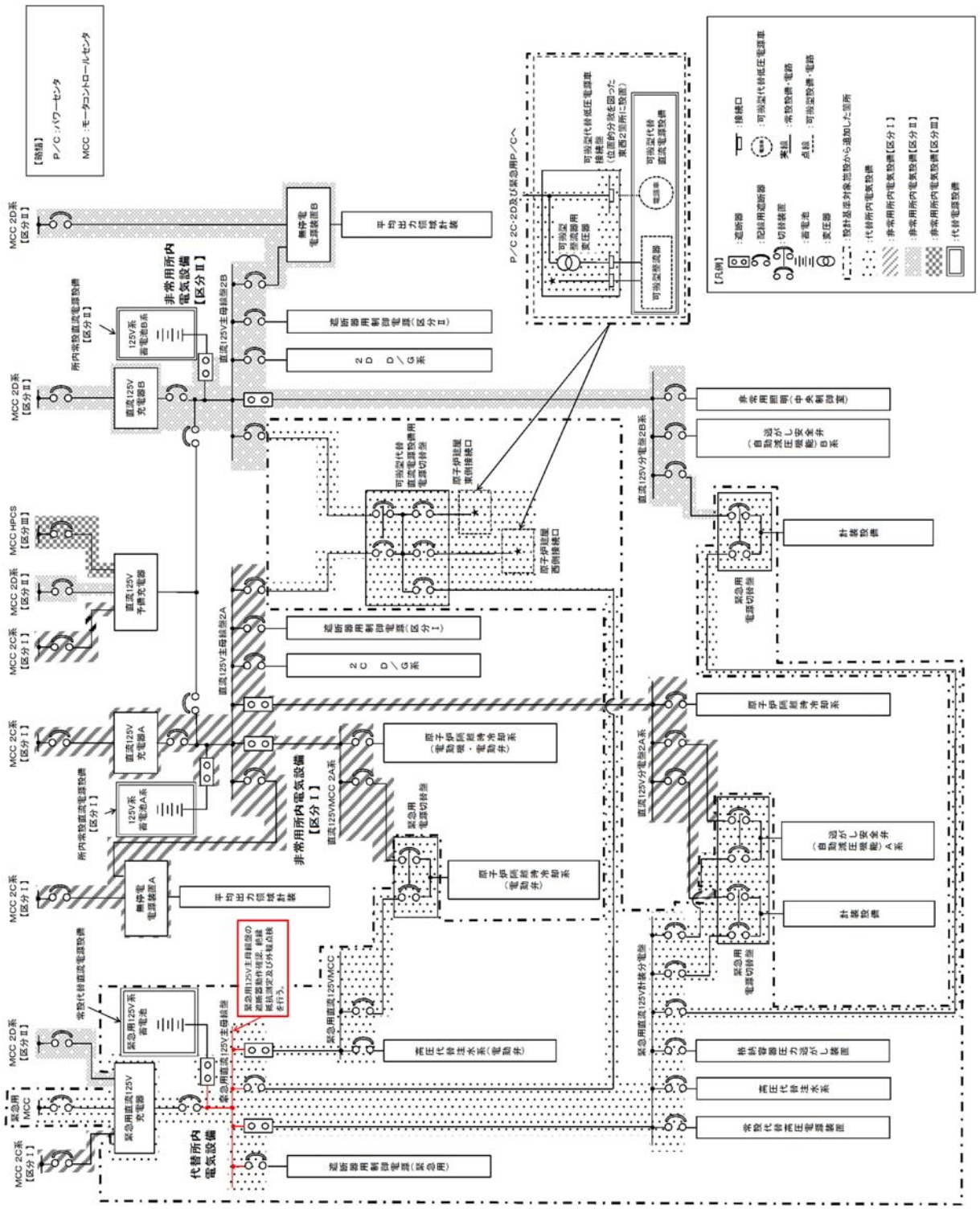
第 57－4－14 図　緊急用Ｐ／Ｃ試験系統図



第 57－4－15 図　緊急用ＭＣＣ試験系統図



第 57－4－16 図　緊急用電源切替盤試験系統図



第 57－4－17 図　緊急用直流 125V 主母線盤試験系統図

57－5　容量設定根拠

名称		可搬型代替低圧電源車
台数	台	4（予備 1）
容量	kVA/台	約 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可搬型代替低圧電源車を配備する。

１．容量

可搬型代替低圧電源車の容量は，以下の a），b）について必要な負荷を基に設定する。

a）設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要となる負荷

ⅰ）非常用所内電気設備への給電の場合

ⅱ）代替所内電気設備への給電の場合

b）事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量

a）の設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要となるⅰ）及びⅱ）の場合の負荷をそれぞれ第 57－5－1 表及び第 57－5－2 表のとおりとする。

また，第 57－5－1 図及び第 57－5－2 図に負荷の積み上げを示す。

第 57－5－1 表　可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電の場合の負荷（可搬型代替低圧電源車 2 台運転時の最大負荷）

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ａ ・非常用照明 ・120／240V計装用主母線盤２Ａ ・その他不要な負荷※1	 約 79 約 22 約 134 約 134
②	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ｂ ・非常用照明 ・その他不要な負荷※2	 約 60 約 22 約 52
③	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン （中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計）	 約 45 約 8 (172)
④	蓄電池室排気ファン 蓄電池室排気ファンチラー	約8 約11
合計　連続最大負荷 （最大負荷）		約575 (約675)

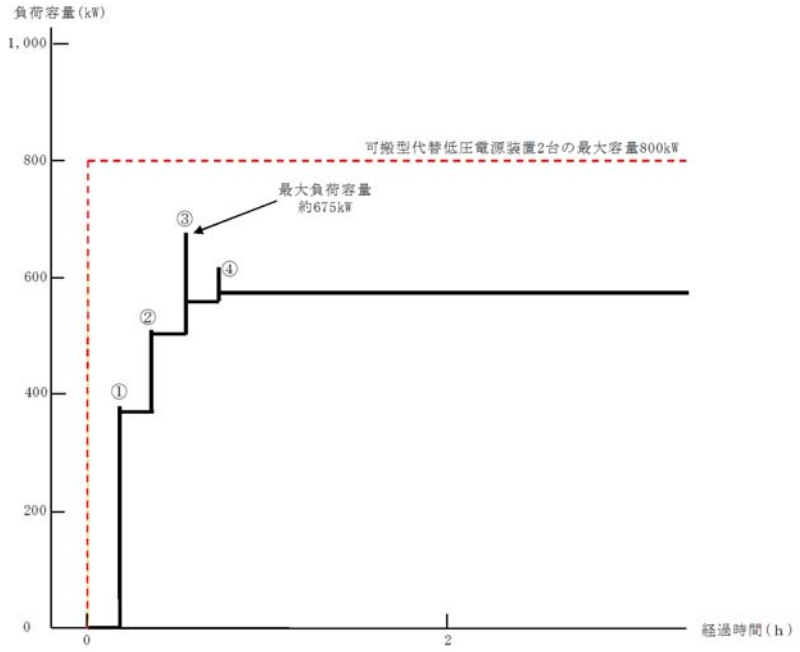
※1　①に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
通信用分電盤２Ａ　Ｓ／Ｂ　ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置

※2　②に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータ

第 57－5－2 表　可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電の場合の負荷（可搬型代替低圧電源車 2 台運転時の最大負荷）

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ （起動時）	約190 (485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
④	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷※3	 約 120 約95
合計　連続最大負荷 （最大負荷）		約625 (約675)

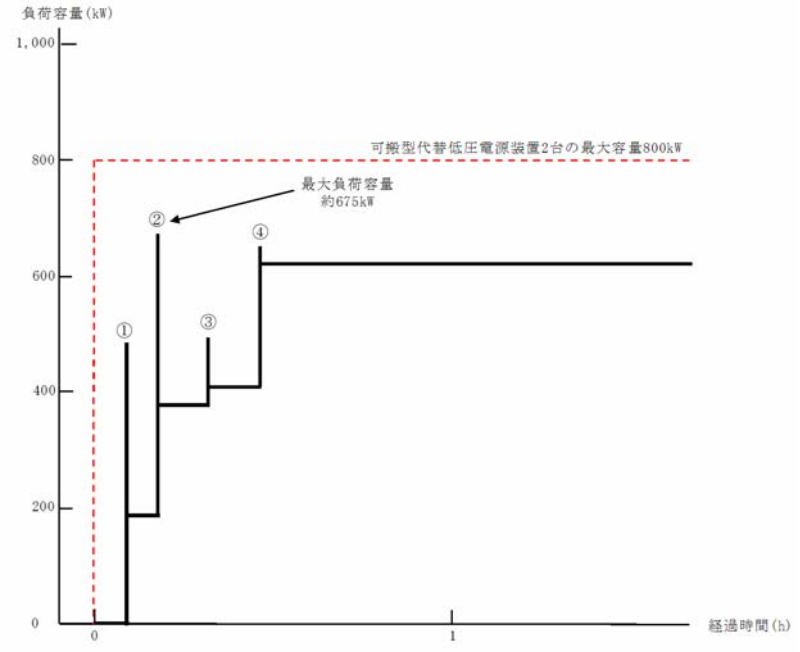
※3　①に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
ＨＥＲＭＥＴＩＳ制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

※　容量については，今後の詳細設計の結果を反映する。

第 57－5－1 図　非常用所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

※　容量については，今後の詳細設計の結果を反映する。

第 57－5－2 図　代替所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ

したがって，必要容量は，ⅱ）の場合の時の最大負荷約 675kW 及び連続最大負荷約 625kW である。
b）の事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量は，a）の直流 125V 充電器Ａ及び直流 125V 充電器Ｂの容量に包含される。

a）及び b）から，必要容量は以下のとおり，可搬型代替低圧電源車 2 台分の容量約 1,000kVA（最大容量：約 800kW）とする。

Ｑ＝Ｐ÷pf＝400×2÷0.8＝1,000kVA
Ｑ：発電機の容量（kVA）
Ｐ：発電機の最大容量（kW）＝800kW
pf：力率＝0.8

名称		軽油貯蔵タンク
基数	基	2
容量	kL／基	約 400

【設定根拠】

軽油貯蔵タンクは，設計基準事故時は２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇへ燃料を給油し，重大事故等対処時には常設代替高圧電源装置及びディーゼル駆動消火ポンプに燃料を給油する。

１．容量

軽油貯蔵タンクの容量は，重大事故等対策の有効性評価上，重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，原子炉停止機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失），崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合），ＬＯＣＡ時注水機能喪失，格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ），想定事故１・２）において，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）運転した場合に消費する燃料消費量を基に設定する。

上記条件において使用する機器に対して，保守的に定格出力にて 7 日間連続運転した場合に消費する燃料消費量を算定すると，第 57－5－3 表のとおり，755.5kL となる。

第 57－5－3 表　事故シナリオの場合の燃料消費量

使用機器	①台数（台）	②燃料消費率（L／h）	①×②燃料消費量（kL／168 時間）
常設代替高圧電源装置※1	2		
２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ設備※2	2		
ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ設備※2	1		
計（kL）			約 755.5

※1　常設代替高圧電源装置に設置されている燃料油サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※2　２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク，２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料油デイタンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイタンクの容量は保守的に考慮せず評価

したがって，軽油貯蔵タンクの容量は，約 755.5kL に十分余裕のある約 800kL とし，約 400kL の軽油貯蔵タンクを 2 基用意することとする。

なお，常設代替高圧電源装置 5 台を保守的に定格出力にて 7 日間連続運転した場合に消費する燃料消費量を算定すると，第 57－5－4 表のとおり約 352.8kL となる。

第 57－5－4 表　常設代替高圧電源装置 5 台起動の場合の燃料消費量

使用機器	①台数（台）	②燃料消費率（L／h）	①×②燃料消費量（kL／168 時間）
常設代替高圧電源装置※1	5		
計（kL）			

※1　常設代替高圧電源装置に設置されている燃料油サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

上記結果より，常設代替高圧電源装置 5 台使用時の燃料消費量は，約 であることから，軽油貯蔵タンクの容量内である。

名称		可搬型設備用軽油タンク
基数	基	7（予備 1）
容量	kL／基	約 30

【設定根拠】

可搬型設備用軽油タンクは，重大事故等対処時に，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ，窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）等が 7 日間連続運転した場合に消費する燃料を保有する。

１．容量

可搬型設備用軽油タンクの容量は，保守的に可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ，窒素供給装置用電源車及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）等の可搬型設備を 1 セット 7 日間（168 時間）運転した場合に消費する燃料消費量を基に設定する。

上記において使用する機器に対して，保守的に定格出力にて 7 日間連続運転した場合に消費する燃料消費量を算定すると，第 57－5－5 表のとおり，約 168.6kL となる。

第 57－5－5 表　可搬型設備を 7 日間連続運転させた場合の燃料消費量

使用機器	①台数（台）	②燃料消費率（L／h）	①×②燃料消費量（kL／168 時間）
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替注水大型ポンプ（注水用＋補給用）	1		
可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	1		
可搬型代替注水中型ポンプ（注水用＋補給用）	2		
窒素供給装置用電源車	1		
その他※1	－		
計（kL）			約 168.6

※1　タンクローリ（走行用の燃料タンク）への 7 日間の給油量 0.7kL を含む。

なお，タンクローリ（走行用の燃料タンク）は，走行用と燃料給油作業のための燃料タンクを兼ねており，24 時間当たりの燃料消費量は次のとおり。

・タンクローリ（走行用の燃料タンク）への給油量
（（タンクローリ（走行用の燃料タンク容量）（0.1kL））×7 日＝0.7kL）

・この中には，タンクローリの車載ポンプを用いて，可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油及びタンクローリから可搬型設備への給油を行う際の燃料消費量も含む。
・タンクローリの車載ポンプは，タンクローリの走行用エンジンを用いて運転するが，給油に際しアクセル操作は不要でありアイドリング状態で給油が可能であることから，時間当たりの燃料消費量より1時間の給油に必要な燃料消費量を約[ ] Lとする。
・以上より，24時間当たりタンクローリが消費する燃料は，移動のために約6L，タンクローリの燃料給油作業のために約48L，合計約54Lとなる。よって，24時間に1回100Lの給油を行う設計とする。
（（移動距離約[ ] km）／（タンクローリの燃費約[ ]km／L）＝約[ ] L）

上記表のとおり，重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の必要容量は，約168.6kLとなる。このため，可搬型設備用軽油タンク容量は十分な余裕を見込んで約210kL（約30kL×7基，予備1基）確保する設計とする。なお，残りの可搬型設備用軽油タンクは，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）に各々4基設置する。

名称		タンクローリ
台数	台	2（予備 3）
容量	kL／台	約 4.0

【設定根拠】

タンクローリは，重大事故等対処時に，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車等に燃料を給油する。なお，以下の燃料消費が最大となる時のシナリオにおいて，要求されている重大事故等対処設備に対して燃料給油を行うことが可能な設計とする。

１．容量

燃料消費が最大となる時のシナリオにおいて，タンクローリが燃料を給油する設備として，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車を想定し，以下に容量の評価を行う。

本評価は，以下の条件で評価を行った。

・タンクローリが燃料給油を行う際の移動ルートは，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）に設置する可搬型設備用軽油タンクの燃料が使用できるように，2 か所ある可搬型重大事故等対処設備保管場所を通過するルートとする。

・タンクローリが，可搬型設備用軽油タンクから各機器への燃料給油を行う際の移動ルートは，周辺斜面の崩壊や倒壊物の影響を受けないアクセスルートを通過することを基本とする。

［各設備の給油頻度について］

○可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油頻度：n_{G1}

$n_{G1}＝V_{G1}÷C_{G1}$＝約 250L÷約 110L／h=約 2.3h→保守的に 2.2 時間に 1 回給油で評価

V_{G1}：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=約 250L

C_{G1}：燃料消費率(L／h)=約 110L／h

○可搬型代替注水大型ポンプへの給油頻度：n_{P1}

$n_{P1}＝V_{P1}÷C_{P1}$＝約 720L÷約 200L／h=約 3.6h→保守的に約 3.5 時間に 1 回給油で評価

V_{P1}：可搬型代替注水大型ポンプの燃料タンク容量(L)=約 720L

C_{P1}：燃料消費率(L／h)=約 200L／h

○可搬型代替注水中型ポンプへの給油頻度：n_{P2}

$n_{P2}＝V_{P2}÷C_{P2}$＝約 125L÷約 35.7L／h=約 3.5h→保守的に約 3.5 時間に 1 回給油で評価

V_{P2}：可搬型代替注水中型ポンプの燃料タンク容量(L)=約 125L

C_{P2}：燃料消費率(L／h)=約 35.7L／h

タンクローリが燃料を給油する各設備の給油頻度は上記のとおり，可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車は，約 2.2 時間（132 分）に 1 回，また，可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは，約 3.5 時間（210 分）に 1 回となる。

また，燃料給油のシーケンスは以下のとおりであり，可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油作業としては，73 分～126 分の間に行えることから約 2.2 時間に 1 回の給油は可能である。可搬型代替注水大型ポンプの給油作業としては，68 分～121 分の間に行えることから約 3.5 時間に 1 回の給油は可能である。可搬型代替注水中型ポンプの給油作業としては，73 分～126 分となることから，約 3.5 時間に 1 回の給油は可能である。

なお，タンクローリの容量約 4.0kL は，以下のタンクローリの給油シーケンスで使用する軽油量 3.44kL を満足している。

したがって，タンクローリの必要台数としては，容量約 4.0kL のタンクローリが 1 台である。なお，準備台数としては，2 台と予備 3 台とする。

＜可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンス＞
以下に最大燃料消費量を示した可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンスとして，①～㉔にそれぞれの作業内容と時間を示す。
①タンクローリへの給油準備：11 分
②可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリへの給油：30 分
（作業時間 20 分(=約 4kL(約 4,000L)÷約 200L／分)＋タンク切替 10 分）
③タンクローリへの給油片付け：5 分
④可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車まで移動（距離 1.4849km）：9 分（発電所構内においてタンクローリは時速約 10km／h にて移動する。）
⑤可搬型代替低圧電源車（1 台目）への給油準備:5 分
⑥可搬型代替低圧電源車（1 台目）への給油:3 分
⑦可搬型代替低圧電源車（2 台目）への給油準備:3 分
⑧可搬型代替低圧電源車（2 台目）への給油:3 分
⑨窒素供給装置用電源車への給油準備:3 分
⑩窒素供給装置用電源車への給油:3 分
⑪給油片付け:5 分
⑫可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車から可搬型代替注水大型ポンプまでの移動（距離 0.3613km）:3 分
⑬可搬型代替注水大型ポンプへの給油準備:5 分
⑭可搬型代替注水大型ポンプへの給油:8 分
⑮給油片付け:5 分
⑯可搬型代替注水大型ポンプから可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）までの移動（距離 0.6876km）:5 分
⑰可搬型代替注水中型ポンプ（1 台目）への給油準備:5 分

⑱可搬型代替注水中型ポンプ（1 台目）への給油:3 分
⑲可搬型代替注水中型ポンプ（2 台目）への給油準備:3 分
⑳可搬型代替注水中型ポンプ（2 台目）への給油:3 分
㉑給油後片付け:5 分
㉒可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）から可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車まで移動（0.9501km）:6 分
㉓⑤～㉑までの手順を行う。
㉔可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）から可搬型設備用軽油タンクまで移動（距離 0.6228km）:4 分
㉕①の手順に戻る。

＜可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車への給油に要する時間＞

●可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車への給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車への給油に要する時間は，以下の（a）及び（b）の場合が考えられるため，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

（a）可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油，可搬型代替注水中型ポンプ(2 台)に給油，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油後，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油するために必要な時間
（注意:初回以降の時間）
⑪＋⑫＋⑬＋⑭＋⑮＋⑯＋⑰＋⑱＋⑲＋⑳＋㉑＋㉔＋①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨=126 分＜132 分

（b）可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油，可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油後，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油するために必要な時間
⑪＋⑫＋⑬＋⑭＋⑮＋⑯＋⑰＋⑱＋⑲＋⑳＋㉑＋㉒＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨=73 分＜132 分

●可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する時間は以下の（a）及び（b）の場合が考えられるため，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

（a）可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油するために必要な時間
（注意:初回以降の時間）
⑮＋⑯＋⑰＋⑱＋⑲＋⑳＋㉑＋㉔＋①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨

＋⑩＋⑪＋⑫＋⑬=121 分＜210 分

(b) 可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油するために必要な時間
⑮＋⑯＋⑰＋⑱＋⑲＋⑳＋㉑＋㉒＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＋⑪＋⑫＋⑬=68 分＜210 分

●可搬型代替注水中型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）への給油に要する時間は以下の（a）及び（b）の場合が考えられるため，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

(a) 可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油後，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油，可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油するために必要な時間
（注意:初回以降の時間）
㉑＋㉔＋①＋②＋③＋④＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＋⑪＋⑫＋⑬＋⑭＋⑮＋⑯＋⑰＋⑱＋⑲=126 分＜210 分

(b) 可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油後，可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車に給油，可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）に給油するために必要な時間
㉑＋㉒＋⑤＋⑥＋⑦＋⑧＋⑨＋⑩＋⑪＋⑫＋⑬＋⑭＋⑮＋⑯＋⑰＋⑱＋⑲=73 分＜210 分

＜タンクローリの給油シーケンスで使用する軽油量＞

①～㉓で使用する軽油量=約 250L×3 台×2 回＋約 720L×1 台×2 回＋約 125L×2 台×2 回=約 3.44kL＜約 4.0kL

なお，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）にタンクローリは保管，可搬型設備用軽油タンクは設置されていることから，給油準備のために移動することなく作業が可能な設計とする。

（参考:可搬型設備用軽油タンクから各機器への燃料の給油シーケンス概要図）

※　図中の丸数字は，「可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンス」の番号に同じ。
赤矢印と丸数字が，移動ルートと向きを示す。

名称		常設代替高圧電源装置
台数	台	5（予備 1）
容量	kVA／台	約 1,725

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置は，設計基準事故対処設備の電源が喪失時，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

有効性評価において最大負荷を想定するシーケンスグループ（全交流動力電源喪失（長期ＴＢ），全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）及び全交流動力電源喪失（ＴＢＰ））において必要とされる電源容量は，最大負荷約 4,948kW 及び連続最大負荷約 4,510kW である。

常設代替高圧電源装置の負荷を第 57－5－6 表に，常設代替高圧電源装置の負荷積み上げを第 57－5－3 図に示す。

第 57－5－6 表　常設代替高圧電源装置の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷※1	 約 120 約 97
②	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ａ ・非常用照明※2 ・120／240V計装用主母線盤２Ａ ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷※2，※3	 約 79 約 108 約 134 約 14 約 234
③	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ｂ ・非常用照明※2 ・120／240V計装用主母線盤２Ｂ ・その他不要な負荷※2，※4	 約 60 約 86 約 134 約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ その他必要な負荷※5	約584 約3
⑦	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷※6 停止負荷※7	約55 約8 約95 約-52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷※8	約45 約8 約183
⑨	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷※9	約8 約154
⑩	緊急用海水ポンプ（使用済燃料プール冷却用として起動） その他必要な負荷※10 （緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計）	約510 約4 （約982）
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
合計 連続最大負荷 （最大負荷）		約4,510 （約4,948）

※1　①に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
　常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，ＨＥＲＭＥＴＩＳ制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト

※2　有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

※3　②に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。
　通信用分電盤２Ａ　Ｓ／Ｂ　ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），通信用無停電電源盤（事務本館 3 階），マイクロ無線装置用電源切替盤Ａ系，モニタリングポスト電源盤，チェックポイント建屋電源盤，可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，Ｐ／Ｃ　２Ｃ動力変圧器冷却ファンＡ，

Ｐ／Ｃ　２Ｃ動力変圧器冷却ファンＢ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置

※4　③に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。
　バイタル交流電源装置，サービス建屋動力制御盤，非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータ

※5　⑥に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
　残留熱除去系ポンプＡ室空調機

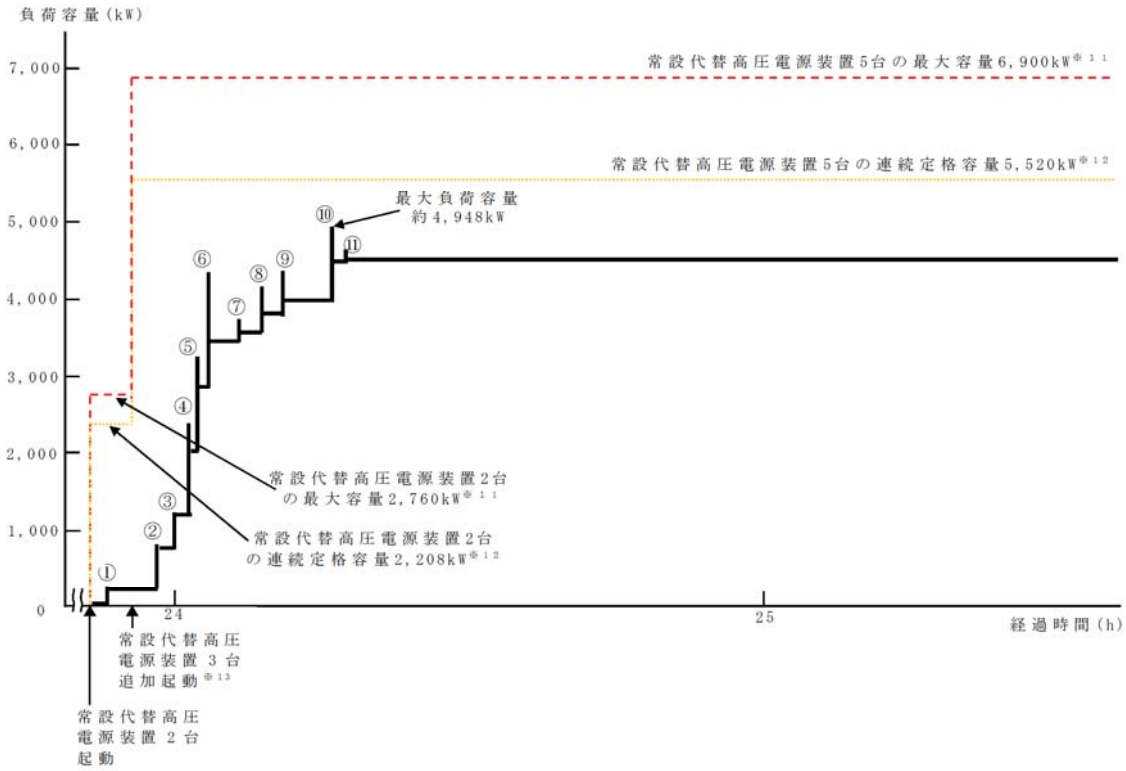
※6　⑦に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
　非常用ガス再循環系トレインＡヒータ，非常用ガス処理系トレインＡヒータ

※7　②に起動したその他不要な負荷のうち，⑦のタイミングで停止する負荷

※8　⑧に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
　中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室チラー圧縮機Ａ・Ｂ，中央制御室換気系電気加熱コイル

※9　⑨に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
　蓄電池室空気調和機ファン，スイッチギア室空気調和機ファン，スイッチギア室チラー冷水循環ポンプ，スイッチギア室チラーコンデンサファン，スイッチギア室チラー圧縮機Ａ・Ｂ

※10　⑩に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
　緊急用海水ポンプ室空調ファン



常設代替高圧電源装置の負荷積算イメージ

＊　容量については，今後の詳細設計の結果を反映する。

※11 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量
（約 1,380kW×運転台数＝最大容量）
※12 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の 80%の容量
（約 1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量）
※13 非常用母線の負荷への給電に伴い，負荷容量が増加するため，常設代替高圧電源装置を 3 台追加起動する。

第 57－5－3 図　常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電（常設代替高圧電源装置 5 台運転時の最大負荷）

したがって，発電機の出力は最大負荷である，約 4,948kW（連続最大負荷：約 4,510kW）に対し，十分な余裕を有する最大容量 6,900kW（連続定格容量※13：5,520kW）とする。

常設代替高圧電源装置の 5 台当たりの容量は以下のとおり，約 8,625kVA（最大容量：6,900kW）とする。

Q＝P÷pf＝6,900÷0.8＝8,625
（連続定格容量：5,520÷0.8＝6,900）
Q：発電機の容量（kVA）
P：発電機の最大容量（kW）＝6,900（連続定格容量：5,520）
pf：力率＝0.8

なお，非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合に，常設代替高圧電源装置2台を使用し，代替所内電気設備へ給電する時の必要とされる電源容量は，最大負荷約1,579kW及び連続最大負荷容量約1,281kWである。

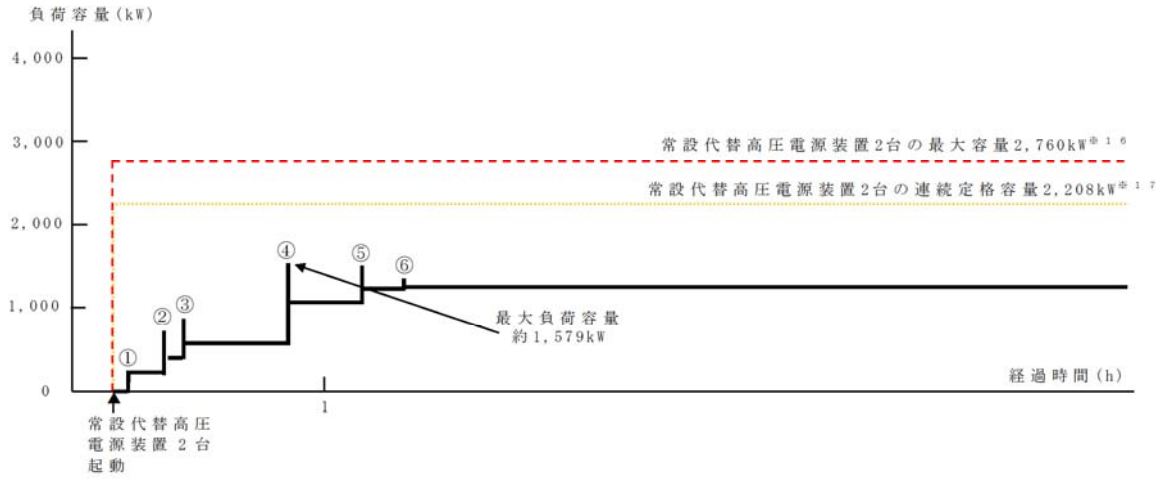
以下に常設代替高圧電源装置2台の負荷を第57－5－7表に，常設代替高圧電源装置2台の負荷積み上げを第57－5－4図に示す。

第57－5－7表　常設代替高圧電源装置2台の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷※14	 約120 約97
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約190
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約190
④	緊急用海水ポンプ（代替循環冷却系及び使用済燃料プール冷却用として起動） その他必要な負荷※15 （緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計）	約510 約4 （約982）
⑤	代替循環冷却系ポンプ	約140
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
合計 連続最大負荷 （最大負荷）		約1,281 （約1,579）

※14 ①に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，ＨＥＲＭＥＴＩＳ制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト

※15 ④に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室チラー圧縮機Ａ・Ｂ，中央制御室換気系電気加熱コイル



※16　常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量（1,380kW×運転台数＝最大容量）

※17　常設代替高圧電源装置定格出力運転時の 80％の容量（1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量）

＊　容量については，今後の詳細設計の結果を反映する。

第 57－5－4 図　常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
（常設代替高圧電源装置 2 台運転時の最大負荷）

名称		常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ
台数	台	1（予備 1）
容量	m^3／h（1 台当たり）	約 3.0
揚程	MPa	約 0.30
原動機出力	kW	約 2

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプは，重大事故時に軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置へ燃料を給油するために設置する。なお，常設代替高圧電源装置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

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの容量は，1 台当たり燃料最大消費量 の常設代替高圧電源装置 5 台分の燃料消費量 よりも容量の大きい約 3.0m^3／h とする。

２．揚程の設定根拠

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプに必要な揚程は，以下のとおり，約 0.30MPa である。

①位置油頭

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として， と設計する。

③揚程

①と②の合計より，揚程は，以下のとおり となるが，設計上の余裕を見て，設計確認値を上回る 0.30MPa とする。

揚程＝位置油頭＋配管・機器圧力損失

＝

＝

３．原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの必要軸動力は［　　］となるため，原動機出力は，軸動力を上回る出力約 2.2kW とする。

名称	単位	所内常設直流電源設備
125V 系蓄電池Ａ系	Ah	約 6,000
125V 系蓄電池Ｂ系	Ah	約 6,000

【設定根拠】

125V 系蓄電池Ａ系及び 125V 系蓄電池Ｂ系は，設計基準事故対処設備の電源が喪失してから，1 時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な負荷以外を切り離すことにより 8 時間，その後，中央制御室外において必要な負荷以外を切り離すことにより残り 16 時間の合計 24 時間にわたり，直流電力を給電できる設計とする。

１．容量

各蓄電池の負荷は，以下第 57－5－8 表から第 57－5－9 表のとおりとなる。

第 57－5－8 表　125V 系蓄電池Ａ系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流（A）と運転時間（分）			
	0～1 分	1～60 分	60～540 分※1	540～1440 分
Ｍ／Ｃ・Ｐ／Ｃ遮断器の制御電源				
２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁				
その他の負荷※4				
合計（A）	約 1,750	約 255	約 238	約 134

※1　事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが，作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2　２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁は，Ｍ／Ｃ・Ｐ／Ｃ遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と同時に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，２Ｃ　Ｄ／Ｇ初期励磁電流 [redacted] はＭ／Ｃ・Ｐ／Ｃ遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため，電流値の大きいＭ／Ｃ・Ｐ／Ｃ遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※3　電動機の起動電流を含む最大値を記載

※4　その他負荷は以下のとおり。

原子炉隔離時冷却系弁，無停電電源装置Ａ，ＤＢ／ＳＡ分電盤（区分Ⅰ）（突合せ給電を除く），ＤＢ／ＳＡ分電盤（区分Ⅰ）（突合せ給電），直流非常灯，主蒸気ラインドレン弁，ＣＵＷ系　電動弁，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ　ＣＰ－６Ａ，ＤＣ制御他，負荷余裕

第57－5－9表　125V系蓄電池Ｂ系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流（A）と運転時間（分）			
	0～1分	1～60分	60～540分※1	540～1440分
M／C・P／C遮断器の制御電源				
２Ｄ　Ｄ／Ｇ初期励磁				
その他の負荷※3				
合計（A）	約1,200	約237	約220	約139

※1　事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが，作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2　２Ｄ　Ｄ／Ｇ初期励磁はM／C・P／C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）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，２Ｄ　Ｄ／Ｇ初期励磁電流 [redacted] はM／C・P／C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため，電流値の大きいM／C・P／C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※3　無停電電源装置Ｂ，ＤＢ／ＳＡ分離盤（区分Ⅱ）（突合せ給電を除く），データ伝送装置，直流非常灯，ＦＲＶＳ／ＳＧＴＳ　ＣＰ－６Ｂ，ＤＣ制御他，負荷余裕

・125V系蓄電池Ａ系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8}(0.66 \times 1{,}750) = 1{,}444\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8}\left(2.00 \times 1{,}750 + 1.98 \times (255 - 1{,}750)\right) = 675\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8}\left(9.44 \times 1{,}750 + 9.43 \times (255 - 1{,}750) + 8.72 \times (238 - 255)\right) = 2{,}843\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8}\left(24.32 \times 1{,}750 + 24.31 \times (255 - 1{,}750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)\right) = 5{,}284\text{Ah}$$

上記計算より，125V系蓄電池Ａ系の蓄電池容量は約6,000Ahを選定する。

・125V系蓄電池Ｂ系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8}(0.66 \times 1{,}200) = 990\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8}\left(2.00 \times 1{,}200 + 1.98 \times (237 - 1{,}200)\right) = 617\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8}\left(9.44 \times 1{,}200 + 9.43 \times (237 - 1{,}200) + 8.72 \times (220 - 237)\right) = 2{,}624\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8}\left(24.32 \times 1{,}200 + 24.31 \times (237 - 1{,}200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)\right) = 5{,}171\text{Ah}$$

上記計算より，125V 系蓄電池Ｂ系の蓄電池容量は約 6,000Ah を選定する。

※　蓄電池の計算条件

(1)　蓄電池容量算定法は次の規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2)　蓄電池温度は＋10℃とする。

(3)　放電終止電圧は 1.80V/セル

(4)　保守率は 0.8 とする。

(5)　容量算出の一般式

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

ここに，

C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

Ｌ　：保守率（0.8）

Ｋｉ：容量換算時間（時）　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

Ｉ　：放電電流（A）

サフィックス i(添え字)1,2,3・・・，n：放電電流の変化の順に付番

C_i（ｉ＝1,2,3・・・，n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間Ｔ（分）	容量換算時間Ｋ（時）
１	０．６６
５９	１．９８
６０	２．００
２４０	５．３０
４８０	８．７２
５３９	９．４３
５４０	９．４４
５９９	１０．３２
６００	１０．３２
９００	１５．３２
１３８０	２３．３２
１４３９	２４．３１
１４４０	２４．３２

名称	単位	常設代替直流電源設備
緊急用 125V 系蓄電池	Ah	約 6,000

【設定根拠】

緊急用 125V 系蓄電池は，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）してから，不要な直流負荷の切り離しを行わずに 24 時間にわたり，直流電力を給電できる設計とする。

１．容量

緊急用 125V 系蓄電池の負荷は，以下第 57－5－10 表のとおりとなる。

第 57－5－10 表　緊急用 125V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流（A）と運転時間（分）	
	0～1 分	1～1440 分
6.9kV 緊急用Ｍ／Ｃトリップ・投入		
480V 緊急用Ｐ／Ｃトリップ・投入		
ＳＡ制御盤，ＳＡ監視盤，ＳＡ変換器盤		
高圧代替注水制御盤		
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤		
計測装置※1		
逃がし安全弁（自動減圧機能）Ａ系		
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）		
緊急用 125V 系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置※2		
緊急用無停電電源装置制御電源		
高圧代替注水系注入弁		
高圧代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計（A）	約 1,844	約 181

※1　計測装置は以下のとおりとする。
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），ＤＢ／ＳＡ分電盤（区分Ⅰ）（突合わせ給電除く），ＤＢ／ＳＡ分電盤（区分Ⅱ）（突合わせ給電除く）

※2　緊急用無停電電源装置は以下のとおりとする。

ＳＡ監視操作盤，使用済燃料プール監視カメラ制御盤，ＳＡ監視盤，ＳＰＤＳ収集盤，可搬型照明（ＳＡ），衛星電話設備（固定）

※3　高圧代替注水系タービン止め弁は複数回開閉するため，時間当たりの平均電流値として考慮する。

緊急用 125V 系蓄電池の容量計算結果※4

$$C_1 = \frac{1}{0.8}(0.66 \times 1{,}844) = \text{約 } 1{,}522\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8}\left(24.32 \times 1{,}844 + 24.31 \times (181 - 1{,}844)\right) = \text{約 } 5{,}524\text{Ah}$$

上記計算より，緊急用 125V 系蓄電池の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

なお，緊急用 125V 系蓄電池については，直流 125V 主母線盤２Ａ・２Ｂへの給電はできない。

※4　蓄電池の計算条件

(1)　蓄電池容量算定法は以下の規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（SBA S 0601-2014）

(2)　蓄電池温度は＋10℃とする。

(3)　放電終止電圧は 1.80V／セル（添付３）。

(4)　保守率は 0.8 とする。

(5)　容量算出の一般式

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

ここに，

C_i：＋10℃における定格放電率換算容量（Ah）

Ｌ　：保守率（0.8）

Ｋｉ：容量換算時間（時）　放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

Ｉ　：放電電流（A）

サフィックス i(添え字)1,2,3・・・，n：放電電流の変化の順に付番

C_i（ｉ＝1,2,3・・・，n）で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間Ｔ（分）	容量換算時間Ｋ（時）
1	０．６６
５９	１．９８
６０	２．００
２４０	５．３０
４８０	８．７２
５３９	９．４３
５４０	９．４４
５９９	１０．３２
６００	１０．３２
９００	１５．３２
１３８０	２３．３２
１４３９	２４．３１
１４４０	２４．３２

名称	単位	緊急用Ｍ／Ｃ
母線電流容量	A	約 2,000

【設定根拠】

緊急用Ｍ／Ｃは，常設重大事故等対処設備として設置する。

緊急用Ｍ／Ｃは，設計基準事故対処設備の電源が喪失時，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Ｍ／Ｃの定格電流容量は，常設代替高圧電源装置 5 台からの接続とすることから，常設代替高圧電源装置 5 台からの定格電流以上に設定する。

（１）常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流である約 721.5A に対し，十分余裕を有する約 2,000A とする。

常設代替高圧電源装置 1 台分の定格電流：約 1,725kVA÷√3÷6.9kV＝約 144.3A

常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：約 144.3A×5 台＝約 721.5A

名称		緊急用Ｐ／Ｃ
母線電流容量	A	約 4,000

【設定根拠】

緊急用Ｐ／Ｃは，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設計とする。

１．容量

緊急用Ｐ／Ｃ負荷は，第 57－5－11 表のとおり約 673kW である。

第 57－5－11 表　緊急用Ｐ／Ｃ負荷

負荷名称	容量（kW）
常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
代替循環冷却系ポンプ	約 140
緊急用直流 125V 充電器	約 120
代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	約 2
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	約 2
合計（kW）	約 674

したがって，約 1,014A（＝約 674kW÷力率 0.8÷√3÷480V）に余裕を考慮し，約 4,000A とする。

なお，緊急用電源切替盤については，緊急用電源切替盤に接続される負荷の容量に合わせた定格電流値を設定する。

名称		可搬型整流器
台数	台	8(予備 1)
容量	kW／台	15

【設定根拠】

可搬型整流器は，重大事故等発生時に，可搬型代替低圧電源車と接続を行い，24 時間以上負荷切り離しを行わずに直流電源を供給できる設計とする。

１．容量

重大事故等発生時に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し，直流電源を給電するために必要な負荷容量として，125V 系蓄電池Ａ系，125V 系蓄電池Ｂ系及び緊急用 125V 系蓄電池のいずれか一番大きな負荷に耐えられる容量を持つように選定する。

また，可搬型代替直流電源設備は，全交流動力電源喪失発生後，可搬型代替交流電源設備や可搬型整流器を準備して使用することから，全交流動力電源喪失発生後，1 時間以降の電流値を基に，必要な可搬型整流器の台数を選定する。

125V 系蓄電池の容量

Ａ系　60～540 分の電流値：約 238A

Ｂ系　60～540 分の電流値：約 220A

緊急用蓄電池の容量

1～1440 分の電流値：約 181A

上記より，1 時間以降で最大負荷の電流値は，約 238A である。

また，計画している可搬型整流器の機器仕様を以下に記載する。

〈可搬型整流器の機器仕様〉

・出力電圧　　：0～150V

・出力電流　　：0～100A

・最大出力電力：15kW

以上のことを用いて以下に検討を行い，可搬型整流器の必要台数について評価する。

・電流値について

必要な負荷の電流値については，約 238A であり，可搬型整流器の機器仕様より可搬型整流器の電流値は 1 台当たり 100A までの出力が可能である。よって，3 台の可搬型整流器が必要となる。

上記評価結果より，可搬型整流器の必要台数は，設計に余裕をもたせて 4 台用意することとする。

（ただし，これは接続箇所 1 箇所あたりの台数であり，可搬型代替低圧電源車を接続する箇所は 2 箇所あることから，計 8 台の整流器を用意する必要がある。）

名称		非常用ディーゼル発電機
台数	台	2
容量	kW／台	約 5,200

【設定根拠】

２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇは，重大事故等時において故障等が見られない場合に使用し，必要な負荷に電力を給電できる設計とする。

１．容量

２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの積み上げについては，それぞれ以下の１），２）のとおりとする。

１）２Ｃ Ｄ／Ｇより非常用所内電気設備に給電する際の負荷

２Ｃ Ｄ／Ｇの負荷は，第 57－5－12 表のとおり最大負荷約 4,859kW である。

第 57－5－12 表　２Ｃ Ｄ／Ｇの負荷

主要機器名称	負荷容量（kW）
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約 1,078
残留熱除去系ポンプ	約 584
残留熱除去系海水ポンプ（2 台）	約 1,674
非常用ガス処理系装置	約 48
ディーゼル室換気設備	約 38
その他負荷※1	約 1,437
負荷合計	約 4,859

※1　その他負荷については以下のとおり。
120V／240V 計装用主母線盤Ａ，直流 125V 充電器Ａ，通信連絡設備等

２）２Ｄ Ｄ／Ｇより非常用所内電気設備に給電する際の負荷

２Ｄ Ｄ／Ｇの負荷は，以下第 57－5－13 表のとおり最大負荷約 4,427kW である。

第 57－5－13 表　２Ｄ Ｄ／Ｇの負荷

主要機器名称	負荷容量（kW）
残留熱除去系ポンプ（2 台）	約 1,168
残留熱除去系海水ポンプ（2 台）	約 1,674
非常用ガス処理系装置	約 48
ディーゼル室換気設備	約 38
その他負荷※2	約 1,499
負荷合計	約 4,427

※2　その他負荷については以下のとおり。
120V／240V 計装用主母線盤Ｂ，直流 125V 充電器Ｂ，通信連絡設備，モニタリングポスト等

したがって，２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機は，それぞれ上記１），２）の負荷合計より，設計基準対象設備として使用する時と同様の容量約5,200kW とする。

名称		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機
台数	台	1
容量	kW	約 2,800

【設定根拠】

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄへの給電ができない場合は，設計基準事故対処設備であるＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ＨＰＣＳ及び常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｅの使用が可能であって，さらにＭ／Ｃ ＨＰＣＳの負荷であるＨＰＣＳポンプの停止が可能な場合は，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの電源給電機能の代替手段として，ＨＰＣＳ Ｄ／ＧからＭ／Ｃ ＨＰＣＳ及びＭ／Ｃ ２Ｅを経由して非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｃ（又は２Ｄ）へ給電する。

１．容量

外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇの故障により，非常用所内電気設備であるＭ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄへの給電ができない場合に必要となる負荷は，第 57－5－14 表のとおり最大負荷約 675kW である。

したがって，最大負荷約 675kW に対して，ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの容量約 2,800kW は十分な容量を満足しているため，ＨＰＣＳ Ｄ／ＧによるＭ／Ｃ ２Ｃ（又はＭ／Ｃ ２Ｄ）への給電は使用可能である。

第 57－5－14 表　ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの負荷

主要機器名称	負荷容量（kW）
非常用母線２Ｃ自動起動負荷	
・直流125V充電器Ａ	約 79
・非常用照明	約 22
・120V ＡＣ計装用電源２Ａ	約 134
・その他負荷※1	約 134
非常用母線２Ｄ自動起動負荷	
・直流125V充電器Ｂ	約 60
・非常用照明	約 22
・その他負荷※2	約 52
中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
（中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計）	（約 172）
蓄電池室排気ファン	約8
蓄電池室空気調和機ファン	約11
合計　連続最大負荷	約575
（最大負荷）	（約675）

※1　その他の負荷は以下のとおりとする。
通信用分電盤２Ａ Ｓ／Ｂ ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ及び非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ

※2　その他の負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ及び非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータ

名称		緊急用直流 125V 主母線盤
容量	A	約 2,000

【設定根拠】

緊急用直流 125V 主母線盤は，常設重大事故等対処設備として設置する。緊急用直流 125V 主母線盤は，設計基準事故対処設備の電源が喪失時，重大事故等に対処するために緊急用 125V 系蓄電池から負荷へ必要な直流電力を給電できる設計とする。

１．容量

緊急用直流 125V 主母線盤の定格電流容量は，緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流の値に対して，それ以上の電流容量に設定する。

緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流については，第 57－5－15 表のとおり。

第 57－5－15 表　緊急用 125V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流（A）と運転時間（分）	
	0～1 分	1～1440 分
6.9kV　緊急用　Ｍ／Ｃトリップ・投入		
480V 緊急用　Ｐ／Ｃトリップ・投入		
ＳＡ制御盤，ＳＡ監視盤，ＳＡ変換器盤		
高圧代替注水系制御盤		
常設代替高圧電源装置操作盤		
計測装置※1		
逃がし安全弁（自動減圧機能）Ａ系		
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）		
緊急用 125V 系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置※2		
緊急用 無停電電源装置制御電源		
高圧代替注水系注入弁		
高圧代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系ＳＡ蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計（A）	約 1,844	約 181

緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流値は，0～1 分の時に流れる負荷電流約 1,844A の値であり，緊急用直流 125V 主母線盤の容量を十分余裕のある約 2,000A とする。

名称		２Ｃ非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ
台数	台	1
容量	m^3／h	約 2.0
揚程	MPa	約 0.25
原動機出力	kW	約 1.2

【設定根拠】

２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，重大事故時に軽油貯蔵タンクから２Ｃ Ｄ／Ｇへ燃料を給油するために設置する。なお，２Ｃ非常用ディーゼル発電機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

２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの容量は，２Ｃ Ｄ／Ｇの燃料消費量約[　　]よりも容量の大きい約 2.0m^3／h とする。

２．揚程の設定根拠

２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプに必要な揚程は，以下のとおり，約 0.25MPa である。

①位置油頭

[　　]

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として，約[　　]と設計する。

③揚程

①と②の合計より，揚程は，以下のとおり約[　　]となるが，設計上の余裕を見て，設計確認値を上回る約 0.25MPa とする。

揚程＝位置油頭+配管・機器圧力損失

＝[　　]

＝[　　]

３．原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり，２Ｃ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの必要軸動力は約[　　]となるため，原動機出力は，軸動力を上回る出力約 1.2kW とする。

名称		２Ｄ非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ
台数	台	1
容量	m^3／h	約 2.0
揚程	MPa	約 0.25
原動機出力	kW	約 1.2

【設定根拠】

２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，重大事故時に軽油貯蔵タンクから２Ｄ Ｄ／Ｇへ燃料を給油するために設置する。なお，２Ｄ非常用ディーゼル発電機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

２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの容量は，２Ｄ Ｄ／Ｇの燃料消費量約[redacted]よりも容量の大きい約 2.0m^3／h とする。

２．揚程の設定根拠

２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプに必要な揚程は，以下のとおり，約 0.25MPa である。

①位置油頭

[redacted]

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として，約[redacted]と設計する。

③揚程

①と②の合計より，揚程は，以下のとおり約[redacted]となるが，設計上の余裕を見て，設計確認値を上回る約 0.25MPa とする。

揚程＝位置油頭+配管・機器圧力損失

＝[redacted]

＝[redacted]

３．原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり，２Ｄ非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの必要軸動力は約[　　]となるため，原動機出力は，軸動力を上回る出力約 1.2kW とする。

名称		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
台数	台	1
容量	m^3／h	約 2.0
揚程	MPa	約 0.25
原動機出力	kW	約 1.2

【設定根拠】

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは，重大事故時に軽油貯蔵タンクからＨＰＣＳ Ｄ／Ｇへ燃料を給油するために設置する。なお，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機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

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプの容量は，ＨＰＣＳ Ｄ／Ｇの燃料消費量約[redacted]よりも容量の大きい約 2.0m^3／h とする。

２．揚程の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプに必要な揚程は，以下のとおり，約 0.25MPa である。

①位置油頭

[redacted]

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として，約[redacted]と設計する。

③揚程

①と②の合計より，揚程は，以下のとおり約[redacted]となるが，設計上の余裕を見て，設計確認値を上回る約 0.25MPa とする。

揚程＝位置油頭+配管・機器圧力損失

＝[redacted]

＝[redacted]

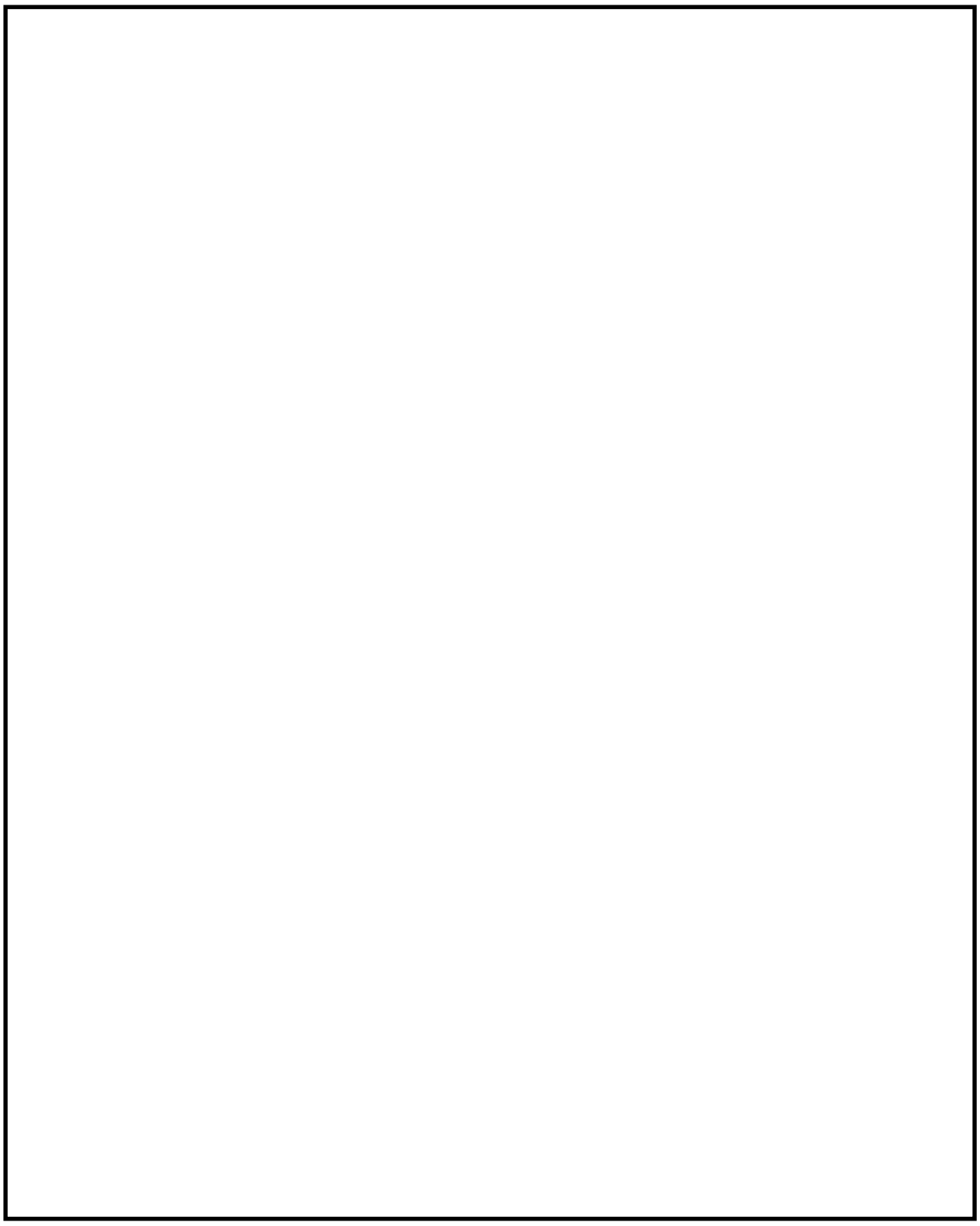
３．原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプの必要軸動力は約[　　]となるため，原動機出力は，軸動力を上回る出力約1.2kW とする。

57－6　アクセスルート図

１．屋外アクセスルート　現場確認結果について

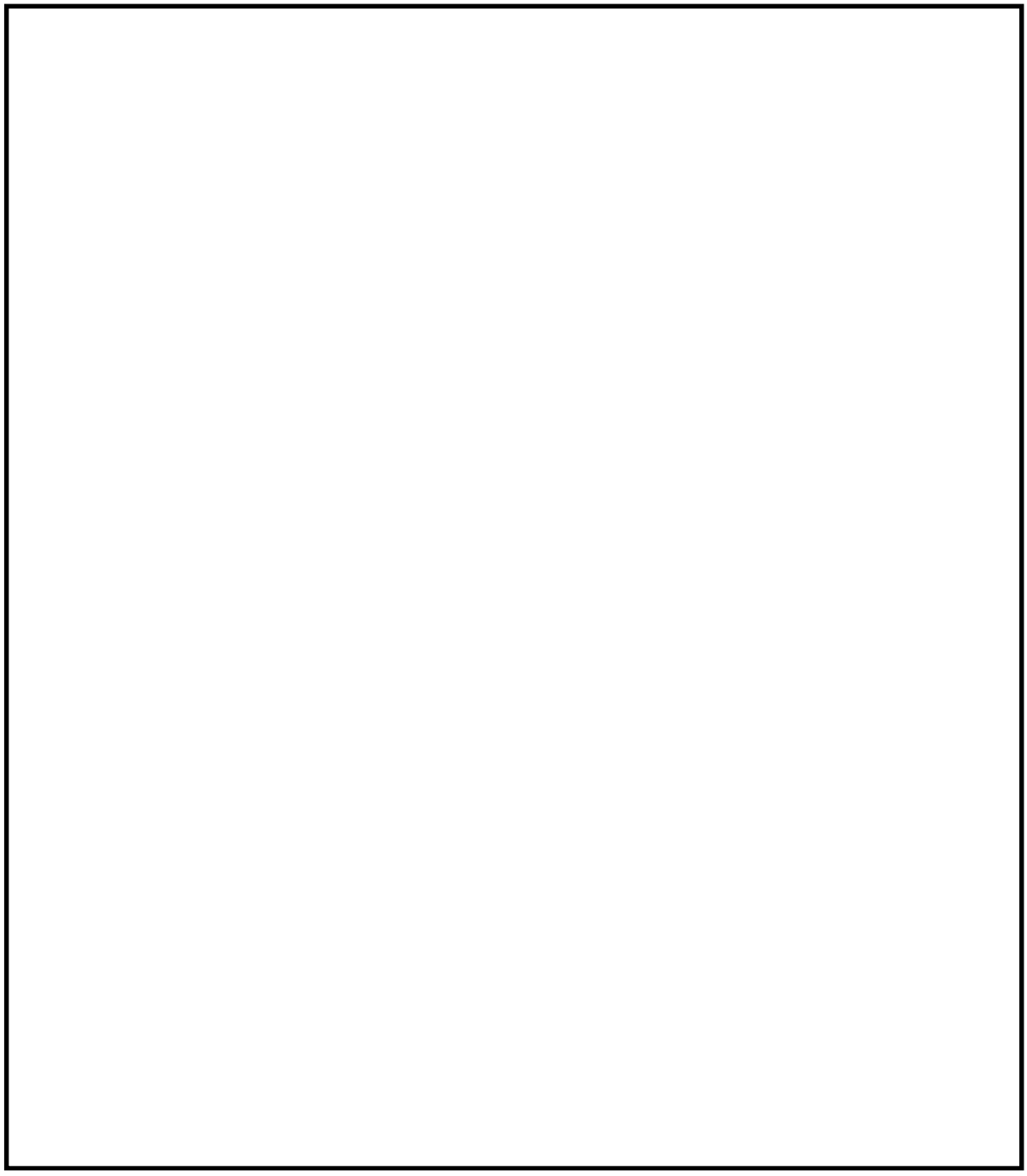
屋外アクセスルートの現場確認結果を第 57－6－1 図に示す。



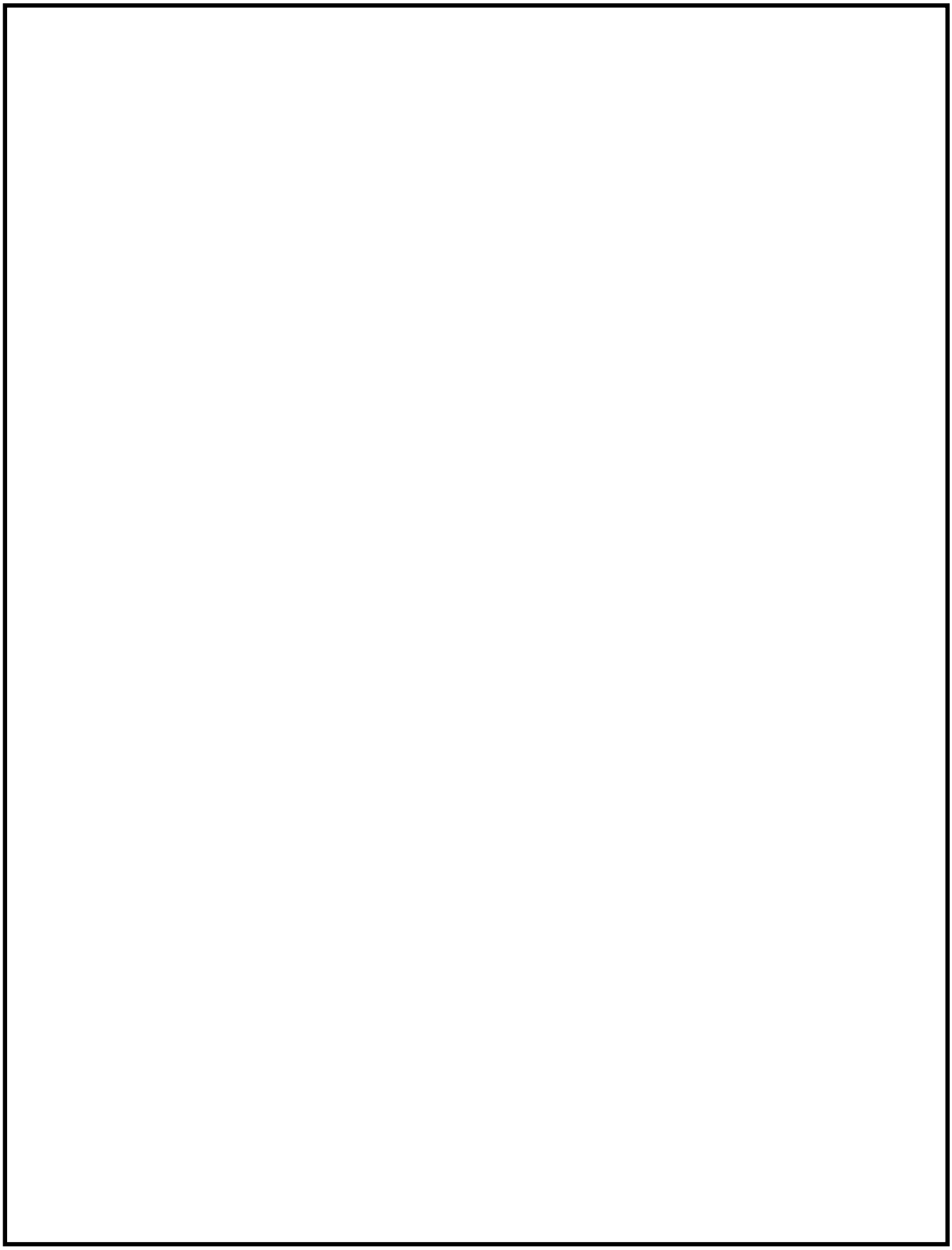
第 57－6－1 図　屋外アクセスルート　現場確認結果

１．屋内クセスルート　現場確認結果について

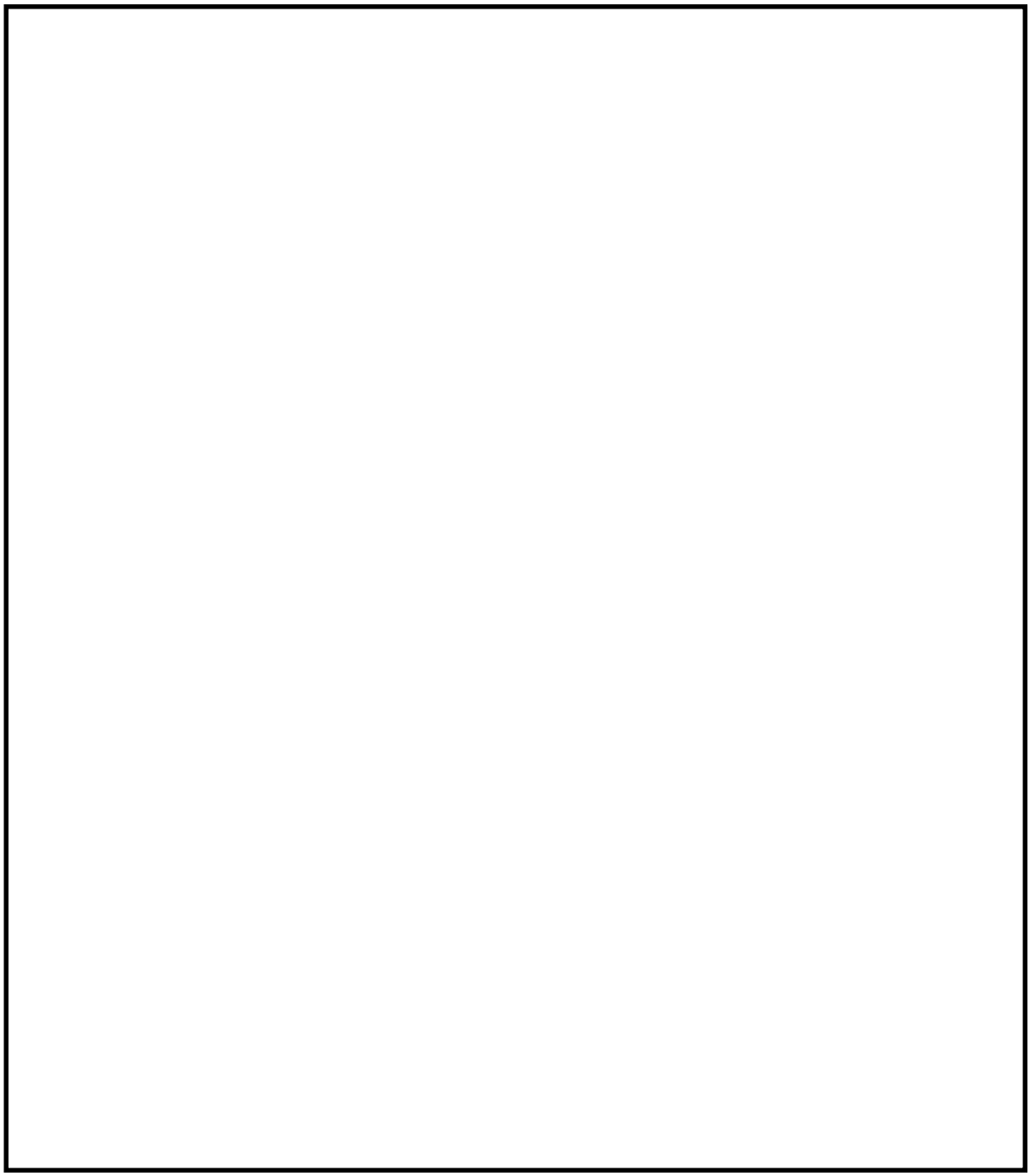
屋内アクセスルートの現場確認結果を第 57－6－2～6-7 図に示す。



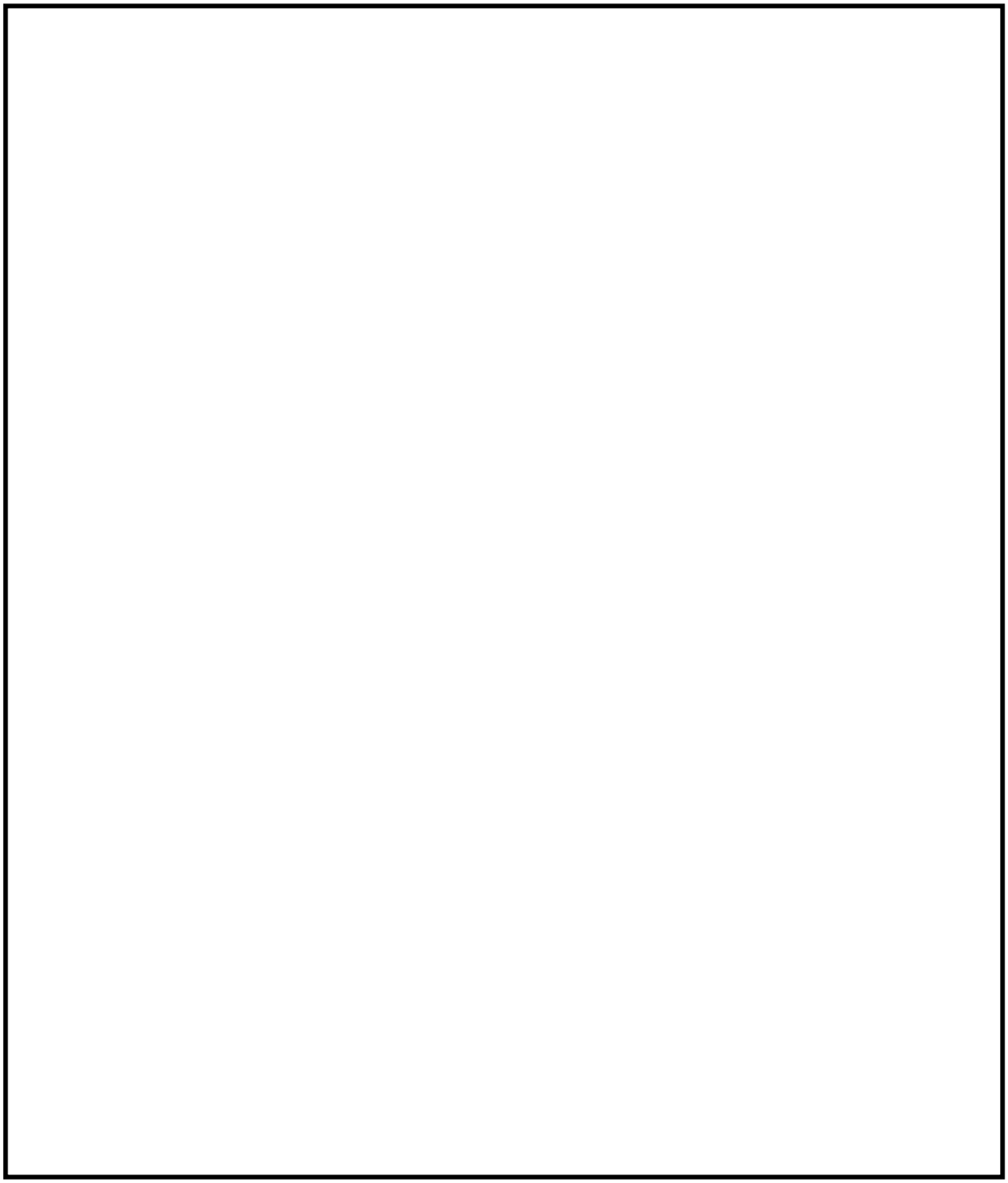
第 57－6－2 図　屋内アクセスルート　現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 4 階，原子炉建屋付属棟 4 階）



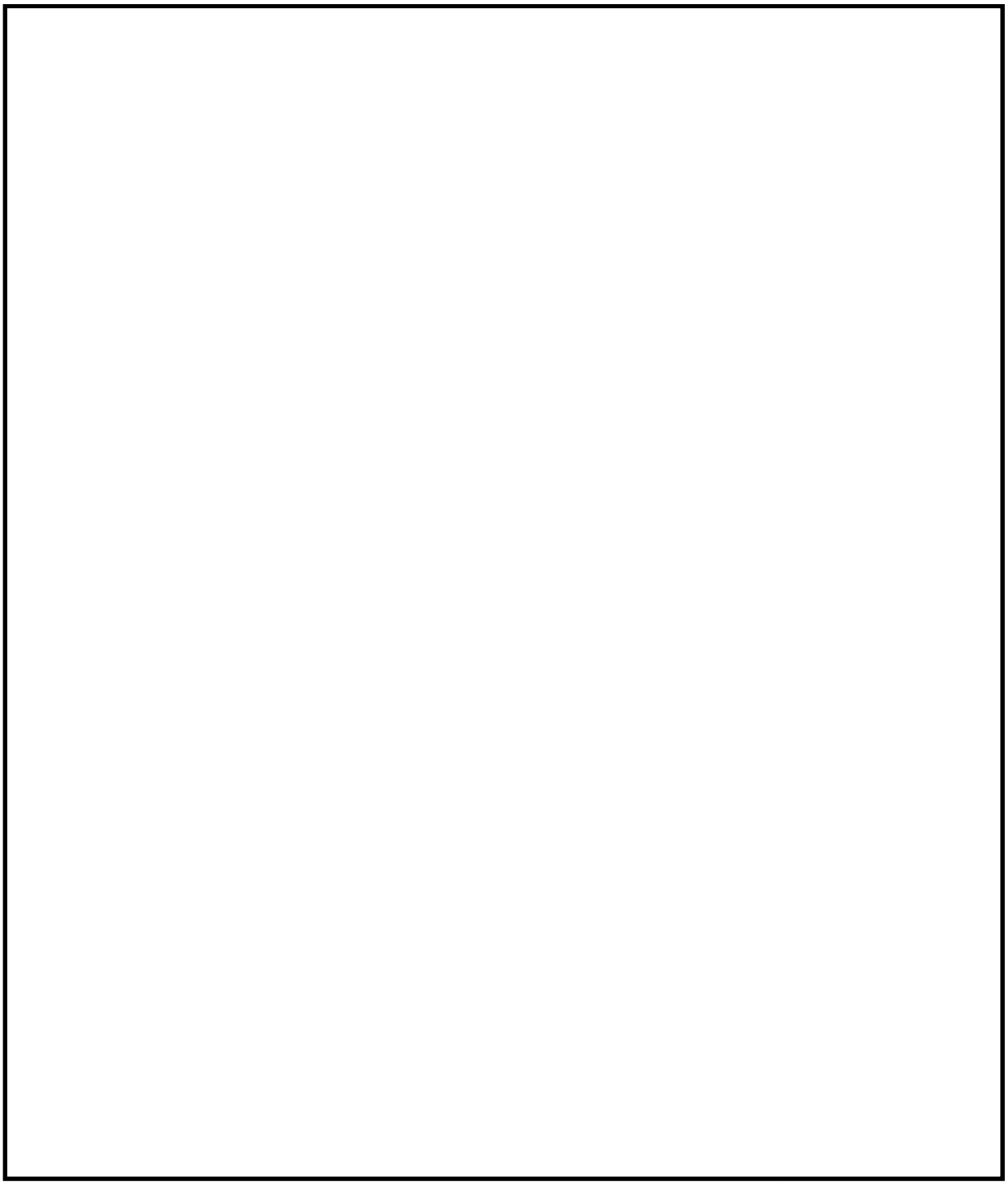
第 57－6－3 図　屋内アクセスルート　現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 3 階，原子炉建屋付属棟 3 階，廃棄物処理棟 3 階）



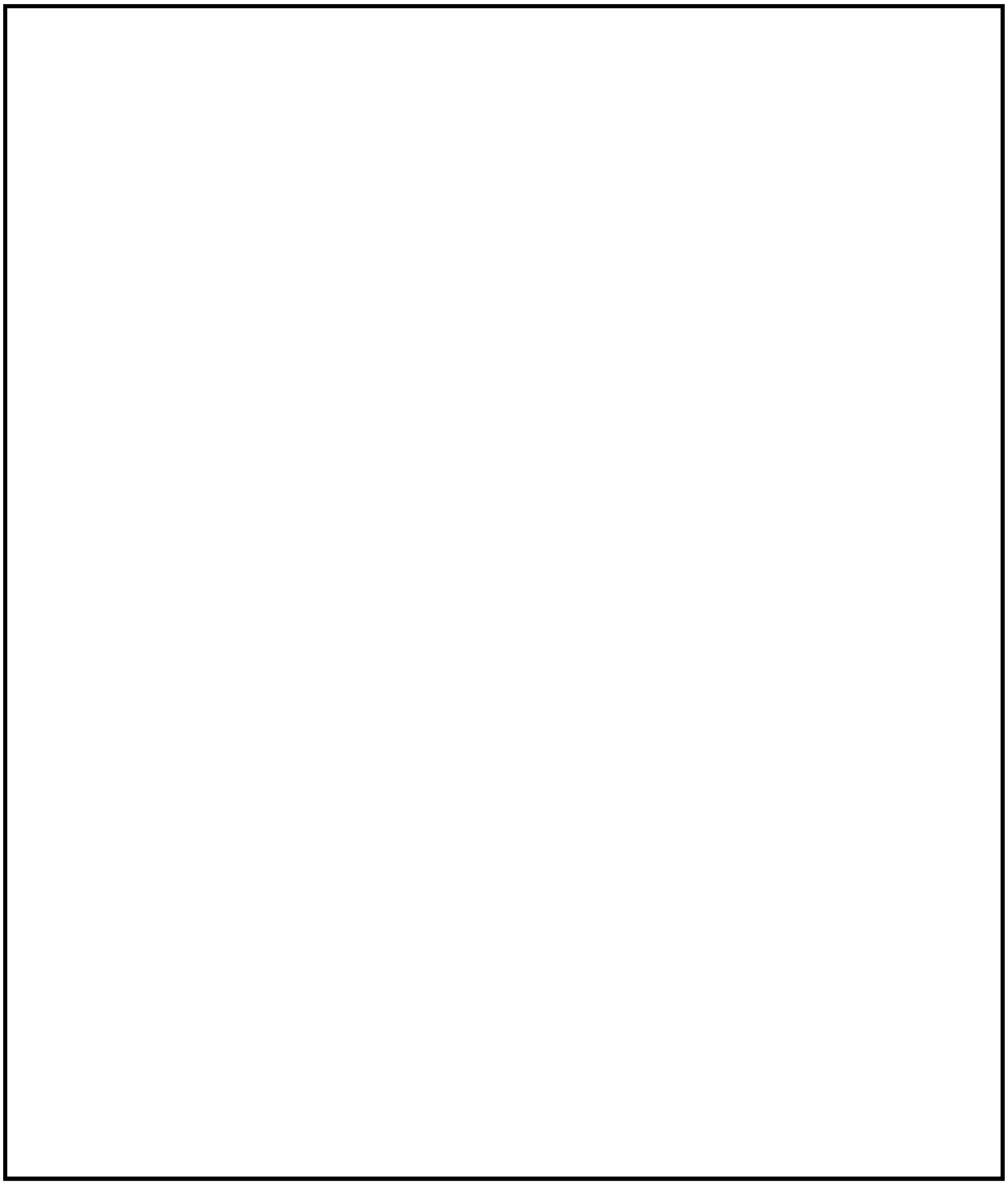
第 57－6－4 図　屋内アクセスルート　現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 2 階，原子炉建屋付属棟中 2 階，廃棄物処理棟 2 階）



第 57－6－5 図　屋内アクセスルート　現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 1 階，原子炉建屋付属棟 1 階，廃棄物処理棟 1 階）

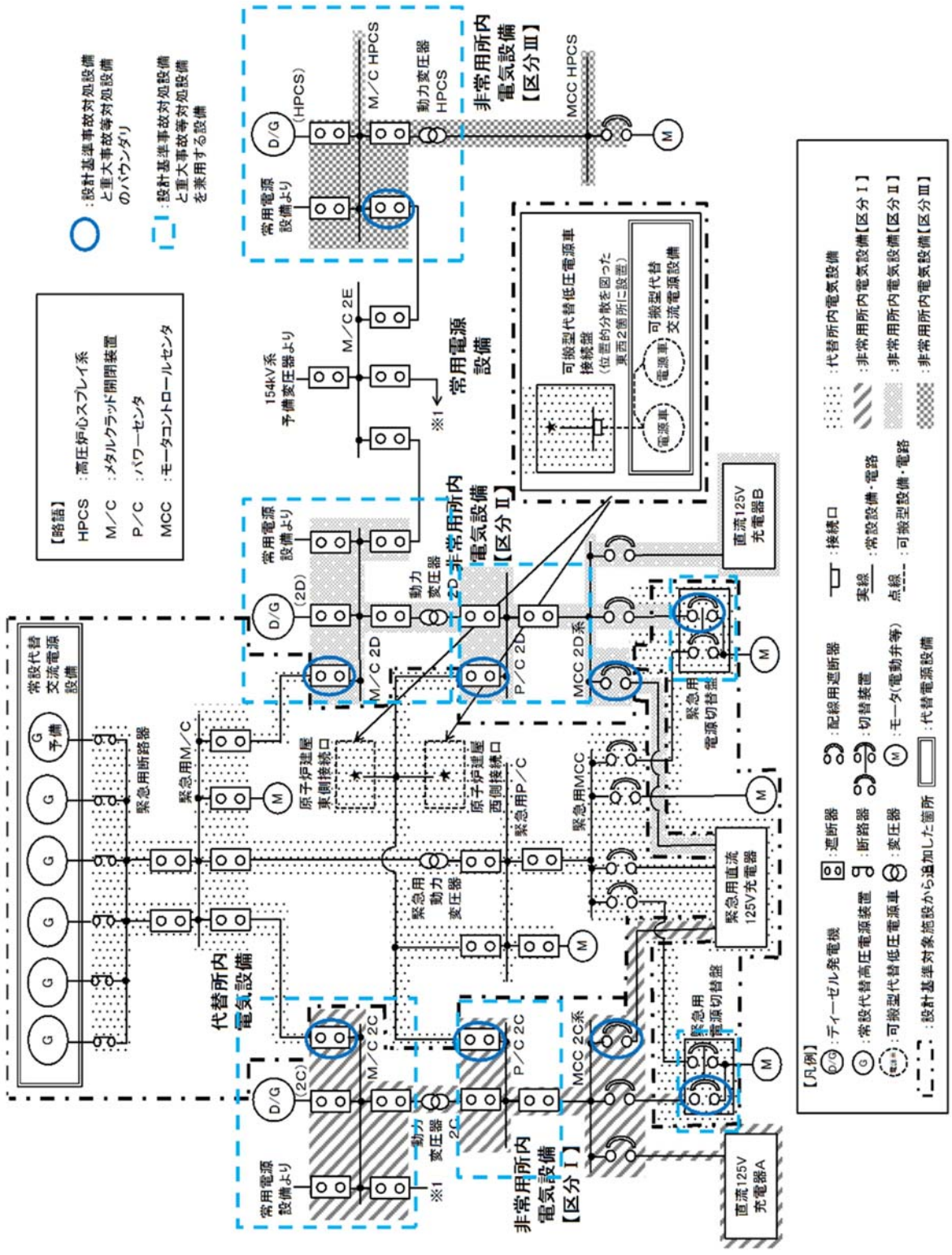


第 57－6－6 図　屋内アクセスルート　現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階，原子炉建屋付属棟地下 1 階，廃棄物処理棟地下 1 階）

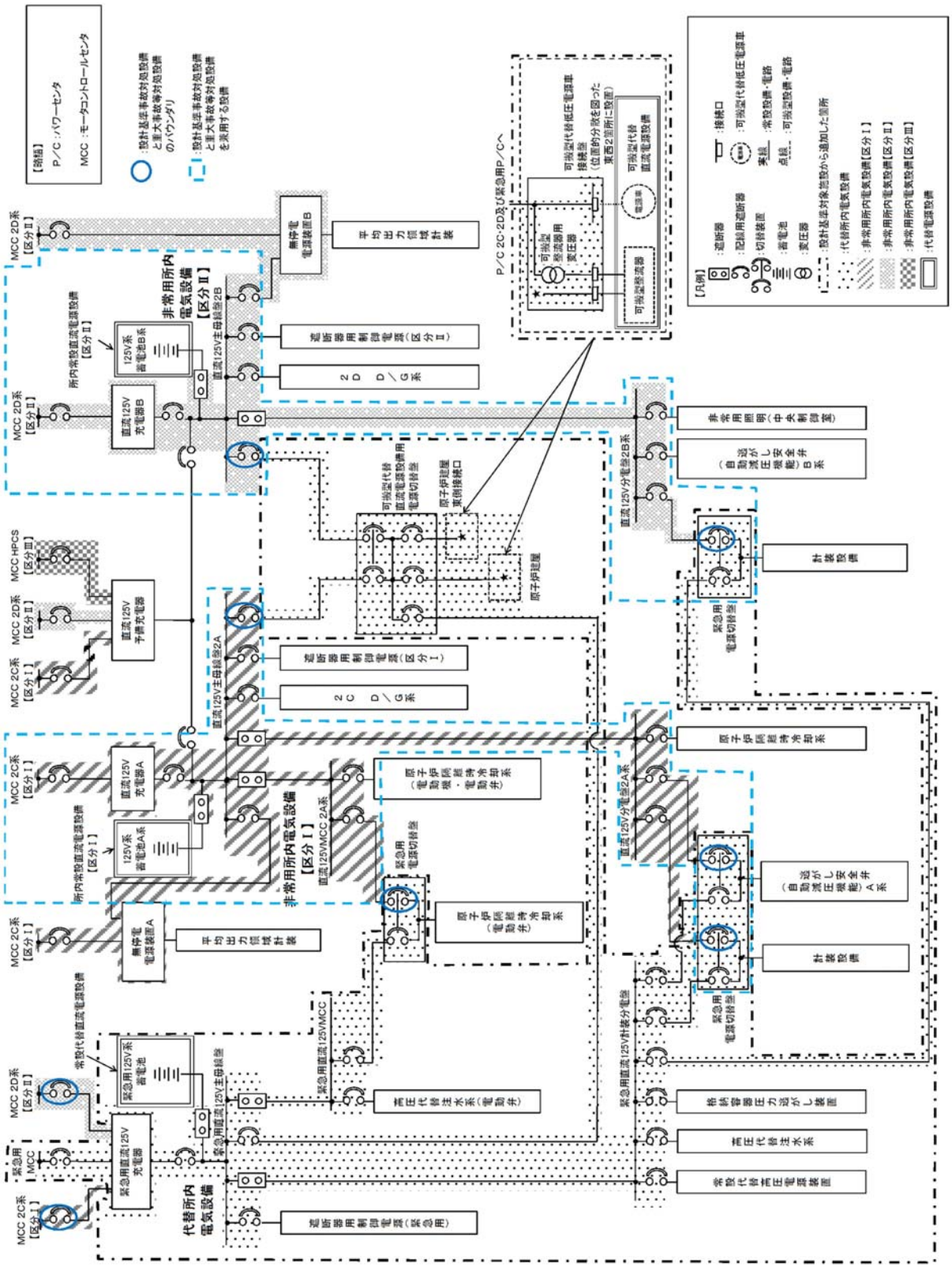


第 57－6－7 図　屋内アクセスルート　現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟地下 2 階，原子炉建屋付属棟地下 2 階，廃棄物処理棟地下 2 階）

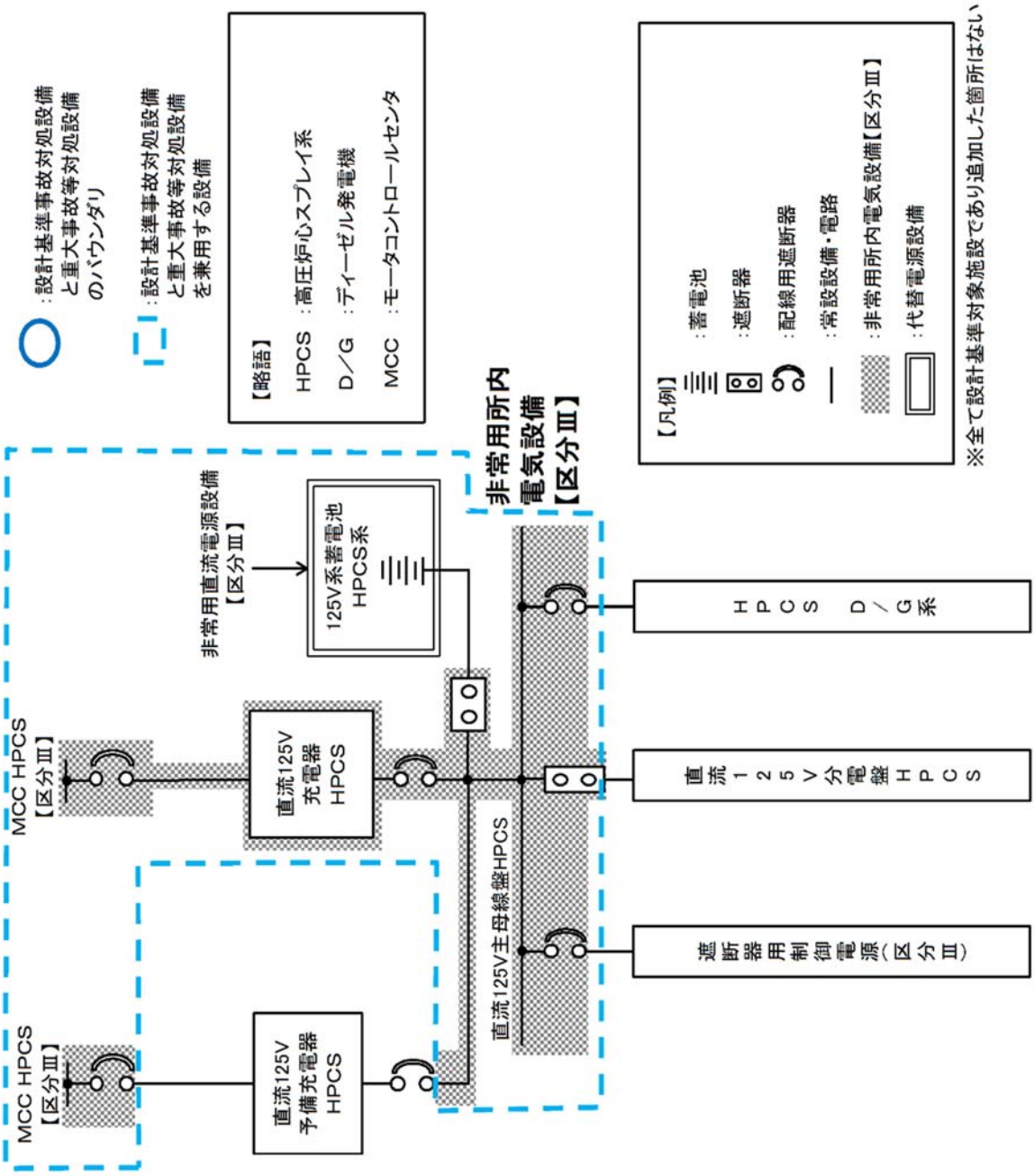
57－7　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図



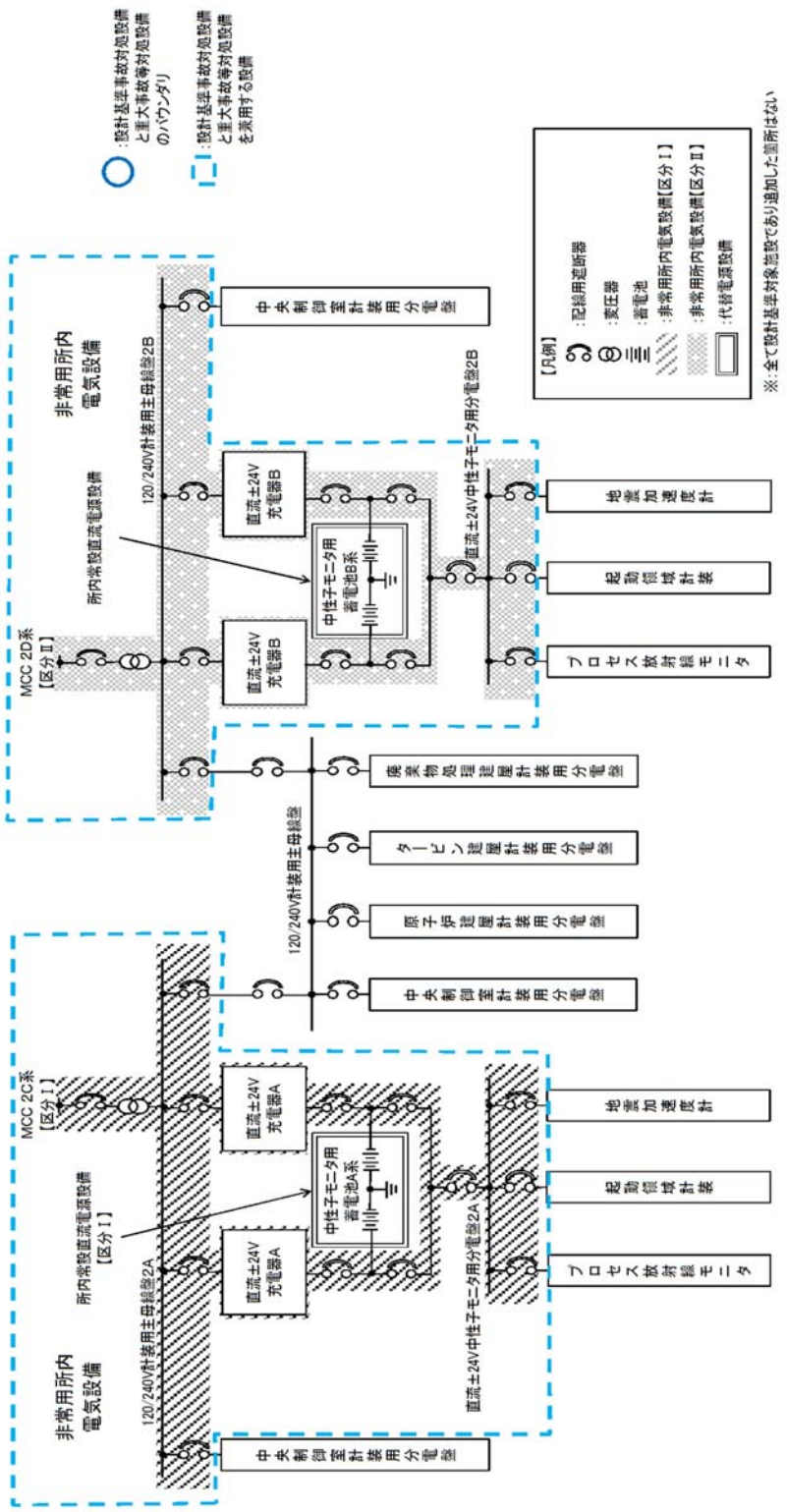
第 57－7－1 図　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図（交流電源）



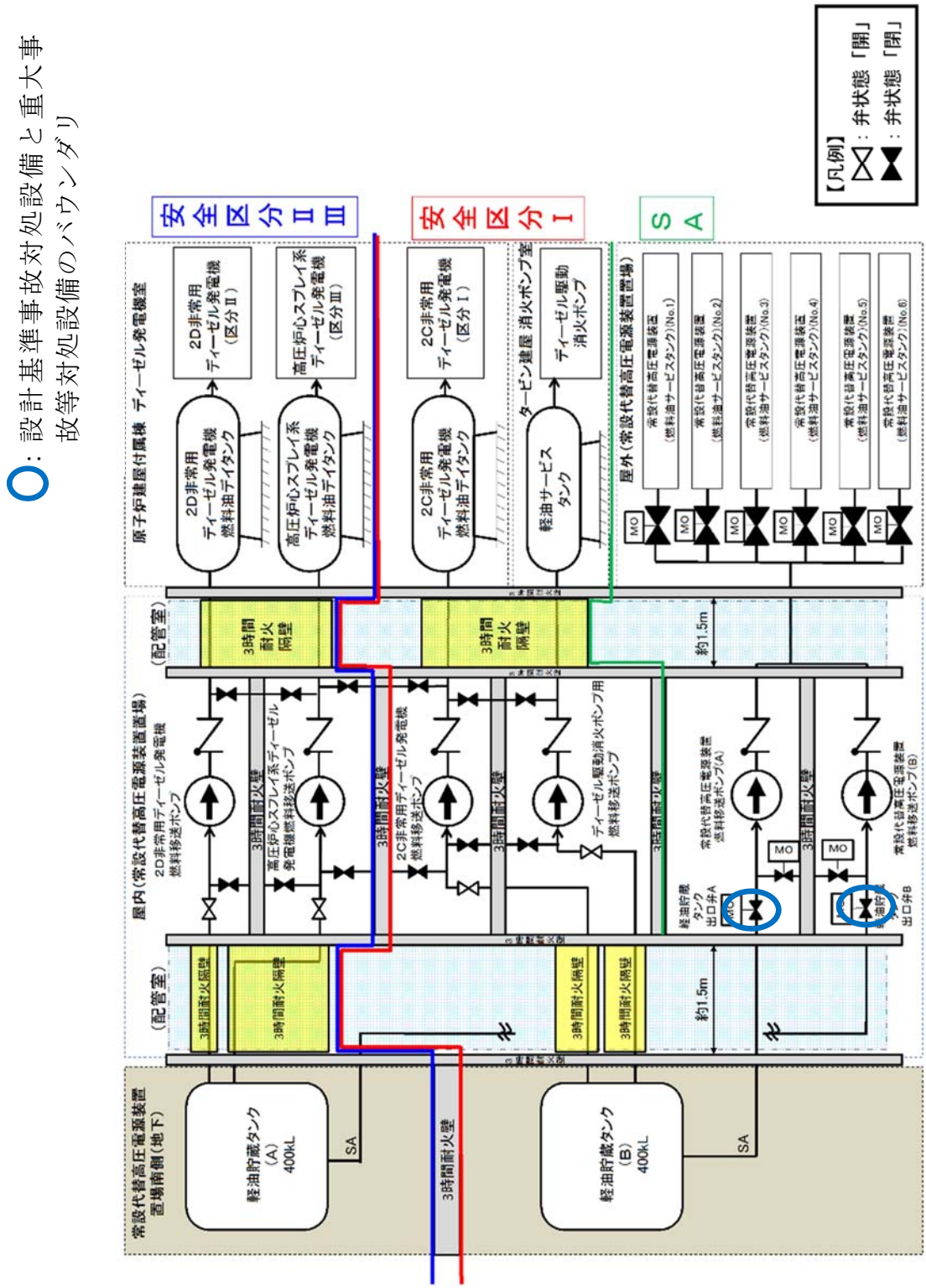
第 57－7－2 図　設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図（直流電源）（直流 125V 系蓄電池Ａ系及びＢ系）



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（直流電源）（直流 125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系）



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（直流電源）（中性子モニタ用蓄電池Ａ系及びＢ系）



第 57－7－5 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（軽油貯蔵タンク）

57－8　可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

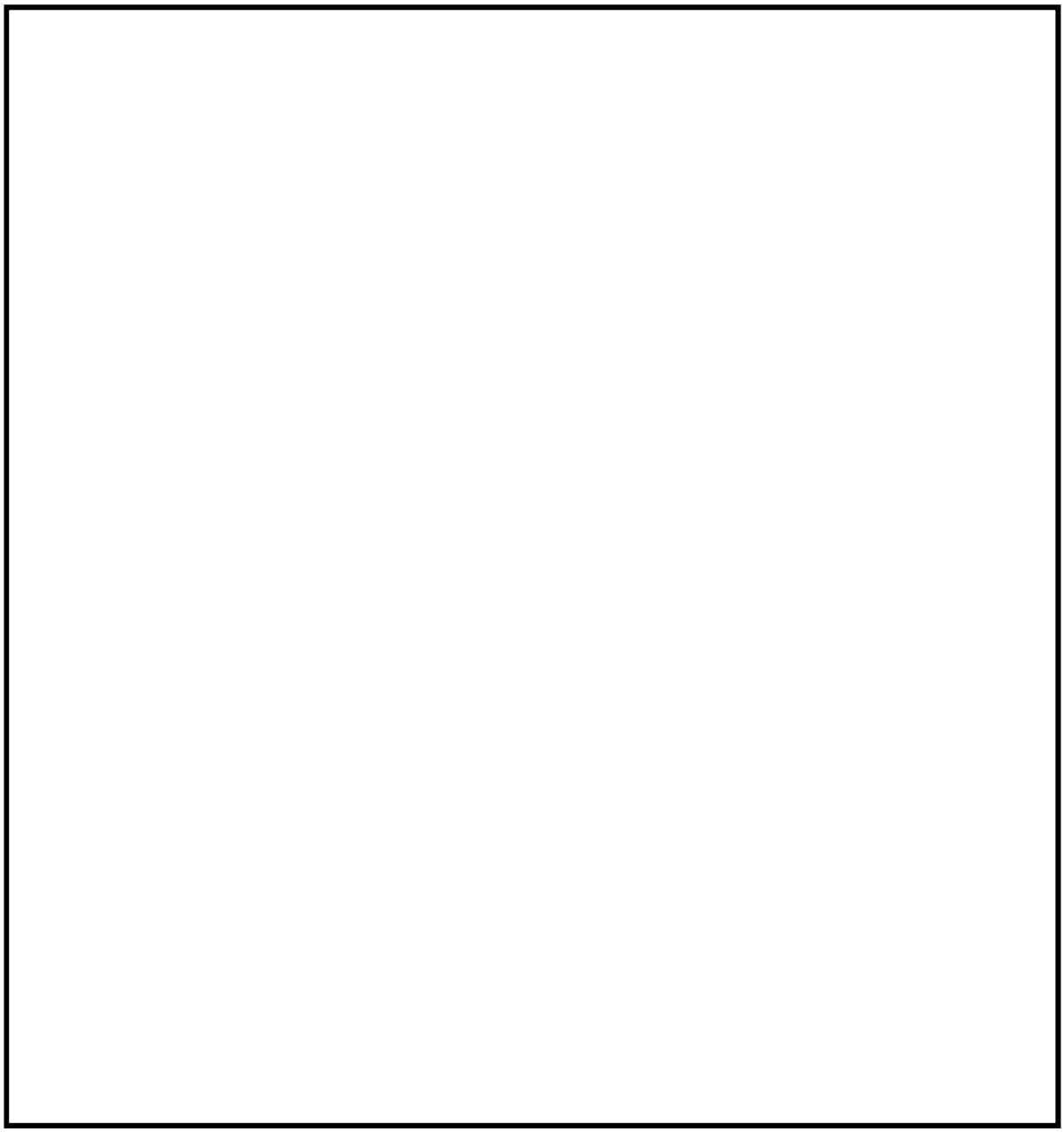
１．可搬型代替低圧電源車接続方法について

可搬型代替低圧電源車は，以下の2箇所の接続口にて接続可能な設計とする。

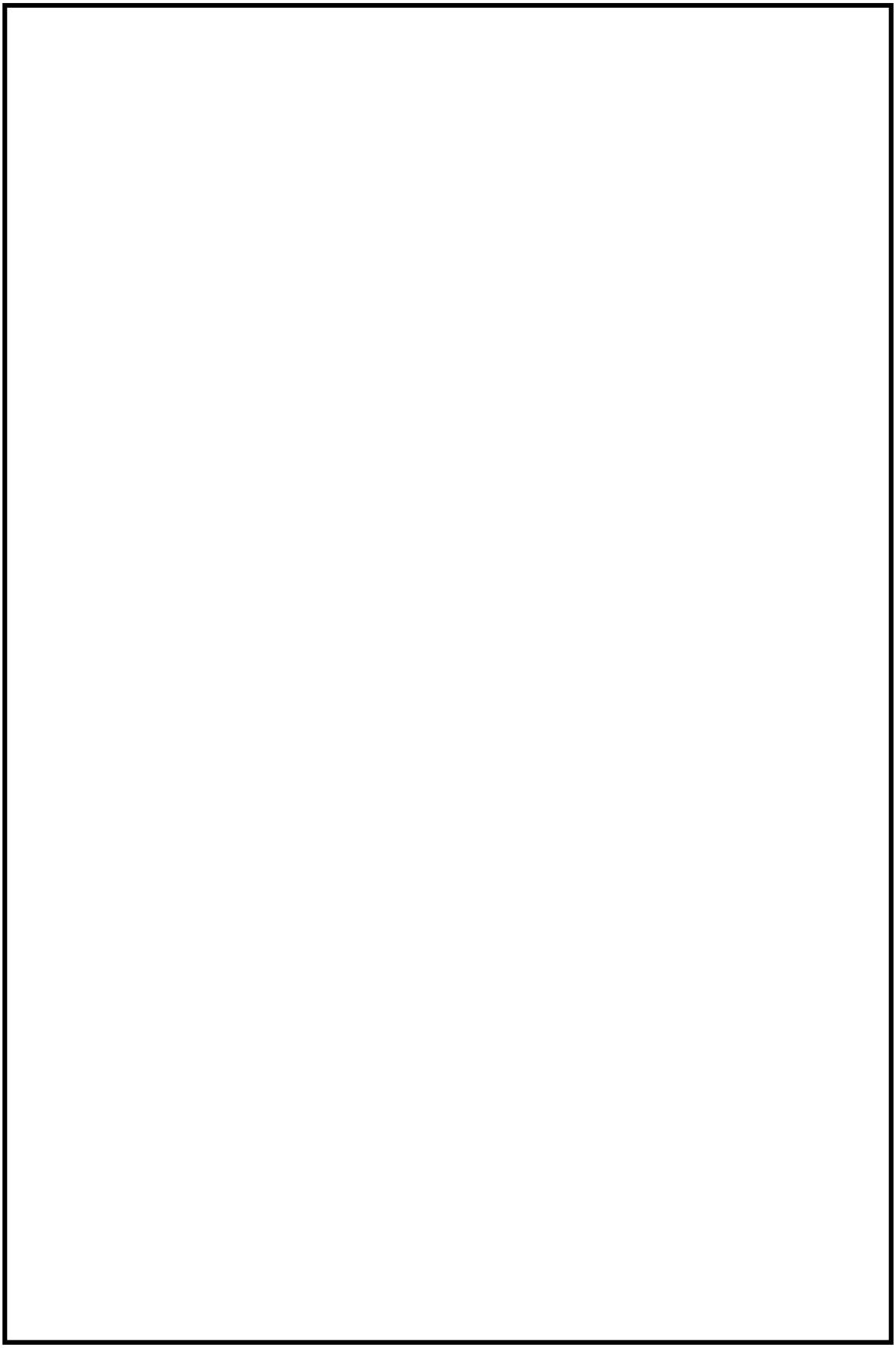
① 原子炉建屋西側接続口

② 原子炉建屋東側接続口

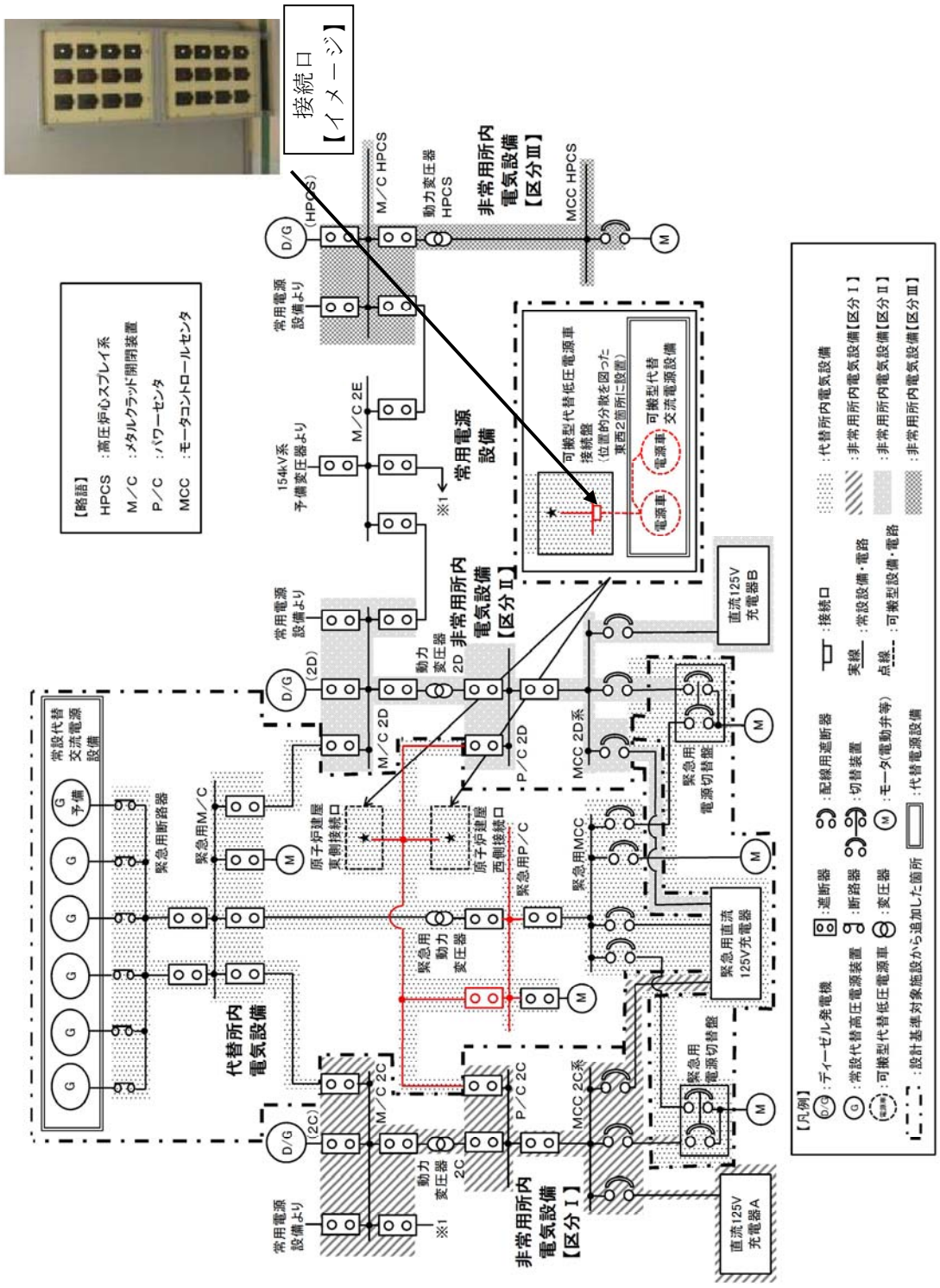
可搬型代替低圧電源車配置図を第57－8－1図に，原子炉建屋西側・東側接続口概要図を第57－8－2図に，接続ルート概略図を第57－8－3図と第57－8－4図に示す。



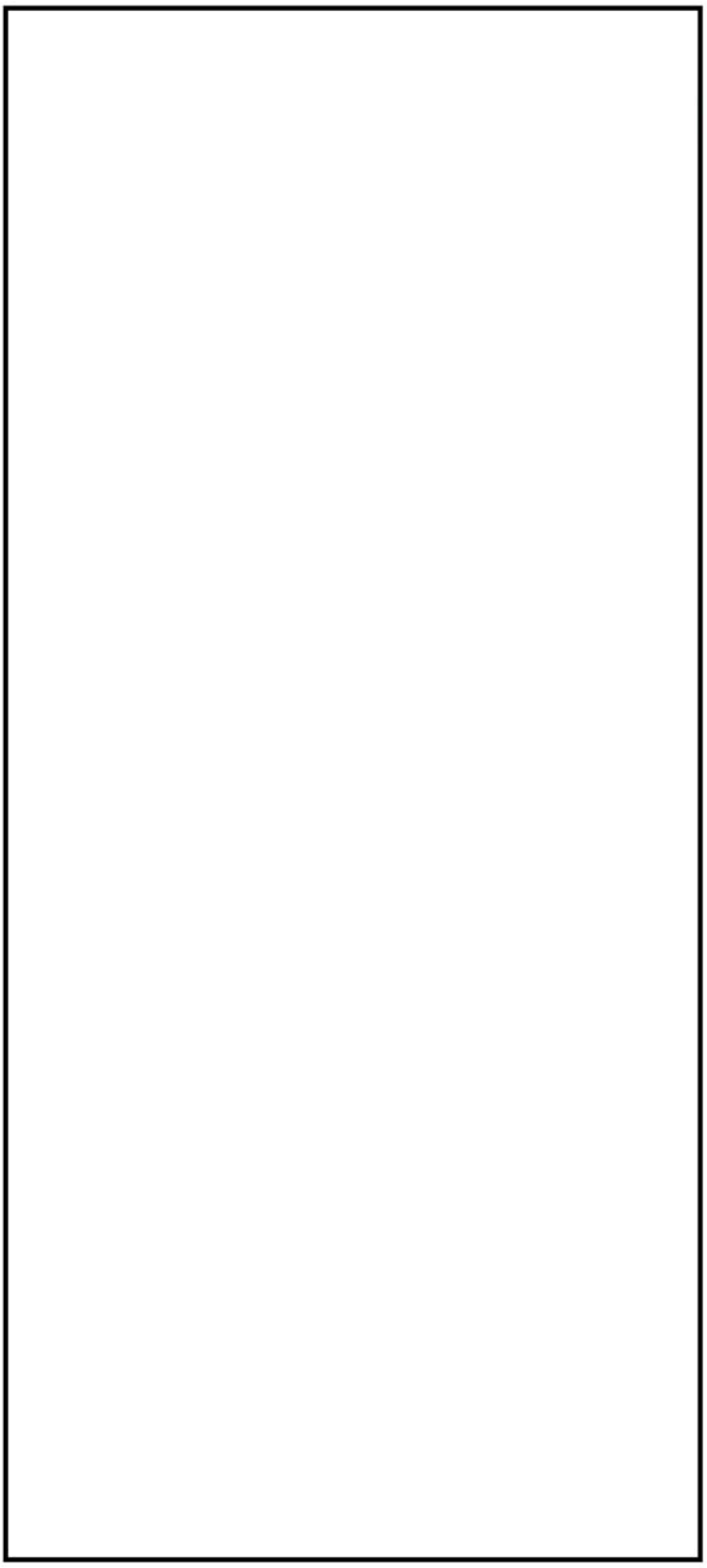
第 57－8－1 図　可搬型代替低圧電源車配置図



第 57－8－2 図　原子炉建屋西側・東側接続口　概要図（重大事故等対処設備へ接続）



第 57－8－3 図　接続ルート概略図（系統）（重大事故等対処設備へ接続）



第 57－8－4 図　接続ルート概略図（機器配置）（重大事故等対処設備へ設続）

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

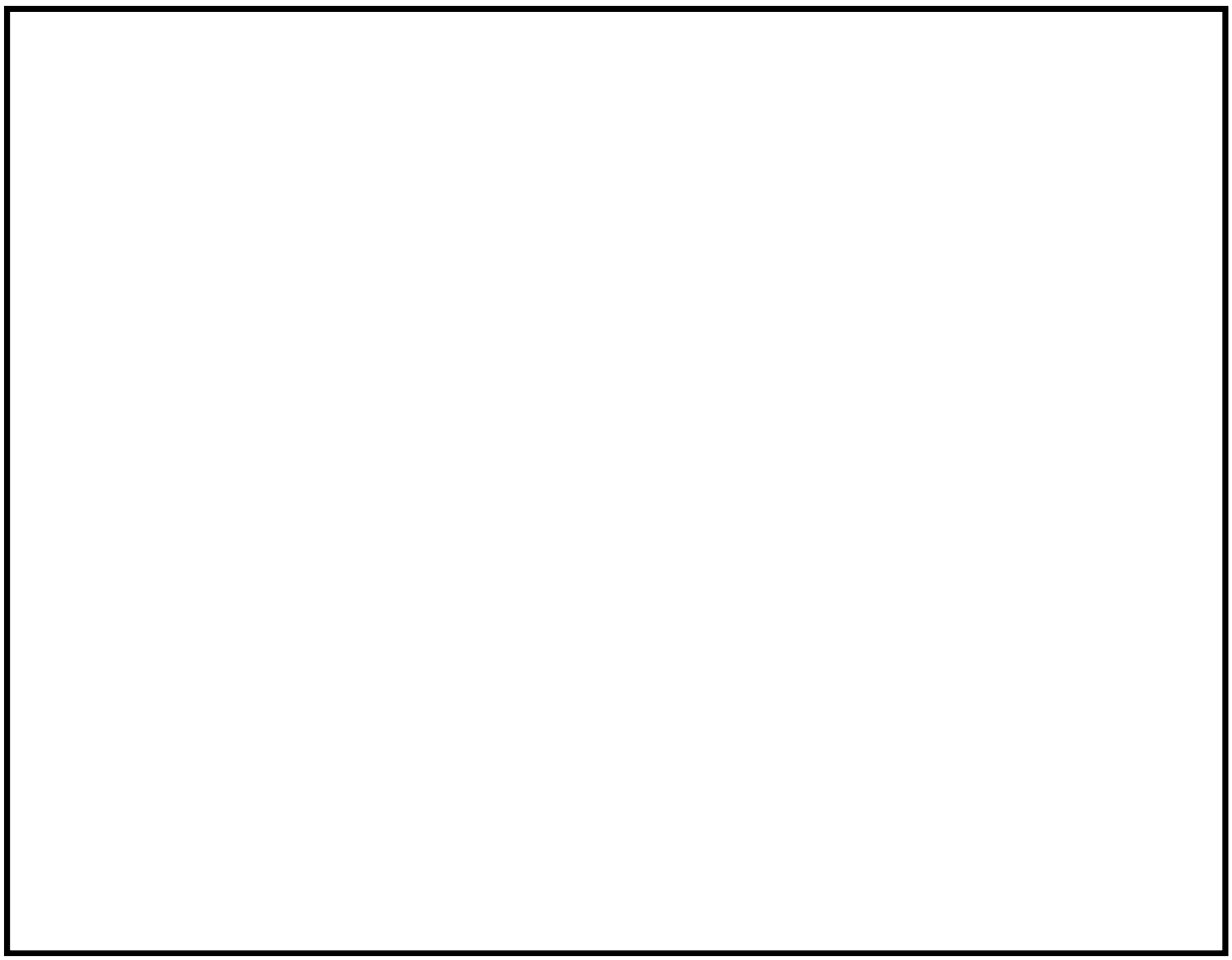
1.2　重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.3　代替所内電気設備による給電

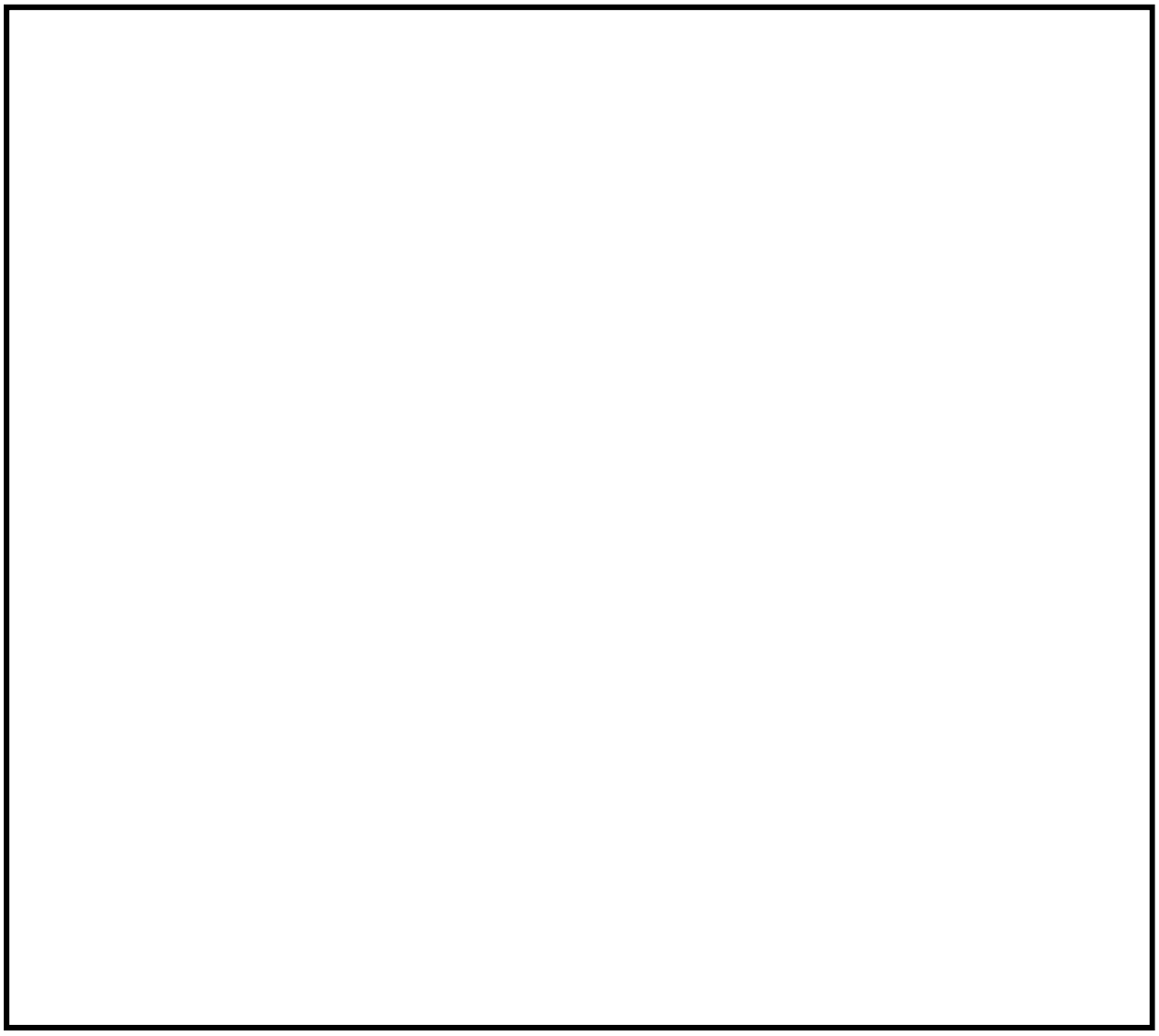
1.　代替電源設備について

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。

設計基準対象施設としてディーゼル発電機及びメタクラ等の所内電気設備を設置している。これらの電気設備は，防潮堤を設置することで基準津波による影響を受けず，かつ隔壁によって区画化された電気室に設置し，多重化を図るとも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57－9－1～2図）



第57－9－1図　２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇの配置



第57－9－2図　125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系・ＨＰＣＳ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系の配置

しかしながら，これら設計基準対象施設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型の代替電源等の設備を設置する。

これら常設又は可搬型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。

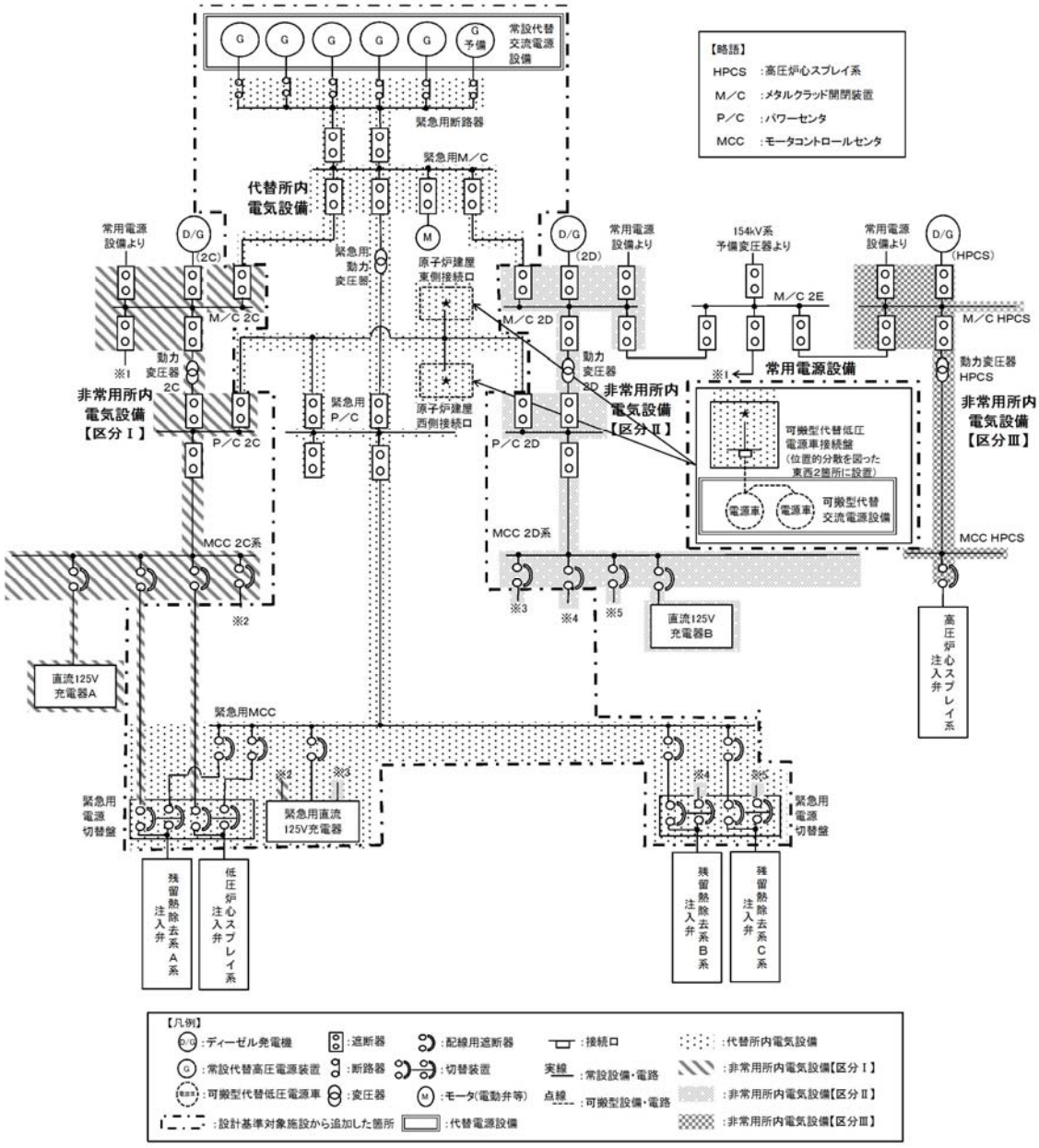
また，設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条以外で，代替電源からの給電が要求される条文を，第57－9－1表に示す。

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。

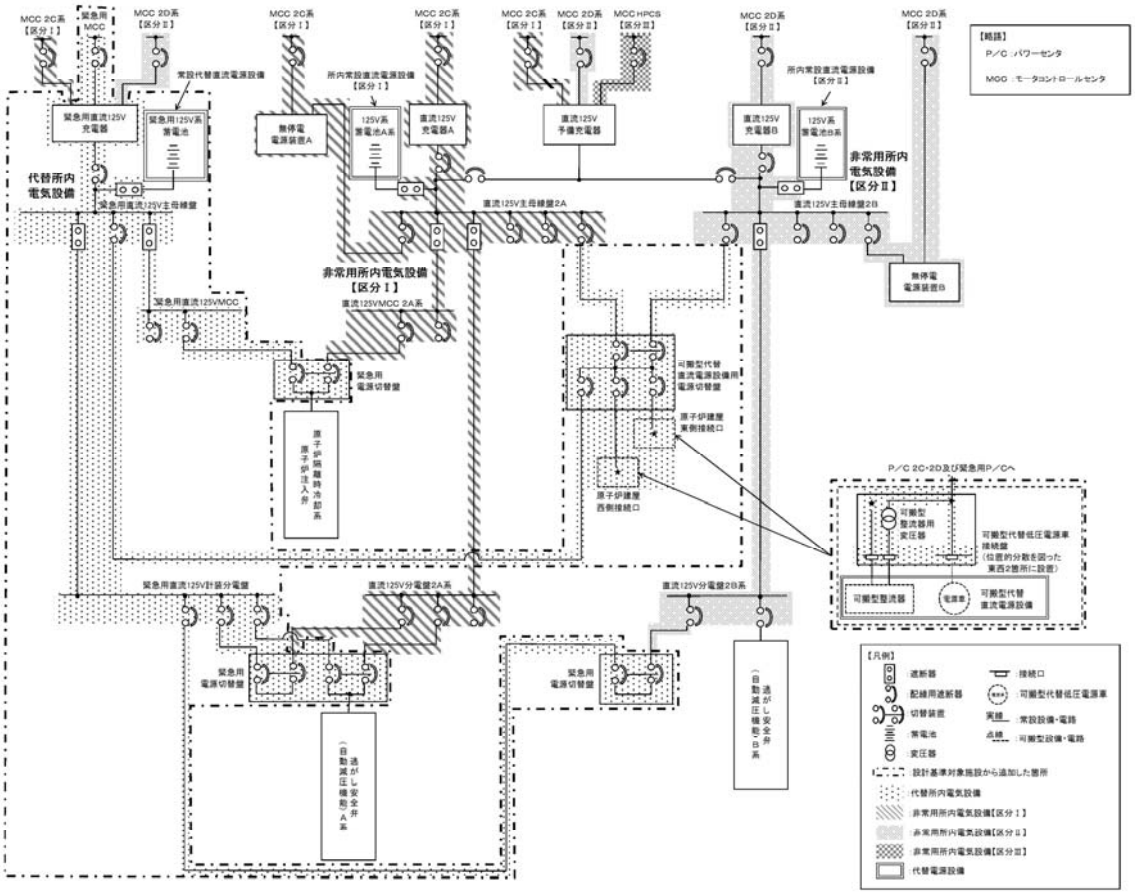
設置許可基準規則46条/技術基準規則第61条	第57－9－(46－1)図
設置許可基準規則51条/技術基準規則第66条	第57－9－(51－1)図
設置許可基準規則52条/技術基準規則第67条	第57－9－(52－1)図
設置許可基準規則53条/技術基準規則第68条	第57－9－(53－1)図
設置許可基準規則54条/技術基準規則第69条	第57－9－(54－1)図
設置許可基準規則59条/技術基準規則第74条	第57－9－(59－1)図
設置許可基準規則60条/技術基準規則第75条	第57－9－(60－1)図
設置許可基準規則62条/技術基準規則第77条	第57－9－(62－1)図

第 57－9－1 表　代替電源からの給電が要求される条文

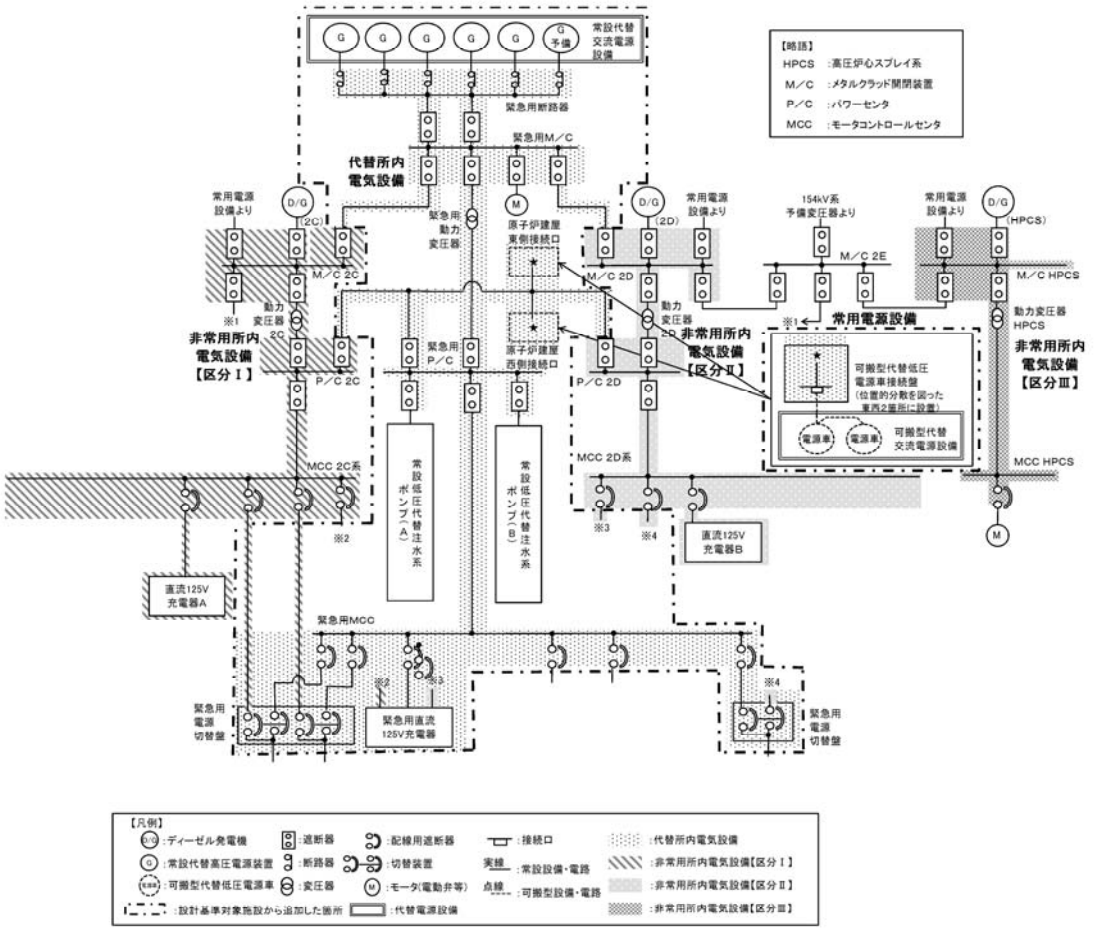
設置許可基準規則／技術基準条文番号			記載内容	備考
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・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（中央制御室）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。



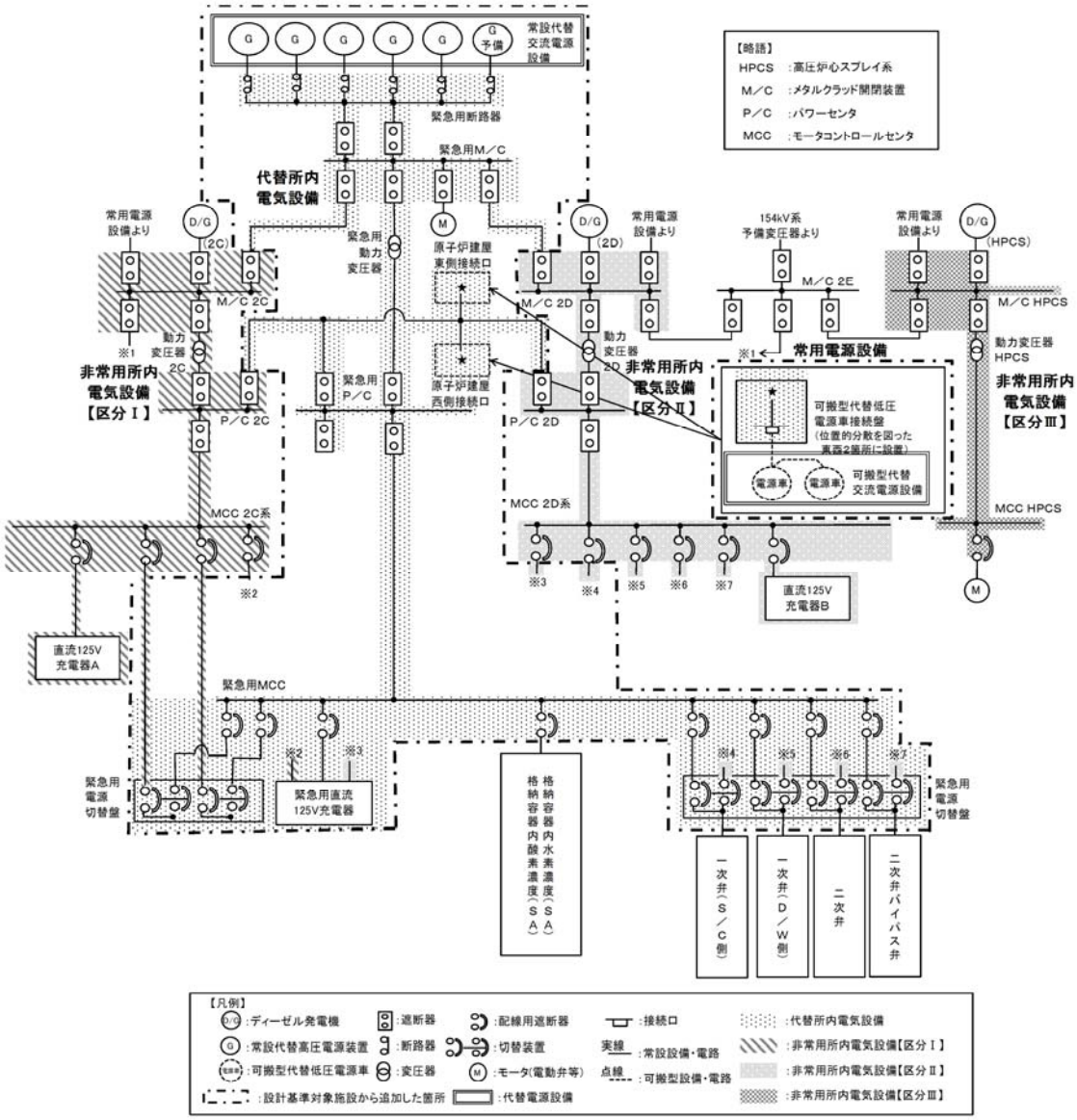
第 57－9－(46－1)図　単線結線図（第 46 条）(1／2)



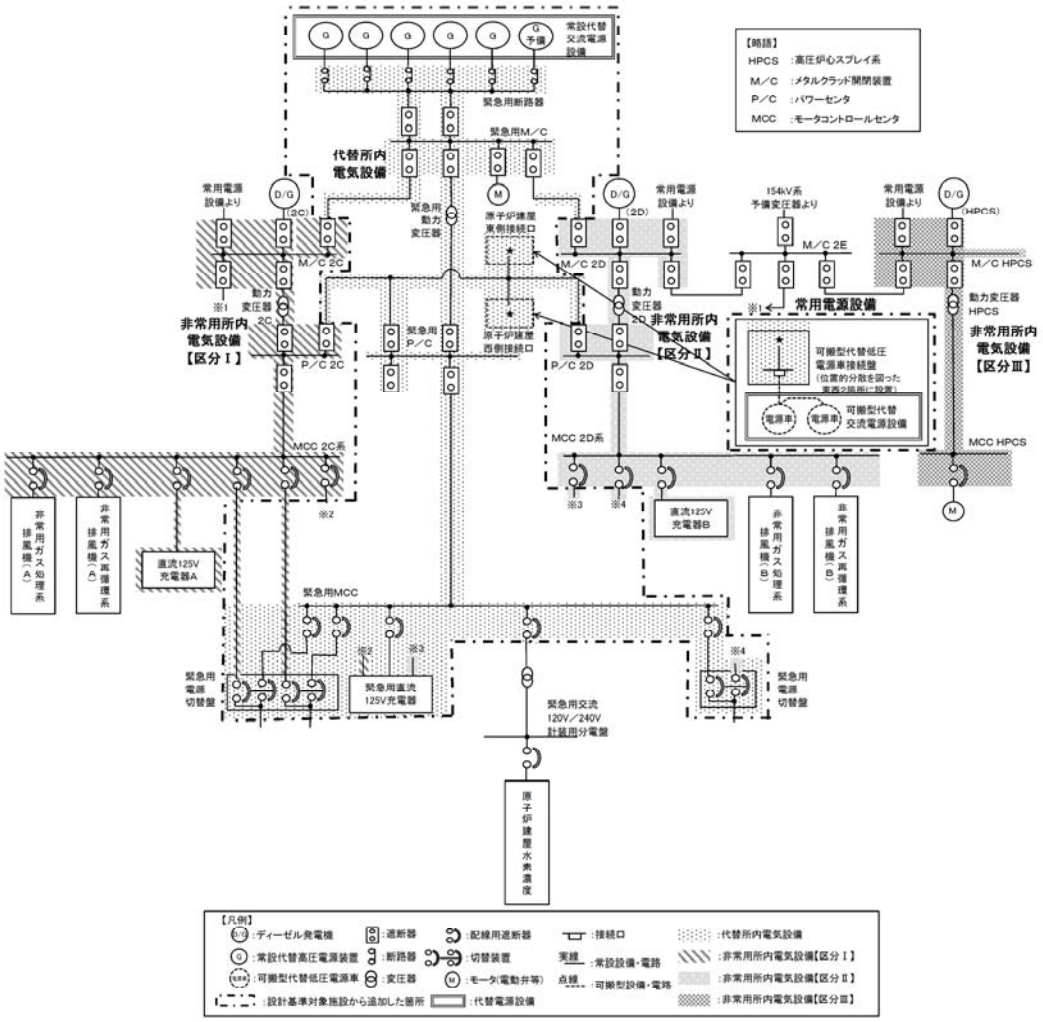
第 57－9－(46－1)図　単線結線図（第 46 条）(2／2)



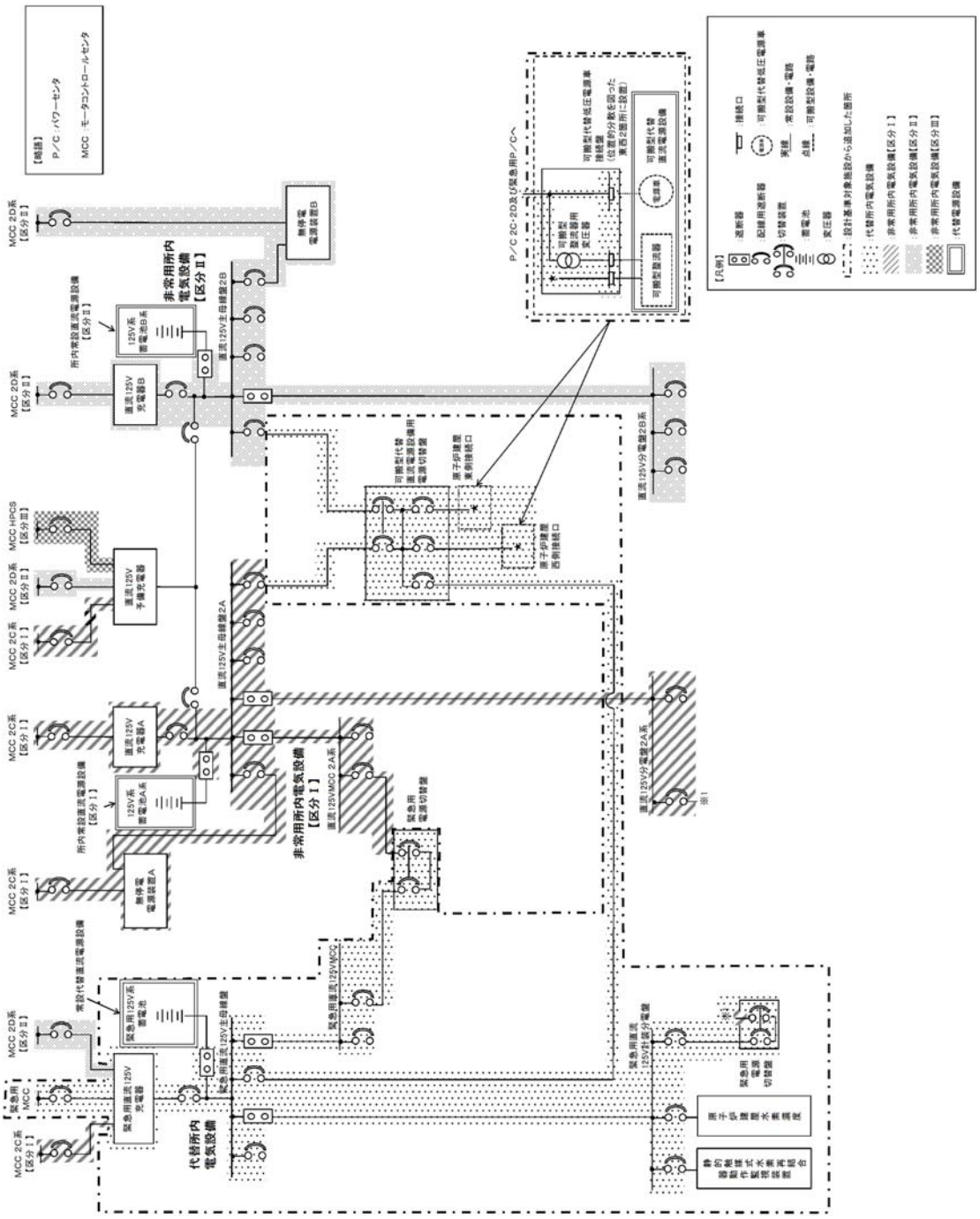
第 57－9－(51－1)図　単線結線図（第 51 条）



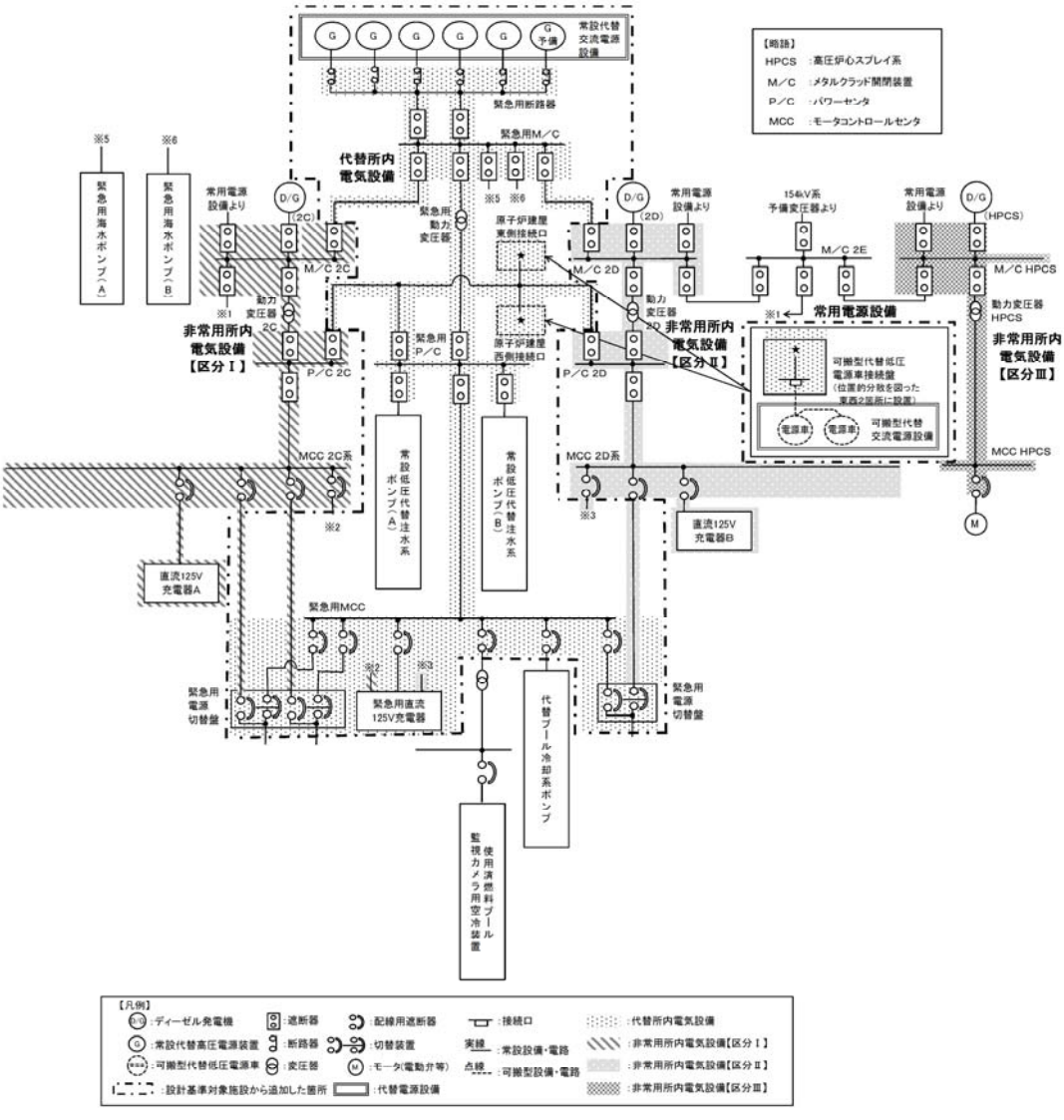
第 57－9－(52－1)図　単線結線図（第 52 条）



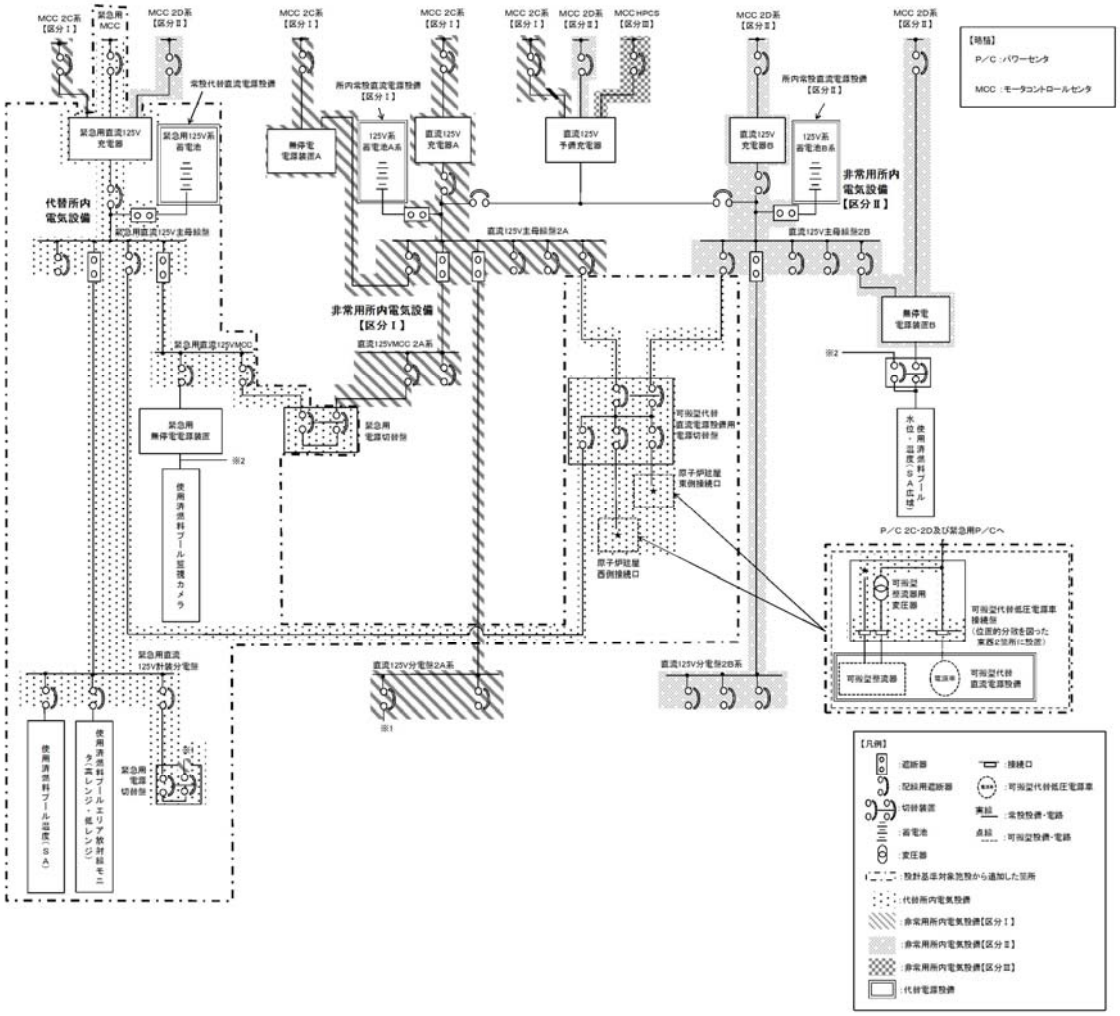
第 57－9－(53－1)図　単線結線図（第 53 条）（1／2）



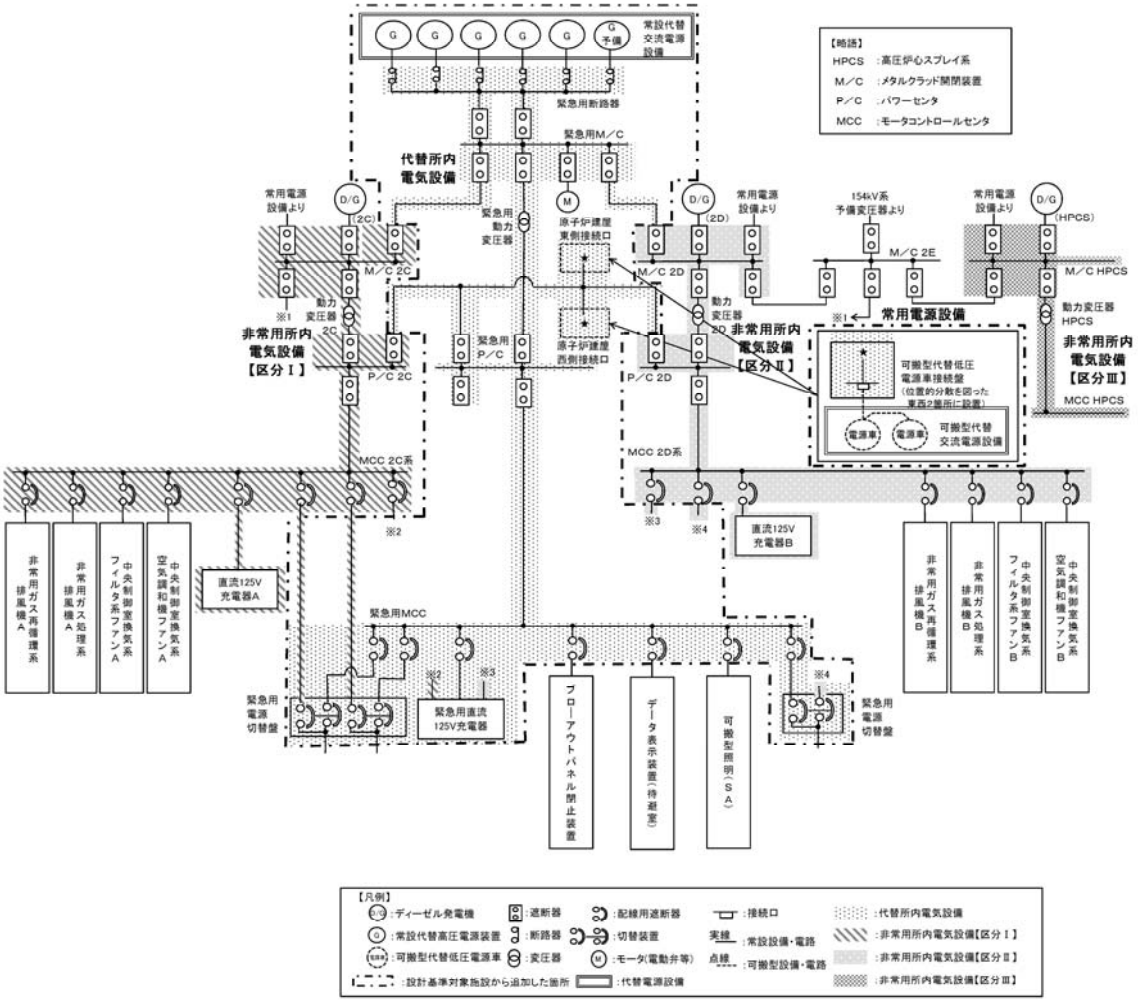
第 57－9－(53－1)図　単線結線図（第 53 条）（2／2）



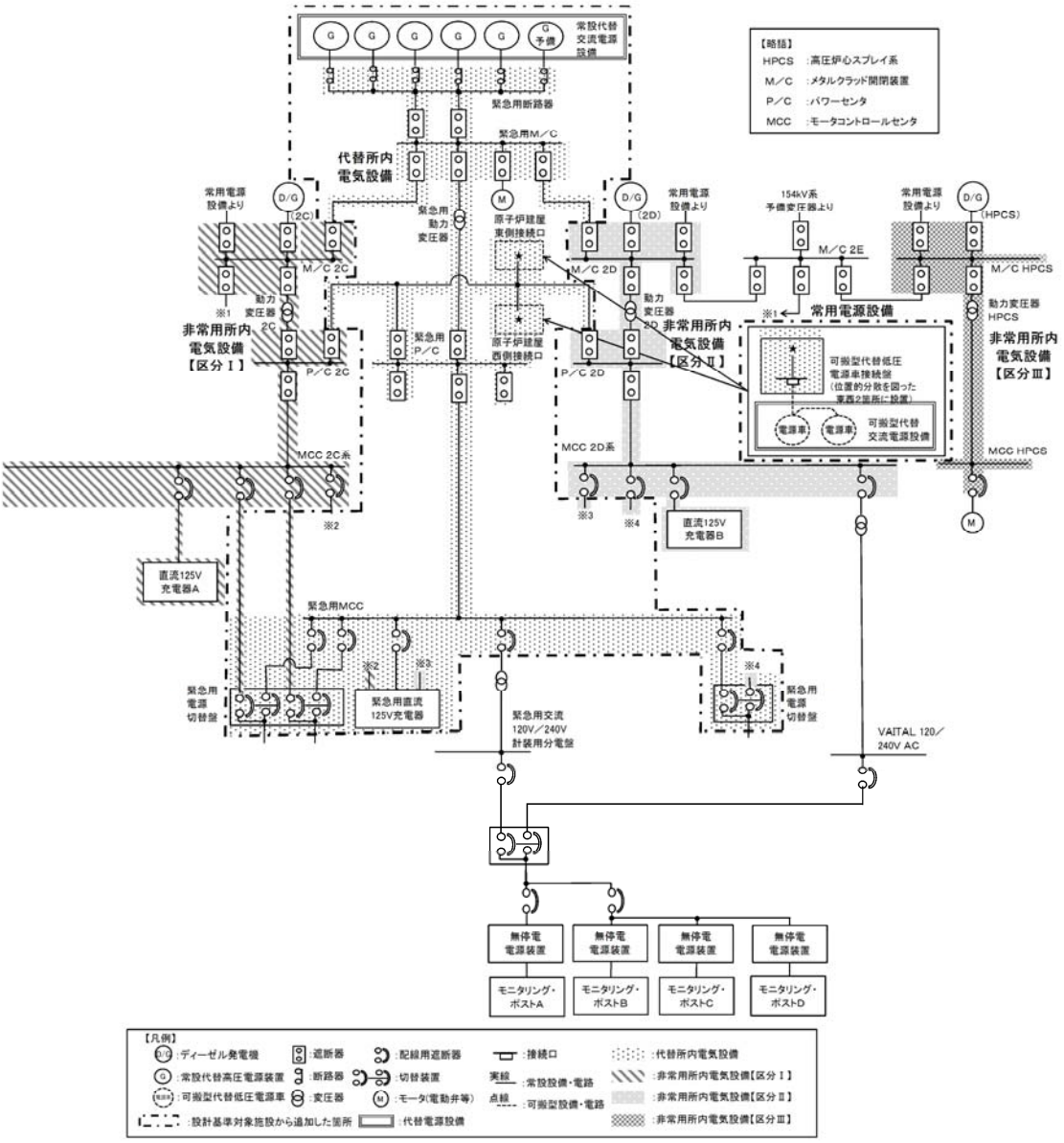
第 57－9－(54－1)図　単線結線図（第 54 条）（1／2）



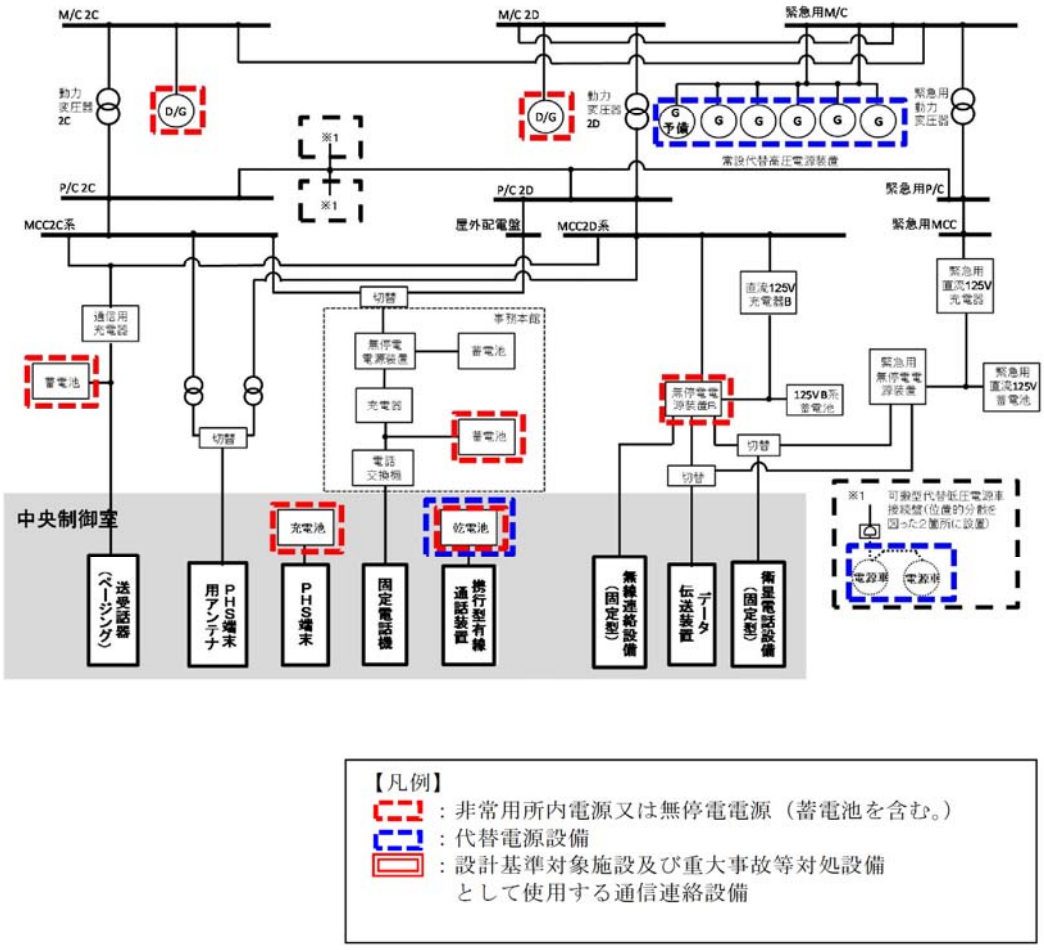
第 57－9－(54－1)図　単線結線図（第 54 条）（2／2）



第 57－9－(59－1)図　単線結線図（第 59 条）



第 57－9－(60－1)図　単線結線図（第 60 条）



【凡例】
：非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
：代替電源設備
：設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備

第 57－9－(62－1)図　単線結線図（第 62 条）

1.1　重大事故等対処設備による代替電源（交流）の給電

1.1.1 常設代替高圧電源装置

常設代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）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，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉格内燃料体の著しい損傷を防止するために設置するものであり，常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置を設置する設計とする。

また，外部電源喪失及び２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇの故障した場合にも使用する。

常設代替高圧電源装置は，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇと異なり，空冷式とすることで２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル発電機海水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系を必要とせずに装置単独で起動できるとともに，常設代替高圧電源装置を使用した代替電源系統は，常設代替高圧電源装置からＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄまでの系統において，独立した電路で系統構成することにより，２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／ＧからＭ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄまでの電源系統に対して，独立した設計とする。

また，常設代替高圧電源装置は，屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置し，原子炉建屋付属棟内の２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇと位置的分散を図る設計とする。

(57－2－2)

常設代替高圧電源装置は，1台当たり1,380kW（連続定格容量※1：1,104kW）の発電装置を最大5台運転することで，6,900kW（連続定格容量：5,520kW）の容量となることから，有効性評価において最大負荷を想

定するシーケンスグループ（全交流動力電源喪失（長期ＴＢ），全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）及び全交流動力電源喪失（ＴＢＰ））において必要とされる電源容量（最大負荷約4,948kW，連続最大負荷約4,510kW）に対し，十分な容量を確保している。

常設代替高圧電源装置の負荷を，第57－9－(1.1.1－1)表に，常設代替高圧電源装置負荷積み上げを，第57－9－(1.1.1－1)図に，各シーケンスに応じた常設代替高圧電源装置の負荷リストを，添付資料57－9－1，57－9－2に示す。

※1　連続定格容量：定格出力運転時の80％の容量をいう。

第57－9－(1.1.1－1)表　常設代替高圧電源装置の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷※2	 約 120 約 97
②	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ａ ・非常用照明※3 ・120／240V計装用主母線盤２Ａ ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷※3，※4	 約 79 約 108 約 134 約 14 約 234
③	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ｂ ・非常用照明※3 ・120／240V計装用主母線盤２Ｂ ・その他不要な負荷※3，※5	 約 60 約 86 約 134 約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ その他必要な負荷※6	約584 約3
⑦	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷※7 停止負荷※8	約55 約8 約95 約-52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷※9	約45 約8 約 183
⑨	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷※10	約8 約 154
⑩	緊急用海水ポンプ（使用済燃料プール冷却用として起動） その他必要な負荷※11 （緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計）	約510 約4 (約982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
合計 連続最大負荷 （最大負荷）		約4,510 (約 4,948)

※2　①に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，ＨＥＲＭＥＴＩＳ制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト

※3　有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

※4　②に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。
通信用分電盤２Ａ　Ｓ／Ｂ　ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），通信用無停電電源盤（事務本館３階），マイクロ無線装置用電源切替盤Ａ系，モニタリングポスト電源盤，チェックポイント建屋電源盤，可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，Ｐ／Ｃ　２Ｃ動力変圧器冷却ファン

Ａ，Ｐ／Ｃ　２Ｃ動力変圧器冷却ファンＢ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置

※5　③に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。
バイタル交流電源装置，サービス建屋動力制御盤，非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータ

※6　⑥に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
残留熱除去系ポンプＡ室空調機

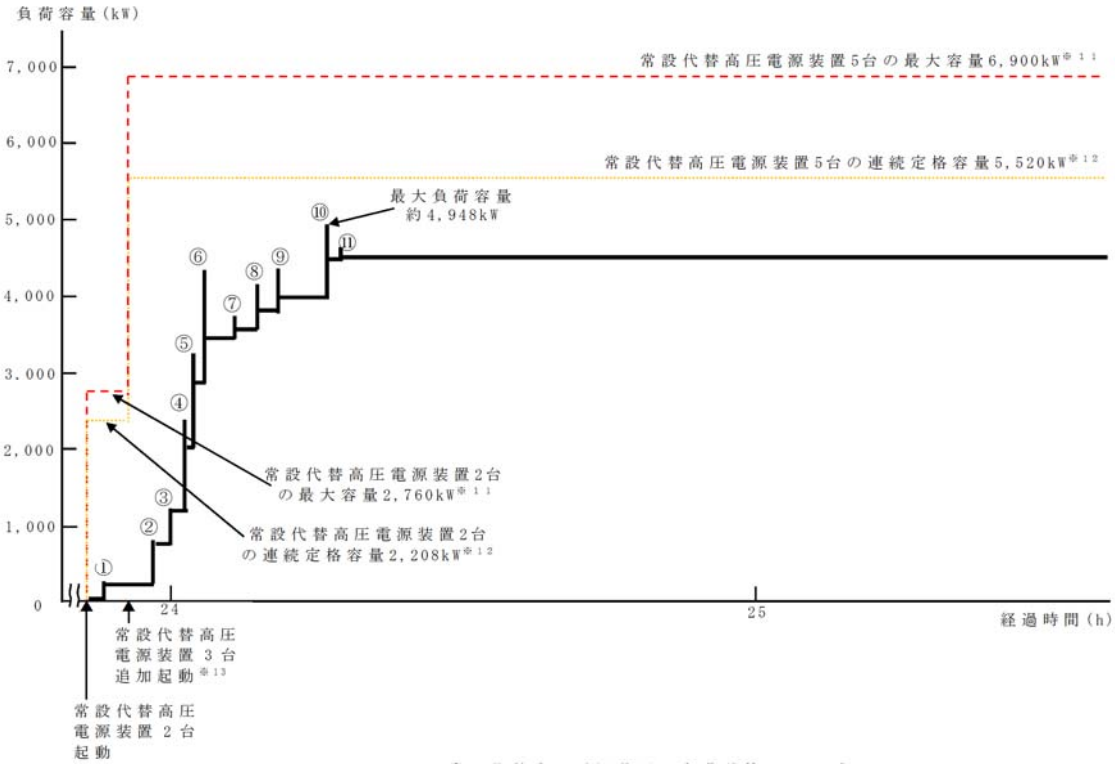
※7　⑦に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインＡヒータ，非常用ガス処理系トレインＡヒータ

※8　②に起動したその他不要な負荷のうち，⑦のタイミングで停止する負荷

※9　⑧に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室チラー圧縮機Ａ・Ｂ，中央制御室換気系電気加熱コイル

※10　⑨に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
蓄電池室空気調和機ファン，スイッチギア室空気調和機ファン，スイッチギア室チラー冷水循環ポンプ，スイッチギア室チラーコンデンサファン，スイッチギア室チラー圧縮機Ａ・Ｂ

※11　⑩に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
緊急用海水ポンプ室空調ファン



※11　常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量

（約1,380kW×運転台数＝最大容量）

※12　常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80％の容量

（約1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量）

※13　非常用母線の負荷への給電に伴い，負荷容量が増加するため，

常設代替高圧電源装置を3台追加起動する。

＊　グラフ中の丸数字は，第57－9－(1.1.1－1)表の起動順序の丸数字を指す。

第57－9－(1.1.1－1)図　常設代替高圧電源装置負荷積み上げ

なお，常設代替高圧電源装置の燃料については，常設代替高圧電源装置置場南側（地下）に設けた軽油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するとともに，燃料給油設備による給油手順を整備する。

常設代替交流電源設備の系統構成については，補足説明資料　57－3系統図に示す。

1.1.2 可搬型代替低圧電源車

重大事故等対処設備として設置している常設代替高圧電源装置との多様化を図り，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，可搬型代替低圧電源車を配備する設計とする。

可搬型代替低圧電源車は，以下の2つのケースにおいて必要な負荷へ給電できる設計としている。

a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要となる負荷

b) 事象発生後24時間の間に必要となる直流電源容量

具体的な負荷は，以下のとおりである。

a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要となる負荷は，以下のとおりⅰ）及びⅱ）の場合がある。

ⅰ）非常用所内電気設備への給電の場合

ⅱ）代替所内電気設備への給電の場合

ⅰ）非常用所内電気設備への給電の場合の負荷は，第57－9－(1.1.2－1)表のとおり，最大負荷約675kW及び連続最大負荷約575kWである。

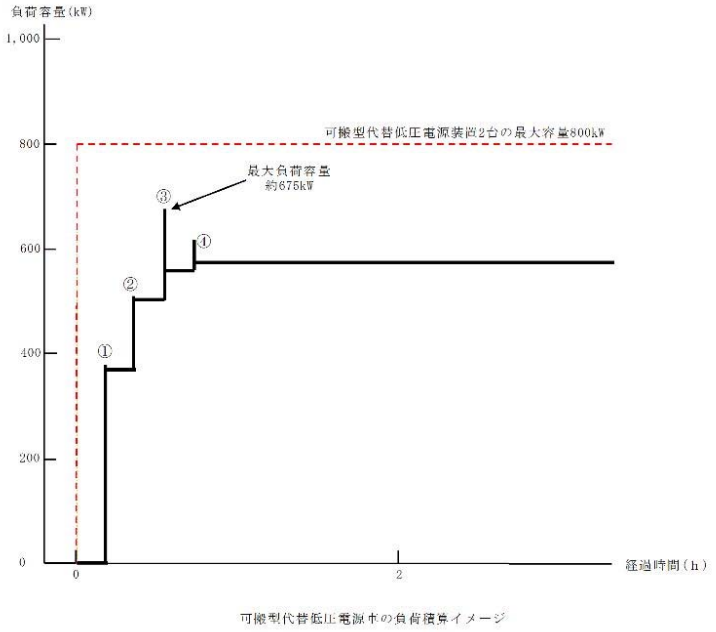
また，非常用所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げを，第57－9－(1.1.2－1) 図に示す。

第57－9－(1.1.2－1)表　非常用所内電気設備への給電の場合の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線２Ｃ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ａ ・非常用照明 ・120V ＡＣ 計装用電源２Ａ ・その他負荷※1	 約 79 約 22 約 134 約 134
②	非常用母線２Ｄ自動起動負荷 ・直流125V充電器Ｂ ・非常用照明 ・その他負荷※2	 約 60 約 22 約 52
③	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン （中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計）	 約 45 約 8 (約 172)
④	蓄電池室排気ファン 蓄電池室空気調和機ファン	約 8 約 11
合計　連続最大負荷 （最大負荷）		約 575 (約 675)

※1　①に記載するその他負荷は以下のとおりとする。
通信用分電盤２Ａ　Ｓ／Ｂ　ＰＨＳリモートユニット（Ｃ系），可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータＡ，ほう酸水注入系パイプヒータ，非常用ガス再循環系トレインＡスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＡスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置

※2　②に記載するその他負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインＢスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインＢスペースヒータ



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

＊グラフ中の丸数字は，第57－9－(1.1.2－1)表の起動順序の丸数字を指す。

第57－9－(1.1.2－1)図　非常用所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ

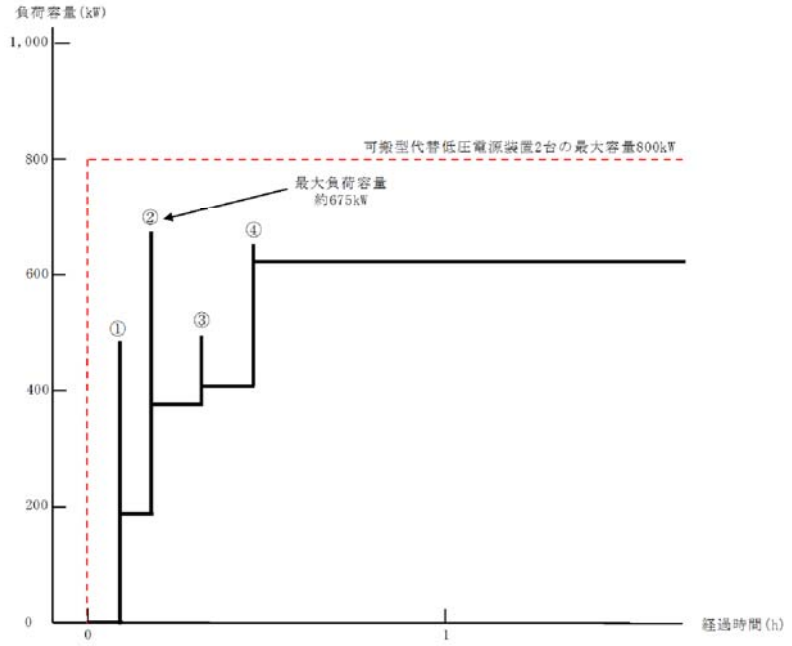
ⅱ）代替所内電気設備への給電の場合の負荷は，第57－9－(1.1.2－2)表のとおり，最大負荷約675kW及び連続最大負荷約625kWである。

また，代替所内電気設備への給電の場合の負荷積上げを，第57－9－(1.1.2－2)図に示す。

第57－9－(1.1.2－2)表　代替所内電気設備への給電の場合の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約190
②	常設低圧代替注水系ポンプ （起動時）	約190 (485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30 (約109)
④	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他負荷※1	約120 約95
合計　連続最大負荷 （最大負荷）		約 625 (約 675)

※1　④に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
ＨＥＲＭＥＴＩＳ制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト



＊グラフ中の丸数字は，第 57－9－(1.1.2－2)表の起動順序の丸数字を指す。

第57－9－(1.1.2－2) 図　代替所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ

b) 事象発生後24時間の間に必要となる直流電源容量は，「a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事

故等を想定した場合に必要となる負荷」の直流125V充電器Ａ，直流125V充電器Ｂ及び緊急用直流125V充電器に包含される。

したがって，必要容量は，最大負荷約675kWを上回る可搬型代替低圧電源車2台分の最大容量約800kWとする。

可搬型代替低圧電源車は，ケースa），b）において，常設代替高圧電源装置等が使用できない場合に，接続に時間を要するものの，保管場所を分散しており，2ヶ所設けた接続口の一方から可搬型代替低圧電源車による給電を行う。

(57－8)

なお，可搬型代替低圧電源車の燃料については，構内に設けた可搬型設備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確保するとともに，燃料給油設備であるタンクローリによる給油手順を整備する。

(57－6)

可搬型代替交流電源設備の系統構成については，補足説明資料　57－3系統図に示す。

1.2　重大事故等対処設備による直流電源の給電

1.2.1 125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系

全交流動力電源喪失時に直流電源を給電する所内常設直流電源設備として，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系の2系統2組の蓄電池をそれぞれ独立した構成で設置している。

所内常設直流電源設備のうち，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系は，非常用所内電気設備への交流入力電源喪失から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要ではない直流負荷を切り離すことにより8時間，その後，中央制御室外において不要な直流負荷を切り離すことにより残り16時間の合計24時間にわたり，直流電力を給電できる設計とする。

非常用所内電気設備への給電が喪失して1時間以内に中央制御室にて，8時間以降に原子炉建屋付属棟1階電気室の直流125V主母線盤２Ａ・２Ｂ及び直流125V分電盤２Ａ－１・２Ｂ－１にて125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系の不要負荷の切り離しを行うことで，合計24時間以上にわたって直流電源を給電することが可能な設計とする。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，補足説明資料　57－5　容量設定根拠に示す。

所内常設直流電源設備の系統構成については，補足説明資料　57－3　系統図に示す。

1.2.2 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器

設計基準対処設備である２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ及びＨＰＣＳ Ｄ／Ｇ並びに非常用直流電源設備との多様化を図り，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，可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は，非常用所内電気設備及び代替所内電気設備への給電が喪失し，所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が枯渇する場合に，直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型整流器の容量は，125V系蓄電池Ａ系・Ｂ系及び緊急用125V系蓄電池の1時間以降のいずれか一番大きな負荷（Ａ系：約238A，Ｂ系：約220A，緊急用：約181A）に対し，十分な容量（400A）を確保しており，また可搬型代替低圧電源車へは継続的に燃料給油を行うことで，24時間以上にわたって直流電源を給電できる設計とする。

なお，可搬型代替低圧電源車の燃料については，構内に設けた可搬型設備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確保するとともに,燃料給油設備であるタンクローリによる給油手順を整備する。

可搬型整流器の容量評価については，補足説明資料　57－5　容量設定根拠に示す。

可搬型代替直流電源設備の系統構成については，補足説明資料　57－3　系統図に示す。

1.3　代替所内電気設備による給電

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条の低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）」，「第48条の緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系」及び「第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替カウの容器スプレイ冷却系（可搬型）」への給電については，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合にも，必要な重大事故防止設備へ給電するため，非常用所内電気設備と多様性及び独立性を有し，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。

また，設置許可基準規則第51条の格納容器下部注水系における格納容器下部注水系ペデスタル注水弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁については，多様性及び独立を有し，位置的分散を図った代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から給電可能な設計とする。

【機能喪失を想定する非常用所内電気設備】

原子炉建屋付属棟1階～地下2階に設置する電気室の非常用所内電気設備

・Ｍ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ

・Ｐ／Ｃ　２Ｃ・２Ｄ

・ＭＣＣ　２Ｃ系・２Ｄ系・ＨＰＣＳ

この場合，非常用所内電気設備のＭ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ・ＨＰＣＳ，Ｐ／Ｃ ２Ｃ・２Ｄ及びＭＣＣ ２Ｃ系・２Ｄ系・ＨＰＣＳ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。

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備）による代替所内電気設備への給電に使用する主要設備は以下のとおりである。（第57－9－(1.3－1)図）

・常設代替高圧電源装置

・可搬型代替低圧電源車

・緊急用Ｍ／Ｃ

・緊急用Ｐ／Ｃ

・緊急用ＭＣＣ

(1) 多様性

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び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交流電源設備及び非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように，多様性を図った設計とする。常設代替交流電源設備の多様性を，第57－9－(1.3－1)表に，可搬型交流電源設備の多様性を，第57－9－(1.3－2)表に，代替所内電気設備の多様性を，第57－9－(1.3－3)表に示す。

第57－9－(1.3－1)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
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
主要設備	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ	常設代替高圧電源装置
冷却方式	水冷式 （２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル電機海水系，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系）	空冷式

第57－9－(1.3－2)表　可搬型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
	非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
主要設備	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ	可搬型代替低圧電源車
冷却方式	水冷式 （２Ｃ・２Ｄ非常用ディーゼル電機海水系，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系）	空冷式

第57－9－(1.3－3)表　代替所内電気設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
主要設備 ＜電源元＞	・Ｍ／Ｃ　２Ｃ ・Ｐ／Ｃ　２Ｃ ・ＭＣＣ　２Ｃ系 ＜２Ｃ　Ｄ／Ｇ＞ ・Ｍ／Ｃ　２Ｄ ・Ｐ／Ｃ　２Ｄ ・ＭＣＣ　２Ｄ系 ＜２Ｄ　Ｄ／Ｇ＞ ・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ ・ＭＣＣ　ＨＰＣＳ ＜ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ＞	・緊急用Ｍ／Ｃ ・緊急用Ｐ／Ｃ ・緊急用ＭＣＣ ＜常設代替高圧電源装置＞

(2)　独立性

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び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交流電源設備及び非常用所内電気設備と共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設

備の独立性を，第57－9－(1.3－4)表に示す。

第57－9－(1.3－4)表　常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び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
		非常用交流電源設備 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 代替所内電源設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備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常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備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	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備に加え，水密化された常設代替高圧電源装置置場及び高台の可搬型保管場所に設置することで，津波が共通要因となって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交流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共－7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，溢水が共通要因となり故障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）。	

(3)　位置的分散

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と位置的分散を図っている。常設代替交流電源設備の位置的分散を，第57－9－(1.3－5)表に，可搬型代替交流電源設備の位置的分散を，第57－9－(1.3－6)表に，代替所内電気設備の位置的分散を，第57－9－(1.3－7)表に示す。具体的な電源設備の単線結線図を，第57－9－(1.3－1)図に示す。

第57－9－(1.3－5)表　常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
主要設備 ＜設置場所＞	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ ＜原子炉建屋付属棟地下１階＞	常設代替高圧電源装置 ＜屋外（常設代替高圧電源装置置場）＞

第57－9－(1.3－6)表　可搬型代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
主要設備 ＜設置場所 又は 保管場所＞	２Ｃ・２Ｄ　Ｄ／Ｇ ＨＰＣＳ　Ｄ／Ｇ ＜原子炉建屋付属棟地下１階＞	可搬型代替低圧電源車 ＜可搬型重大事故等対処設備保管場所 （西側）及び可搬型重大事故等対処設備 保管場所（南側）＞

第57－9－(1.3－7)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
主要設備 ＜設置場所＞	・Ｍ／Ｃ　２Ｃ ・Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ ＜原子炉建屋付属棟地下２階＞ ・Ｍ／Ｃ　２Ｄ ＜原子炉建屋付属棟地下１階＞ ・Ｐ／Ｃ　２Ｃ ＜原子炉建屋付属棟地下２階＞ ・Ｐ／Ｃ　２Ｄ ＜原子炉建屋付属棟地下１階＞ ・ＭＣＣ　２Ｄ系 ・ＭＣＣ　２Ｃ系 ・ＭＣＣ　ＨＰＣＳ ＜原子炉建屋内＞	・緊急用Ｍ／Ｃ ＜屋内（常設代替高圧電源装置置場）＞ ・緊急用Ｐ／Ｃ ＜屋内（常設代替高圧電源装置置場）＞ ・緊急用ＭＣＣ ＜屋内（常設代替高圧電源装置置場） 及び原子炉建屋廃棄物処理棟１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，以下のとおり，原子炉建屋付属棟地下1階～地下2階に設置している非常用所内電気設備へアクセスする設計とし，接近性を確保する設計とする。

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある地震時に想定される事象について，以下のとおり評価した。

ａ．地震時の影響・・・プラントウォークダウンによる確認を実施し，アクセスルート近傍に転倒する可能性のある常置品がある場合，固縛や転倒防止処置によりアクセス性に与える影響がないことを確認した。また，万一，周辺にある常置品が転倒した場合であっても，通行可能な幅があるか，道路幅がない場合は移設・撤去を行うため，アクセス性に与える影響がないことを確認した。

ｂ．地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されているが，基準地震動に対して耐震性が確保されていることから，危機が転倒し，火災となることはない。

ｃ．地震随伴溢水の影響・・・アクセスルートにおける最大溢水水位は，堰高さ（15㎝）以下であることから，胴長靴等を装備することで，地震により溢水が発生してもアクセスルートの通行は可能である。

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，万一，原子炉建屋付属棟1階～地下2階への接近性が失われることを考慮して，同地下1階を経由せず，地上1階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建屋廃棄物処理棟の1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。

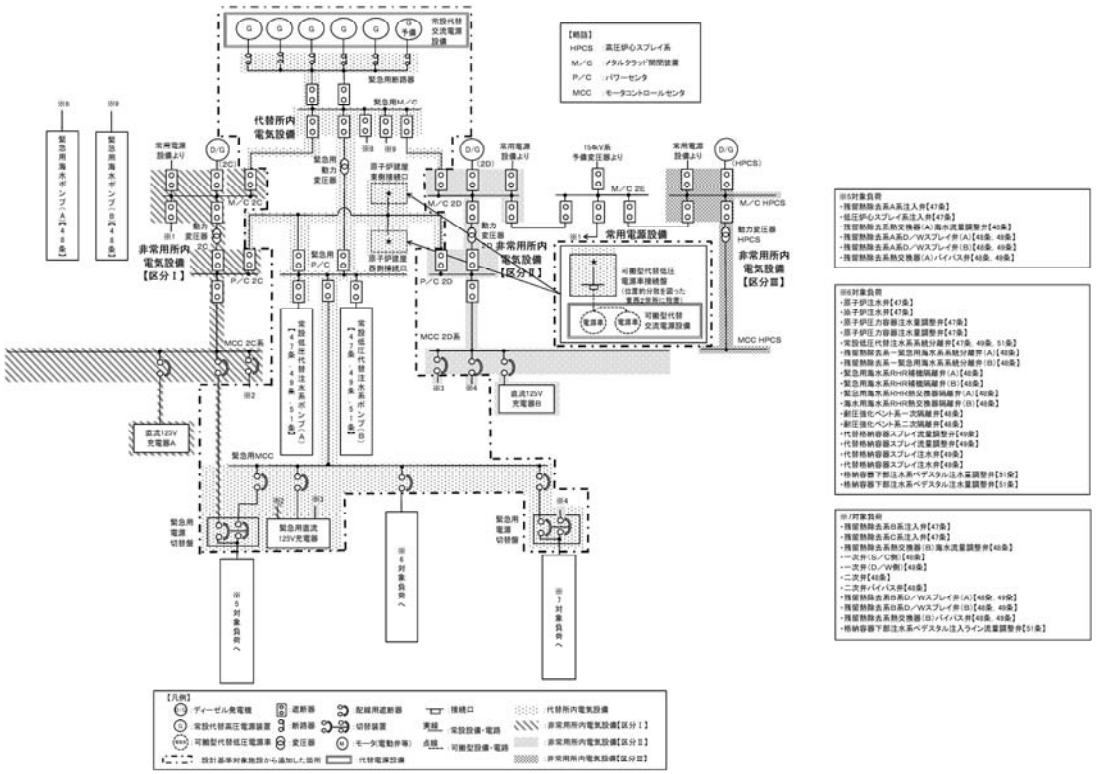
(5)　電動弁への給電

「第47条　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）」，「第48条　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系」及び「第49条　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）」の電動弁は，代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

「第48条　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系」の電動弁は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し受電する設計とする。一方，代替所内電気設備が使用不能となる場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置の電動弁は，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)　計装装置への給電

計装装置への給電は，緊急用125VMCC（緊急用直流125V充電器含む）から給電が可能な設計とする。



第57－9－(1.3－1)図　代替所内電気設備の単線結線図

1.3.1 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）[47条]

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は重大事故等時に炉心に低圧注水するための設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は，「低圧炉心スプレイ系」，「残留熱除去系（低圧注水系）」及び「残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）」である。

低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の概要図を，第57－9－(1.3.1－1)～第57－9－(1.3.1－5)図に示す。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備を，第57－9－(1.3.1－1)表に示す。

第57－9－(1.3.1－1)表　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備について（1／3）

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
ポンプ	＜低圧代替注水系（常設）＞ ・常設低圧代替注水系ポンプ（A） ・常設低圧代替注水系ポンプ（B） ＜低圧代替注水系（可搬型）＞ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	＜低圧炉心スプレイ系＞ ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ＜残留熱除去系（低圧注水系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（D） ＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（D）
電動弁 （状態表示を含む）	＜低圧代替注水系（常設）＞ ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系Ｃ系注入弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 ＜低圧代替注水系（可搬型）＞ ・原子炉注水弁 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系Ｃ系注入弁	＜低圧炉心スプレイ系＞ ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁 〈残留熱除去系（低圧注水系）〉 ・残留熱除去系Ａ系注入弁 ・残留熱除去系Ｂ系注入弁 ・残留熱除去系Ｃ系注入弁 ＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（A）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）入口弁 ・残留熱除去系外側隔離弁 ・残留熱除去系内側隔離弁

第57－9－(1.3.1－1)表　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備について（2／3）

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
電動弁 (状態表示を含む)	＜低圧代替注水系（常設）＞ ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系Ｃ系注入弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 ＜低圧代替注水系（可搬型）＞ ・原子炉注水弁 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系Ｃ系注入弁	＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（Ａ）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（Ａ）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口弁 ・残留熱除去系外側隔離弁 ・残留熱除去系内側隔離弁 ・残留熱除去系ポンプ（Ａ）停止時冷却ライン入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（Ａ）停止時冷却注入弁 ・残留熱除去系ポンプ（Ｂ）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（Ｂ）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（Ｂ）停止時冷却ライン入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（Ｂ）停止時冷却注入弁
計装設備	＜低圧代替注水系（常設）＞ ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐圧力出圧力	〈低圧炉心スプレイ系〉 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

第57－9－(1.3.1－1)表　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備について（3／3）

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）	・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系（低圧注水系） ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
計装設備	＜低圧代替注水系（可搬型）＞ ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン） ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯槽水設備水位	〈低圧炉心スプレイ系〉 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 〈残留熱除去系（低圧注水系）〉 ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（ＳＡ広帯域） ・原子炉水位（ＳＡ燃料域） ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（ＳＡ） ・残留熱除去系系統流量 ・サプレッション・プール水位 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力

常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは原子炉建屋原子炉棟地下2階に設置し，位置的分散を図る設計とする。(第57－9－(1.3.1－6)～(1.3.1－7)図)

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は，第57－9－(1.3.1－8)図及び第57－9－（1.3.1－9）図のとおり屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，第57－9－(1.3.1－8)図及び第57－9－（1.3.1－9）図のとおり原子炉建屋付属棟地下1階に設置する２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ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，常設代替高圧電源装置と２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ，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る設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の使用時の機器への電路と低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の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。

具体的な電路として，単線結線図及び電路ルート図の一覧を，第57－9－(1.3.1－2)表に示す。

第57－9(1.3.1－2)表　単線結線図及び電路ルート図の一覧　低圧代替注水系（47条）

	図番号	頁
計装設備用 （第57－9－(1.3.1－3)表）	第57－9－(47－1～5)図	57－9－105～109
動力用 （第57－9－(1.3.1－8～1－9)図） （第57－9－(1.3.1－4)表）	第57－9－(47－6～14)図	57－9－110～118

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－(1.3.1－8)～(1.3.1－9)図）

第57－9－(1.3.1－3)表　計装設備用電路　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）（47条）（1／2）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉圧力（PT-B22-N051A）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D1	残留熱除去系（A）系統流量	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	原子炉圧力（PT-B22-N051B）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D2	残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力	中央制御室（H13-P925）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	原子炉圧力（SA）（PT-B22-N071B）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D3	残留熱除去系（B）系統流量	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	原子炉圧力（SA）（PT-B22-N071D）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D4	残留熱除去系ポンプ（B）吐出圧力	中央制御室（H13-P926）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	原子炉水位（広帯域）（LT-B22-N091A）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D5	残留熱除去系（C）系統流量	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S6	原子炉水位（広帯域）（LT-B22-N091B）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D6	残留熱除去系ポンプ（C）吐出圧力	中央制御室（H13-P926）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	原子炉水位（SA広帯域）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D7	低圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S8	原子炉水位（燃料域）（LT-B22-N044A）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟2階	D8	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室（H13-P925）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	原子炉水位（燃料域）（LT-B22-N044B）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟2階	－	－	－	－
S10	原子炉水位（SA燃料域）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟2階	－	－	－	－

※1：供給元：常設／可搬
※2：狭帯域流量
※3：供給元：可搬

第57－9－(1.3.1－3)表　計装設備用電路　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）（47条）（2／2）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S11	低圧代替注水系原子炉注水流量（FT-210）※1	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	－	－	－	－
S12	低圧代替注水系原子炉注水流量（FT-220）※2	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	－	－	－	－
S13	低圧代替注水系原子炉注水流量（FT-402）※3	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	－	－	－	－
S14	代替淡水貯槽水位	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－
S15	常設低圧代替注水系ポンプ（A）吐出圧力	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－
S16	常設低圧代替注水系ポンプ（B）吐出圧力	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－

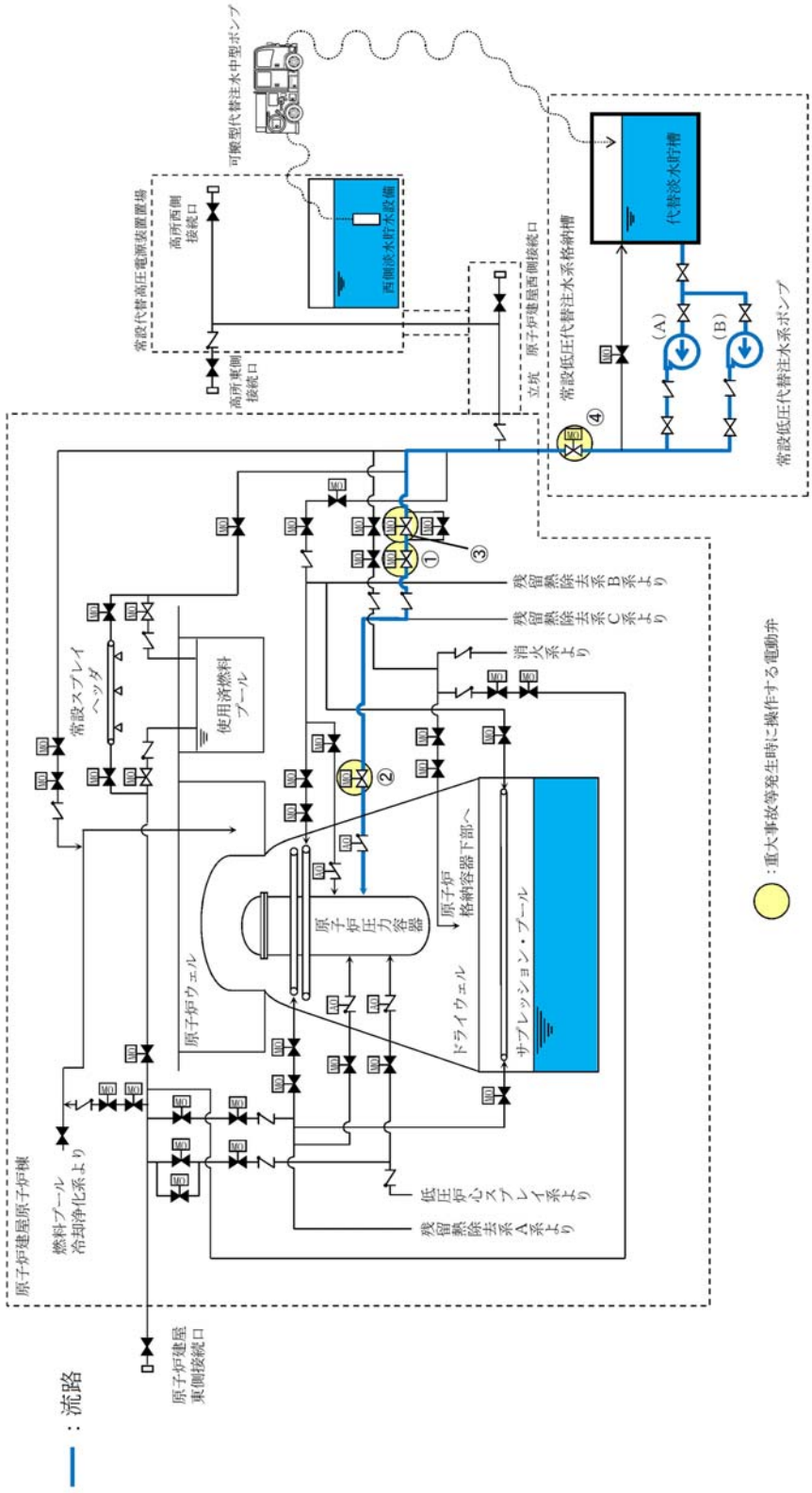
※1：供給元：常設／可搬
※2：狭帯域流量
※3：供給元：可搬

第57－9－(1.3.1－4)表　動力用電路　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）（47条）（1／2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用Ｍ／Ｃ～緊急用Ｐ／Ｃ～緊急用ＭＣＣ		DC0	２Ｃ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　２Ｃ～Ｐ／Ｃ　２Ｃ	
S1	緊急用ＭＣＣ	残留熱除去系Ｃ系注入弁	DD0	２Ｄ　Ｄ／Ｇ～Ｍ／Ｃ　２Ｄ～Ｐ／Ｃ　２Ｄ	
S2	緊急用ＭＣＣ	常設代替注水系系統分離弁	DC3	Ｐ／Ｃ　２Ｃ～ＭＣＣ　２Ｃ－３	
S3	緊急用ＭＣＣ	原子炉注水弁	DC5	Ｐ／Ｃ　２Ｃ～ＭＣＣ　２Ｃ－５	
S4	緊急用ＭＣＣ	原子炉圧力容器注水流量調整弁	DC8	Ｐ／Ｃ　２Ｃ～ＭＣＣ　２Ｃ－８	
S5	緊急用Ｐ／Ｃ	常設低圧代替注水系ポンプ（Ａ）	DD3	Ｐ／Ｃ　２Ｄ～ＭＣＣ　２Ｄ－３	
S6	緊急用Ｐ／Ｃ	常設低圧代替注水系ポンプ（Ｂ）	DD5	Ｐ／Ｃ　２Ｄ～ＭＣＣ　２Ｄ－５	
S7	緊急用ＭＣＣ	低圧炉心スプレイ系注入弁	DD7	Ｐ／Ｃ　２Ｄ～ＭＣＣ　２Ｄ－７	
S8	緊急用ＭＣＣ	原子炉注水弁	DD8	Ｐ／Ｃ　２Ｄ～ＭＣＣ　２Ｄ－８	
S9	緊急用ＭＣＣ	原子炉圧力容器注水流量調整弁	D1	ＭＣＣ　２Ｃ－３／１１Ｂ	原子炉再循環ポンプ（Ａ）出口弁
－	－	－	D2	ＭＣＣ　２Ｃ－３／４Ｅ	残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口弁
－	－	－	D3	直流 125VＭＣＣ　２Ａ－２／１Ａ	残留熱除去系外側隔離弁
－	－	－	D4	ＭＣＣ　２Ｃ－８／２Ｄ	残留熱除去系Ａ系注入弁
－	－	－	D5	ＭＣＣ　２Ｄ－３／２Ｄ	残留熱除去系内側隔離弁
－	－	－	D6	ＭＣＣ　２Ｄ－３／４Ｅ	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口弁
－	－	－	D7	ＭＣＣ　２Ｃ－３／３Ｄ	残留熱除去系ポンプ（Ａ）停止時冷却ライン入口弁
－	－	－	D8	ＭＣＣ　２Ｄ－７／５Ａ	残留熱除去系Ｃ系注入弁
－	－	－	D9	ＭＣＣ　２Ｄ－８／２Ｃ	残留熱除去系Ｂ系注入弁
－	－	－	D10	Ｍ／Ｃ　２Ｃ／２	残留熱除去系ポンプ（Ａ）
－	－	－	D11	Ｍ／Ｃ　２Ｄ／２	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）
－	－	－	D12	Ｍ／Ｃ　２Ｄ／３	残留熱除去系ポンプ（Ｃ）
－	－	－	D13	Ｍ／Ｃ　２Ｃ／９	低圧炉心スプレイ系ポンプ

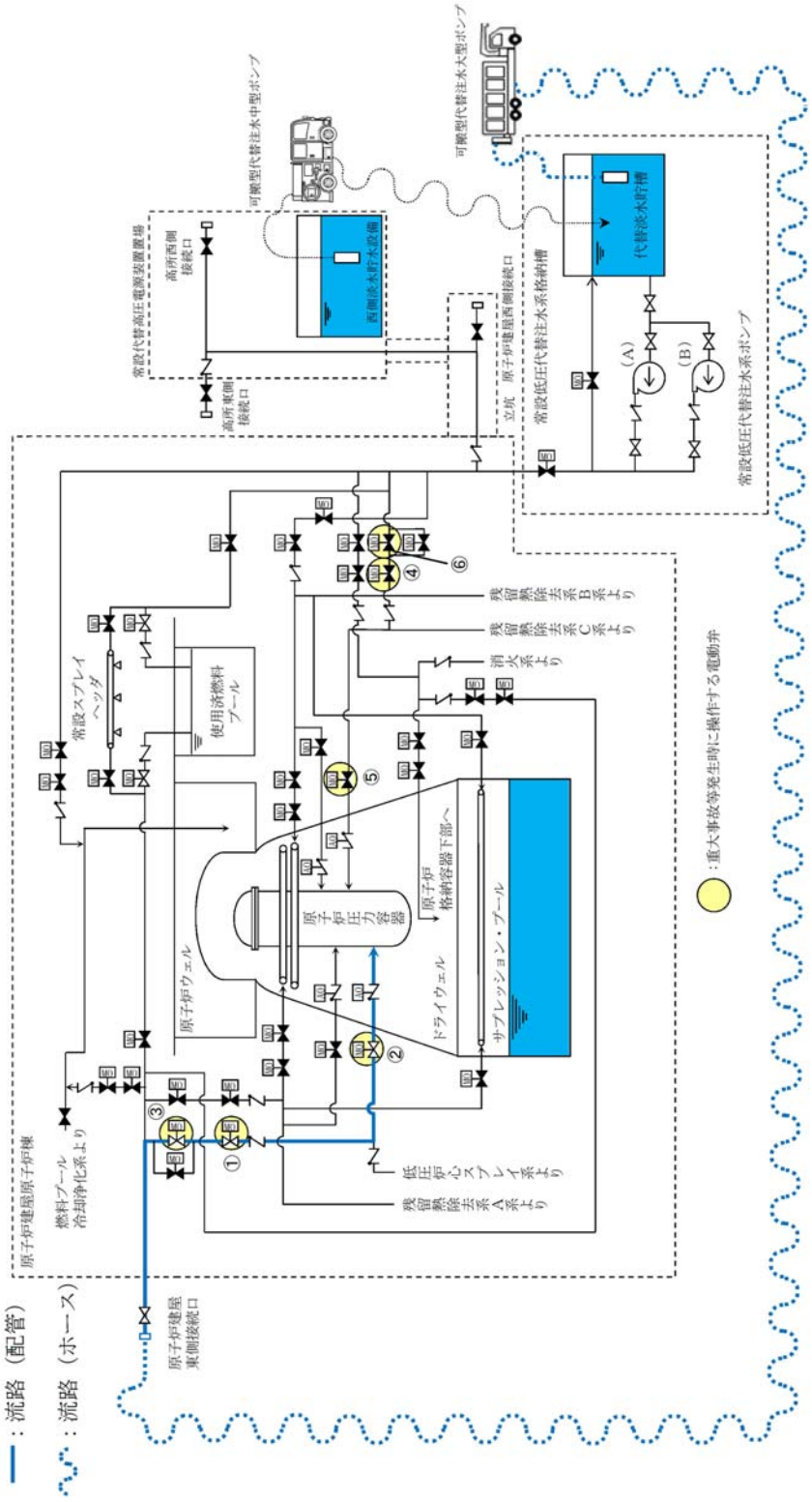
第57－9－(1.3.1－4)表　動力用電路　低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）（47条）（2／2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
－	－	－	D14	ＭＣＣ ２Ｃ－８／９Ｄ	低圧炉心スプレイ系注入弁
－	－	－	D15	ＭＣＣ ２Ｃ－５／４Ｅ	低圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁
－	－	－	D16	ＭＣＣ ２Ｃ－３／３Ｅ	残留熱除去系ポンプ（Ａ）入口弁
－	－	－	D17	ＭＣＣ ２Ｄ－３／３Ｅ	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）入口弁
－	－	－	D18	ＭＣＣ ２Ｃ－３／５Ｃ	残留熱除去系ポンプ（Ａ）停止時冷却注入弁
－	－	－	D19	ＭＣＣ ２Ｄ－３／１１Ｂ	原子炉再循環ポンプ（Ｂ）出口弁
－	－	－	D20	ＭＣＣ ２Ｄ－３／３Ｄ	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）停止時冷却ライン入口弁
－	－	－	D21	ＭＣＣ ２Ｃ－３／１１Ｃ	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）停止時冷却注入弁
－	－	－	D22	Ｍ／Ｃ ２Ｃ／６	残留熱除去系海水系ポンプ（Ａ）
－	－	－	D23	Ｍ／Ｃ ２Ｄ／７	残留熱除去系海水系ポンプ（Ｂ）
－	－	－	D24	Ｍ／Ｃ ２Ｃ／７	残留熱除去系海水系ポンプ（Ｃ）
－	－	－	D25	Ｍ／Ｃ ２Ｄ／８	残留熱除去系海水系ポンプ（Ｄ）



弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系Ｃ系注入弁
③原子炉圧力容器注水流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁

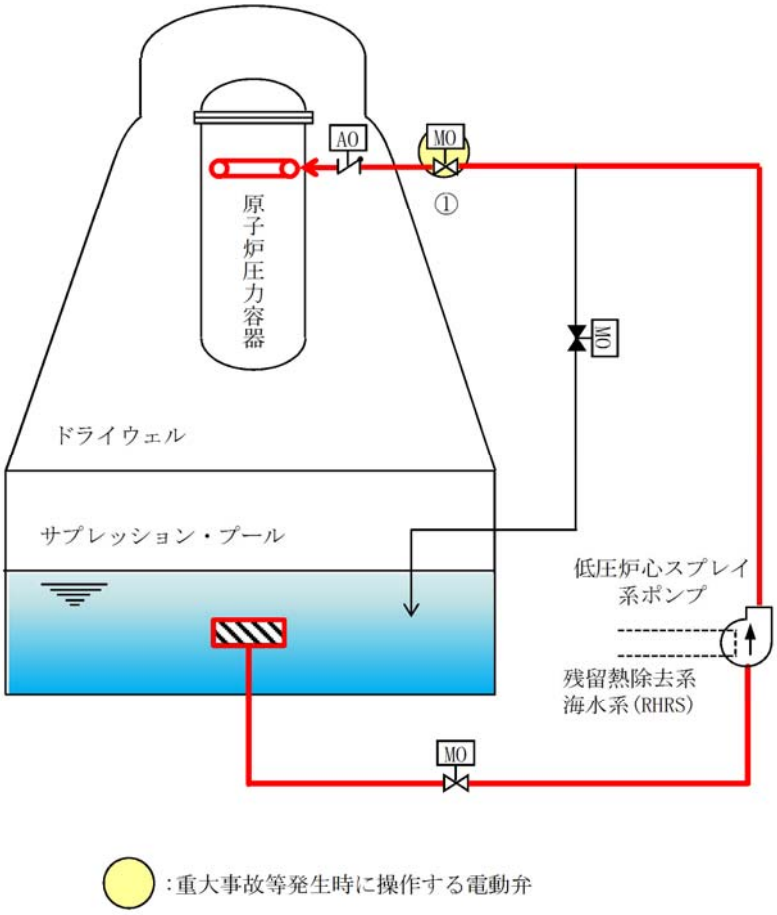
第57－9－(1.3.1－1)図　低圧代替注水系（常設）の概要図



弁名称	弁名称
①原子炉注水弁	⑤原子炉注水弁
②低圧炉心スプレイ系注入弁	⑥残留熱除去系Ｃ系注入弁
③原子炉圧力容器注水流量調整弁	⑦原子炉圧力容器注水流量調整弁

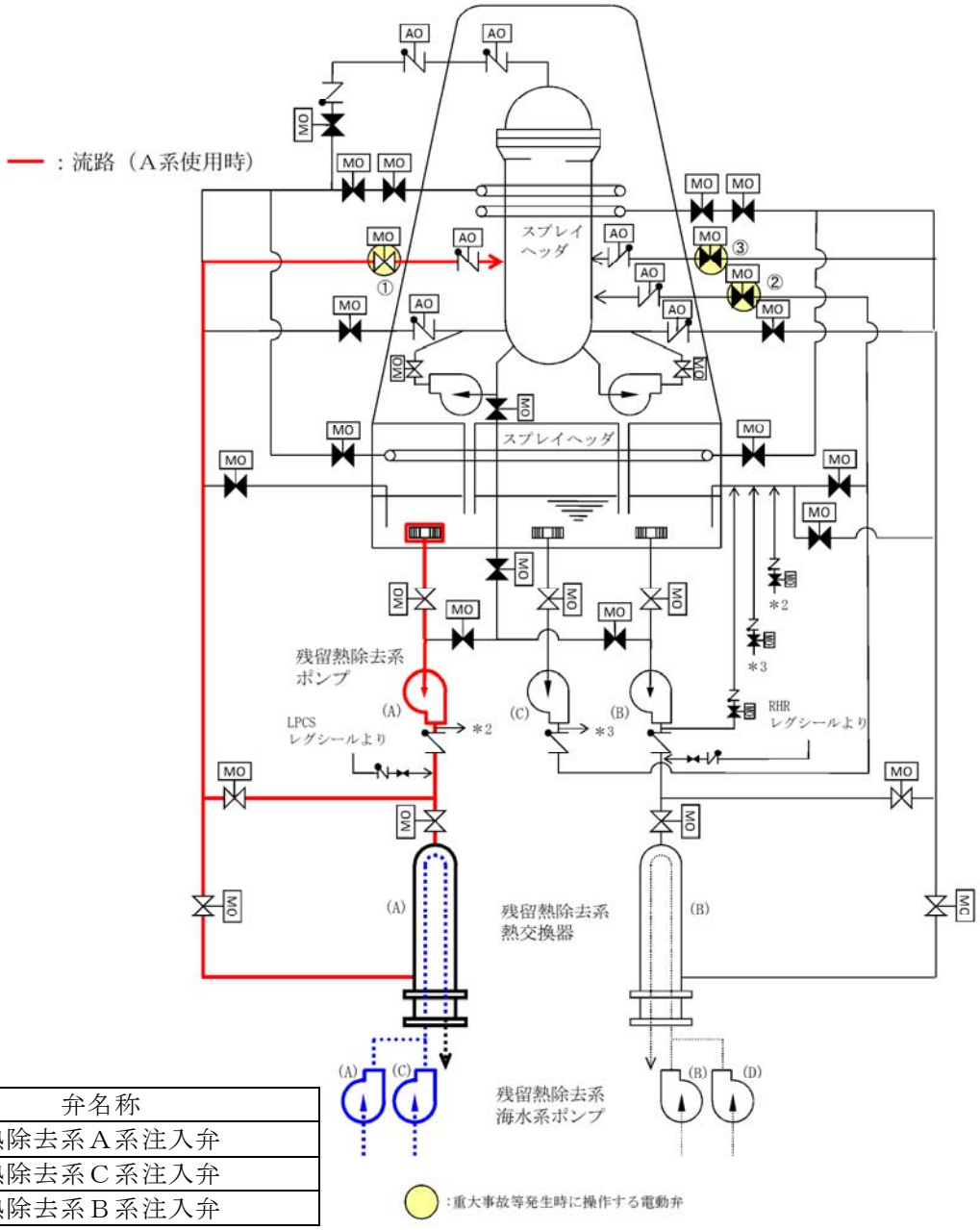
第57－9－(1.3.1－2)図　低圧代替注水系（可搬型）の概要図

（原子炉建屋東側接続口から注水する場合）



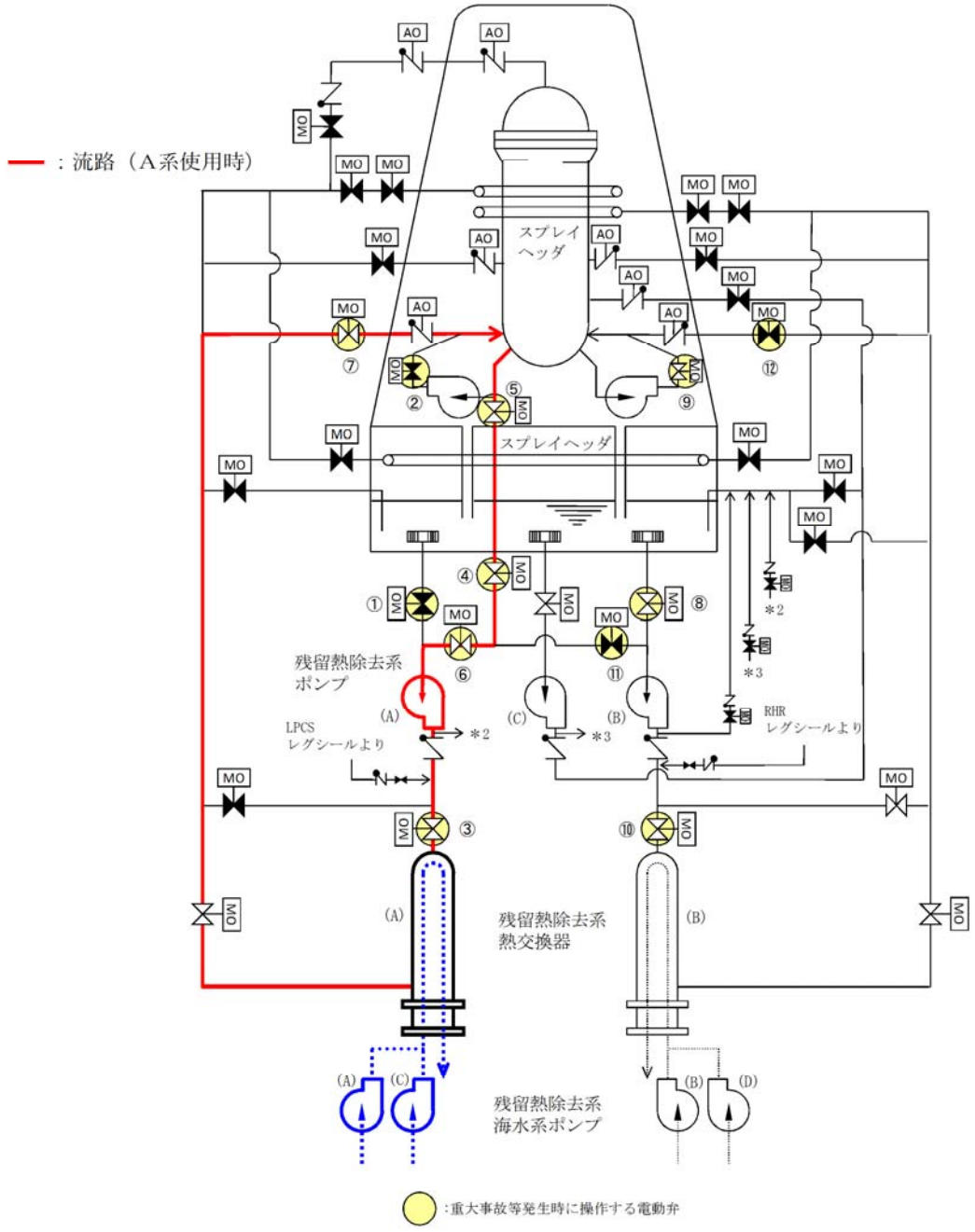
弁名称
①低圧炉心スプレイ系注入弁

第57－9－(1.3.1－3)図　低圧炉心スプレイ系の概要図



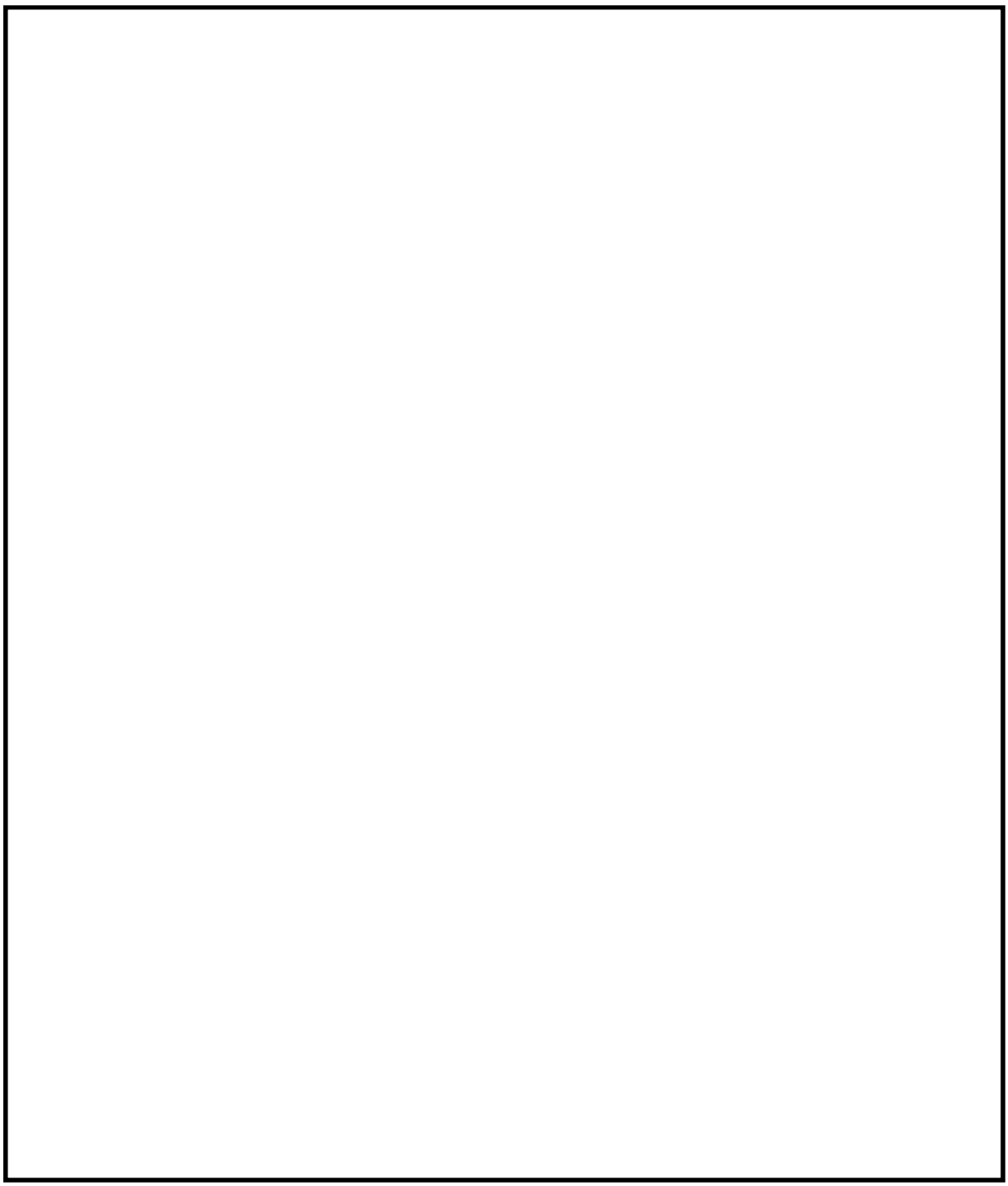
弁名称
①残留熱除去系Ａ系注入弁
②残留熱除去系Ｃ系注入弁
③残留熱除去系Ｂ系注入弁

第57－9－(1.3.1－4)図　残留熱除去系（低圧注水系）の概要図

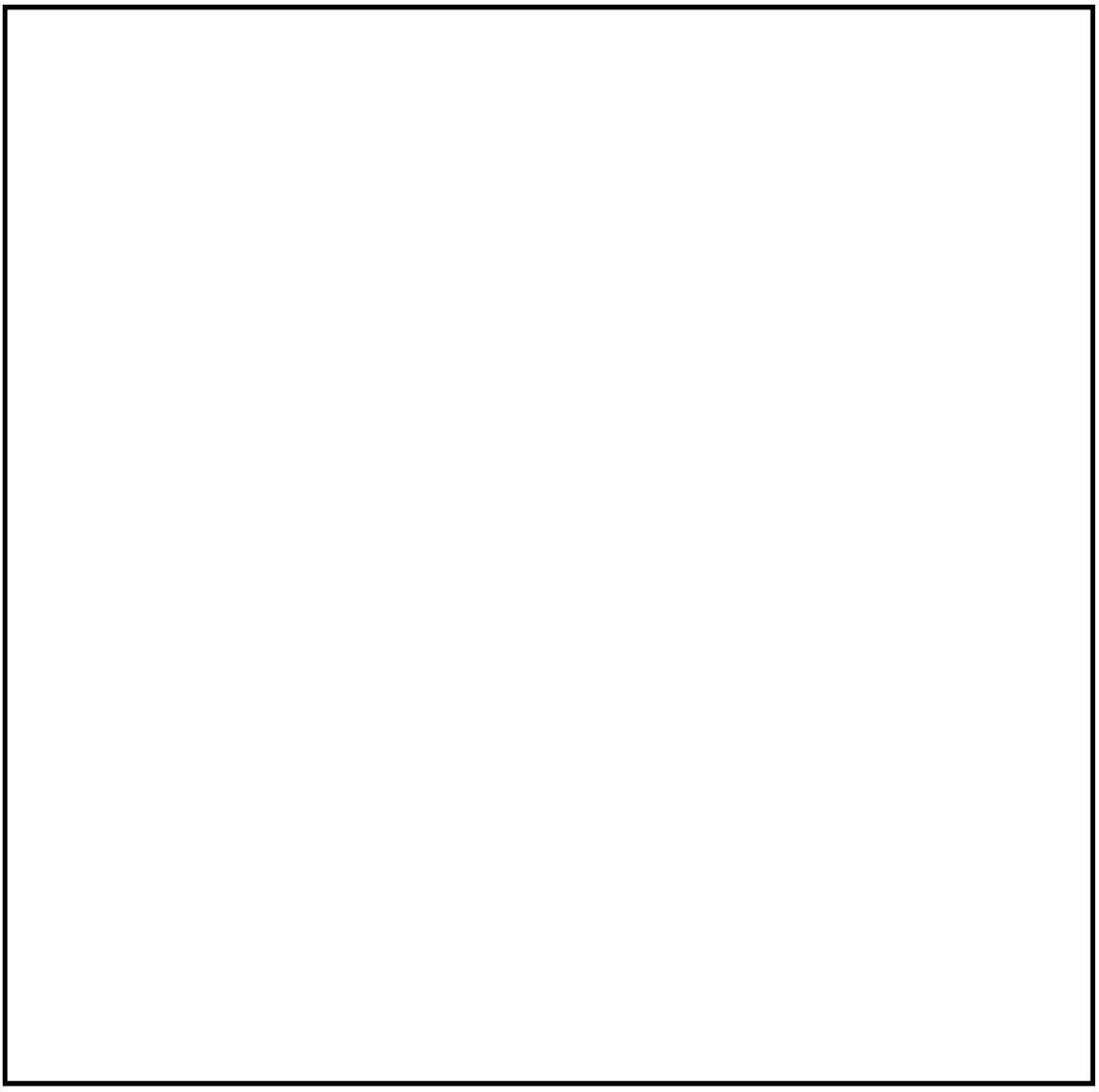


弁名称	弁名称
①残留熱除去系ポンプ（A）入口弁	⑦残留熱除去系ポンプ停止時冷却注入弁
②原子炉再循環ポンプ（A）出口弁	⑧残留熱除去系ポンプ（B）入口弁
③残留熱除去系熱交換器（A）入口弁	⑨原子炉再循環ポンプ（B）出口弁
④残留熱除去系外側隔離弁	⑩残留熱除去系熱交換器（B）入口弁
⑤残留熱除去系内側隔離弁	⑪残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却ライン入口弁
⑥残留熱除去系ポンプ停止時冷却ライン入口弁	⑫残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却注入弁

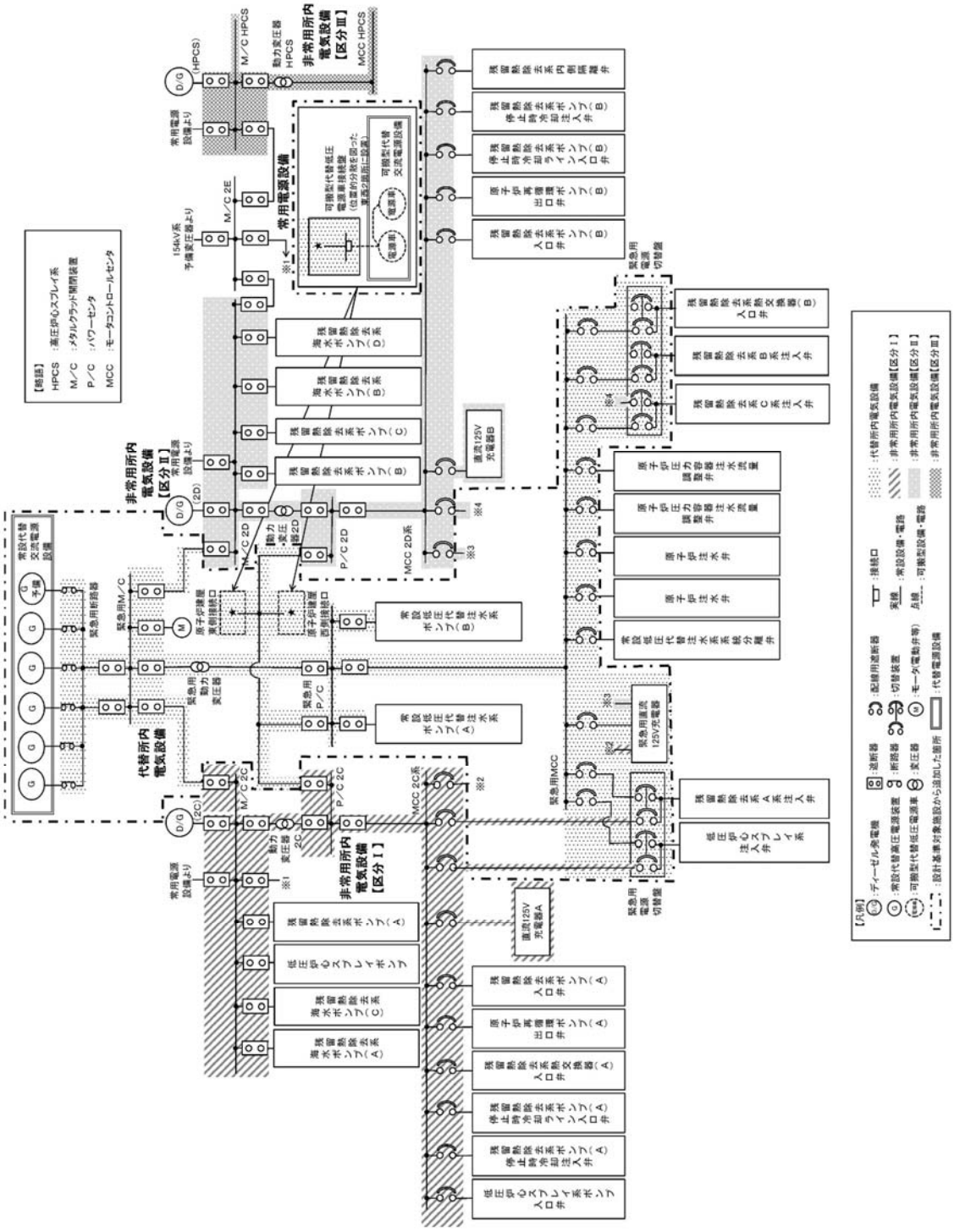
第57－9－(1.3.1－5)図　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統概略図



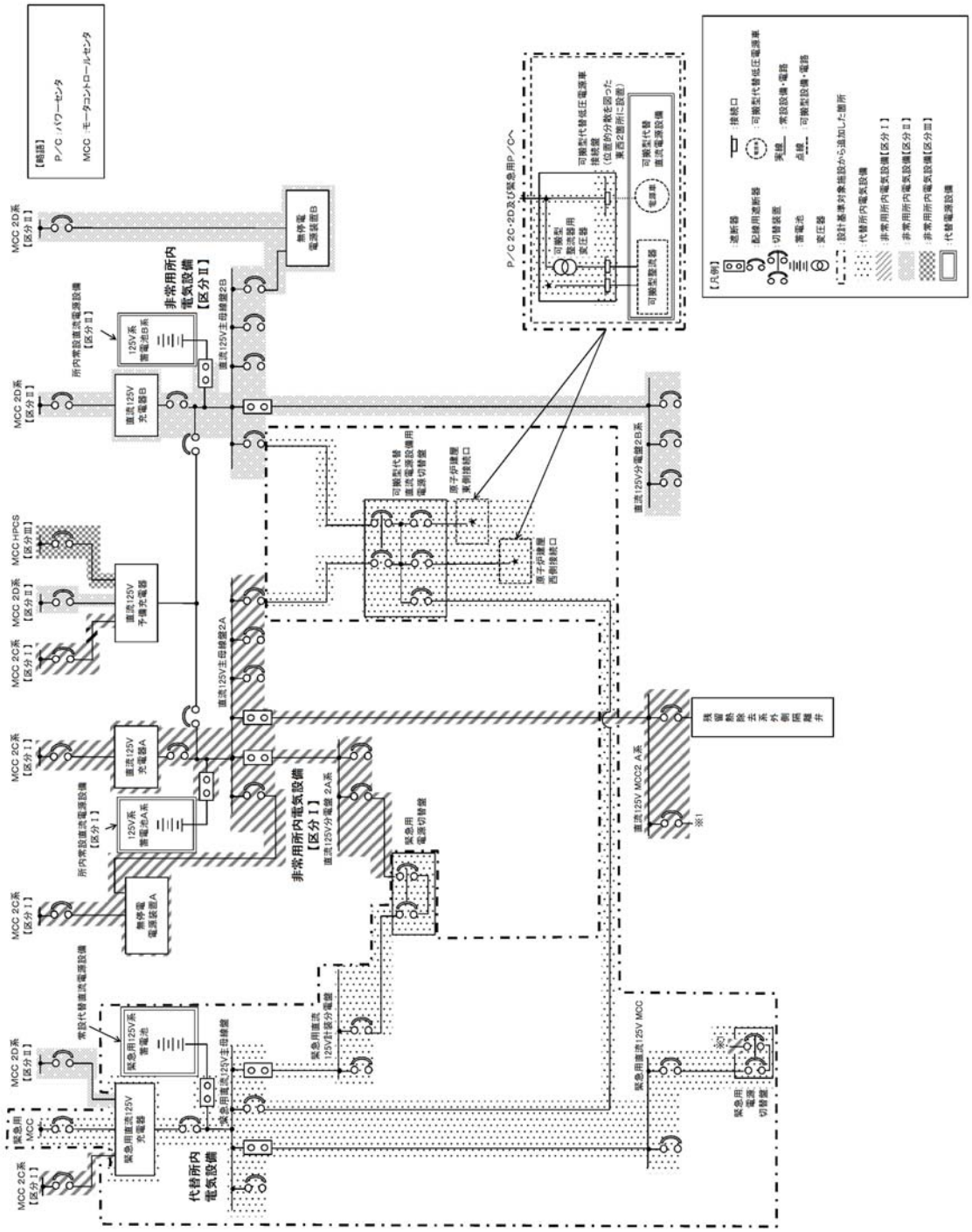
第57－9－(1.3.1－6)図　低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ冷却系の配置図（原子炉建屋EL.-4.0m）



第57－9－(1.3.1－7)図　低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ冷却系の配置図（常設低圧代替注水系格納槽　原子炉建屋南側　T.P.＋8.2m）



第 57－9－(1.3.1－8)図　低圧代替注水系[47 条]　単線結線図



第 57－9－(1.3.1－9)図　低圧代替注水系[47 条]　単線結線図

1.3.2 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，重大事故等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，当該設備に対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系海水系，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）」である。

緊急用海水系の概要図を第57－9－(1.3.2－1)図に，格納容器圧力逃がし装置の概要図を第57－9－(1.3.2－2)図に，耐圧強化ベント系の概要図を第57－9－(1.3.2－3)図に示す。

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備を第57－9－(1.3.2－1)表に示す。

また，残留熱除去系海水系の概要図を第57－9－(1.3.2－4）図に，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の概要図を第57－9－(1.3.2－5）図に，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の概要図を第57－9－(1.3.2－6）図に示す。

第57－9－(1.3.2－1)表　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(1／4)

	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
項目	・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系	・残留熱除去系海水系 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系） ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
ポンプ	＜緊急用海水系＞ ・緊急用海水ポンプ（A） ・緊急用海水ポンプ（B） ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ＜格納容器圧力逃がし装置＞ ― ＜耐圧強化ベント系＞ ―	＜残留熱除去系海水系＞ ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（D） ＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（D） ＜残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（D） ＜残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（A） ・残留熱除去系海水系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水系ポンプ（D）

第57－9－(1.3.2－1)表　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(2／4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系	・残留熱除去系海水系 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系） ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
電動弁 (状態表示を含む)	〈緊急用海水系〉 ・緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（A） ・緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（B） ・緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（A） ・緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（B） ・残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁 ・残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A） ・残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B） 〈格納容器圧力逃がし装置〉 ・一次弁（S／C側） ・一次弁（D／W側） ・二次弁 ・二次弁バイパス弁 〈耐圧強化ベント系〉 ・一次弁（S／C側） ・一次弁（D／W側） ・耐圧強化ベント系一次隔離弁 ・耐圧強化ベント系二次隔離弁	＜残留熱除去系海水系＞ ・残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁 ＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系ポンプ（A）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（A）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）入口弁 ・残留熱除去系外側隔離弁 ・残留熱除去系内側隔離弁 ・残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁 ・残留熱除去系ポンプ（B）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（B）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却ライン入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却注入弁

第57－9－(1.3.2－1)表　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(3／4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系	・残留熱除去系海水系 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系） ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
電動弁 (状態表示を含む)	〈緊急用海水系〉 ・残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A） ・残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B） 〈格納容器圧力逃がし装置〉 ・一次弁（S／C側） ・一次弁（D／W側） ・二次弁 ・二次弁バイパス弁 〈耐圧強化ベント系〉 ・一次弁（S／C側） ・一次弁（D／W側） ・耐圧強化ベント系一次隔離弁 ・耐圧強化ベント系二次隔離弁	＜残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）＞ ・残留熱除去系A系テスト弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁 ・残留熱除去系B系テスト弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）バイパス弁 ＜残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）＞ ・残留熱除去系A系D／Wスプレイ弁 ・残留熱除去系A系S／Pスプレイ弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁 ・残留熱除去系B系D／Wスプレイ弁 ・残留熱除去系B系S／Pスプレイ弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）バイパス弁

第57－9－(1.3.2－1)表　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(4／4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系	・残留熱除去系海水系 ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系） ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
計装設備	＜緊急用海水系＞ ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・サプレッション・プール水温度 〈格納容器圧力逃がし装置〉 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 〈耐圧強化ベント系〉 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・耐圧強化ベント系出口放射線モニタ	＜残留熱除去系海水系＞ ・残留熱除去系海水系系統流量 ・サプレッション・プール水温度 ＜残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）＞ ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ＜残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）＞ ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・サプレッション・プール水温度 ・サプレッション・プール水位 ＜残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）＞ ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，原子炉建屋原子炉棟内に設置，格納容器圧力逃がし装置は格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽に設置し，位置的分散を図る設計とする。また，残留熱除去系海水系は，海水ポンプ室に設置，緊急用海水系は，緊急用海水ポンプピットに設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57－9－(1.3.2－7)図～第57－9－(1.3.2－8)図）

格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系の電動弁は，常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し，電力を受電することが可能な設計とする。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。

また，緊急用海水系の電動弁は，常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を軽油し，電力を受電することが可能な設計とする。

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベントの計装設備は，常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系海水系，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第57－9－(1.3.2－9)～(1.3.2－10)図に示す原子炉建屋付属棟地下1階に設置する２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ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，常設代替高圧電源装置と２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ，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る設計とする。また，緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系使用時の機器への電路と残留熱除去系海水系，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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。

単線結線図及びルート図の一覧を第57－9－(1.3.2－2)表に示す。

第57－9－(1.3.2－2)表　単線結線図及び電路ルート図　緊急用海水系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置(48条)

	図番号	頁
計装設備用 （第57－9－(1.3.2－3)表）	第57－9－(48－1～7)図	57－9－119～125
動力用 （第57－9－(1.3.2－9)～(1.3.2－10)図） （第57－9－(1.3.2－4)表）	第 57－9－(48－8～17)図	57－9－126～135

第57－9－(1.3.2－3)表　計装用電路　緊急用海水系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置（48条）（1／2）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ドライウェル雰囲気温度（フランジ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D1	残留熱除去系（A）系統流量（FT-E12-N015A）	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	ドライウェル雰囲気温度（フランジ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D2	残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力（PT-E12-N056A）	中央制御室（H13-P925）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	ドライウェル雰囲気温度（TAF高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D3	残留熱除去系（B）系統流量（FT-E12-N015B）	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	ドライウェル雰囲気温度（TAF高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D4	残留熱除去系ポンプ（B）吐出圧力（PT-E12-N056B）	中央制御室（H13-P926）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	ドライウェル雰囲気温度（機器ハッチ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系熱交換器（A）入口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟1階
S6	ドライウェル雰囲気温度（機器ハッチ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系熱交換器（A）出口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D7	残留熱除去系熱交換器（B）入口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟1階
S8	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D8	残留熱除去系熱交換器（B）出口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	ドライウェル圧力（PT-26-79.60）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟4階	－	－	－	－

第57－9－(1.3.2－3)表　計装用電路　緊急用海水系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置（48条）（2／2）

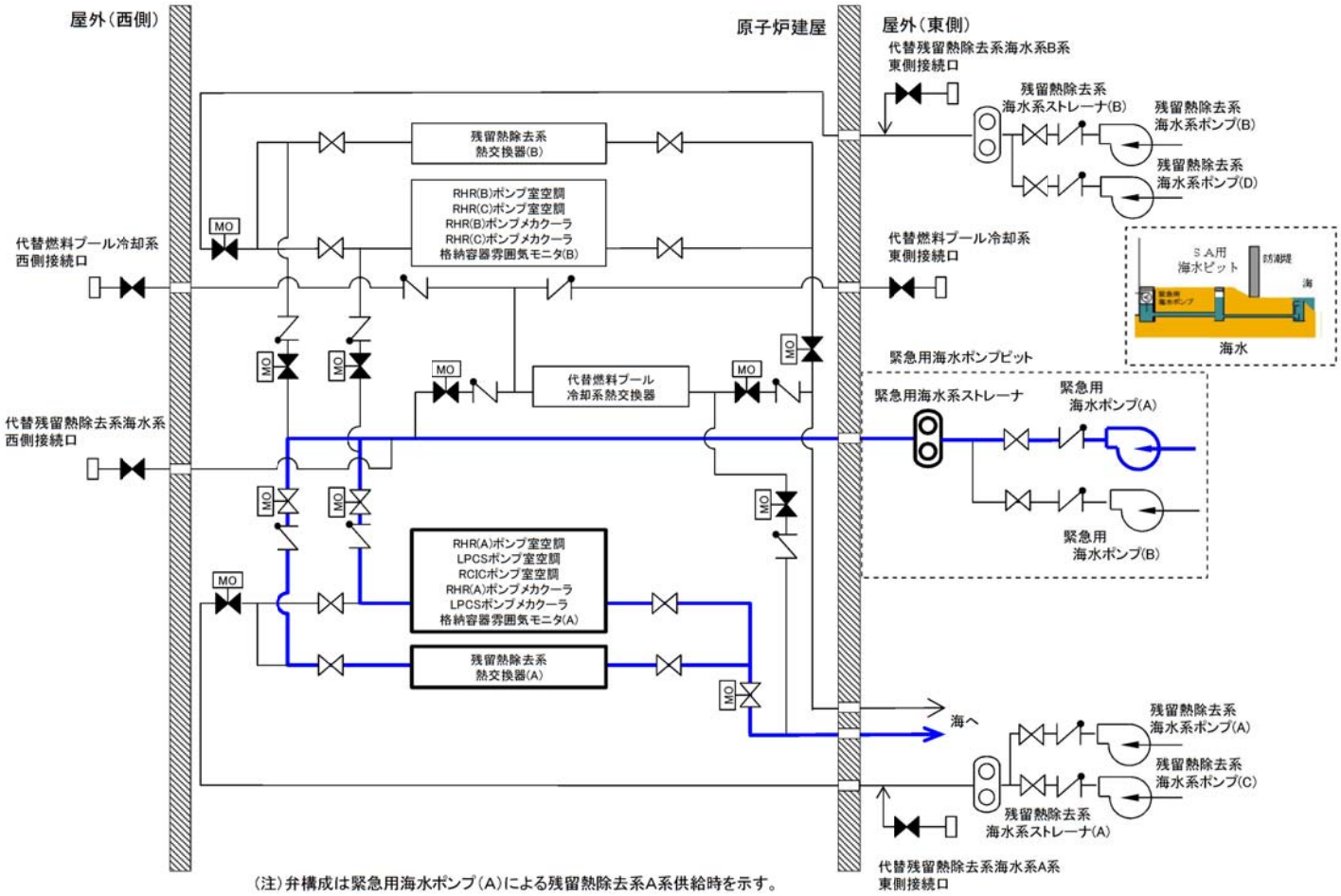
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S10	サプレッション・チェンバ圧力（PT-26-79.61）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟1階	－	－	－	－
S11	フィルタ装置水位	中央制御室	現場計器格納容器圧力逃がし装置格納槽	－	－	－	－
S12	フィルタ装置水位	中央制御室	現場計器格納容器圧力逃がし装置格納槽	－	－	－	－
S13	フィルタ装置圧力	中央制御室	現場計器格納容器圧力逃がし装置格納槽	－	－	－	－
S14	フィルタ装置スクラビング水温度	中央制御室	現場計器格納容器圧力逃がし装置格納槽	－	－	－	－
S15	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室	現場計器廃棄物処理棟1階	－	－	－	－
S16	フィルタ装置出口放射線モニタ（低レンジ）	中央制御室	現場計器廃棄物処理棟1階	－	－	－	－
S17	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	中央制御室	現場計器屋外（原子炉建屋南側外壁面）	－	－	－	－
S18	フィルタ装置入口水素濃度	中央制御室	現場計器廃棄物処理棟3階	－	－	－	－
S19	フィルタ装置入口水素濃度	中央制御室	現場計器廃棄物処理棟3階	－	－	－	－
S20	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟5階	－	－	－	－

第57－9－(1.3.2－4)表　動力用電路　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）（1／2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M／C～緊急用P／C～緊急用MCC		DC0	２C D／G～M／C ２C ～P／C ２C	
S1	緊急用ＭＣＣ	一次弁（Ｓ／Ｃ側）	DD0	２D D／G～M／C ２D ～P／C ２D	
S2	緊急用ＭＣＣ	一次弁（Ｄ／Ｗ側）	DC3	Ｐ／Ｃ ２Ｃ～ＭＣＣ ２Ｃ－３	
S3	緊急用ＭＣＣ	二次弁	DC5	Ｐ／Ｃ ２Ｃ～ＭＣＣ ２Ｃ－５	
S4	緊急用ＭＣＣ	二次弁バイパス弁	DC9	Ｐ／Ｃ ２Ｃ～ＭＣＣ ２Ｃ－９	
S5	緊急用ＭＣＣ	耐圧強化ベント系一次隔離弁	DD3	Ｐ／Ｃ ２Ｄ～ＭＣＣ ２Ｄ－３	
S6	緊急用ＭＣＣ	耐圧強化ベント系二次隔離弁	D1	ＭＣＣ ２Ｃ－９／６Ｃ	残留熱除去系Ａ系 Ｄ／Ｗスプレイ弁（Ａ）
S7	緊急用Ｍ／Ｃ	緊急用海水ポンプ（Ａ）	D2	ＭＣＣ ２Ｄ－３／５Ｃ	残留熱除去系Ｂ系 Ｄ／Ｗスプレイ弁（Ａ）
S8	緊急用Ｍ／Ｃ	緊急用海水ポンプ（Ｂ）	D3	ＭＣＣ ２Ｃ－５／４Ｃ	残留熱除去系Ａ系 Ｓ／Ｐスプレイ弁
S9	緊急用ＭＣＣ	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（Ａ）	D4	ＭＣＣ ２Ｄ－３／６Ｅ	残留熱除去系Ｂ系 Ｓ／Ｐスプレイ弁
S10	緊急用ＭＣＣ	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（Ｂ）	D5	ＭＣＣ ２Ｃ－９／６Ｂ	残留熱除去系Ａ系 Ｄ／Ｗスプレイ弁（Ｂ）
S11	緊急用ＭＣＣ	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（Ａ）	D6	ＭＣＣ ２Ｄ－３／４Ｂ	残留熱除去系Ｂ系 Ｄ／Ｗスプレイ弁（Ｂ）
S12	緊急用ＭＣＣ	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（Ｂ）	D7	Ｍ／Ｃ ２Ｃ／２	残留熱除去系ポンプ（Ａ）
S13	緊急用ＭＣＣ	残留熱除去系熱交換器（Ａ）海水流量調整弁	D8	Ｍ／Ｃ ２Ｄ／２	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）
S14	緊急用ＭＣＣ	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）海水流量調整弁	D9	ＭＣＣ ２Ｃ－３／３Ｅ	残留熱除去系ポンプ（Ａ）入口弁
S15	緊急用ＭＣＣ	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（Ａ）	D10	ＭＣＣ ２Ｄ－３／３Ｅ	残留熱除去系ポンプ（Ｂ）入口弁
S16	緊急用ＭＣＣ	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（Ｂ）	D11	ＭＣＣ ２Ｃ－３／１１Ｂ	原子炉再循環ポンプ（Ａ）出口弁
－	－	－	D12	ＭＣＣ ２Ｃ－３／４Ｅ	残留熱除去系熱交換器（Ａ）入口弁
－	－	－	D13	ＭＣＣ ２Ｃ－５／６Ｄ	残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁
－	－	－	D14	ＭＣＣ ２Ｄ－３／１１Ｂ	原子炉再循環ポンプ（Ｂ）出口弁
－	－	－	D15	ＭＣＣ ２Ｄ－３／４Ｅ	残留熱除去系熱交換器（Ｂ）入口弁

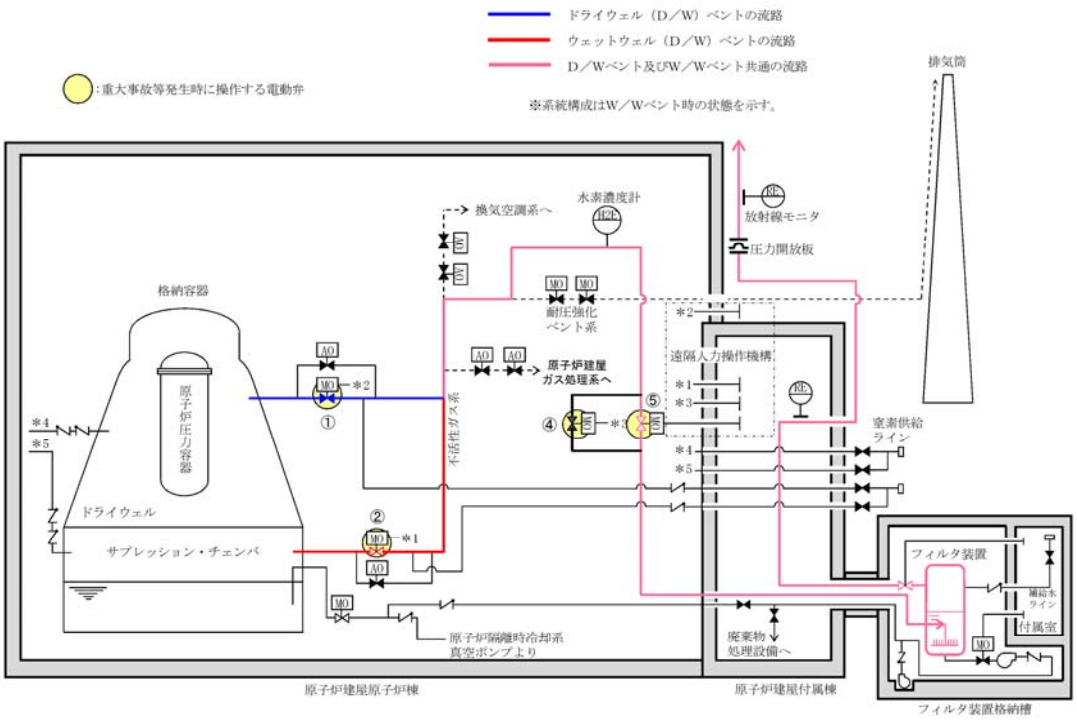
第57－9－(1.3.2－4)表　動力用電路　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）（2／2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
－	－	－	D16	ＭＣＣ ２Ｄ－３／５Ｅ	残留熱除去系熱交換器 （Ｂ）バイパス弁
－	－	－	D17	ＭＣＣ ２Ｃ－５／７Ｄ	残留熱除去系熱交換器 （Ａ）海水流量調整弁
－	－	－	D18	ＭＣＣ ２Ｄ－３／４Ｄ	残留熱除去系熱交換器 （Ｂ）海水流量調整弁
－	－	－	D19	直流 125VＭＣＣ ２Ａ－２／１Ａ	残留熱除去系 外側隔離弁
－	－	－	D20	ＭＣＣ ２Ｄ－３／２Ｄ	残留熱除去系 内側隔離弁
－	－	－	D21	ＭＣＣ ２Ｃ－３／３Ｄ	残留熱除去系ポンプ （Ａ）停止時冷却 ライン入口弁
－	－	－	D22	ＭＣＣ ２Ｃ－３／５Ｃ	残留熱除去系ポンプ （Ａ）停止時冷却 注入弁
－	－	－	D23	ＭＣＣ ２Ｄ－３／３Ｄ	残留熱除去系ポンプ （Ｂ）停止時冷却 ライン入口弁
－	－	－	D24	ＭＣＣ ２Ｃ－３／１１ Ｃ	残留熱除去系ポンプ （Ｂ）停止時冷却 注入弁
－	－	－	D25	ＭＣＣ ２Ｃ－５／５Ｄ	残留熱除去系Ａ系 テスト弁
－	－	－	D26	ＭＣＣ ２Ｄ－９／６Ｂ	残留熱除去系Ｂ系 テスト弁
－	－	－	D27	Ｍ／Ｃ ２Ｃ／６	残留熱除去系 海水系ポンプ（Ａ）
－	－	－	D28	Ｍ／Ｃ ２Ｄ／７	残留熱除去系 海水系ポンプ（Ｂ）
－	－	－	D29	Ｍ／Ｃ ２Ｃ／７	残留熱除去系 海水系ポンプ（Ｃ）
－	－	－	D30	Ｍ／Ｃ ２Ｄ／８	残留熱除去系 海水系ポンプ（Ｄ）



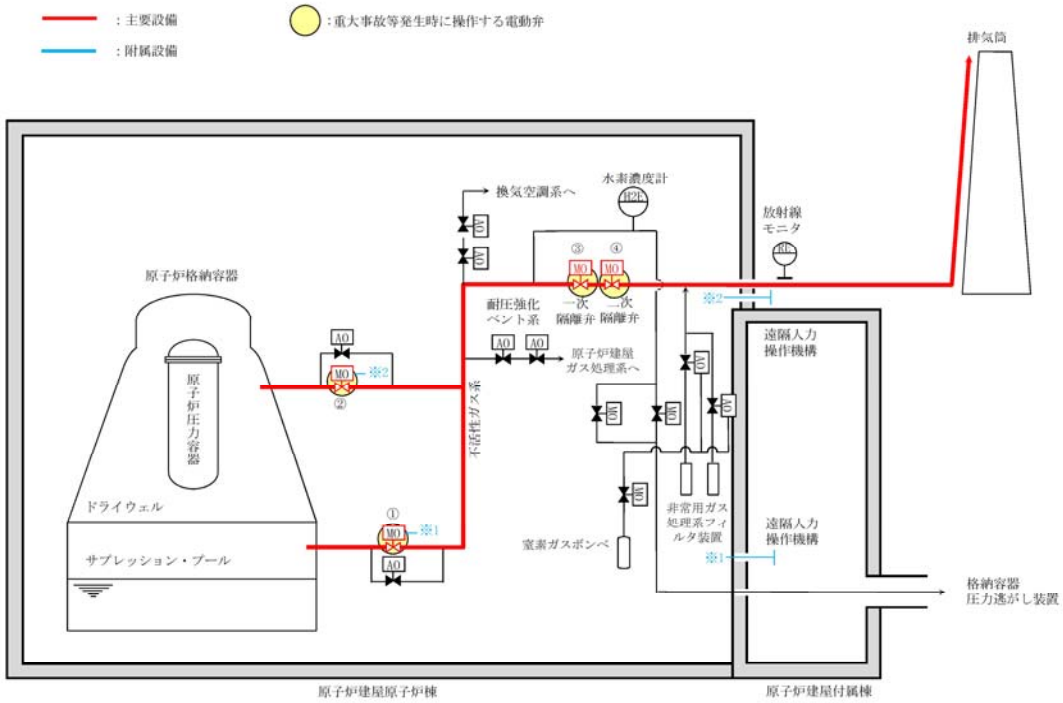
弁名称	弁名称
①緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（A）	⑦緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（B）
②緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（A）	⑧緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（B）
③残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調節弁	⑨残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調節弁
④残留熱除去系－緊急用海水系系統分離隔離弁（A）	⑩残留熱除去系－緊急用海水系系統分離隔離弁（B）

第 57－9－（1.3.2－1）図　緊急用海水系　概要図



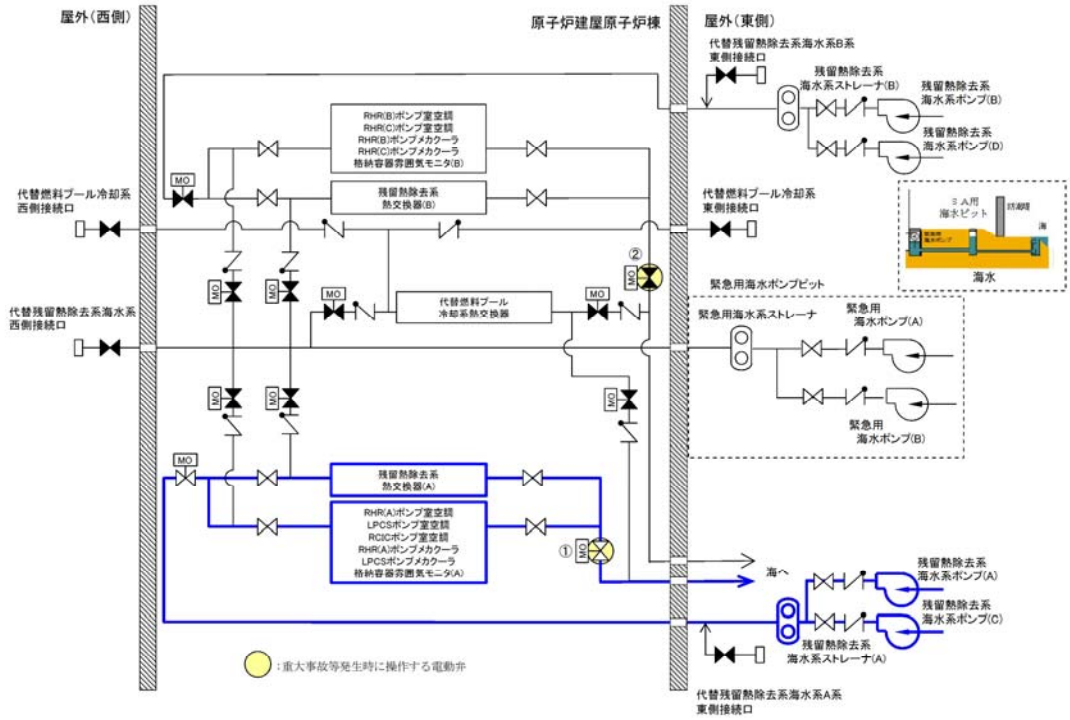
弁名称
①第一弁（Ｓ／Ｃ側）
②第一弁（Ｄ／Ｗ側）
③第二弁
④第二弁バイパス弁

第 57－9－(1.3.2－2)図　格納容器圧力逃がし装置　概要図



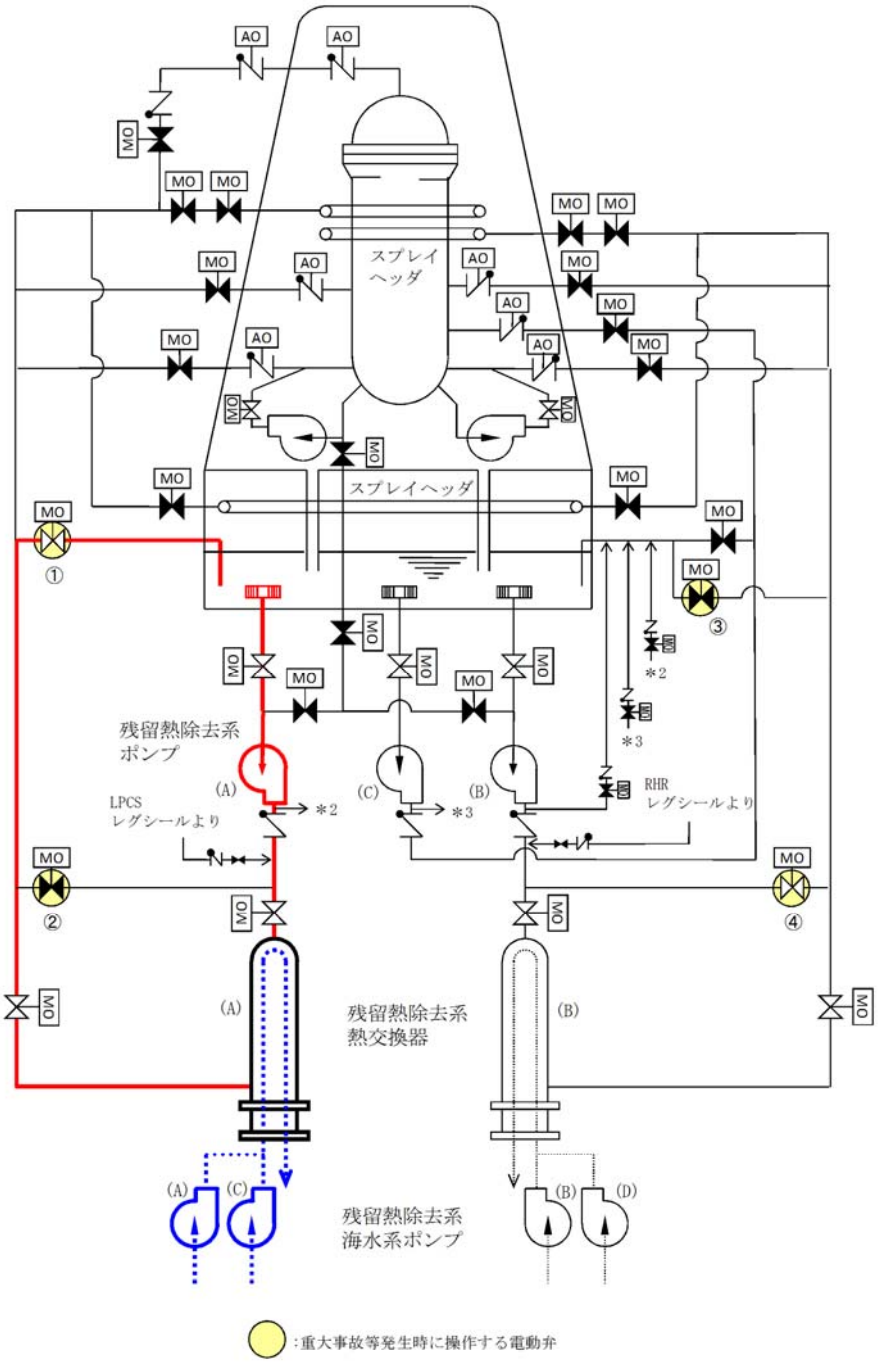
弁名称
①第一弁（S／C側）
②第一弁（D／W側）
③耐圧強化ベント系一次隔離弁
④耐圧強化ベント系二次隔離弁

第 57－9－(1.3.2－3)図　耐圧強化ベント系　概要図



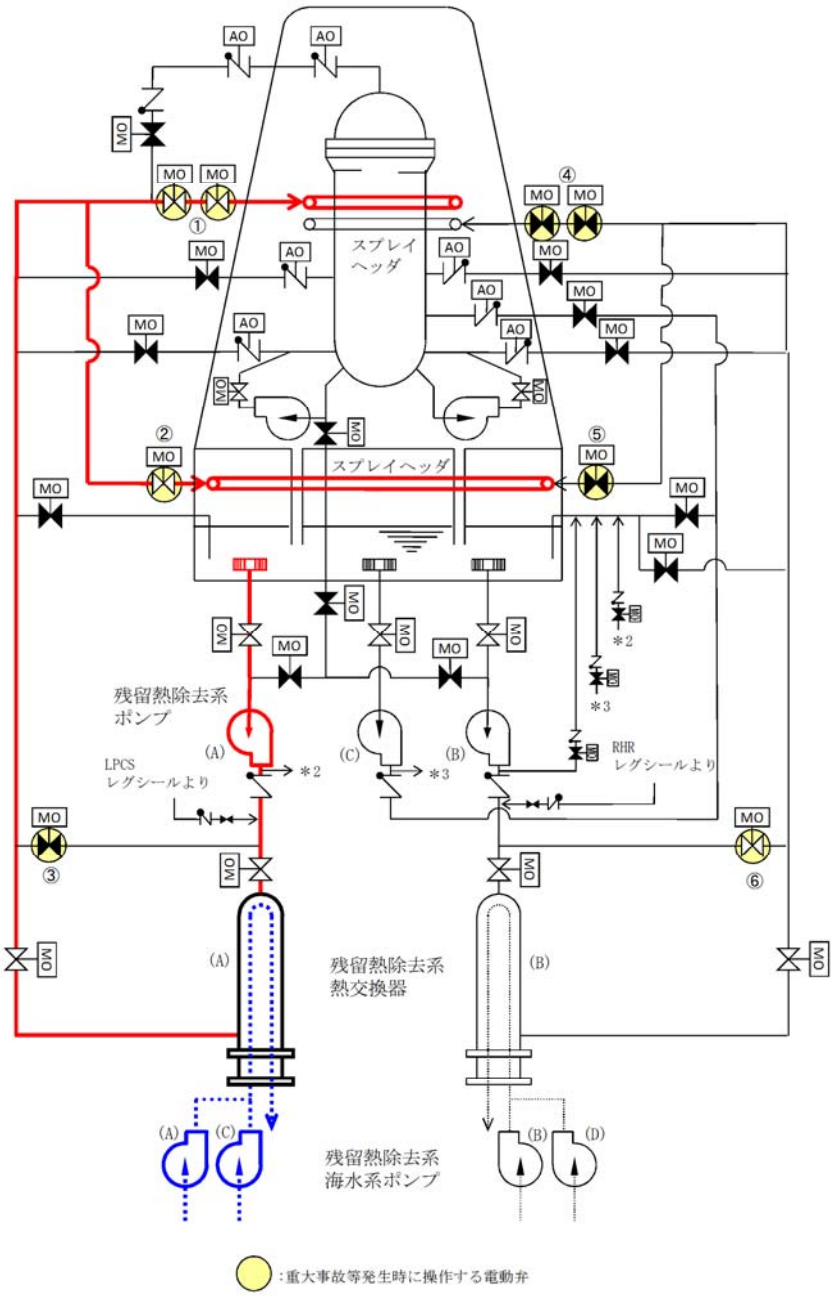
弁名称
①残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁
②残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁

第 57－9－(1.3.2－4)図　残留熱除去系海水系　概要図



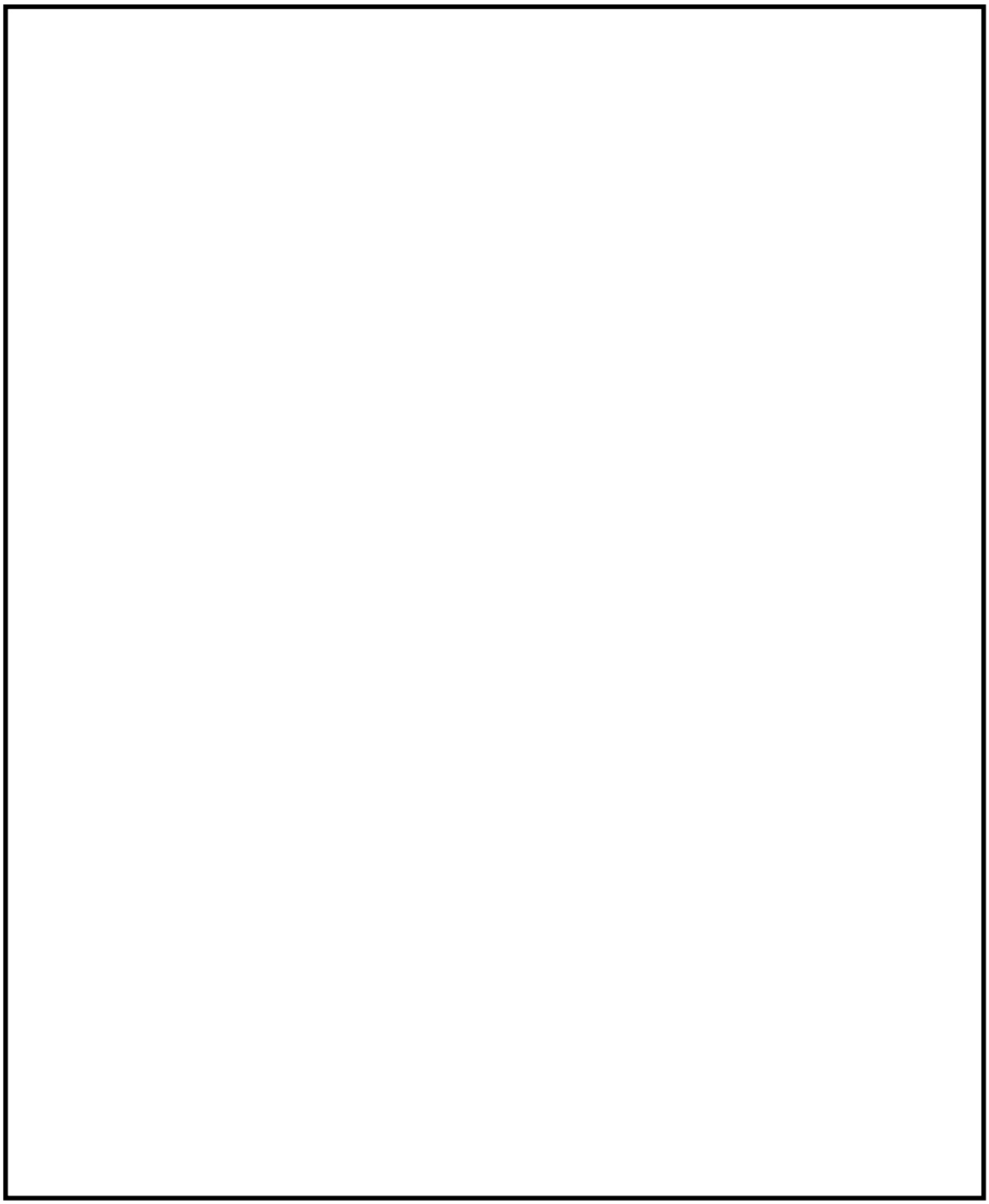
弁名称
①残留熱除去系Ａ系テスト弁
②残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁
③残留熱除去系Ｂ系テスト弁
④残留熱除去系熱交換器（Ｂ）バイパス弁

第 57－9－(1.3.2－5)図　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）
概要図

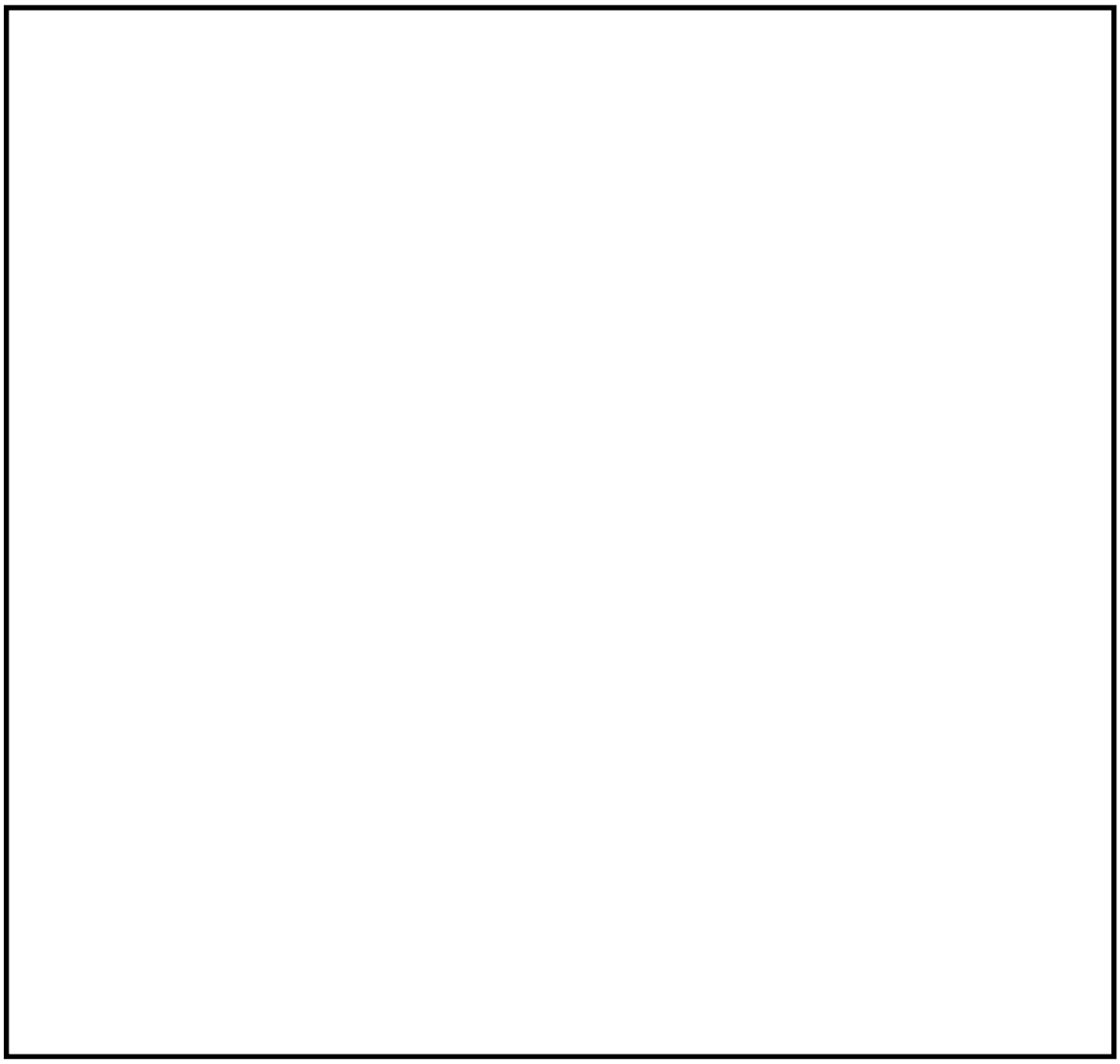


弁名称	弁名称
①残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁	④残留熱除去系Ｂ系Ｄ／Ｗスプレイ弁
②残留熱除去系Ａ系Ｓ／Ｐスプレイ弁	⑤残留熱除去系Ｂ系Ｓ／Ｐスプレイ弁
③残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁	⑥残留熱除去系熱交換器（Ｂ）バイパス弁

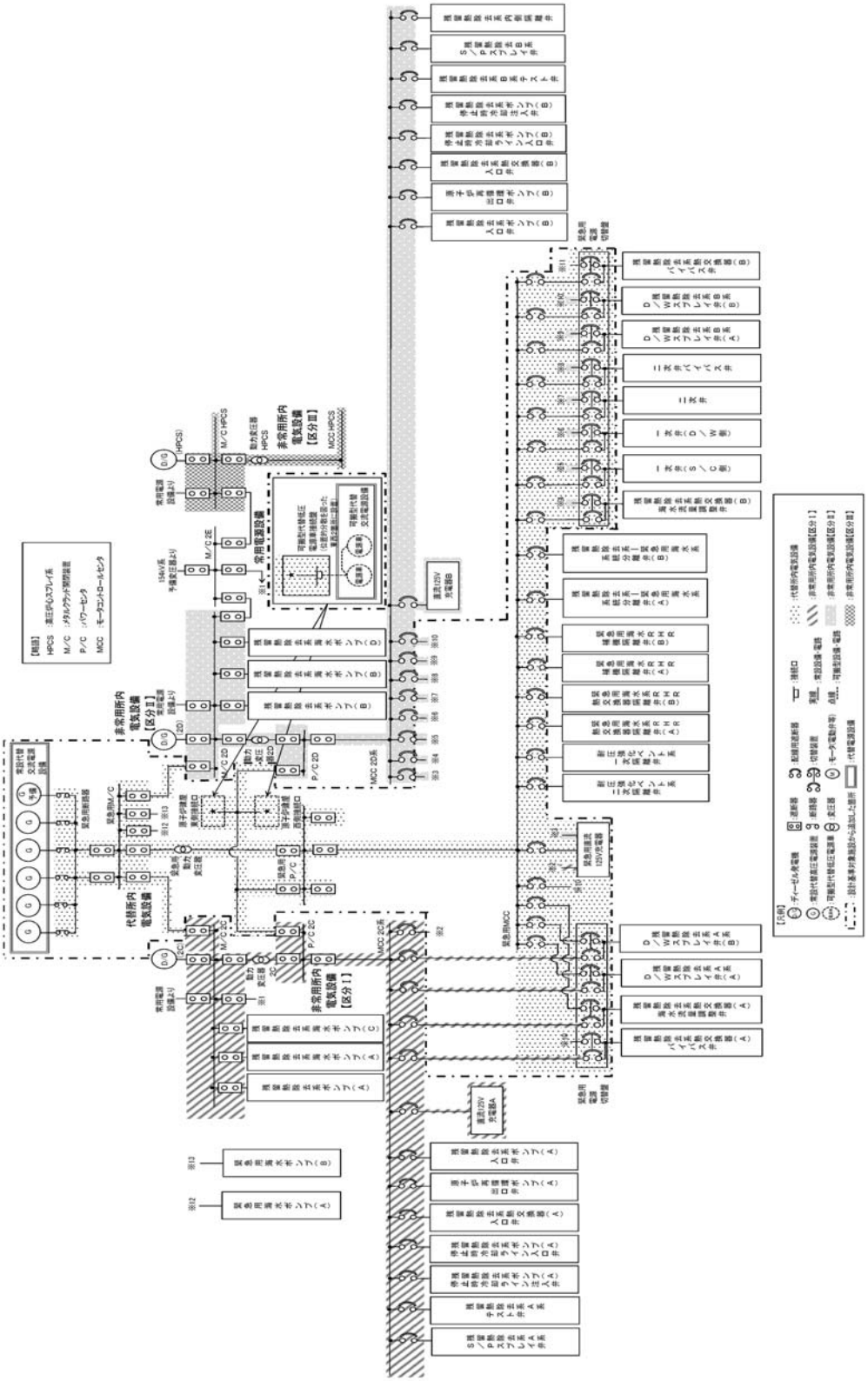
第 57－9－(1.3.2－6)図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）概要図



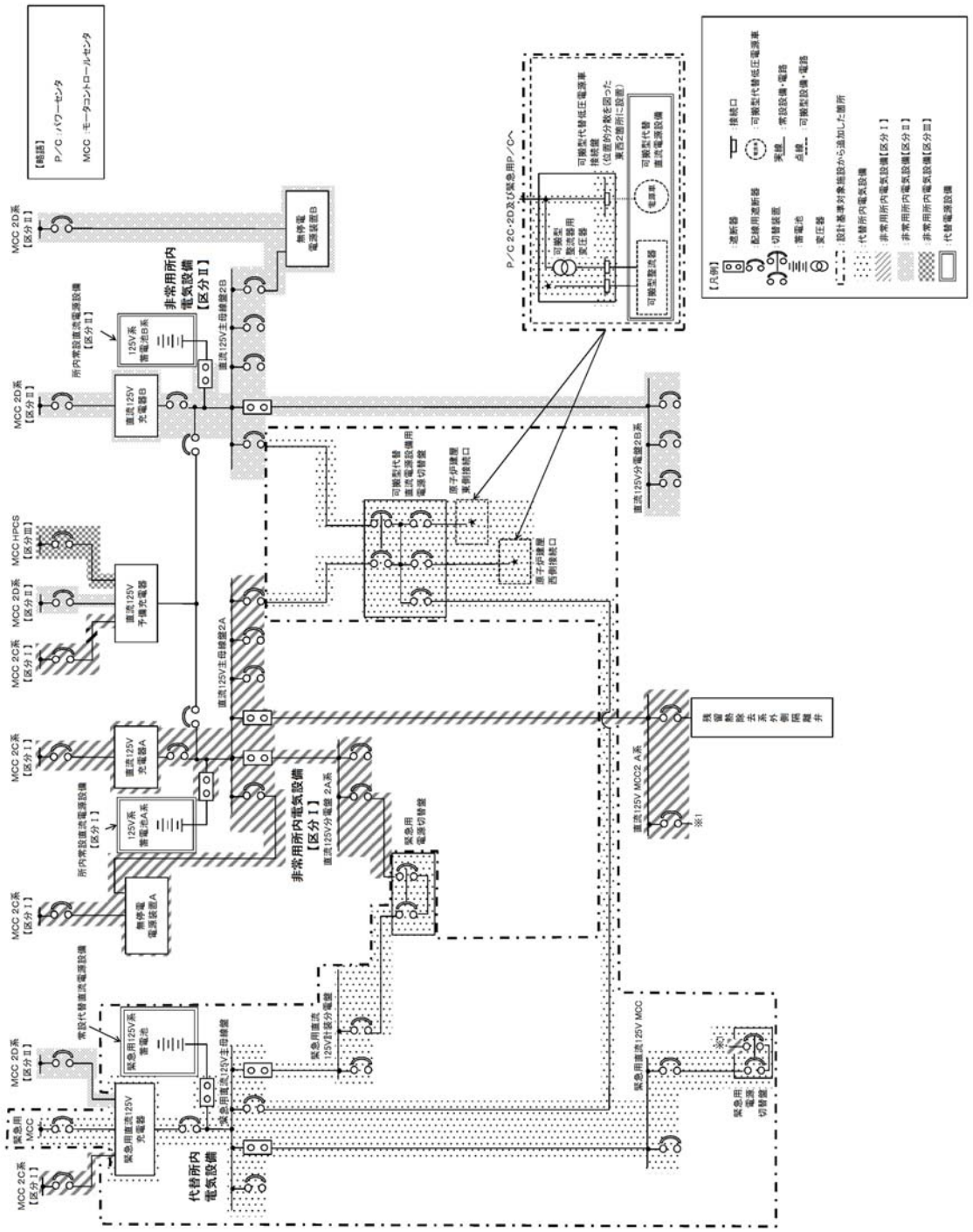
第57－9－(1.3.2－7)図　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置,耐圧強化ベント系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配置図（原子炉建屋 EL.－4.0m）



第57－9－(1.3.2－8)図　緊急用海水系の配置図（緊急用海水ポンプピット T.P.＋8.0m）



第57－9－(1.3.2－9)図　緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）　単線結線図



第57－9－(1.3.2－10)図　格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）　単線結線図

1.3.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（49条）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための設備であり，当該設備が対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の概要図を，第57－9－(1.3.3－1)図に，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の概要図を，第57－9－(1.3.3－2)図に，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の概要図を，第57－9－(1.3.2－6)図に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の重大事故等対処設備を，第57－9－(1.3.3－1)表に示す。

第57－9－(1.3.3－1)表　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の重大事故等対処設備について（1／3）

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
－	・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)
ポンプ	＜代替格納容器スプレイ冷却系（常設）＞ ・常設低圧代替注水系ポンプ(A) ・常設低圧代替注水系ポンプ(B) ＜代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）＞ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水系ポンプ(A) ・残留熱除去系海水系ポンプ(B) ・残留熱除去系海水系ポンプ(C) ・残留熱除去系海水系ポンプ(D)

第57－9－(1.3.3－1)表　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の重大事故等対処設備について（2／3）

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
－	・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)
電動弁(状態表示を含む)	＜代替格納容器スプレイ冷却系（常設）＞ ・代替格納容器スプレイ注水弁 ・残留熱除去系Ｂ系Ｄ／Ｗスプレイ弁 ・代替格納容器スプレイ流量調整弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 ＜代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）＞ ・残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁 ・代替格納容器スプレイ注水弁 ・代替格納容器スプレイ流量調整弁 ・残留熱除去系Ｂ系Ｄ／Ｗスプレイ弁 ・代替格納容器スプレイ注水弁 ・代替格納容器スプレイ流量調整弁	・残留熱除去系Ａ系Ｄ／Ｗスプレイ弁 ・残留熱除去系Ａ系Ｓ／Ｐスプレイ弁 ・残留熱除去系熱交換器（Ａ）バイパス弁 ・残留熱除去系Ｂ系Ｄ／Ｗスプレイ弁 ・残留熱除去系Ｂ系Ｓ／Ｐスプレイ弁 ・残留熱除去系熱交換器（Ｂ）バイパス弁

第57－9－(1.3.3－1)表　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の重大事故等対処設備について（3／3）

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
－	・代替格納容器スプレイ冷却系（常設） ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	・残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)
計装設備	＜代替格納容器スプレイ冷却系（常設）＞ ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・代替淡水貯槽水位 ＜代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）＞ ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬型ライン用） ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウェル圧力 ・サプレッション・チェンバ圧力 ・サプレッション・プール水位

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に設置，残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）は原子炉建屋原子炉棟に設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57－9－(1.3.3－3)～(1.3.3－4)図）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，第57－9－(1.3.3－5)図のとおり屋外（常設代替高圧電源装置）に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第57－9－(1.3.3－5)図のとおり原子炉建屋付属棟地下1階に設置する２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ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，常設代替高圧電源装置と２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇ，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る設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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57－9－(1.3.3－2)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－(1.3.3－2)表　電路ルート図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

（49条）

	図番号	頁
計装設備用 (第 57－9－(1.3.3－3)表)	第57－9－(49－1～8)図	57－9－136～143
動力用 (第 57－9－(1.3.3－5)図) (第 57－9－(1.3.3－4)表)	第57－9－(49－9～17)図	57－9－144～152

第57－9－(1.3.3－3)表　計装設備用電路　代替格納容器スプレイ冷却系

(49条)　(1／2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階	D1	残留熱除去系（A）系統流量（FT-E12-N015A）	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	D2	残留熱除去系ポンプ（A）吐出圧力（PT-E12-N056A）	中央制御室（H13-P925）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	ドライウェル雰囲気温度（フランジ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D3	残留熱除去系（B）系統流量（FT-E12-N015B）	中央制御室（H13-P601）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	ドライウェル雰囲気温度（フランジ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D4	残留熱除去系ポンプ（B）吐出圧力（PT-E12-N056B）	中央制御室（H13-P926）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	ドライウェル雰囲気温度（TAF高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系熱交換器（A）入口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟1階
S6	ドライウェル雰囲気温度（TAF高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系熱交換器（A）出口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	ドライウェル雰囲気温度（機器ハッチ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D7	残留熱除去系熱交換器（B）入口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟1階
S8	ドライウェル雰囲気温度（機器ハッチ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	D8	残留熱除去系熱交換器（B）出口温度	中央制御室（H13-P614）	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S10	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S11	ドライウェル圧力（PT-26-79.60）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟4階	－	－	－	－

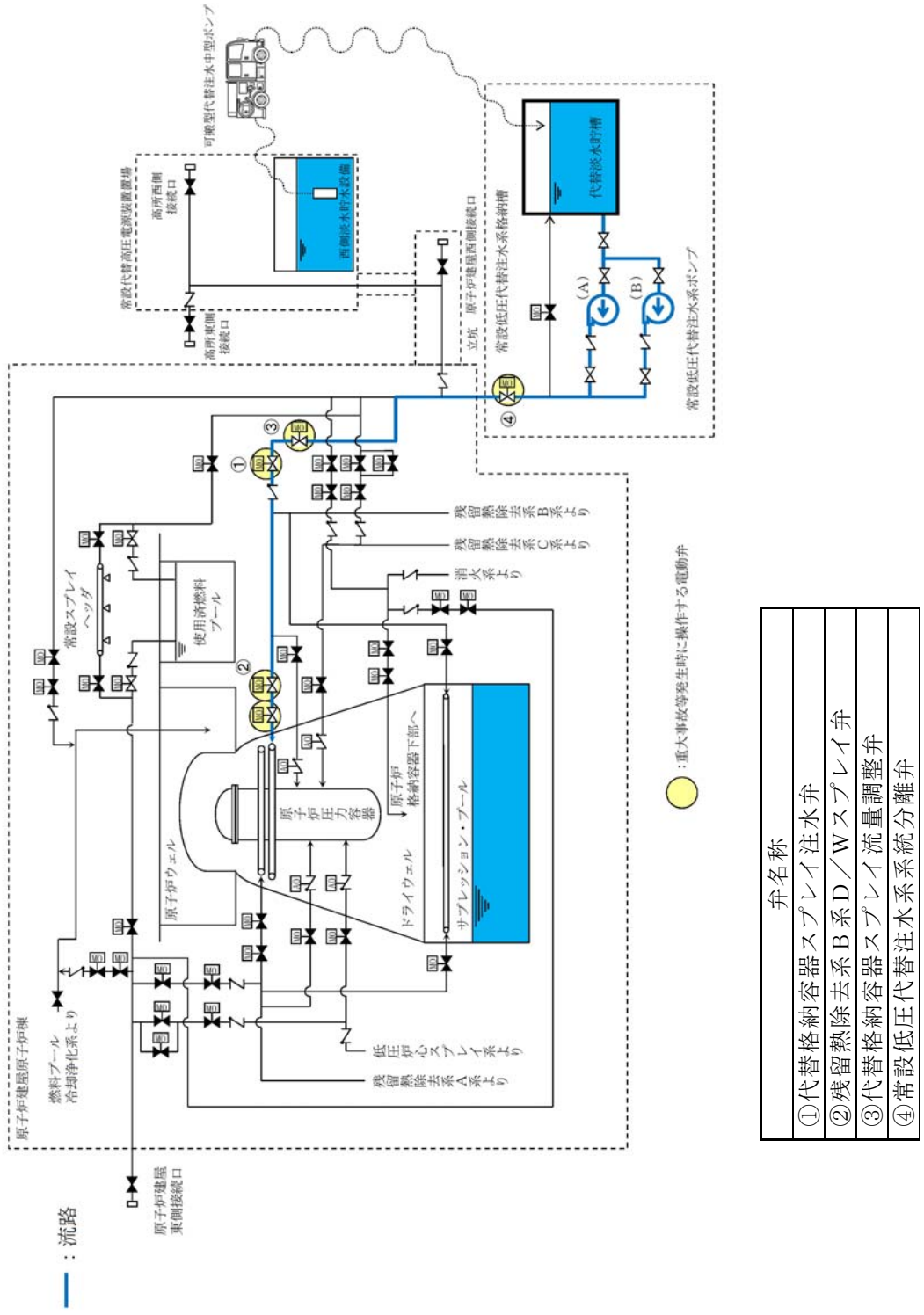
第57－9－(1.3.3－3)表　計装設備用電路　代替格納容器スプレイ冷却系

(49条)　(2／2)

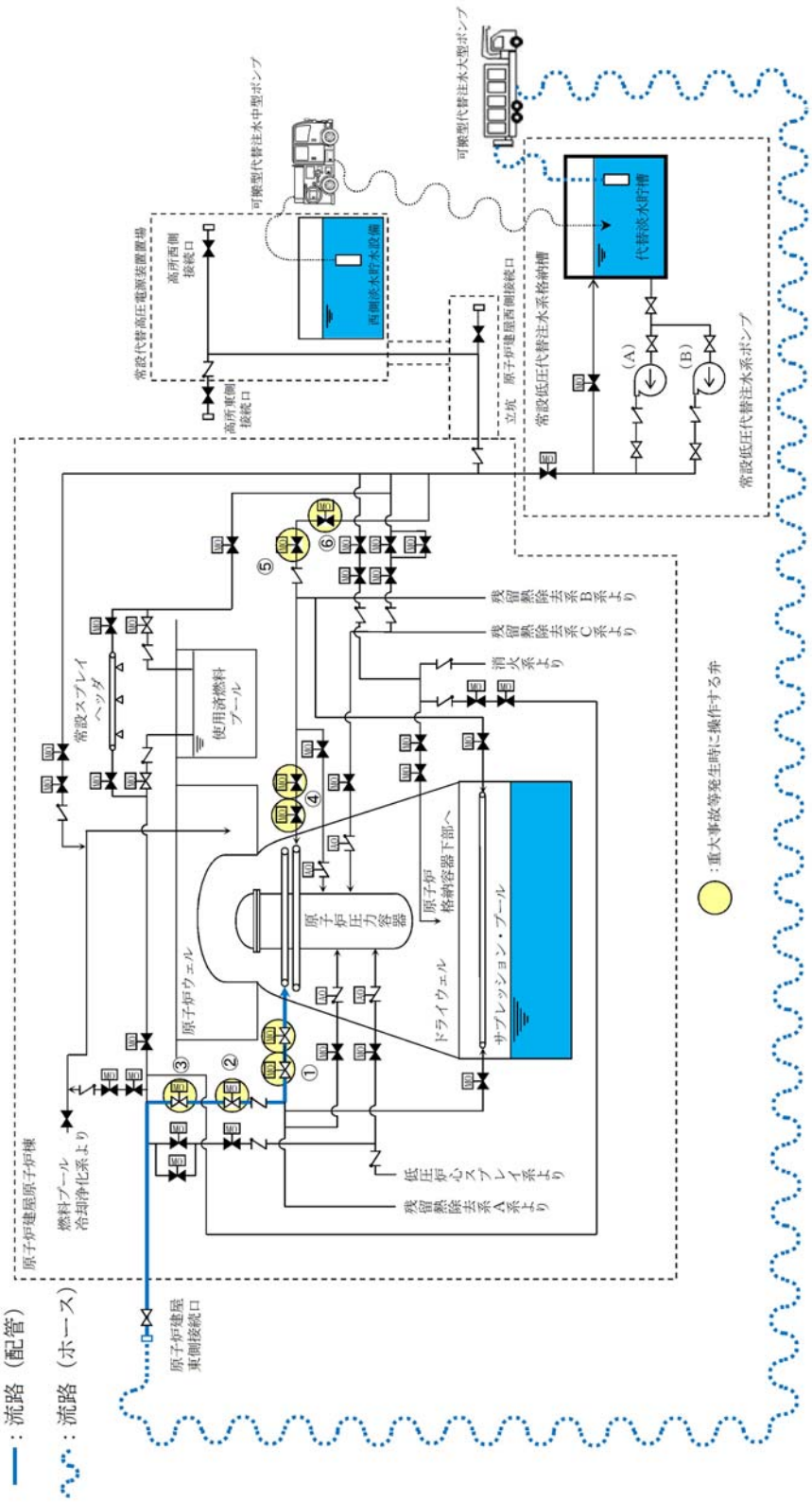
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	サプレッション・チェンバ圧力（PT-26-79.61）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟１階	－	－	－	－
S13	サプレッション・プール水位（LT-26-79.60）	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟地下２階	－	－	－	－
S14	常設低圧代替注水系ポンプ（A）吐出圧力	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－
S15	常設低圧代替注水系ポンプ（B）吐出圧力	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－
S16	代替淡水貯槽水位	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－

第57－9－(1.3.3－4)表　動力用電路　代替格納容器スプレイ冷却系（49条）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M／C ～緊急用P／C～緊急用MCC		DC0	２C　D／G～M／C　２C～P／C　２C	
S1	緊急用MCC	残留熱除去系B系 D／Wスプレイ弁（A）	DD0	２D　D／G～M／C　２D～P／C　２D	
S2	緊急用MCC	残留熱除去系B系 D／Wスプレイ弁（B）	DC3	P／C　２C～MCC　２C－３	
S3	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 注水弁	DC5	P／C　２C～MCC　２C－５	
S4	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 流量調整弁	DC9	P／C　２C～MCC　２C－９	
S5	緊急用P／C	常設低圧代替注水系 ポンプ（A）	DD3	P／C　２C～MCC　２D－３	
S6	緊急用P／C	常設低圧代替注水系 ポンプ（B）	D1	M／C ２C／６	残留熱除去系 海水系ポンプ（A）
S7	緊急用MCC	残留熱除去系A系 D／Wスプレイ弁（A）	D2	M／C ２C／７	残留熱除去系 海水系ポンプ（C）
S8	緊急用MCC	残留熱除去系A系 D／Wスプレイ弁（B）	D3	MCC ２C－５／６D	残留熱除去系熱交換器 （A）バイパス弁
S9	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 注水弁	D4	M／C ２D／７	残留熱除去系 海水系ポンプ（B）
S10	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 流量調整弁	D5	M／C ２D／８	残留熱除去系 海水系ポンプ（D）
S11	緊急用MCC	常設低圧代替注水系 系統分離弁	D6	MCC ２D－３／５E	残留熱除去系熱交換器 （B）バイパス弁
－	－	－	D7	MCC ２C－９／６B	残留熱除去系A系 D／Wスプレイ弁（A）
－	－	－	D8	MCC ２C－９／６C	残留熱除去系A系 D／Wスプレイ弁（B）
－	－	－	D9	MCC ２D－３／４B	残留熱除去系B系 D／Wスプレイ弁（A）
－	－	－	D10	MCC ２D－３／５C	残留熱除去系B系 D／Wスプレイ弁（B）
－	－	－	D11	M／C ２C／２	残留熱除去系ポンプ （A）
－	－	－	D12	M／C ２D／２	残留熱除去系ポンプ （B）
－	－	－	D13	MCC ２C－５／４C	残留熱除去系A系 S／Pスプレイ弁
－	－	－	D14	MCC ２D－３／６E	残留熱除去系B系 S／Pスプレイ弁

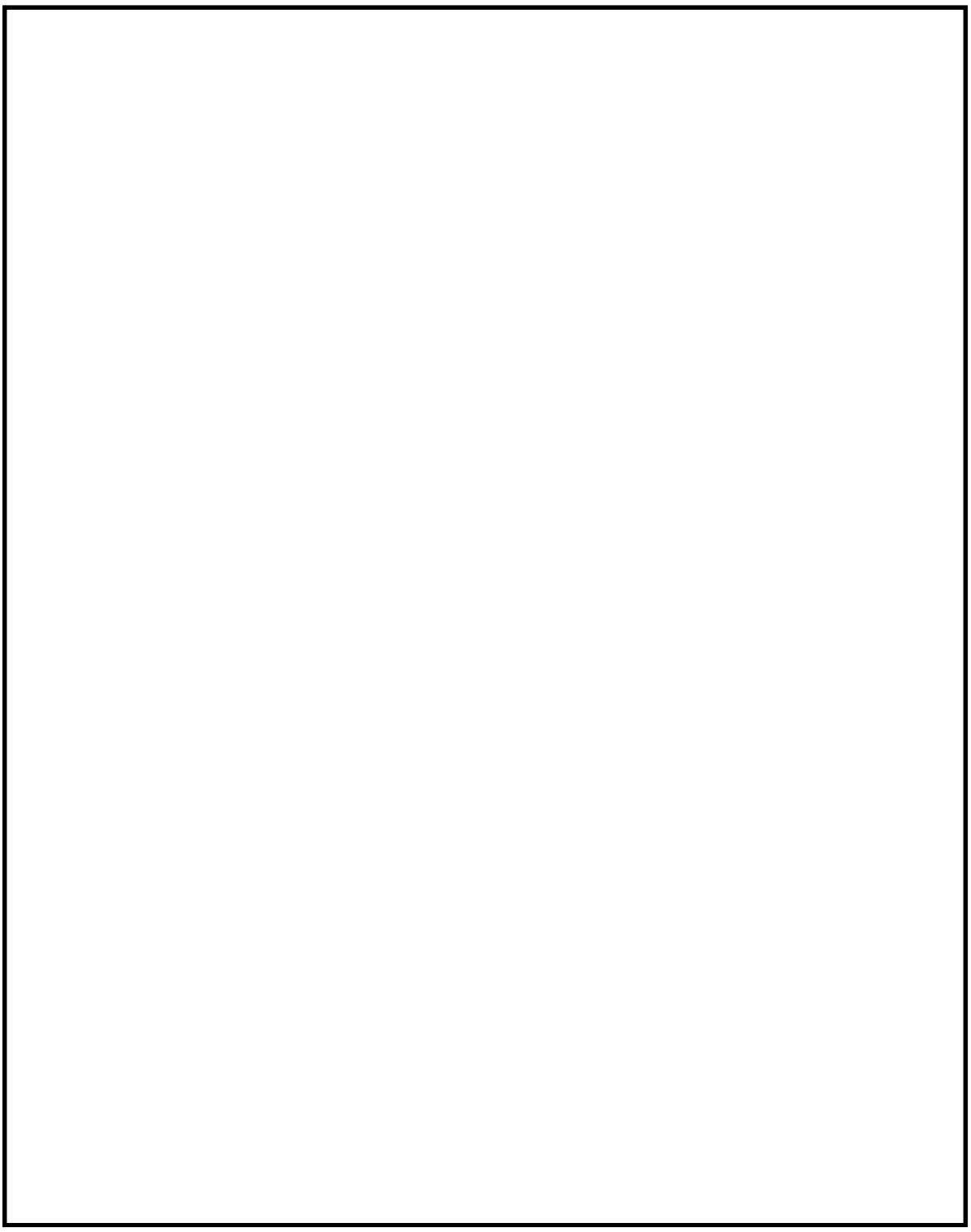


第 57－9－(1.3.3－1)図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の概要図

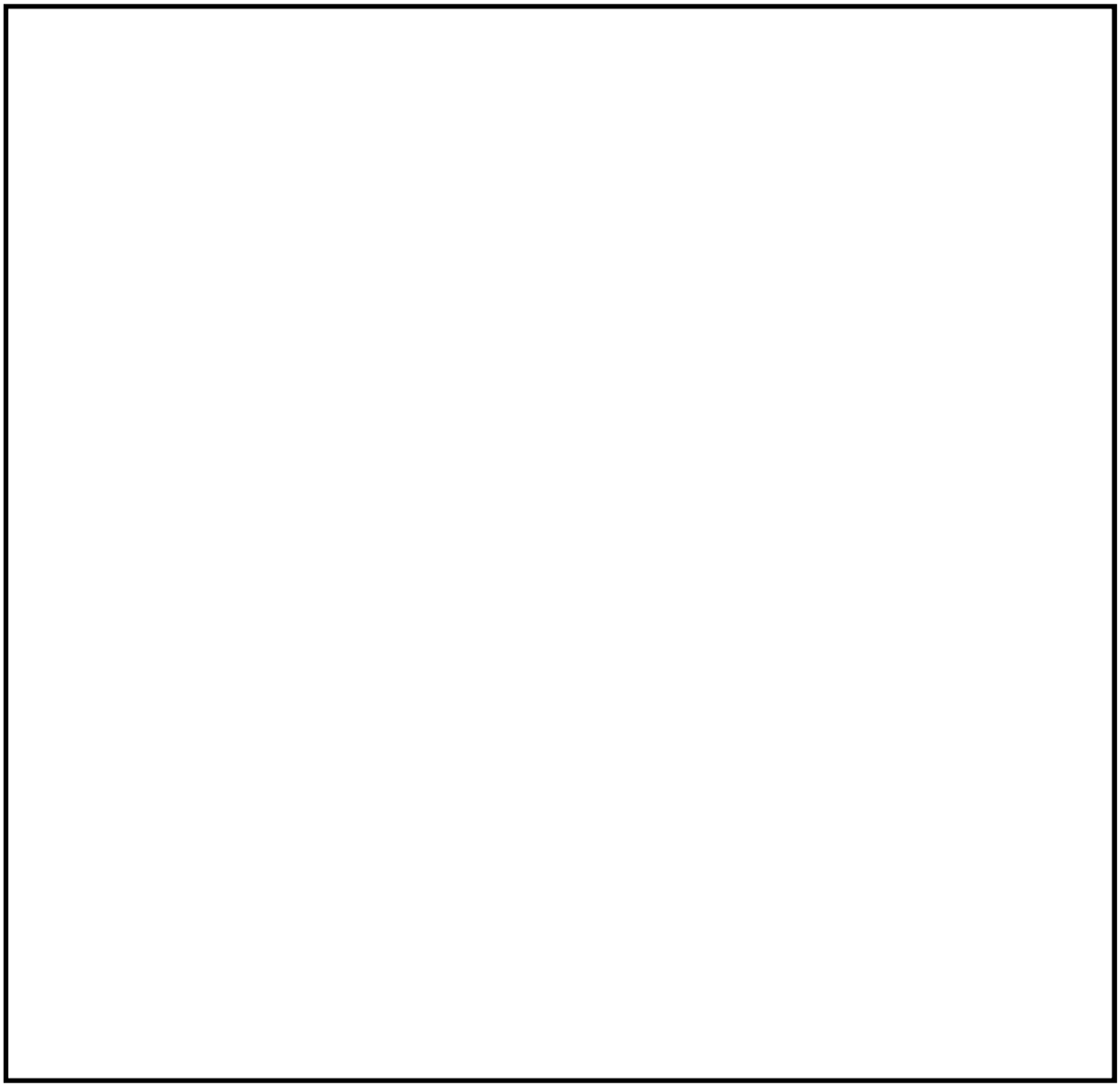


弁名称	弁名称
①残留熱除去系A系D／Wスプレイ弁	④残留熱除去系B系D／Wスプレイ弁
②代替格納容器スプレイ注水弁	⑤代替格納容器スプレイ注水弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁	⑥代替格納容器スプレイ流量調整弁

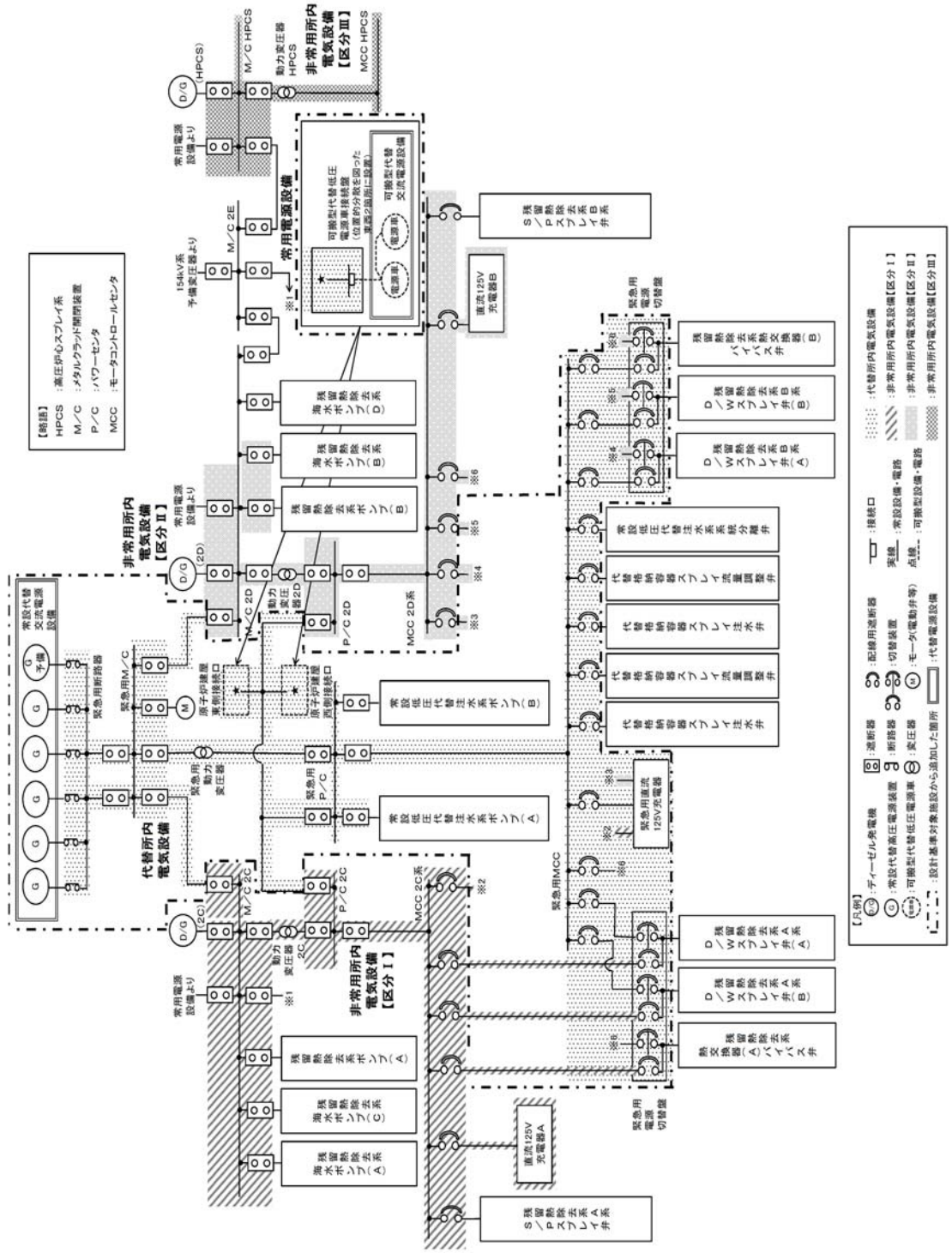
第57－9－(1.3.3－2)図　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の概要図



第57－9－(1.3.3－3)図　代替格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系（低圧注水系）の配置図（原子炉建屋 EL.－4.0m）



第57－9－(1. 3.3－4)図　代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の配置図（常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側屋外 T.P.＋8.2m）



第57－9－(1.3.3－5)図　代替格納容器スプレイ冷却系（49条）　単線結線図

1.3.4 格納容器下部注水系（51条）

格納容器下部注水系は，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，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した炉心を冷却するための常設設備である。

格納容器下部注水系の概要図を，第 57－9－(1.3.4－1)～(1.3.4－2)図に示す。

格納容器下部注水系の主要設備を，第 57－9－(1.3.4－1)表に示す。

第 57－9－(1.3.4－1)表　格納容器下部注水系の主要設備について

(1／2)

項目	重大事故緩和設備	設計基準事故対処設備
	・格納容器下部注水系（常設） ・格納容器下部注水系（可搬）	－
ポンプ	＜格納容器下部注水系（常設）＞ ・常設低圧代替注水系ポンプ（A） ・常設低圧代替注水系ポンプ（B） ＜格納容器下部注水系（可搬型）＞ ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	－
電動弁（状態表示を含む）	＜格納容器下部注水系（常設）＞ ・格納容器下部注水系ペデスタル注水弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 ＜格納容器下部注水系（可搬型）＞ ・格納容器下部注水系ペデスタル注水弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注水弁 ・格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁	－

第 57－9－(1.3.4－1)表　格納容器下部注水系の主要設備について

(2／2)

項目	重大事故緩和設備	設計基準事故対処設備
	・格納容器下部注水系（常設） ・格納容器下部注水系（可搬）	－
計装設備	＜格納容器下部注水系（常設）＞ ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水位 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替淡水貯槽水位 ＜格納容器下部注水系（可搬型）＞ ・ドライウェル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水位 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位	－

なお，格納容器下部注水系の各設備は以下のとお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

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に設置し，屋外の西側保管場所及び南側保管場所に保管された格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプと位置的分散を図る設計としている。（第 57－9－(1.3.4－3)図）

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの駆動源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から代替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，格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，電源を必要としない駆動方式としており，多様性を有する設計としている。

② 電動弁

格納容器下部注水系ペデスタル注水弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁，格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁は，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，それぞれ多重性を有する設計としている。

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する。また可搬型計測器による計測が可能な設計とし，多様性を有する設計とする。

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しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計とする。

①から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。

具体的な電路として，単線結線図及びルート図の一覧を，第57－9－(1.3.4－2)表に示す。

第57－9－(1.3.4－2)表　単線結線図及び電路ルート図の一覧　格納容器下部注水系（51条）

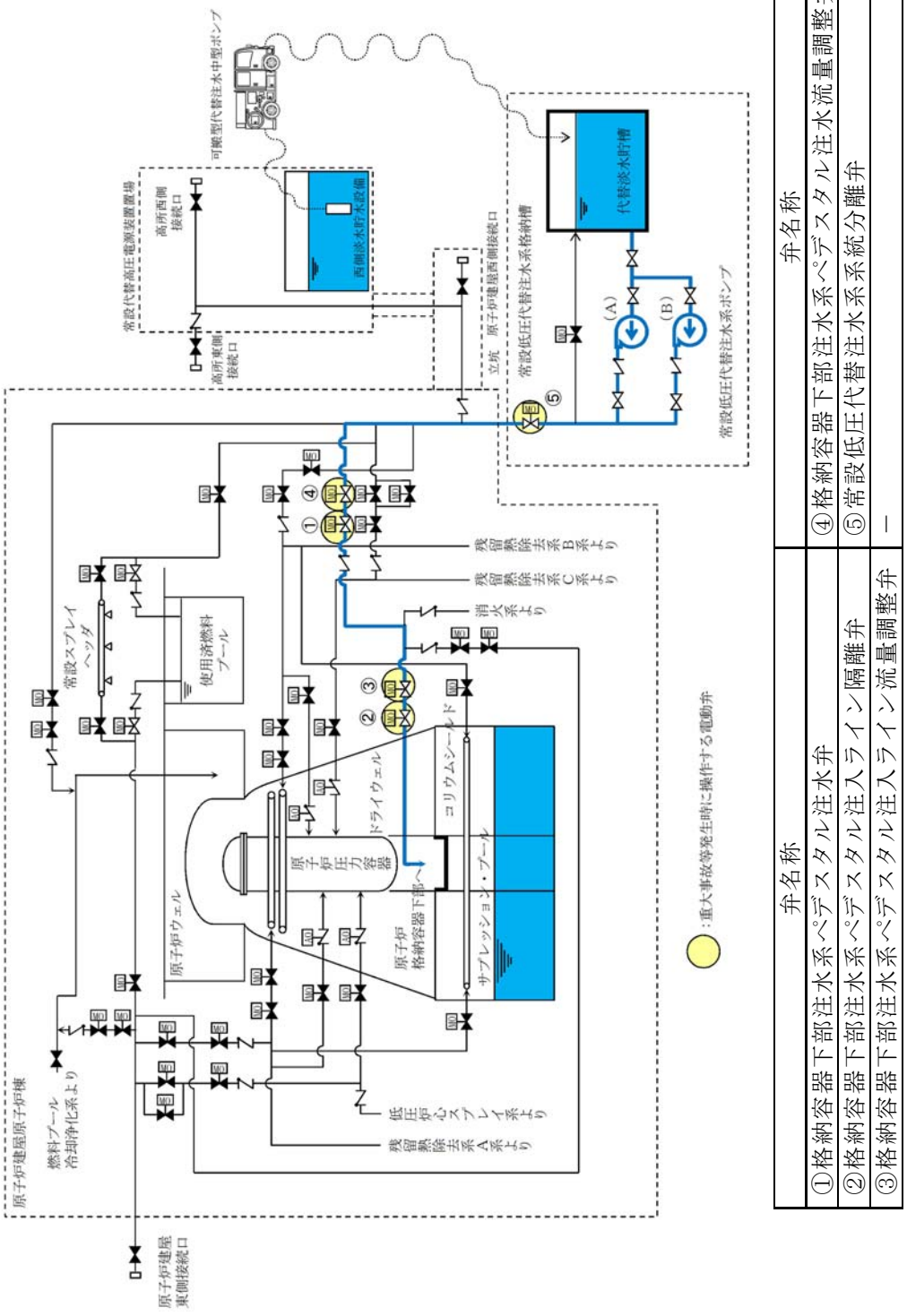
	図番号	頁
計装設備用 (第57－9－(1.3.4－3)表)	第57－9－(51－1～6)図	57－9－153～158
動力用 (第57－9－(1.3.4－4)図) (第57－9－(1.3.4－4)表)	第57－9－(51－7～13)図	57－9－159～165

第57－9－(1.3.4－3)表　計装設備用電路　格納容器下部注水系（51条）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	中央制御室	現場計器原子炉建屋原子炉棟3階	－	－	－	－
S2	ドライウェル雰囲気温度（フランジ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S3	ドライウェル雰囲気温度（フランジ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S4	ドライウェル雰囲気温度（TAF高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S5	ドライウェル雰囲気温度（TAF高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S6	ドライウェル雰囲気温度（機器ハッチ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S7	ドライウェル雰囲気温度（機器ハッチ高さ）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S8	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S9	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S10	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S11	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S12	格納容器下部水位	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S13	格納容器下部水位（溶融炉心冷却満水検知）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S14	格納容器下部水位（溶融炉心冷却満水検知）	中央制御室	現場計器原子炉格納容器内	－	－	－	－
S15	常設低圧代替注水系ポンプ（A）吐出圧力	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－
S16	常設低圧代替注水系ポンプ（B）吐出圧力	中央制御室	現場計器常設低圧代替注水系格納槽	－	－	－	－

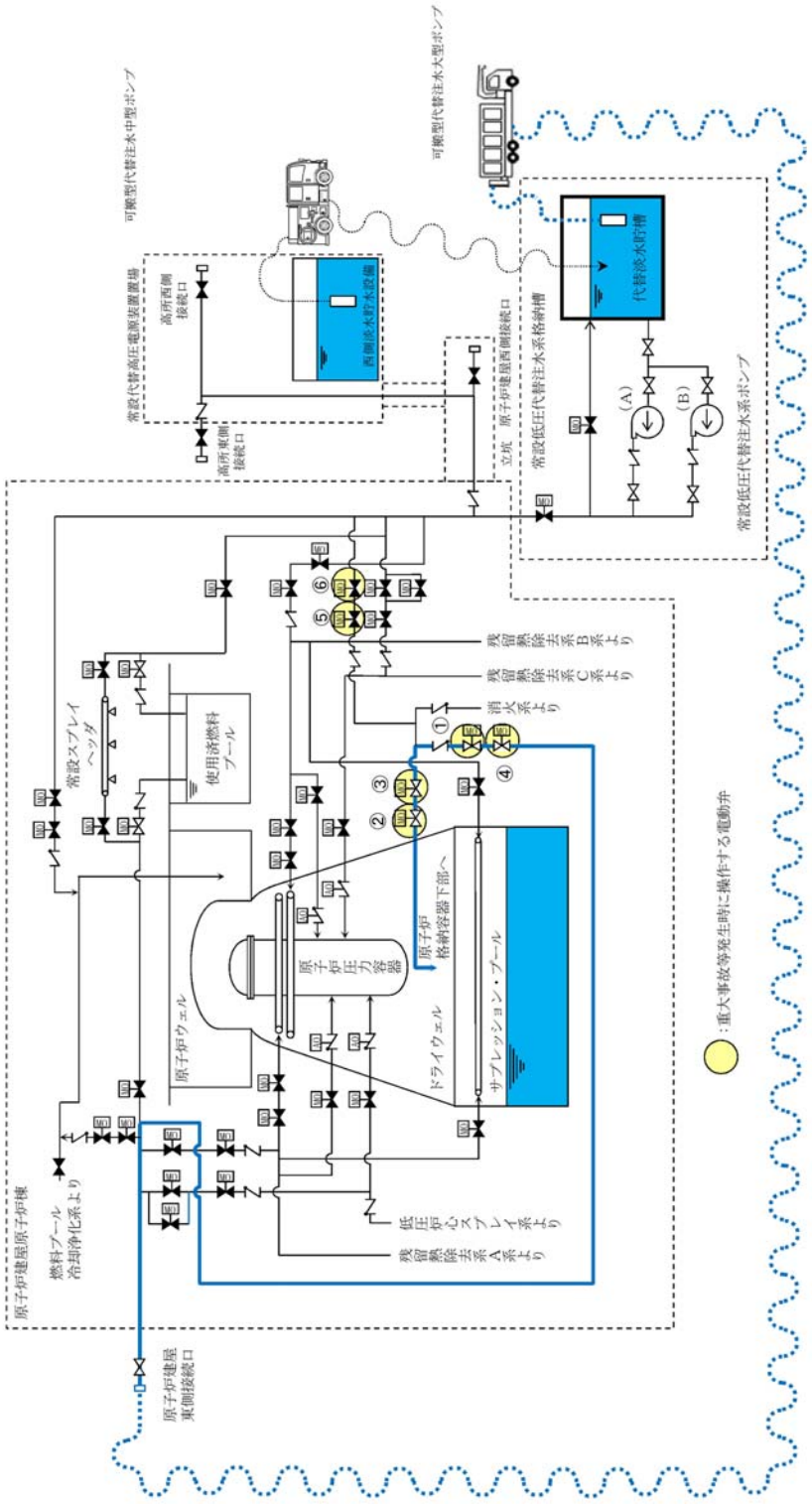
第57－9－(1.3.4－4)表　動力用電路　格納容器下部注水系（51条）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M／C～緊急用P／C～緊急用MCC		－	－	－
S1	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁	－	－	－
S2	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	－	－	－
S3	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	－	－	－
S4	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁	－	－	－
S5	緊急用P／C	常設低圧代替注水系ポンプ（A）	－	－	－
S6	緊急用P／C	常設低圧代替注水系ポンプ（B）	－	－	－
S7	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	－	－	－
S8	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁	－	－	－
S9	緊急用MCC	常設低圧代替注水系系統分離弁	－	－	－



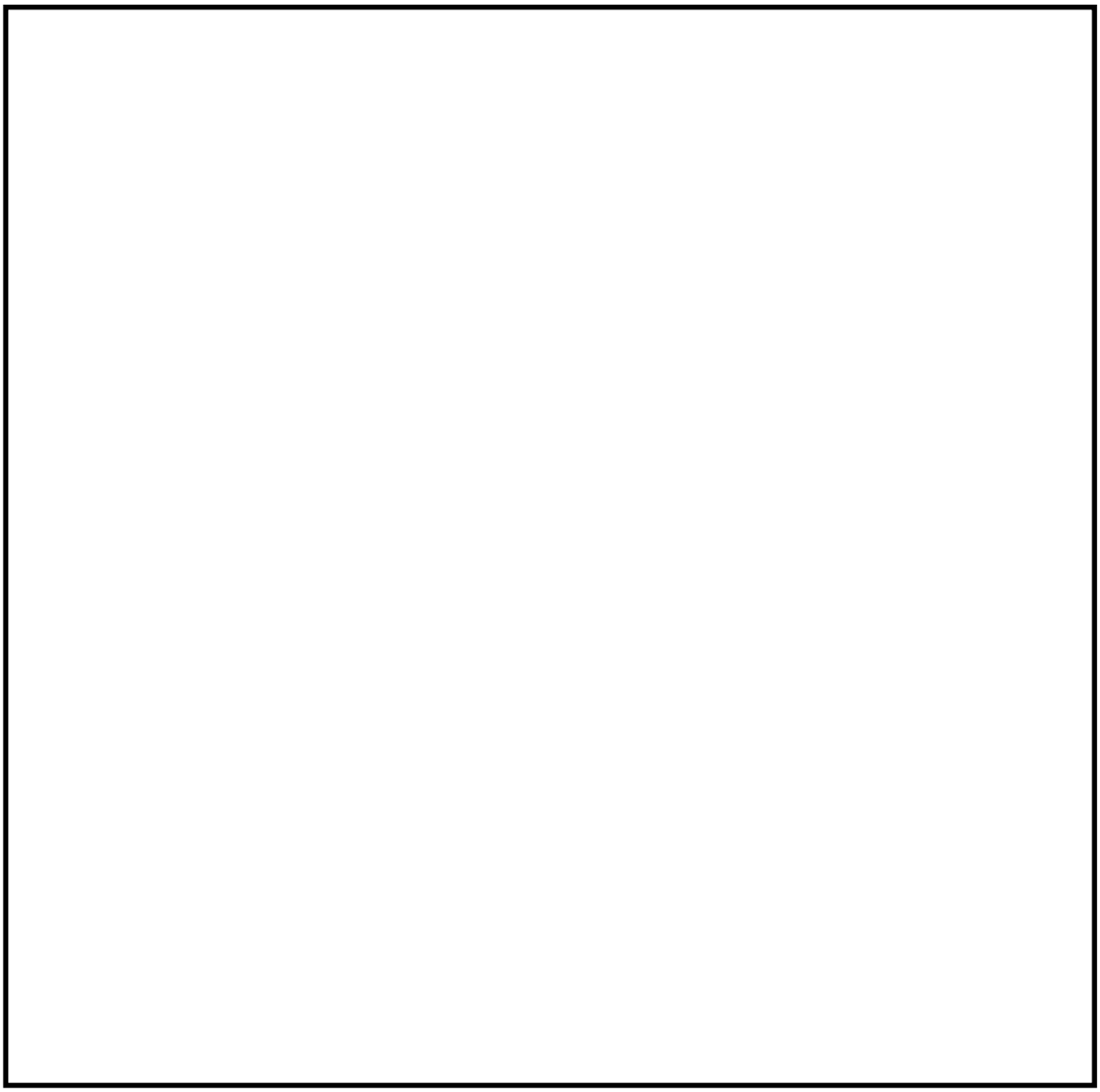
弁名称	弁名称
①格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	④格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
②格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑤常設低圧代替注水系系統分離弁
③格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁	－

第 57－9－(1.3.4－1)図　格納容器下部注水系（常設）の概要図

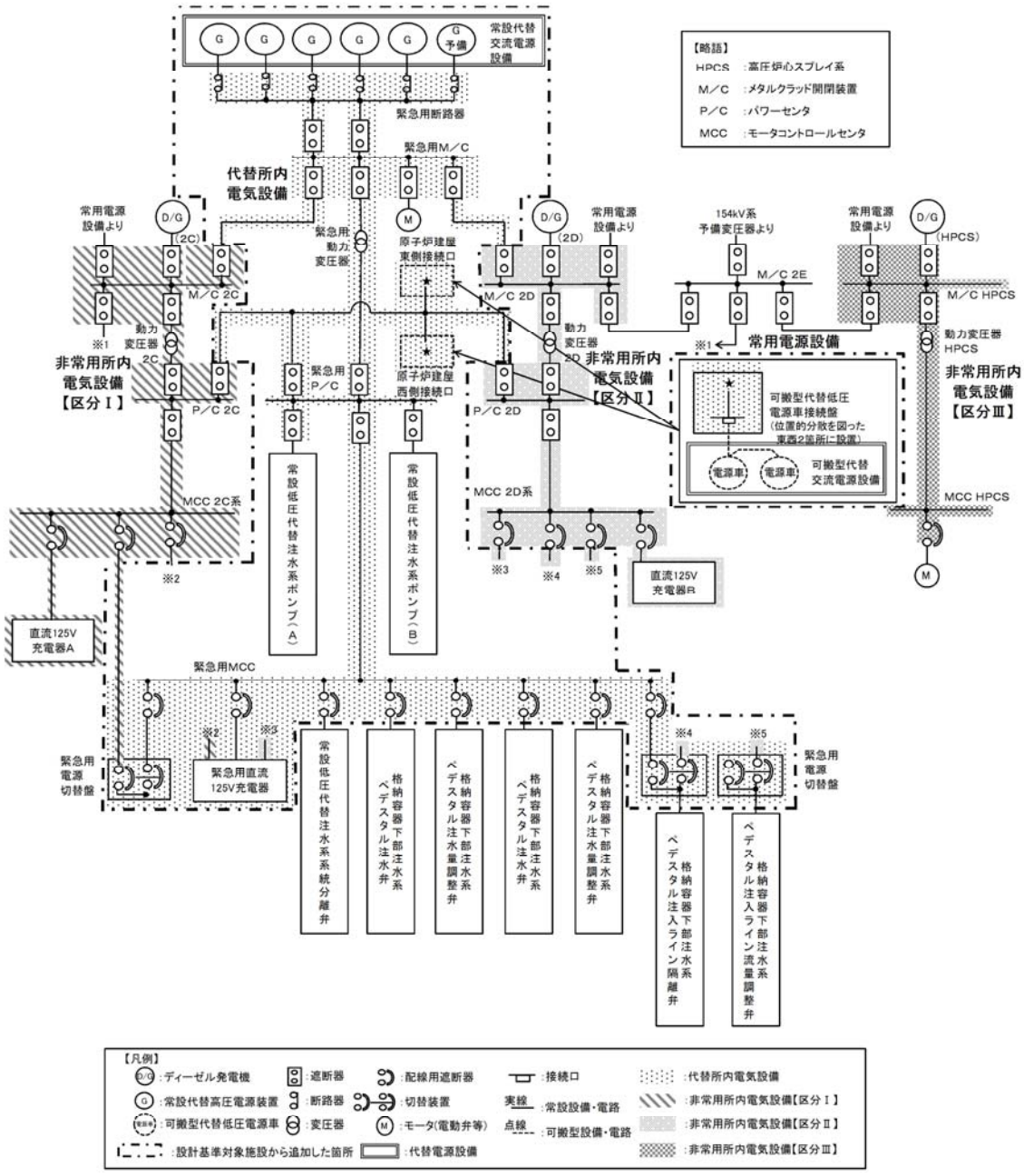


弁名称	弁名称
①格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	④格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
②格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑤格納容器下部注水系ペデスタル注水弁
③格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁	⑥格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁

第 57－9－(1.3.4－2)図　格納容器下部注水系（可搬型）の概要図



第57－9－(1.3.4－3)図　代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水系)の配置図(常設低圧代替注水系格納槽　原子炉建屋南側屋外 T.P.＋8.2m)



第 57－9－(1.3.4－4)図　単線結線図　格納容器下部注水系（51 条）

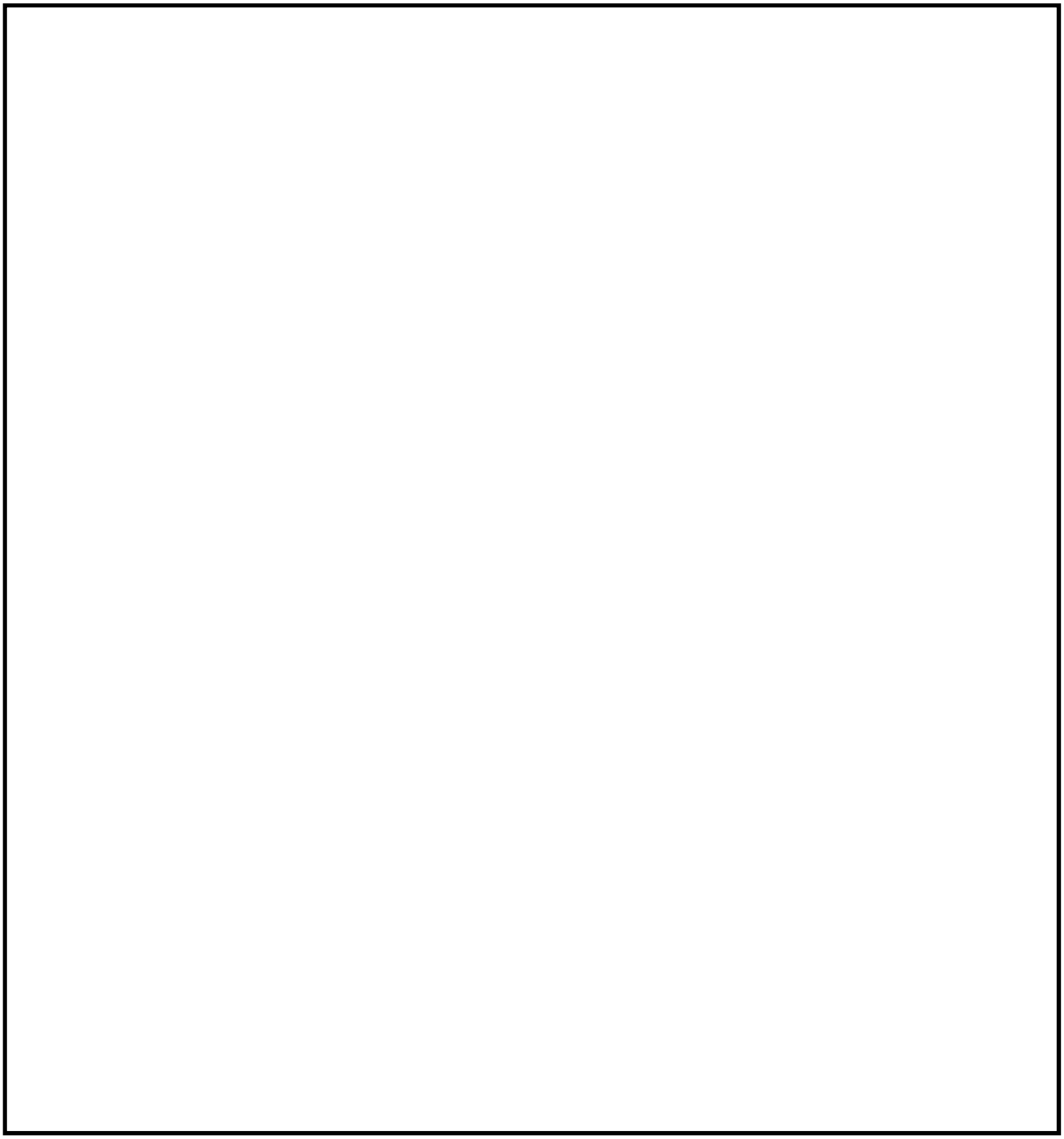
事故シーケンス		系統機能	緊急用直流125V充電器	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプA	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプB	緊急用無停電電源装置（可搬型照明（SA）を負荷に含む）	緊急用監視計装設備（HERMETIS制御盤A系・B系，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，原子炉建屋水素濃度計，モニタリングポスト）	直流125V充電器A	非常用照明（LP-220，227，230，232）	120V AC 計装用電源2A	通信連絡設備（送受話器（ページング），通信用無停電電源盤，マイクロ無線装置用電源切替盤A系）	モニタリングポスト電源盤	チェックポイント建屋電源盤	可燃性ガス濃度制御系制御盤	ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータA	ほう酸水注入系パイプヒータ	非常用ガス再循環系トレインAスペースヒータ	非常用ガス処理系トレインAスペースヒータ	P／C 動力変圧器冷却ファンA及びB	CVCF（使用済燃料乾式貯蔵建屋用）	直流125V充電器B	非常用照明（LP-221A，219，234）	120V AC 計装用電源2B	バイタル交流電源装置	サービス建屋動力制御盤	非常用ガス再循環系トレインBスペースヒータ	非常用ガス処理系トレインBスペースヒータ	非常用ガス再循環系排風機A	非常用ガス再循環系トレインAヒータ	非常用ガス再循環系トレインAスペースヒータ（非常用ガス再循環系排風機A起動後，自動停止）	非常用ガス処理系排風機A	非常用ガス処理系トレインAヒータ	非常用ガス処理系トレインAスペースヒータ（非常用ガス処理系排風機A起動後，自動停止）	中央制御室換気系空気調和機ファンA	中央制御室換気系フィルタ系ファンA	中央制御室換気系（中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室換気系電気加熱コイル）	蓄電池室排気ファンA	蓄電池室空気調和機ファン	スイッチギア室空調系（スイッチギア室空気調和機ファン，スイッチギア室チラーコンデンサファン，スイッチギア室チラー冷水循環ポンプ，スイッチギア室チラー圧縮機A及びB）	ほう酸水注入ポンプA	ほう酸水注入ポンプB	常設低圧代替注水系ポンプA	常設低圧代替注水系ポンプB	緊急用海水ポンプA	緊急用海水ポンプB	緊急用海水ポンプ室空調ファン	代替循環冷却系ポンプA	代替循環冷却系ポンプB	代替燃料プール冷却系ポンプ	原子炉保護系電源装置 2A	原子炉保護系電源装置 2B	残留熱除去系海水系ポンプA	残留熱除去系海水系ポンプB	残留熱除去系海水系ポンプC	残留熱除去系海水系ポンプD	残留熱除去系ポンプA（残留熱除去系ポンプ室空調含む）	残留熱除去系ポンプB（残留熱除去系ポンプ室空調含む）	残留熱除去系ポンプC（残留熱除去系ポンプ室空調含む）	常設低圧代替注水系ポンプA（起動後，状況に応じて停止する）	常設低圧代替注水系ポンプB（起動後，状況に応じて停止する）
		負荷容量（kW）	約120	約2	約2	約47	約48	約79	約106	約134	約88	約14	約54	約7	約14	約1	約30	約22	約4	約14	約60	約106	約134	約67	約16	約30	約22	約55	約76	約-30	約8	約19	約-22	約45	約8	約183	約8	約11	約143	約37	約37	約199	約199	約510	約510	約4	約148	約148	約30	約45	約45	約637	約637	約637	約637	約567	約567	約567	約-199	約-199
炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失	約1,141	○	○	(○)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	高圧注水・減圧機能喪失	約951	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	(○)	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	全交流動力電源喪失（長期TB）	約4,510	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	(○)	○	—	—	○	—	—	○	(○)	○	(○)	○	(○)	—	—	—
	全交流動力電源喪失（TBD，TBU）	約4,510	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	(○)	○	—	—	○	—	—	○	(○)	○	(○)	○	(○)	—	—	—
	全交流動力電源喪失（TBP）	約4,510	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	(○)	○	—	—	○	—	—	○	(○)	○	(○)	○	(○)	—	—	—
	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	約3,186	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	(○)	—	○	○
	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	約1,141	○	○	(○)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉停止機能喪失	約951	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	(○)	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	LOCA時注水機能喪失	約1,141	○	○	(○)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	約1,141	○	○	(○)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	津波浸水による注水機能喪失	約2,856	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	—	—	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	○	(○)	—	—	—
格納容器破損防止	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合	約2,426	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	(○)	○	○	○	(○)	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合	約2,666	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	(○)	○	○	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	約2,769	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	○	(○)	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	約2,769	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	○	(○)	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	水素燃焼	約2,426	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	(○)	○	○	○	(○)	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	溶融炉心・コンクリート相互作用	約2,769	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	○	(○)	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
SFP燃料損傷防止	想定事故1	約497	○	○	(○)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	想定事故2	約497	○	○	(○)	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
運転停止中原子炉の燃料損傷防止	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	約951	○	○	(○)	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	(○)	○	(○)	○	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	全交流動力電源喪失	約3,276	○	○	(○)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	—	○	○	○	(○)	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	○	—	—	○	○
	原子炉冷却材の流出	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：必要となる負荷

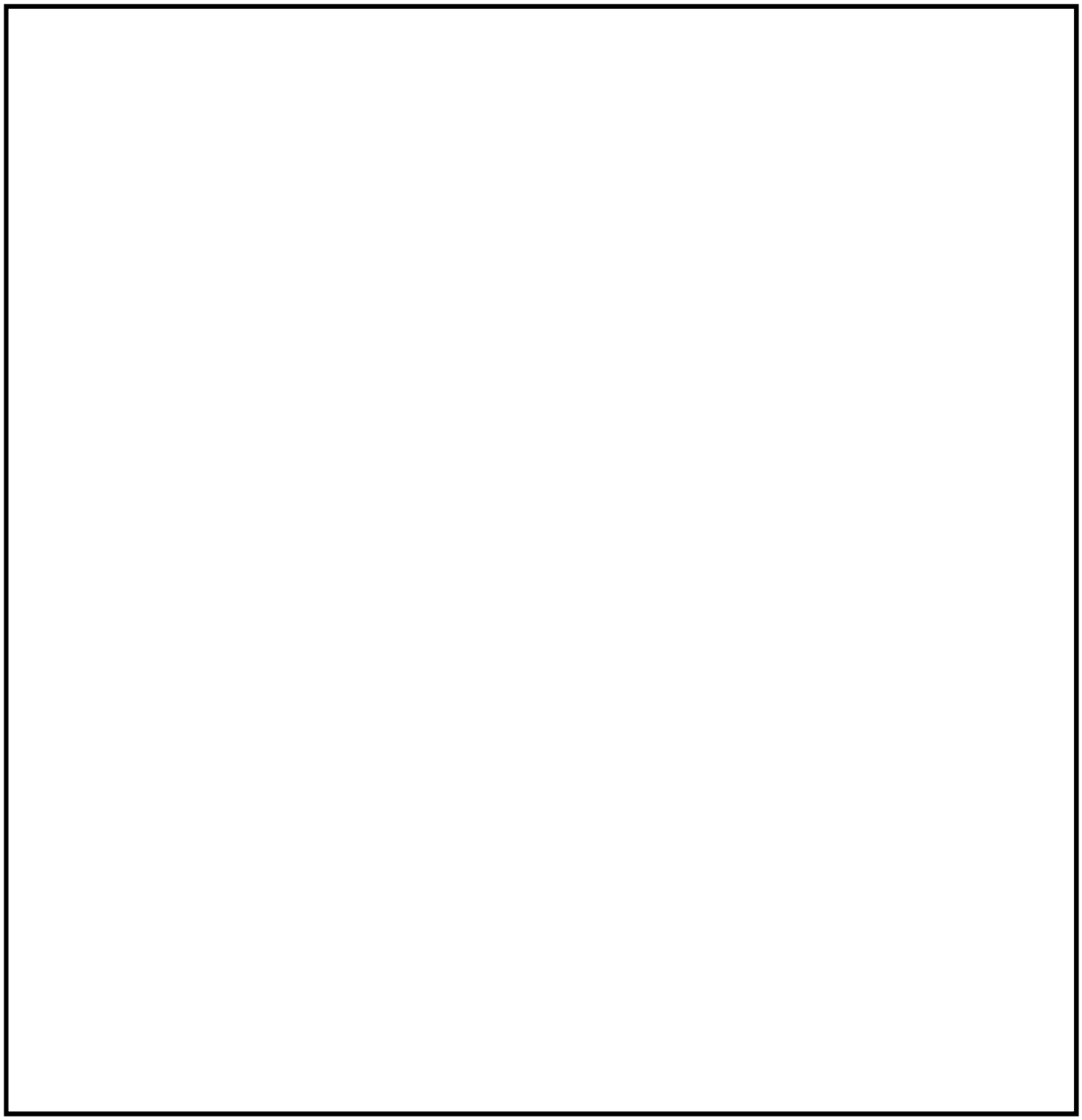
(○)：待機系統

有効性評価の想定するシナリオにおいて常設代替高圧電源装置の代替としての可搬型代替低圧電源車の使用可否について

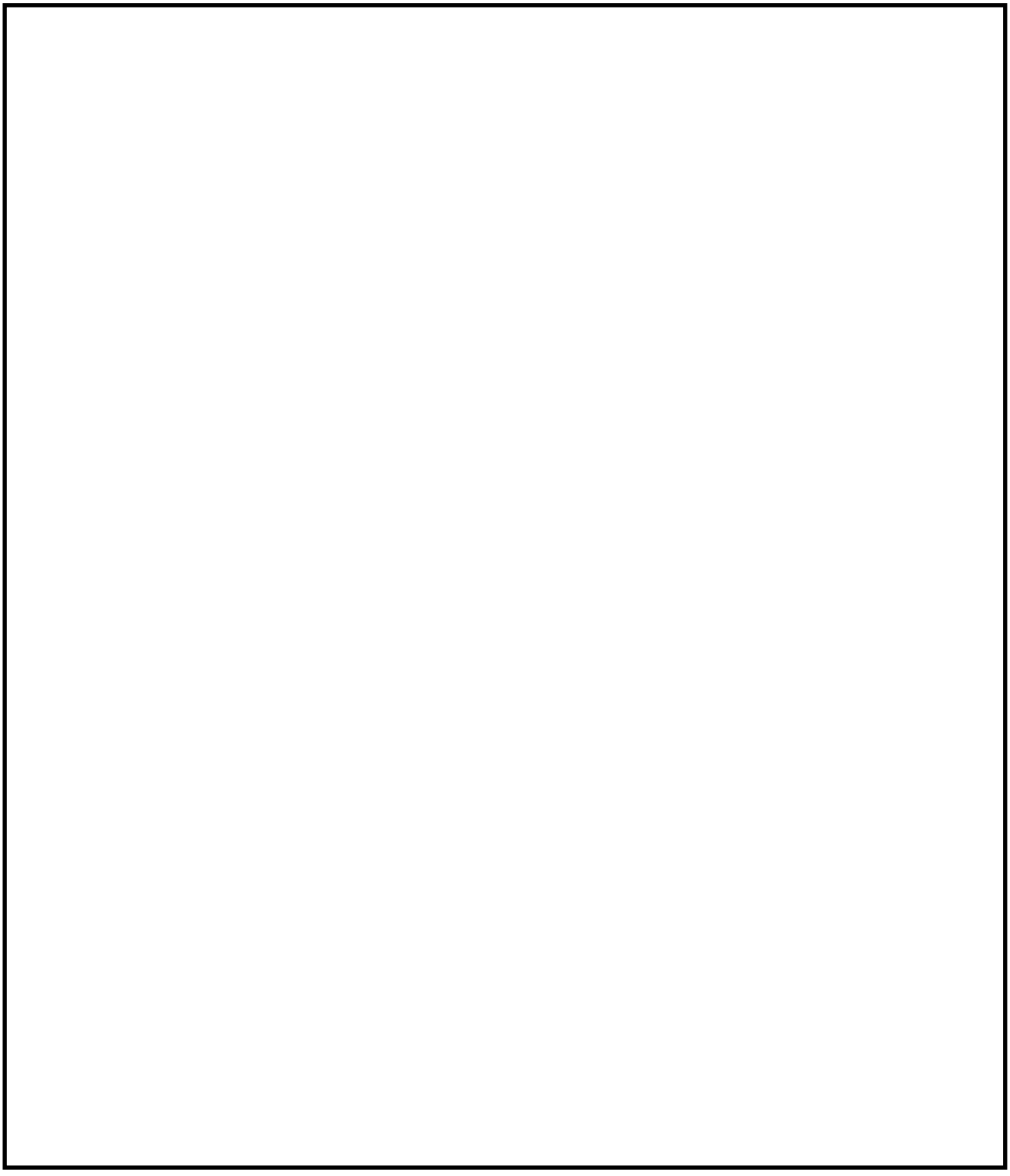
	重要事故シーケンス																					
	炉心損傷防止											格納容器破損防止						ＳＦＰ燃料破損防止		停止中原子炉の燃料損傷防止			
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	津波浸水による注水機能喪失	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用できない場合	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	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故１	想定事故２	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
常設代替高圧電源装置を使用するケース	○	－	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	－	－
常設代替高圧電源装置の代替としての可搬型代替低圧電源車の使用可否（可搬型代替低圧電源車による給電は8時間後から可能とする。）	×		○	○	○	○	○		×	○	○	×	×	×	×	×	×	○	○		×		
理由	炉心損傷防止のためには，事象発生約1時間後までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが，時間的余裕が少なく，可搬型設備に期待することは困難である。		事象発生後8時間までは，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。	事象発生後8時間までは，高圧代替注水系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。	事象発生後3時間までは，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。	事象発生後3時間までは，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。	事象発生後3時間までは，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。		炉心損傷防止のためには，事象発生1時間後までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが，時間的余裕が少なく，可搬型設備に期待することは困難である。	事象発生後3時間までは，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。	事象発生後8時間までは，原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は，可搬型設備による原子炉注水を実施することで炉心の冠水維持が可能である。その後も，可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより，炉心損傷には至らない。	格納容器破損防止のためには，事象発生約1.6時間後（リロケーションの回避）までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが，時間的余裕が少なく，可搬型設備に期待することは困難である。		ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため，リロケーションにより蒸気が発生し格納容器の過圧・過温に寄与する。そのため，可搬型設備に期待し代替格納容器スプレイを実施する必要があるが，炉心損傷していることから，作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性があることから，可搬型設備に期待することは困難である。	格納容器破損防止のためには，事象発生約1.6時間後（リロケーションの回避）までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが，時間的余裕が少なく，可搬型設備に期待することは困難である。	ペデスタル（ドライウェル部）には通常運転時から1m水位が確保されているため，リロケーションにより蒸気が発生し格納容器の過圧・過温に寄与する。その後は，可搬型設備に期待し代替格納容器スプレイを実施する必要があるが，炉心損傷していることから作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性があることから，可搬型設備に期待することは困難である。	事象発生後8時間までは，使用済燃料プールに注水しなくても使用済燃料プールの放射線の遮蔽が維持される。その後は，可搬型設備による使用済燃料プールへの注水を実施することで使用済燃料プールの水位を回復，維持できることから，使用済燃料プールの放射線の遮蔽が維持され，かつ，燃料損傷に至らない。		事象発生約1.1時間後冷却材温度が100℃に到達するため，燃料損傷回避には，事象発生後約6時間後までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが，時間的余裕が少なく，可搬型設備に期待することは困難である。		



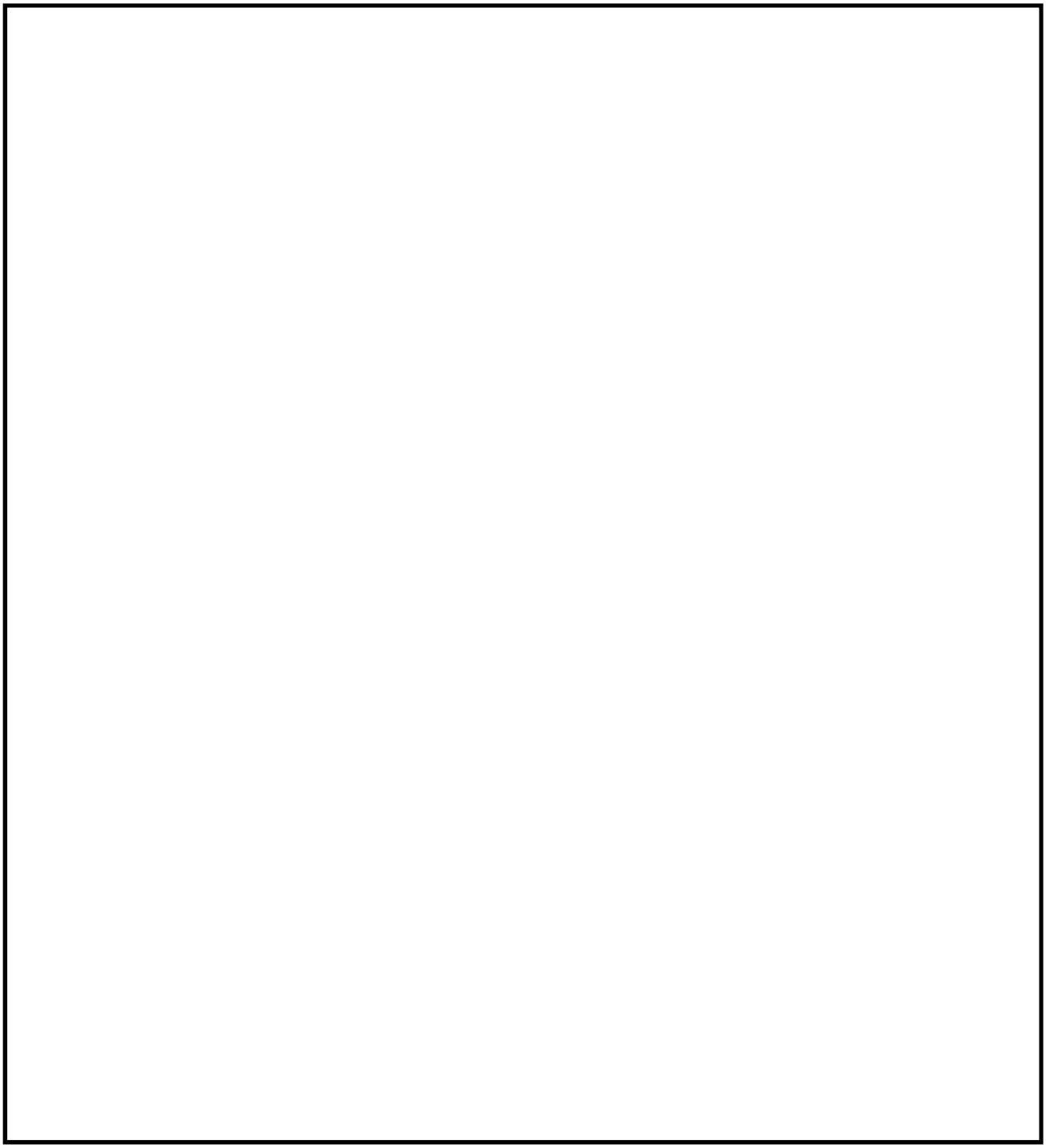
第 57－9－(47－1)図　原子炉建屋地下 1 階



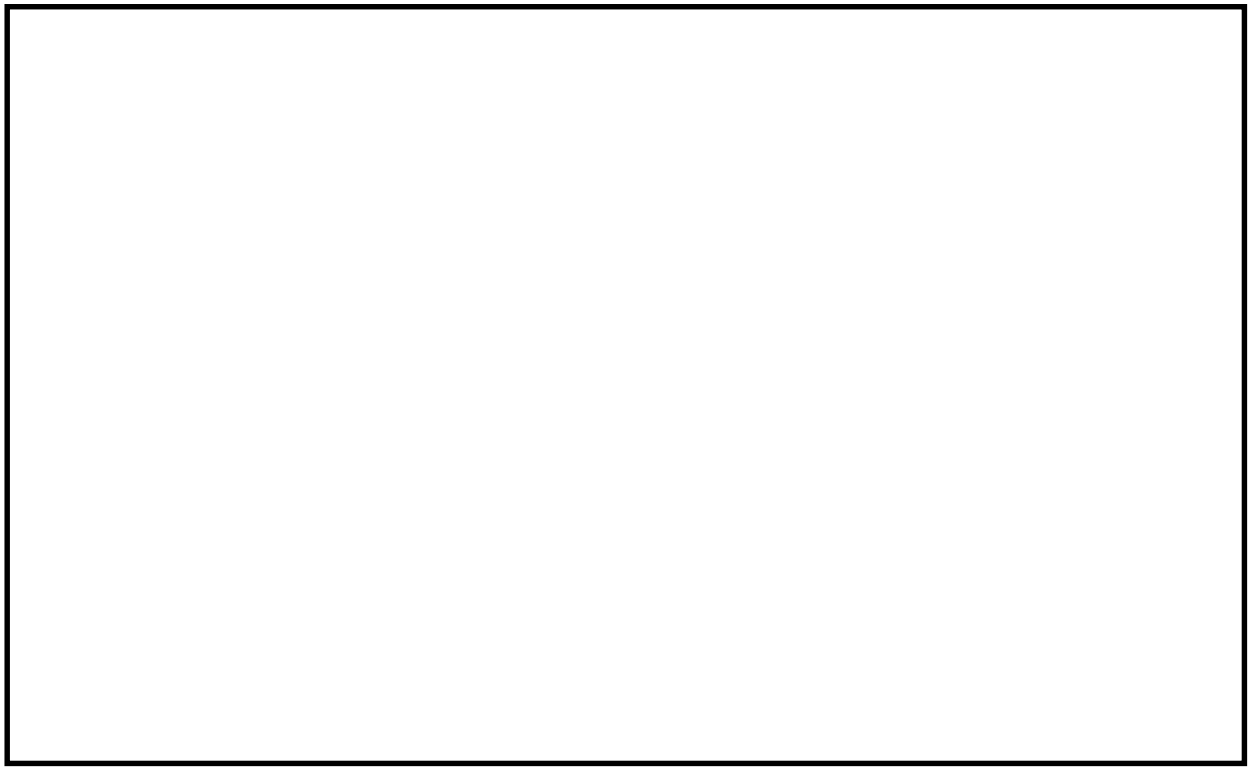
第 57－9－(47－2)図　原子炉建屋 1 階



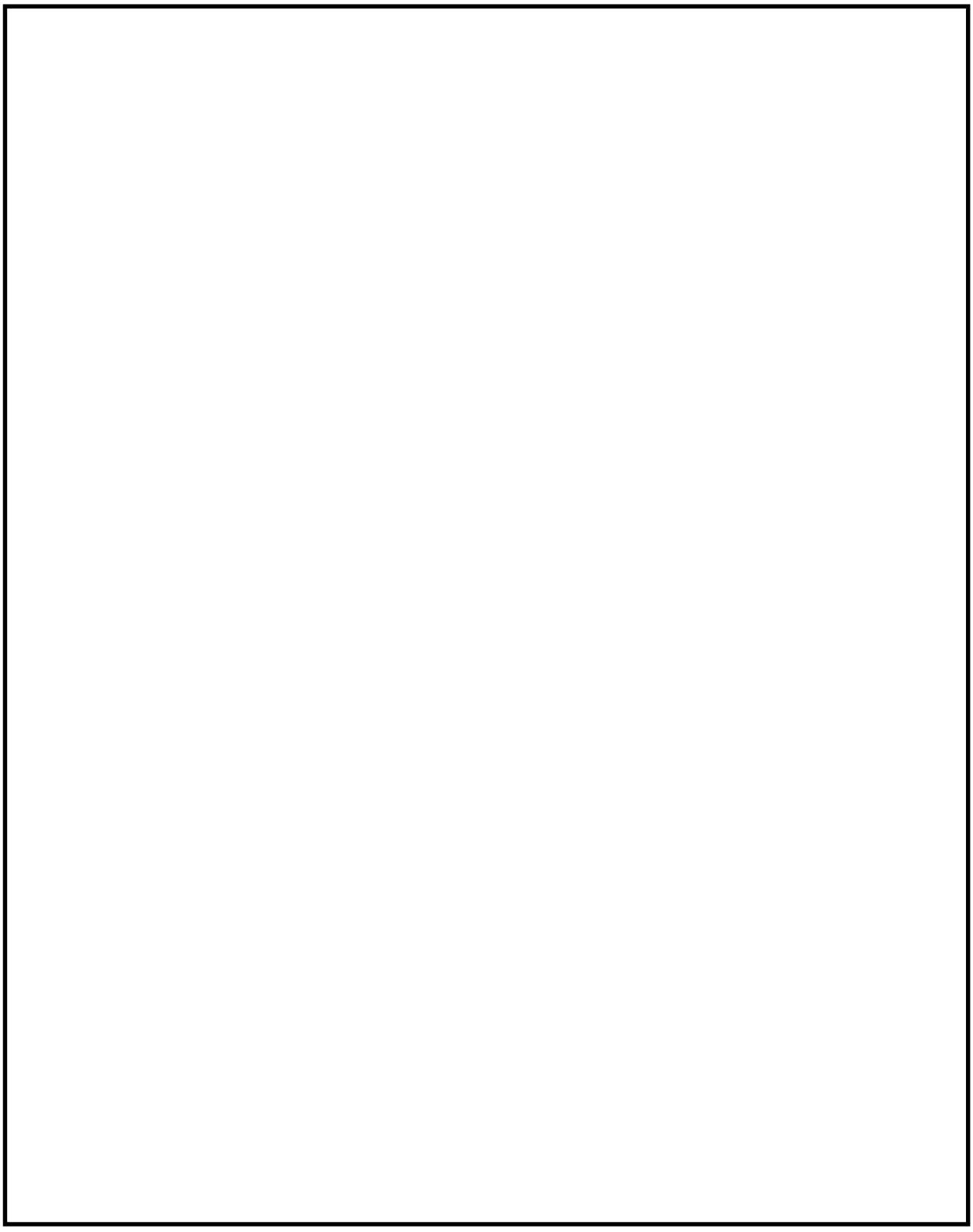
第 57－9－(47－3)図　原子炉建屋 2 階



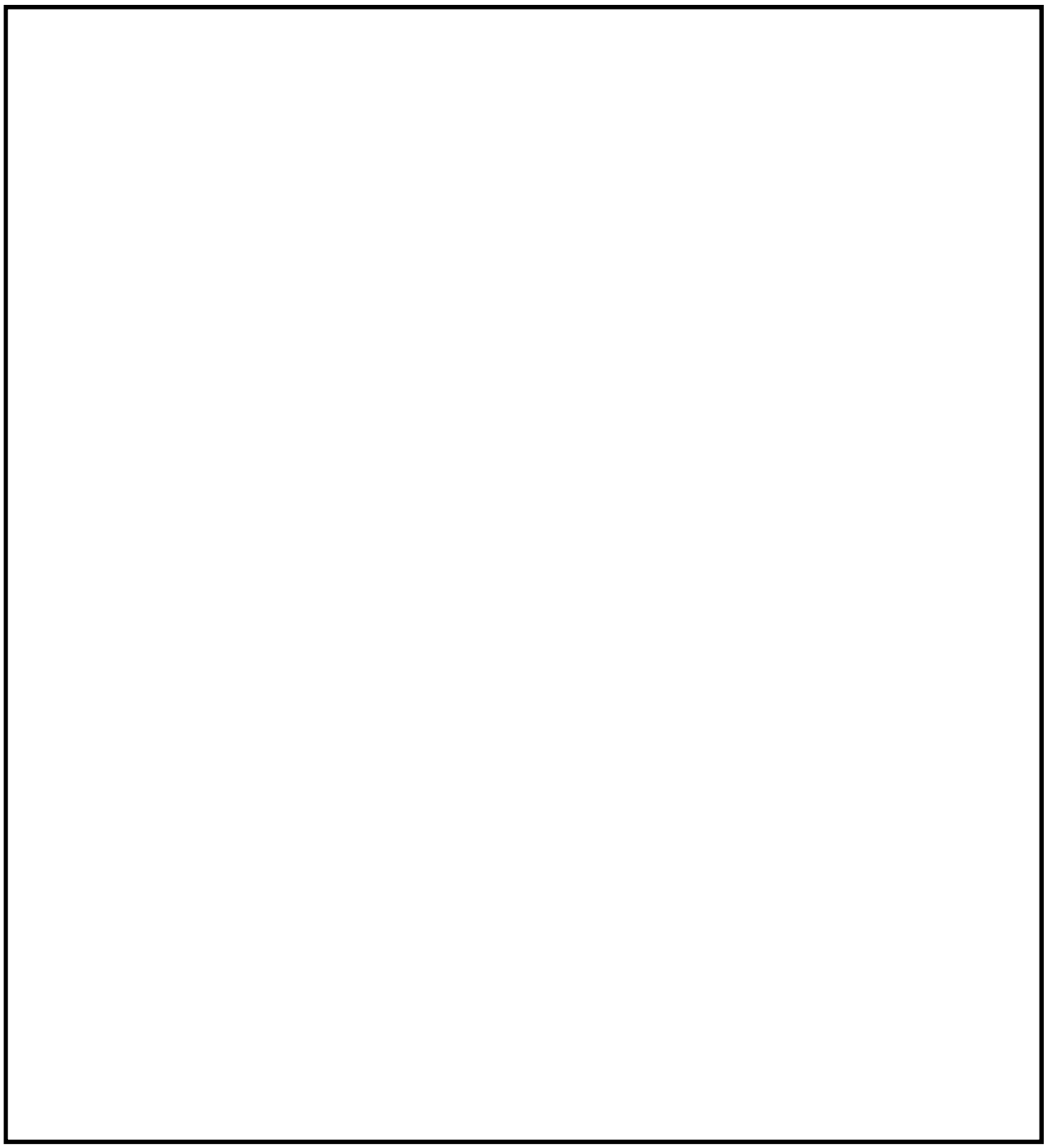
第 57－9－(47－4)図　原子炉建屋 3 階



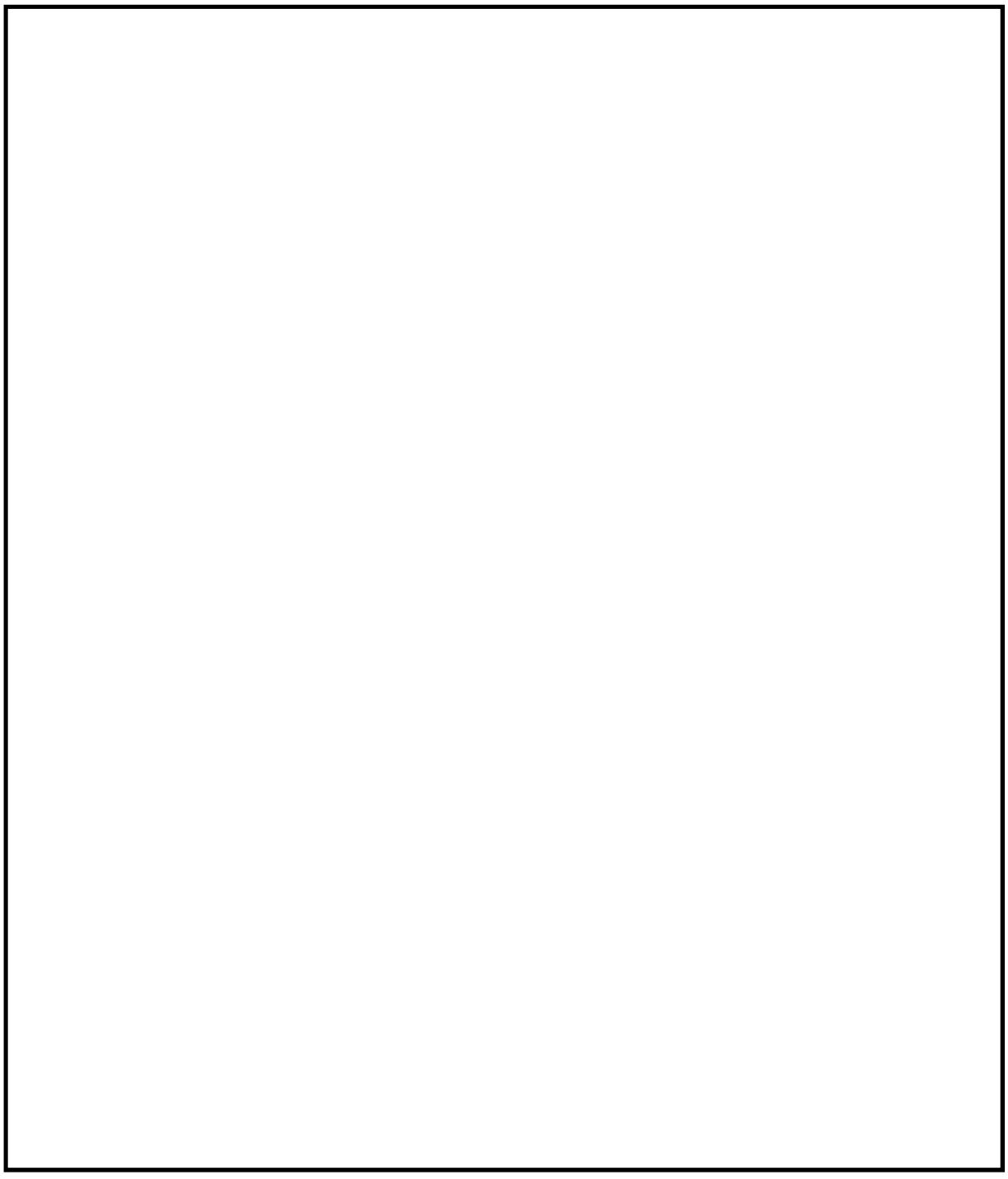
第 57－9－(47－5)図　原子炉建屋南側屋外



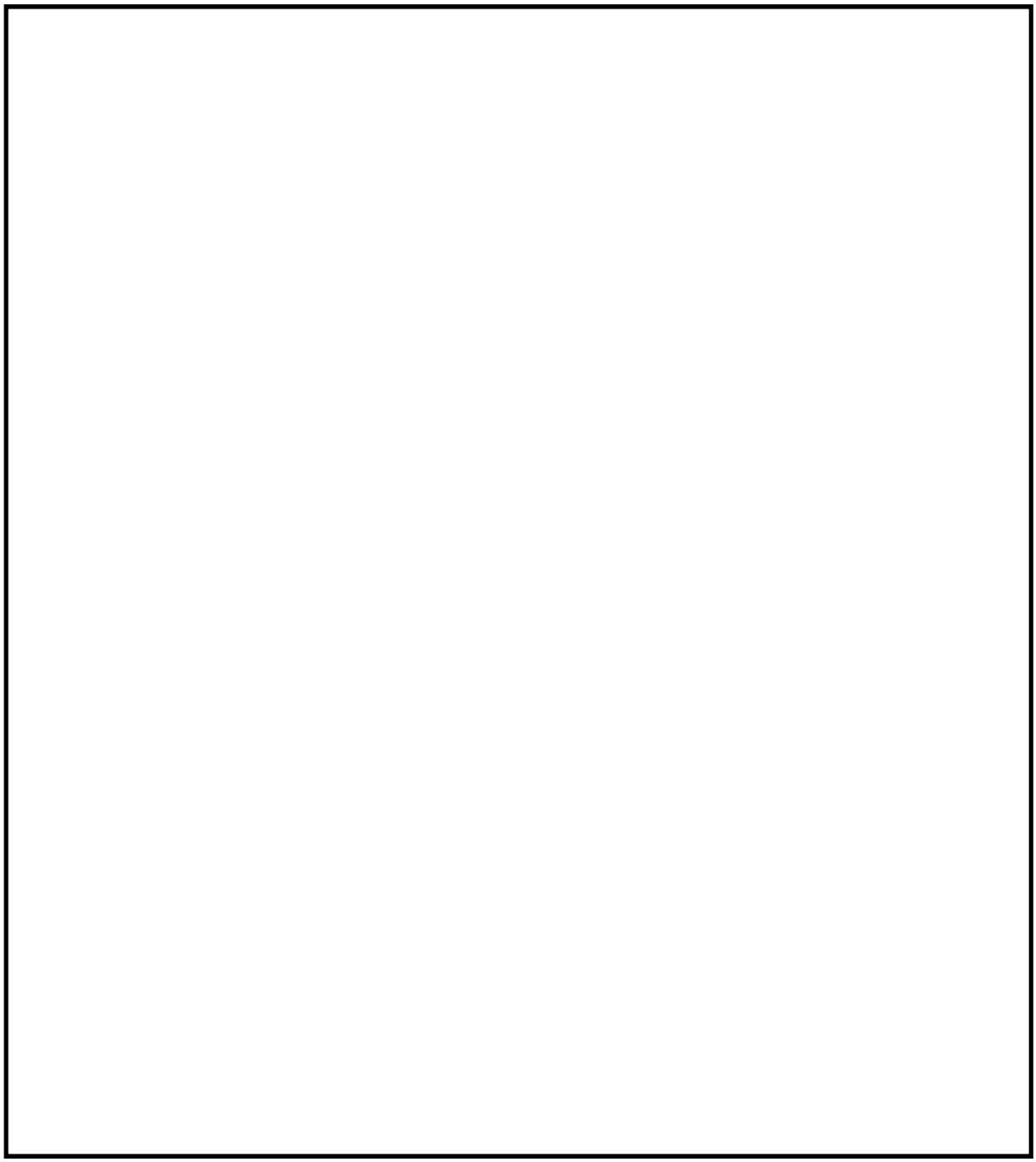
第 57－9－(47－6)図　常設代替高圧電源装置置場



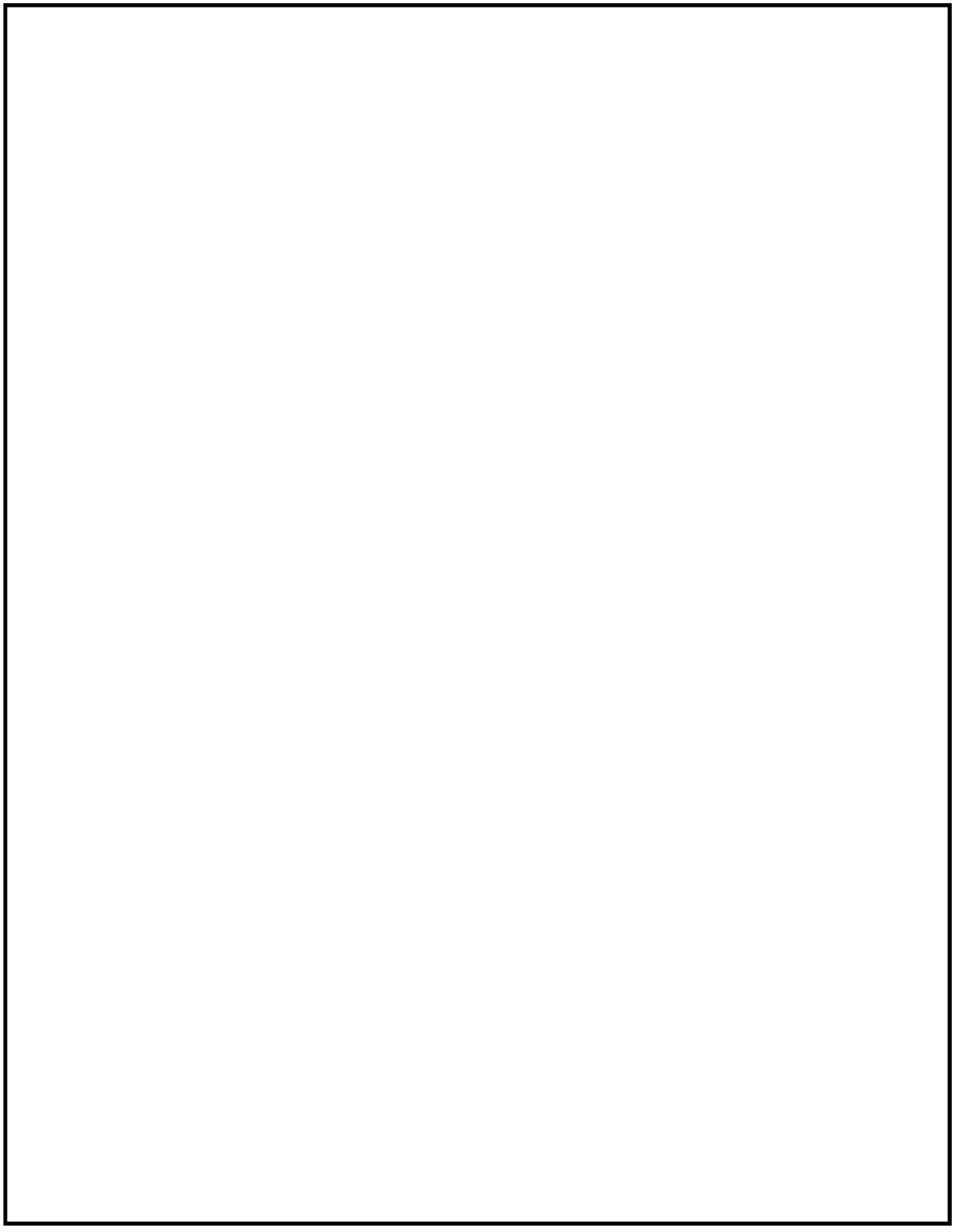
第 57－9－(47－7)図　原子炉建屋地下 2 階



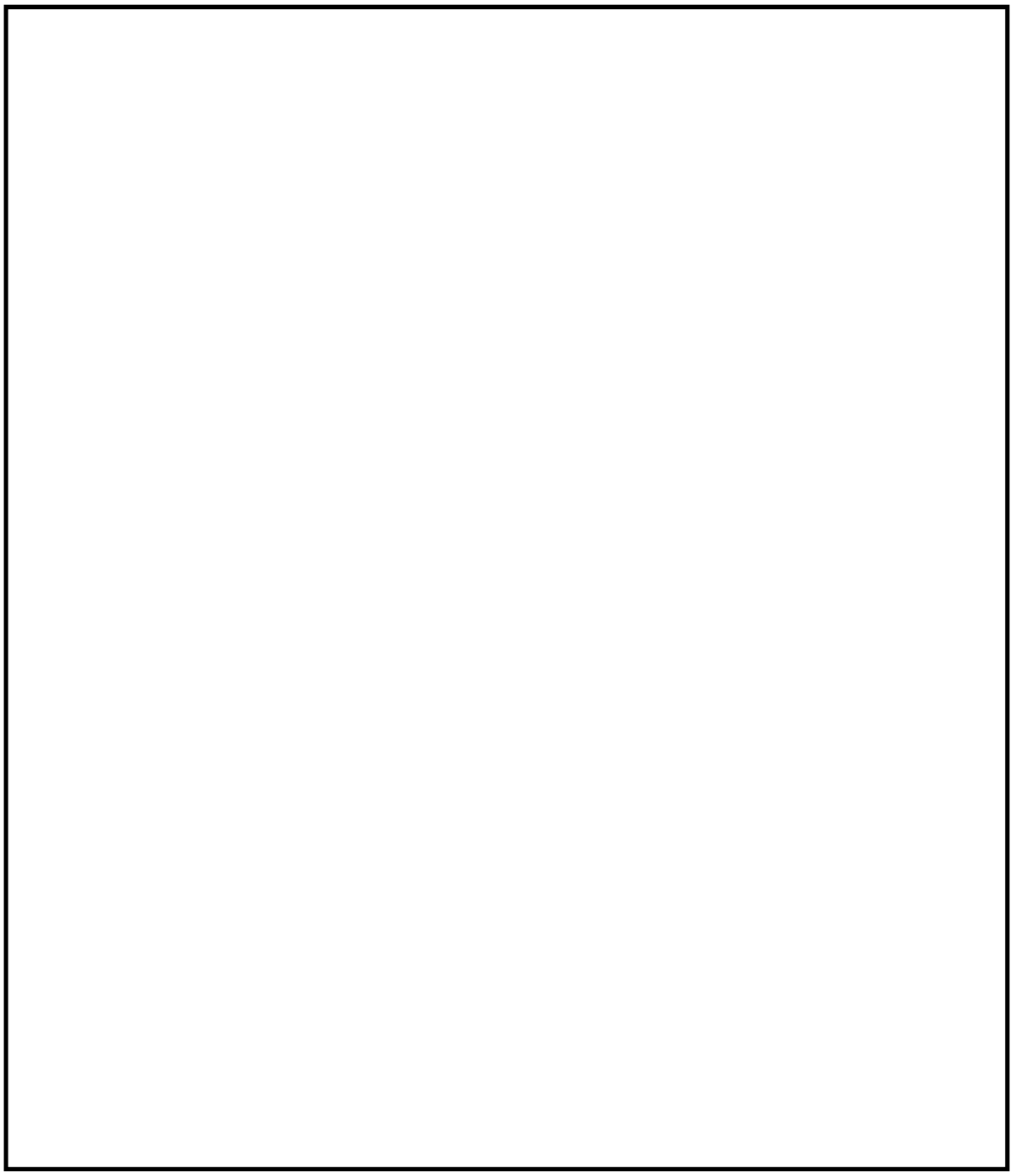
第 57－9－(47－8)図　原子炉建屋地下 1 階



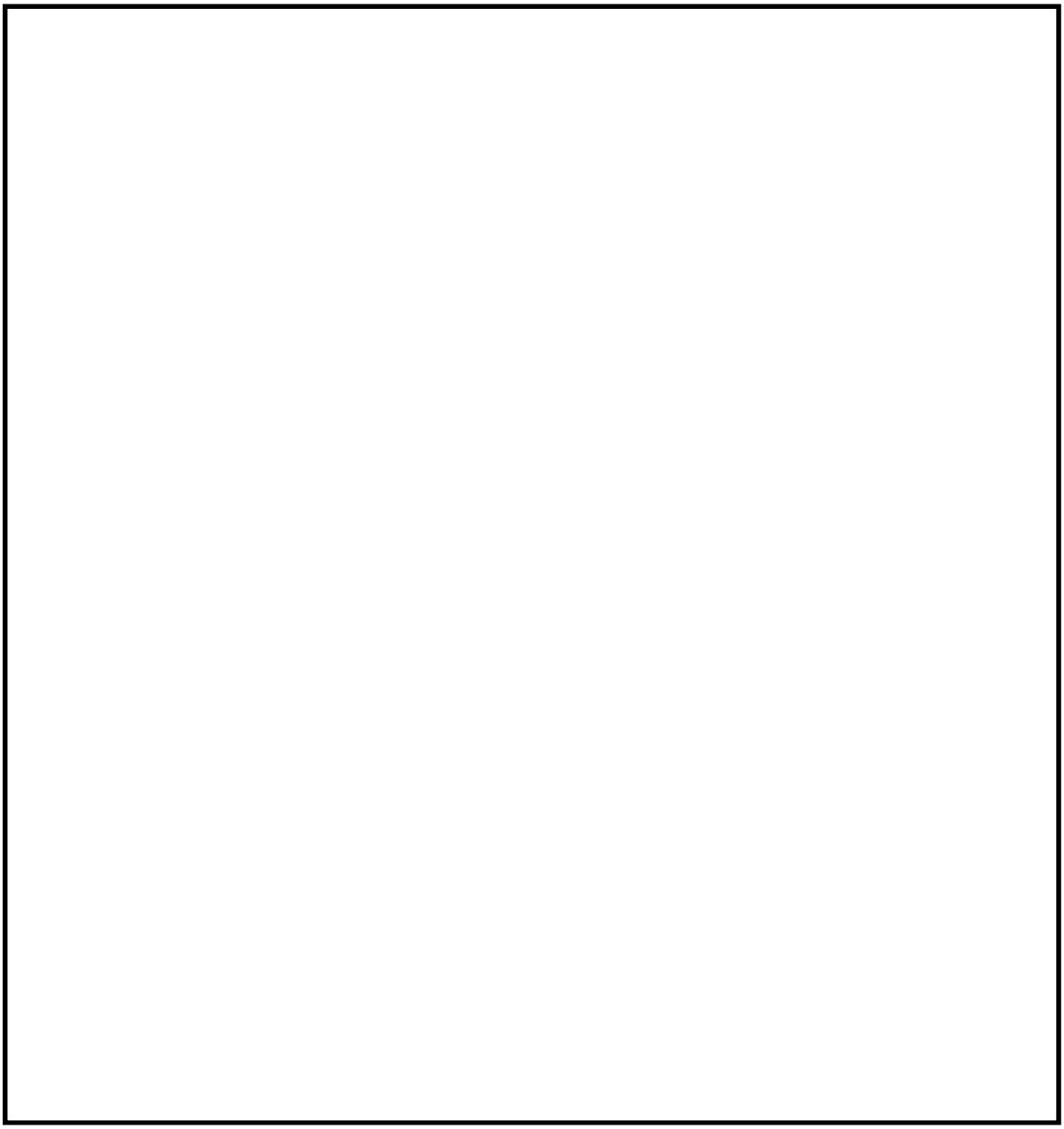
第 57－9－(47－9)図　原子炉建屋 1 階



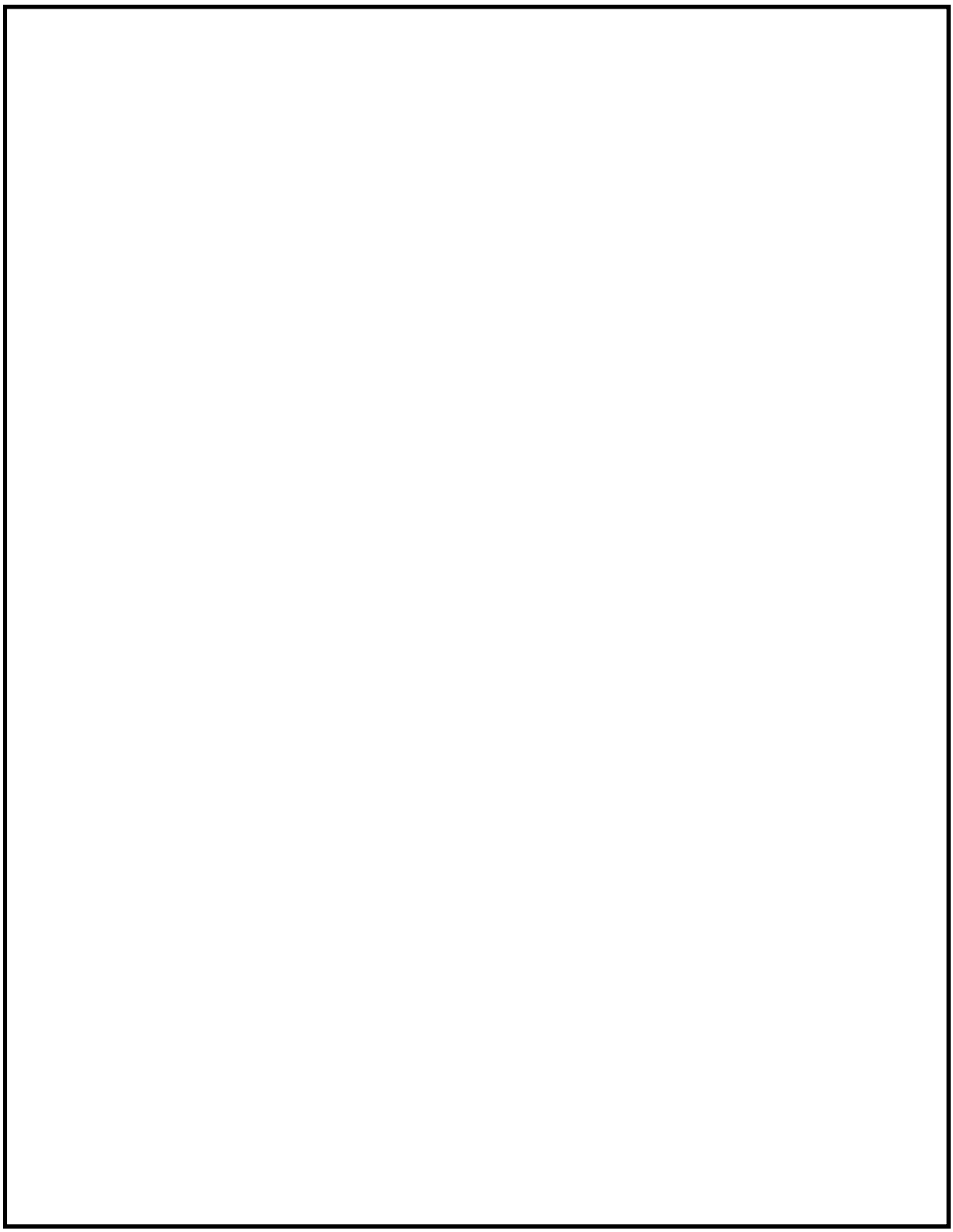
第 57－9－(47－10)図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



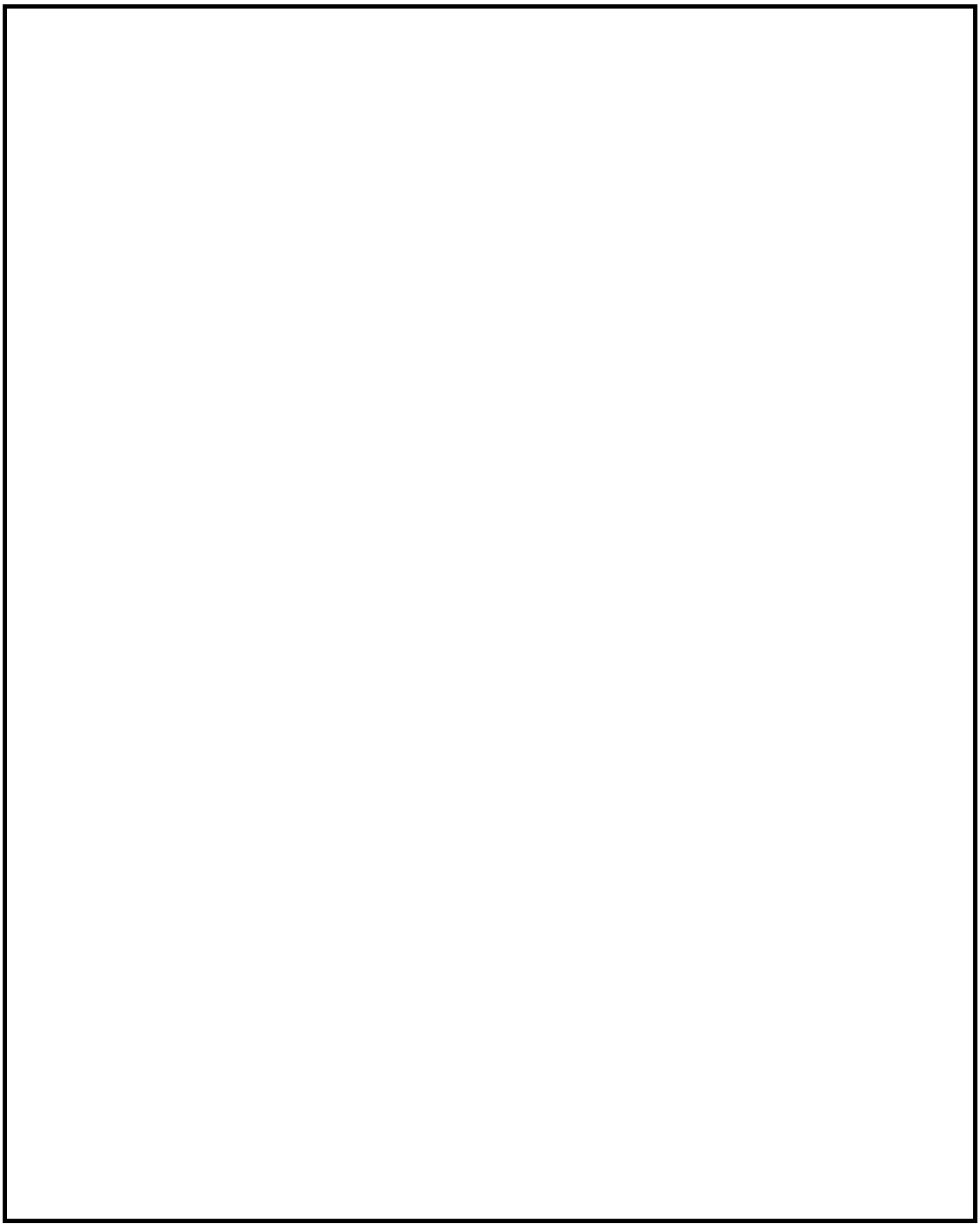
第 57－9－(47－11)図　原子炉建屋 3 階



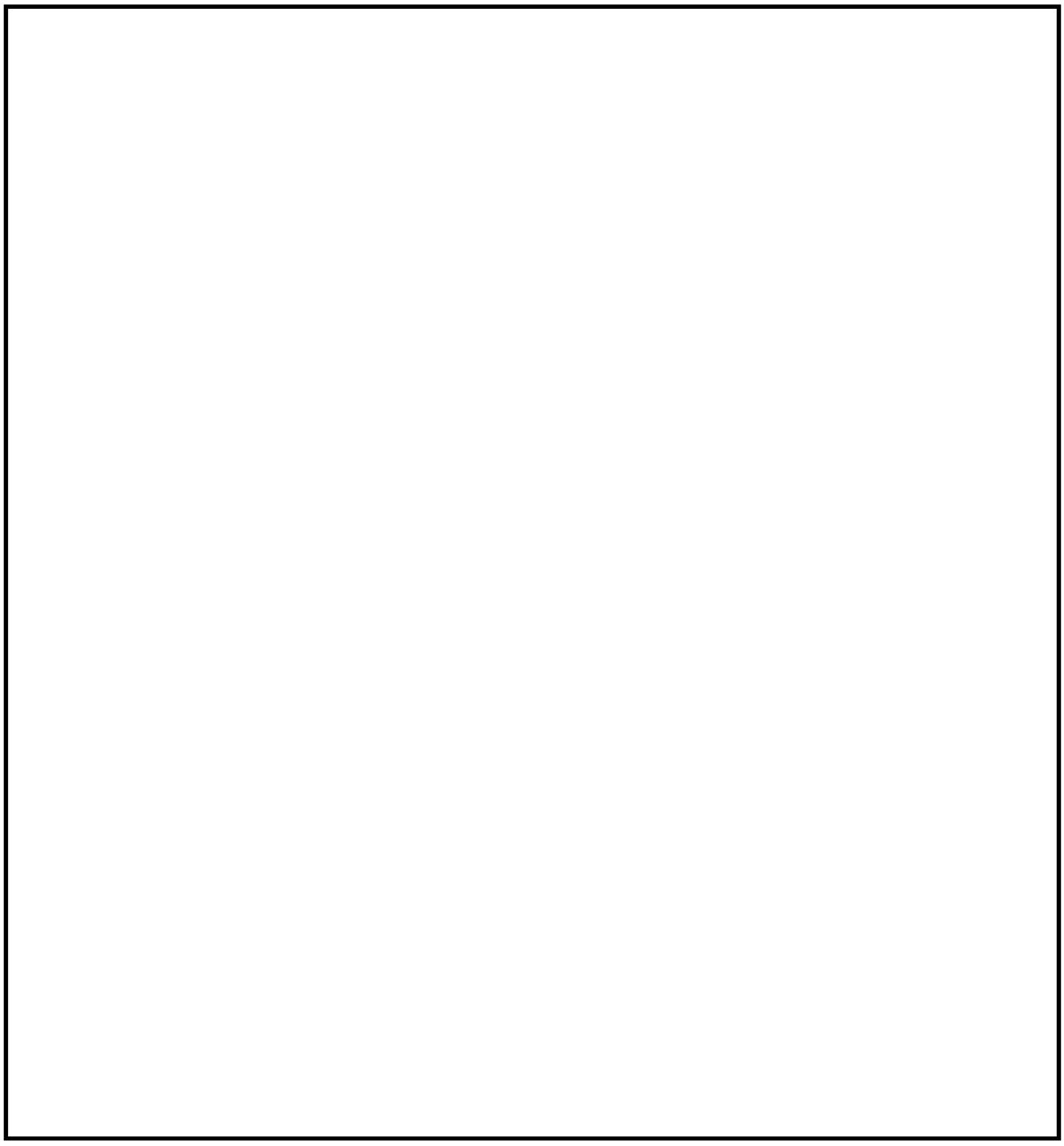
第 57－9－(47－12)図　原子炉建屋 4 階



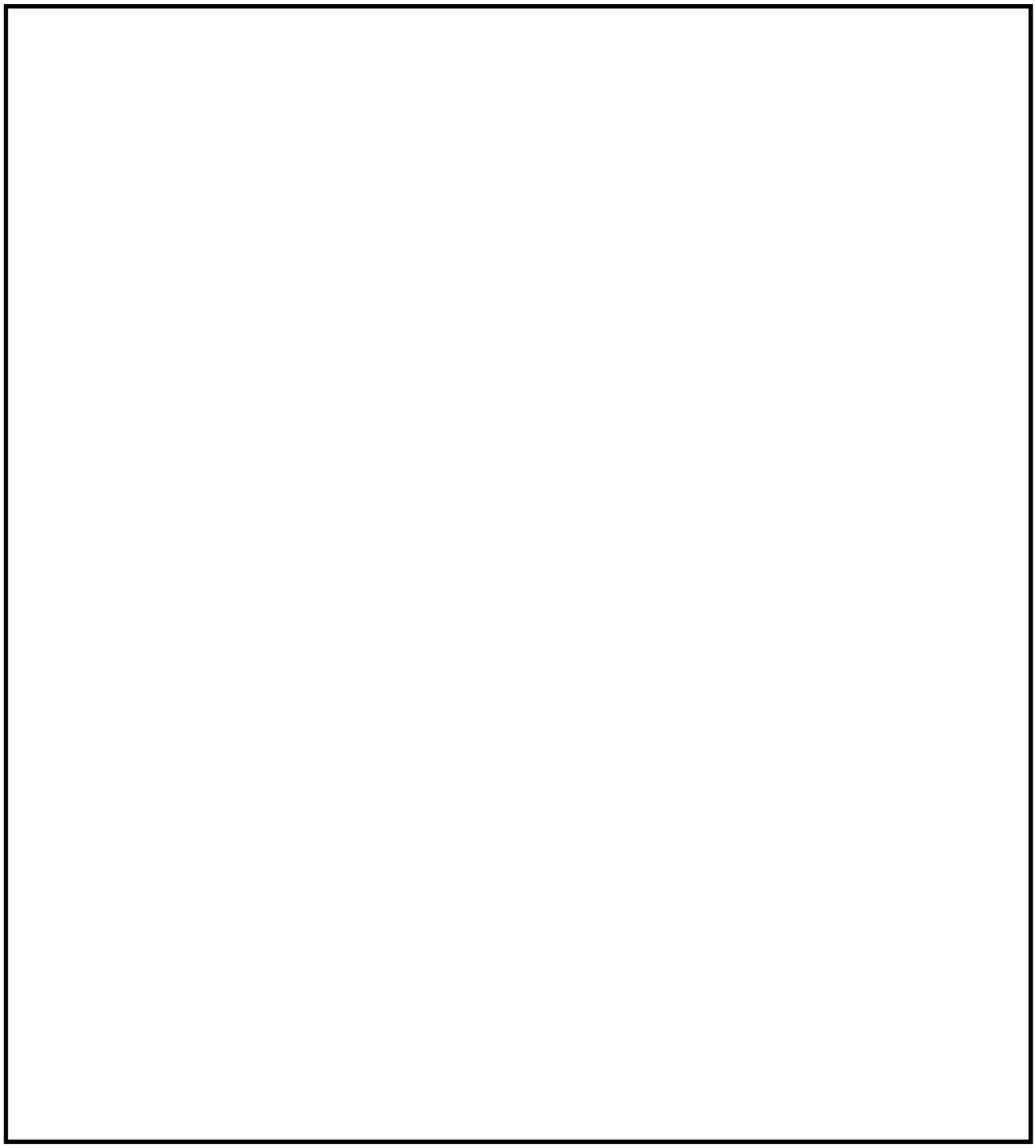
第 57－9－(47－13)図　原子炉建屋 5 階



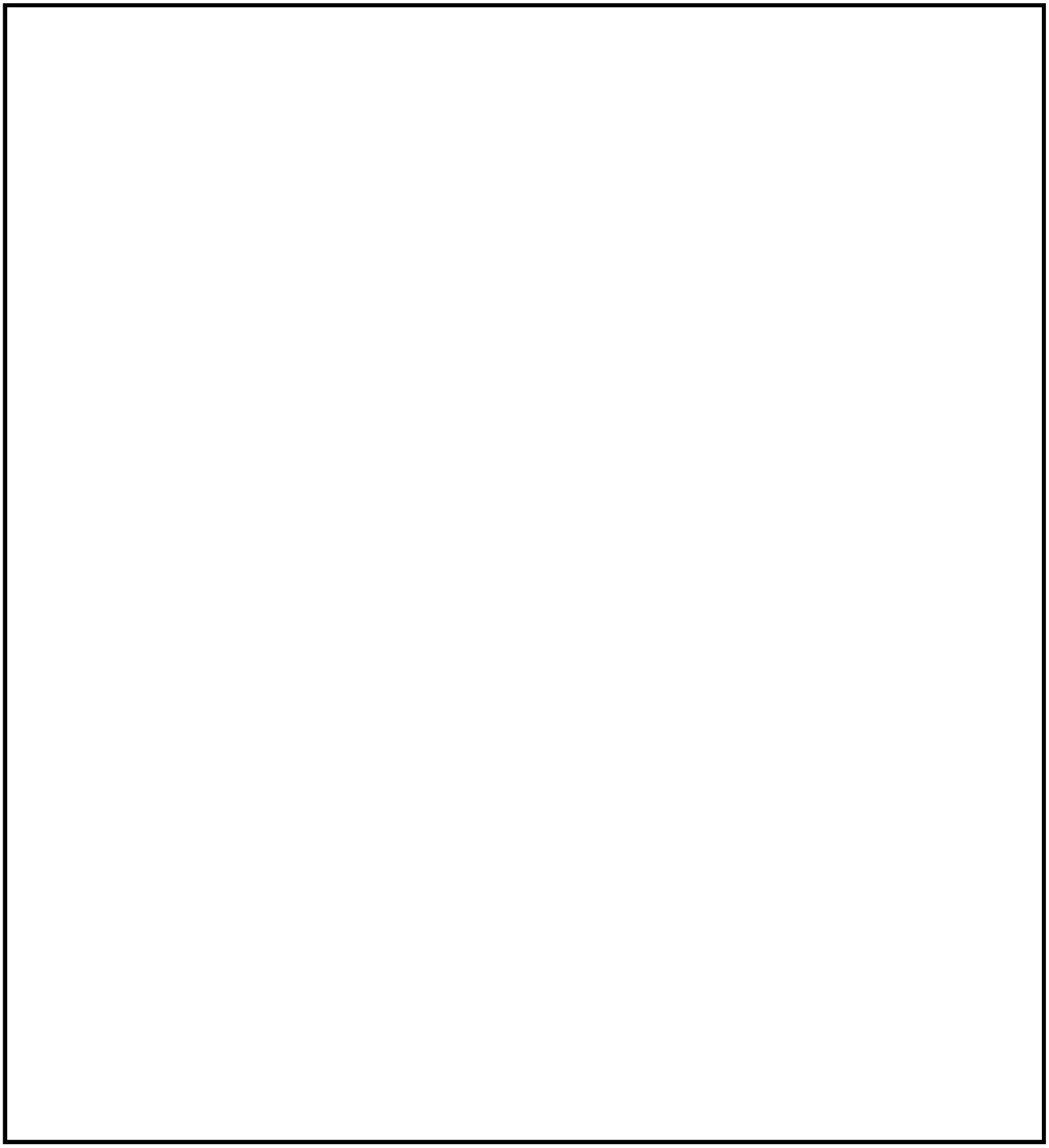
第 57－9－(47－14)図　屋外



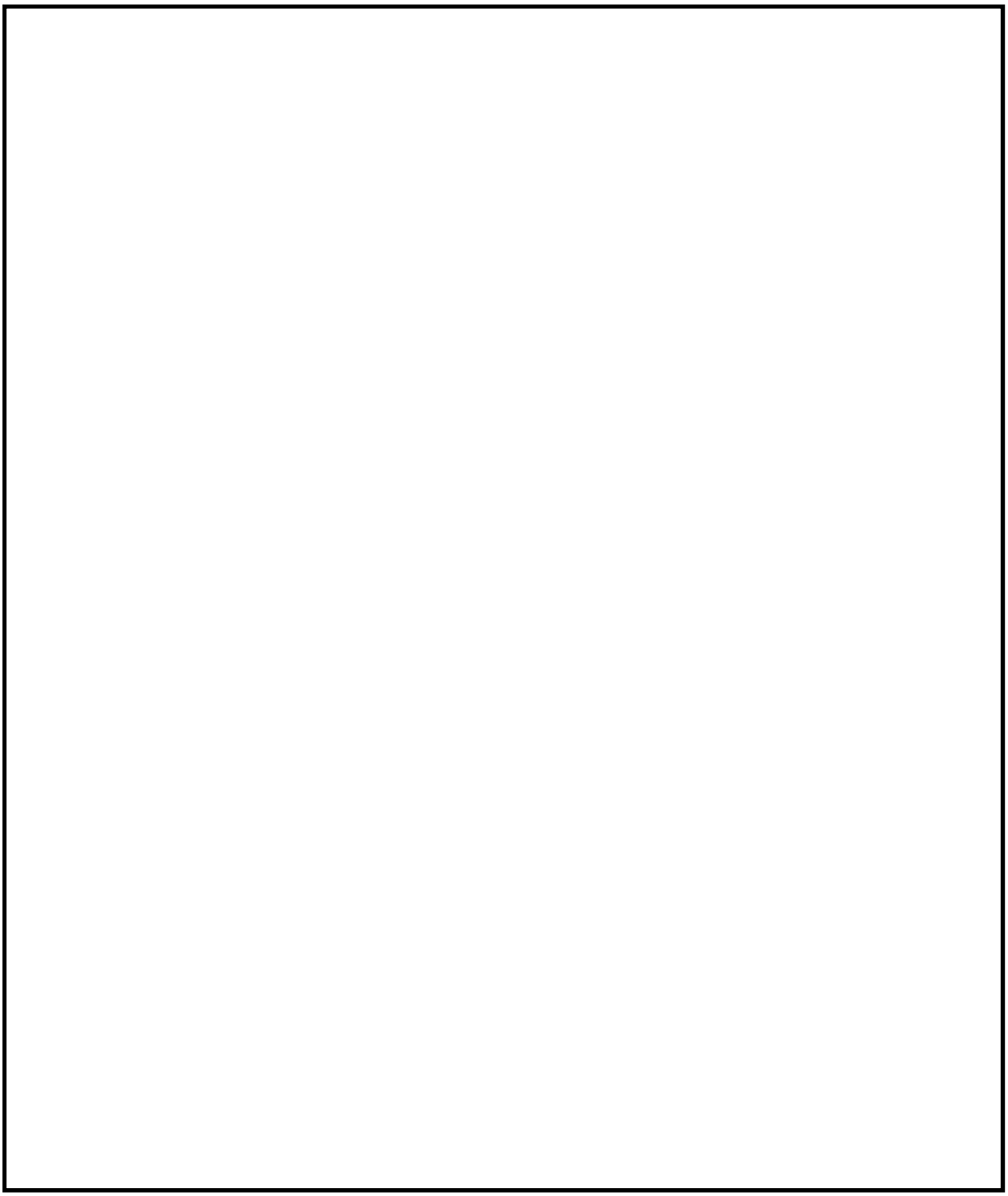
第 57－9－(48－1)図　原子炉建屋地下 1 階



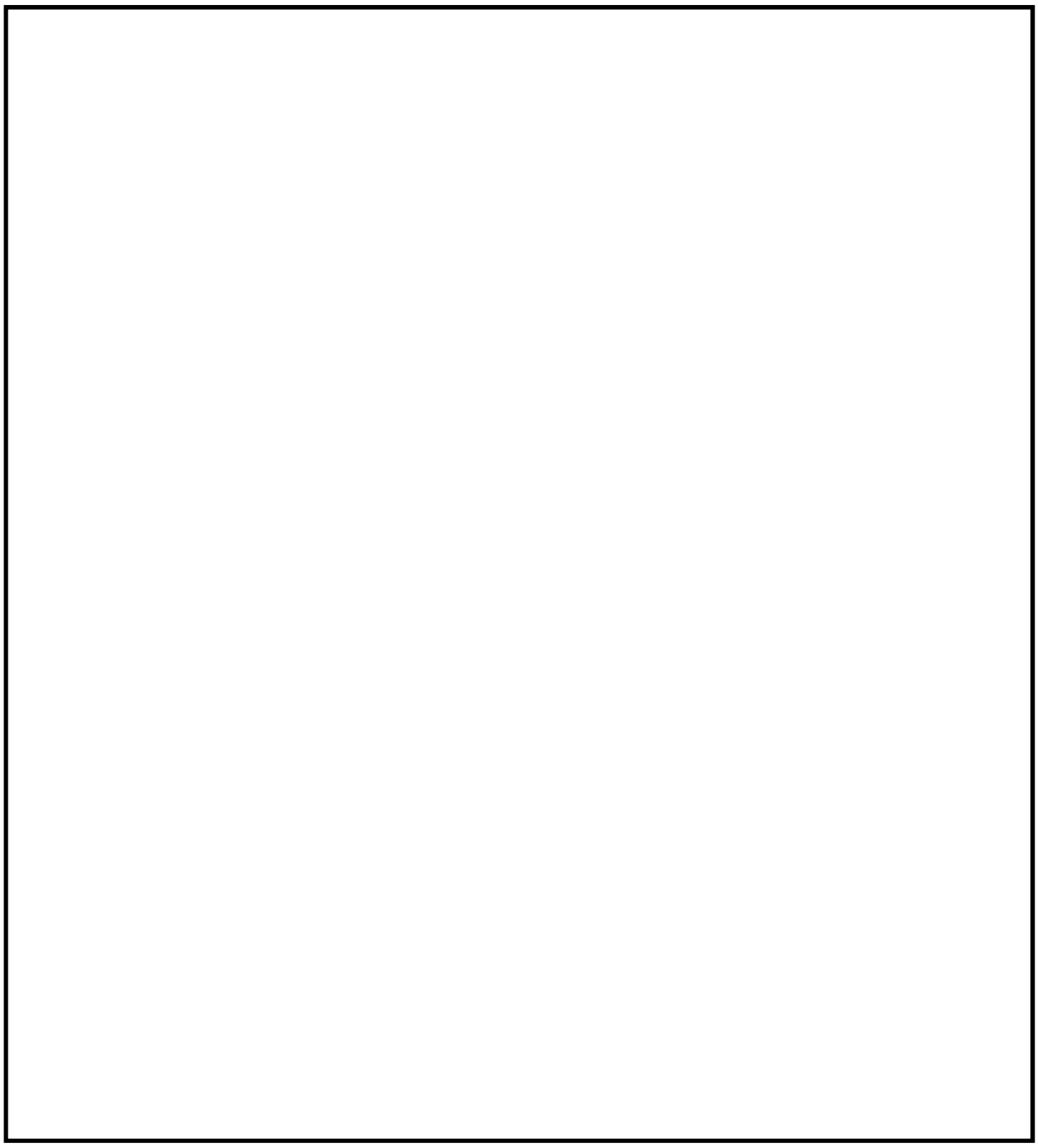
第 57－9－(48－2)図　原子炉建屋 1 階



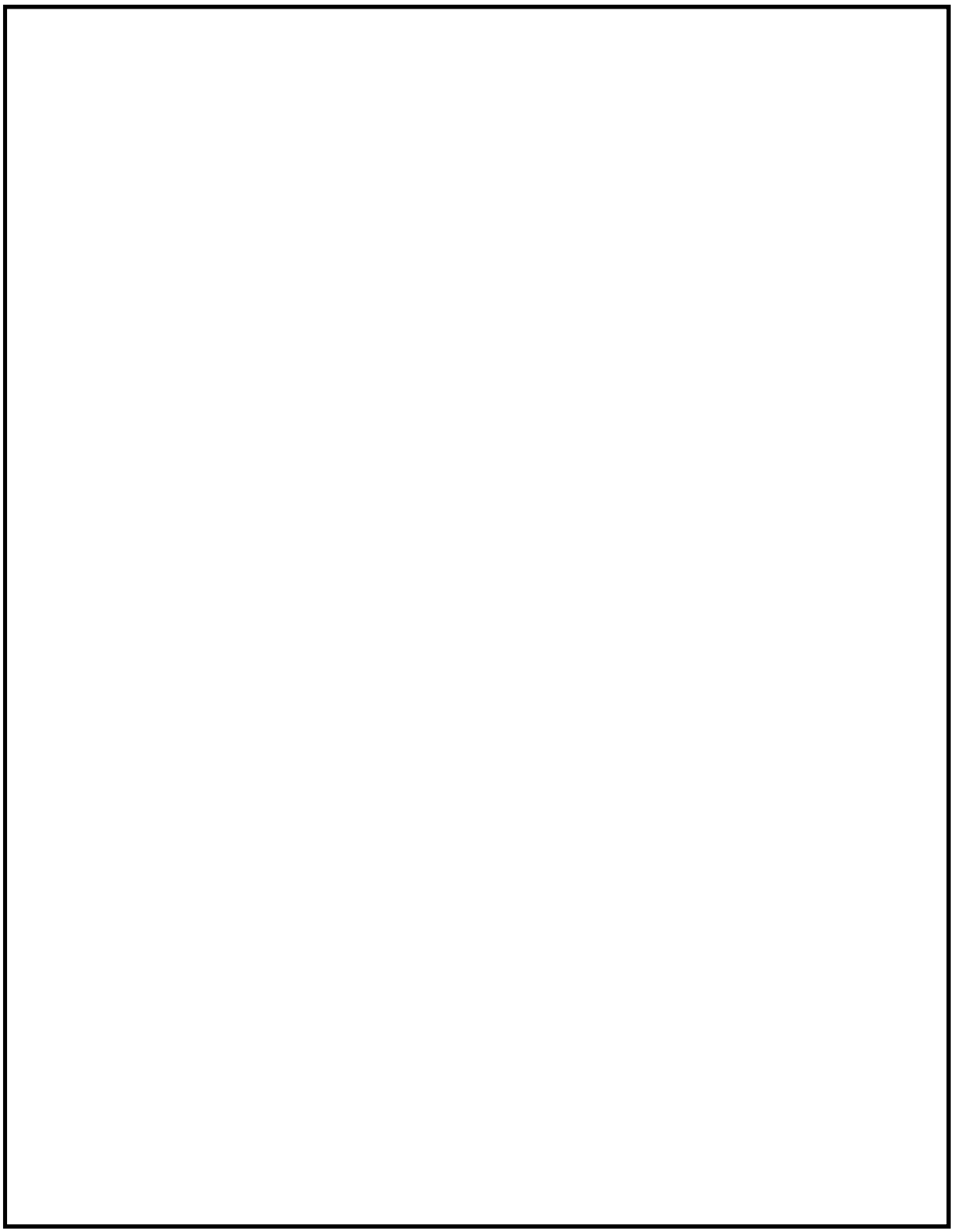
第 57－9－(48－3)図　原子炉建屋 2 階



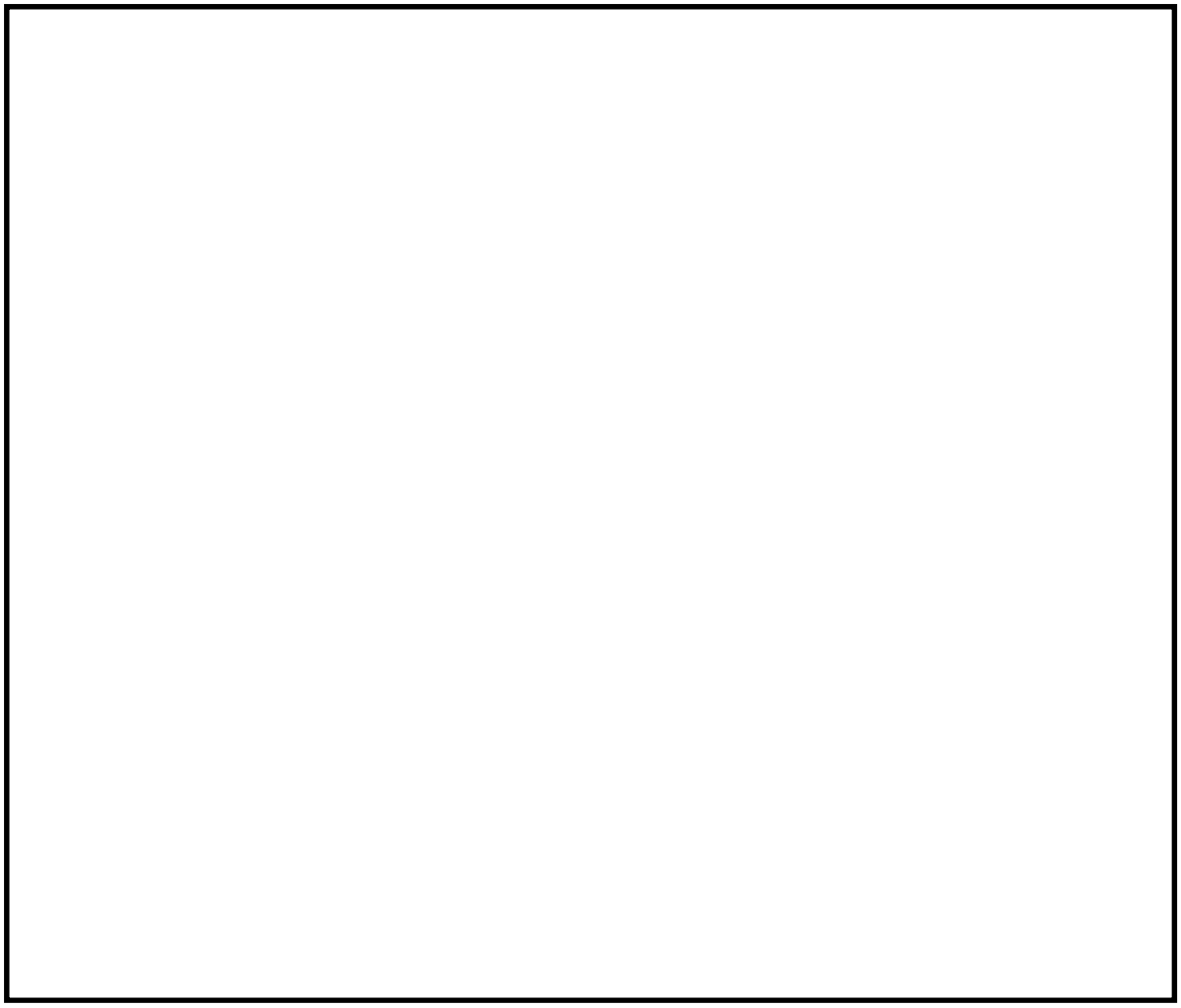
第 57－9－(48－4)図　原子炉建屋 3 階



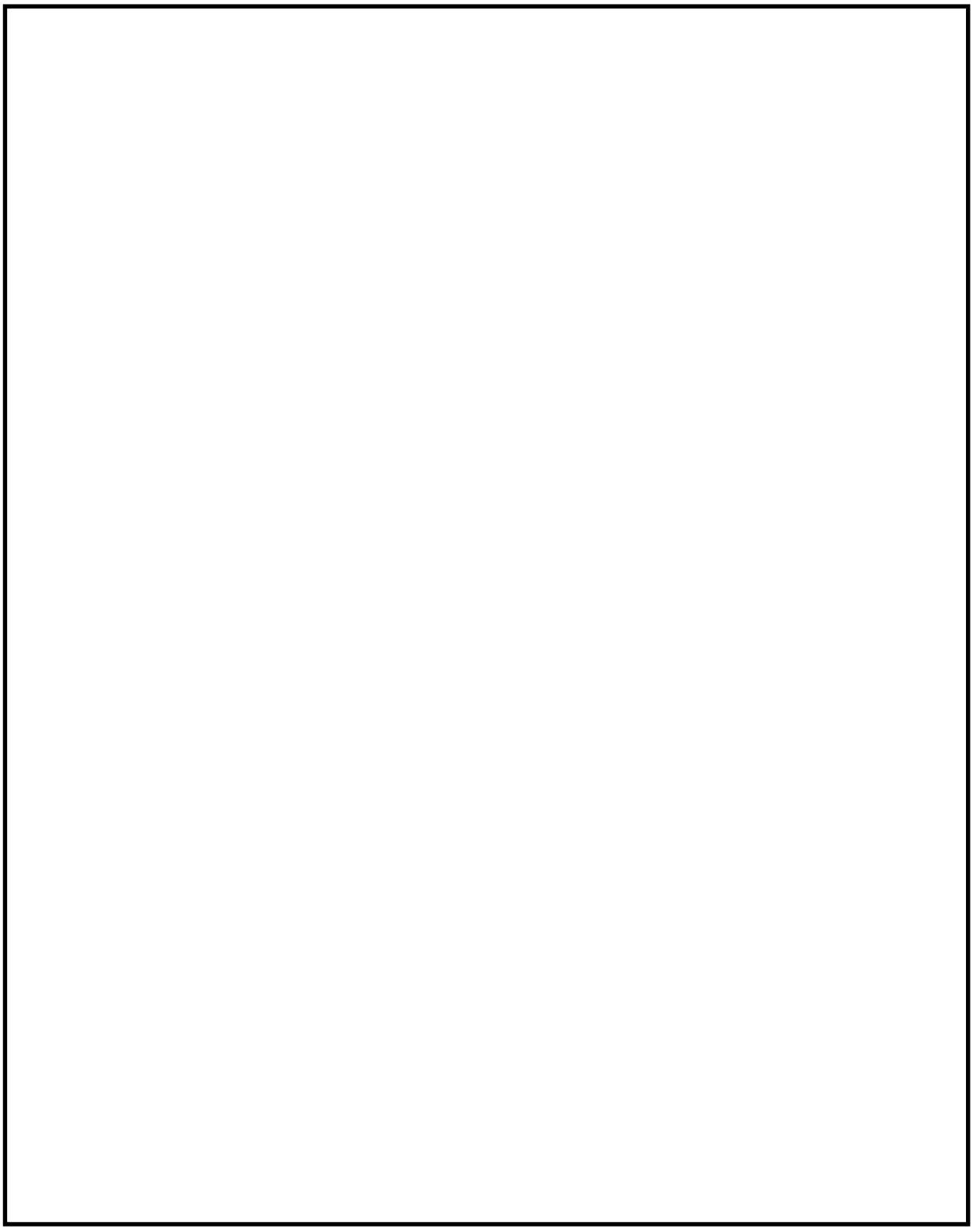
第 57－9－(48－5)図　原子炉建屋 4 階



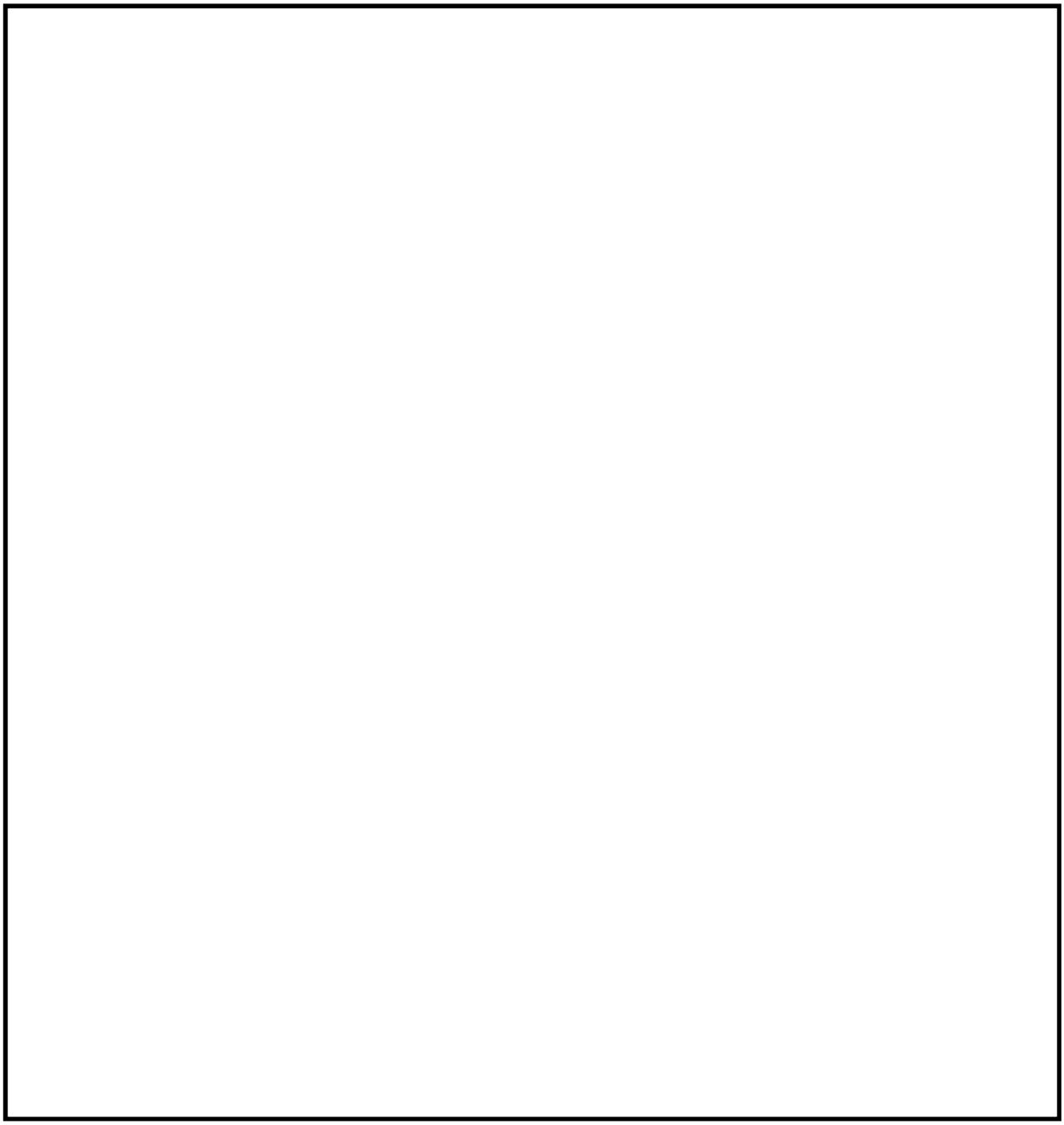
第 57－9－(48－6)図　原子炉建屋 5 階



第 57－9－(48－7)図　原子炉建屋南側屋外

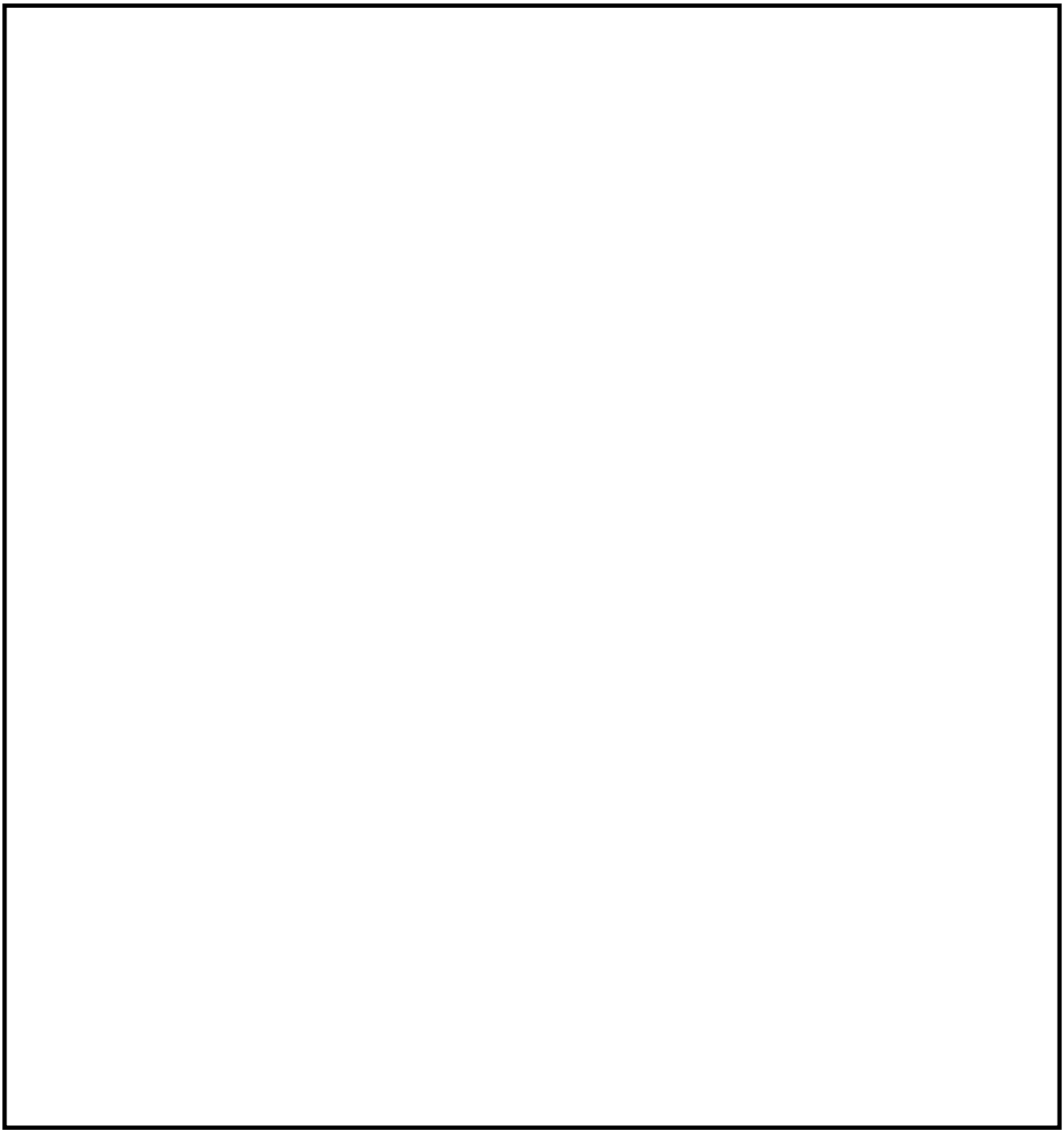


第 57－9－(48－8)図　常設代替高圧電源装置置場

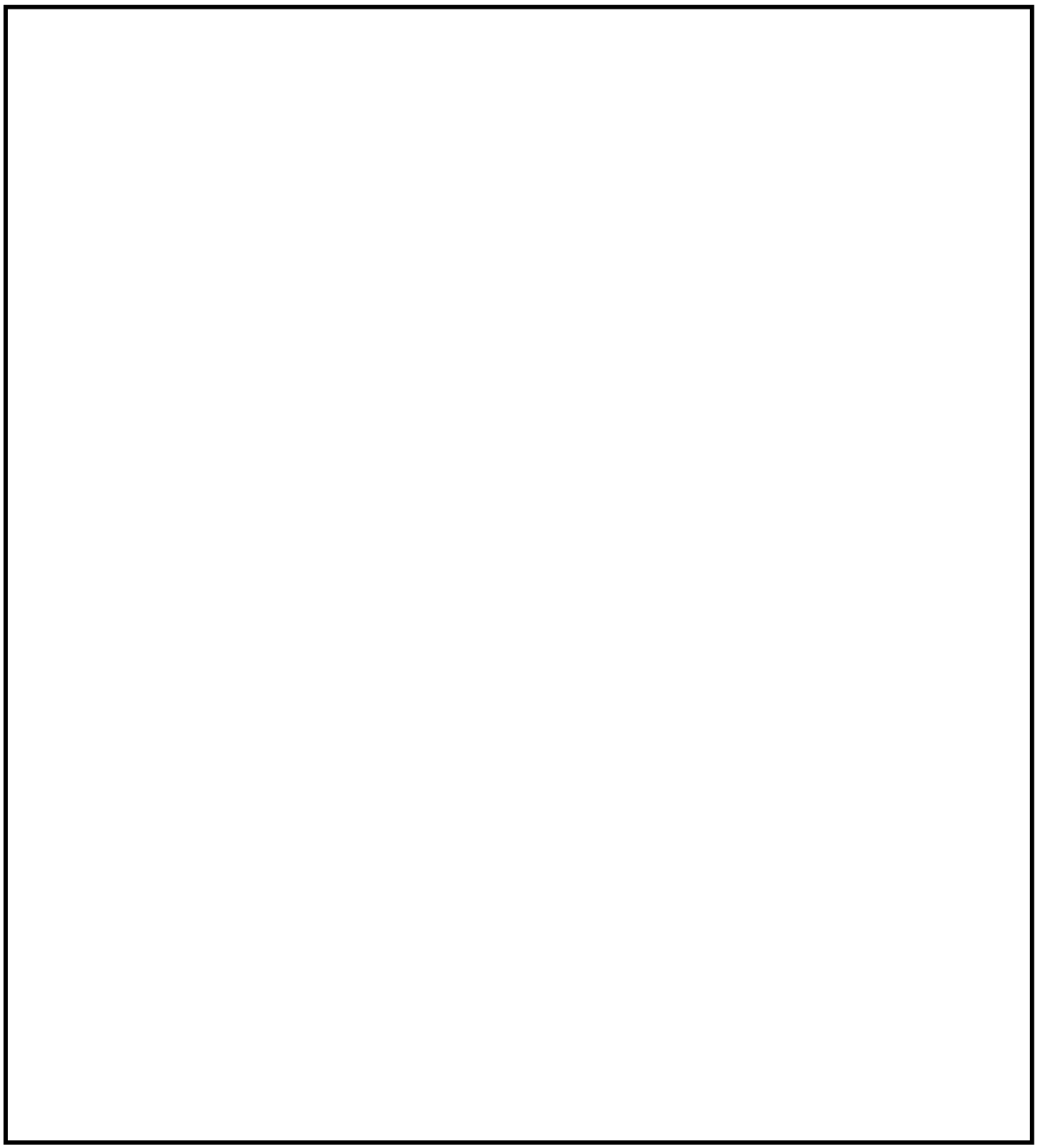


第 57－9－(48－9)図　原子炉建屋地下 2 階

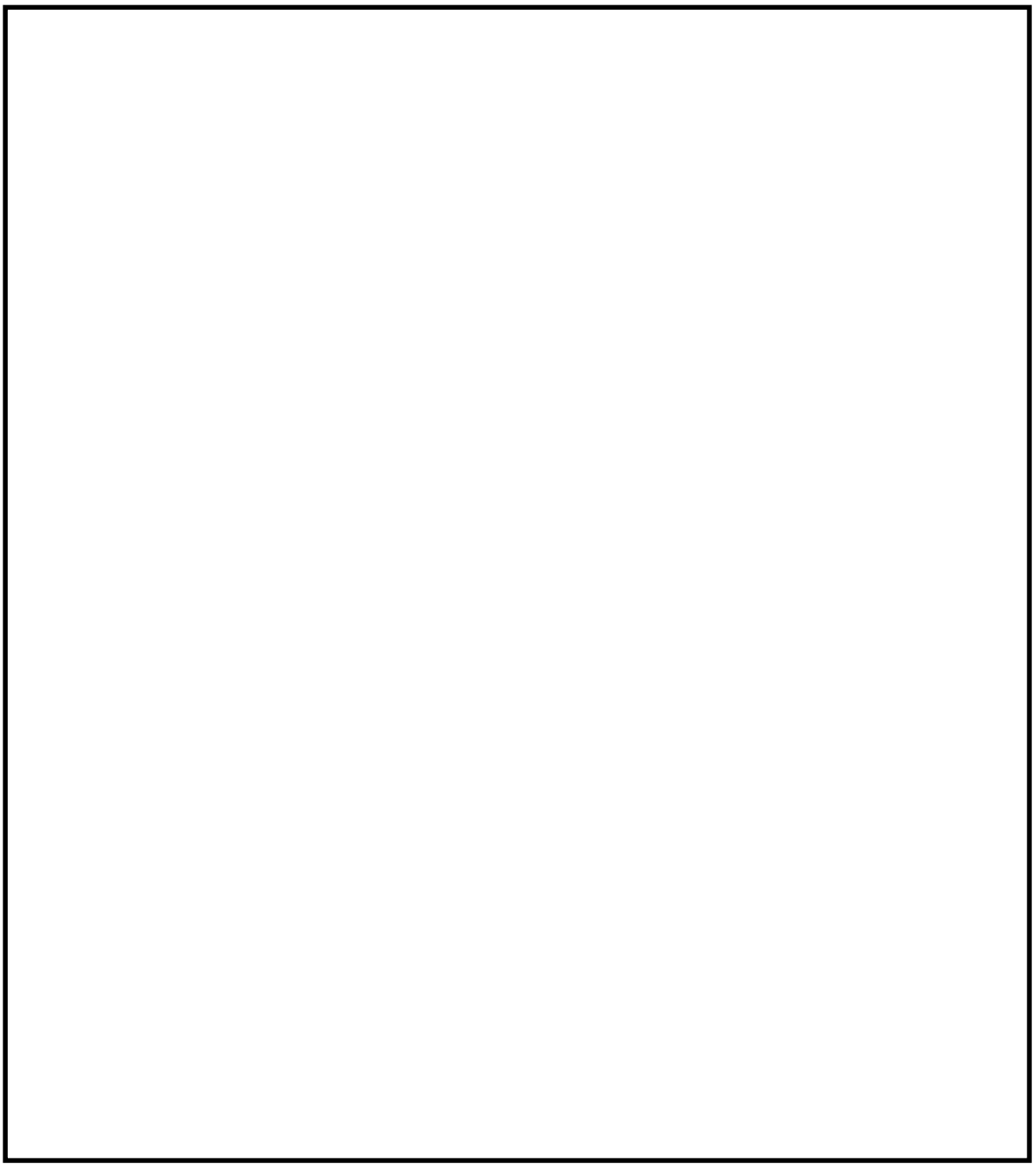
第 57－9－(48－10)図　原子炉建屋地下 1 階



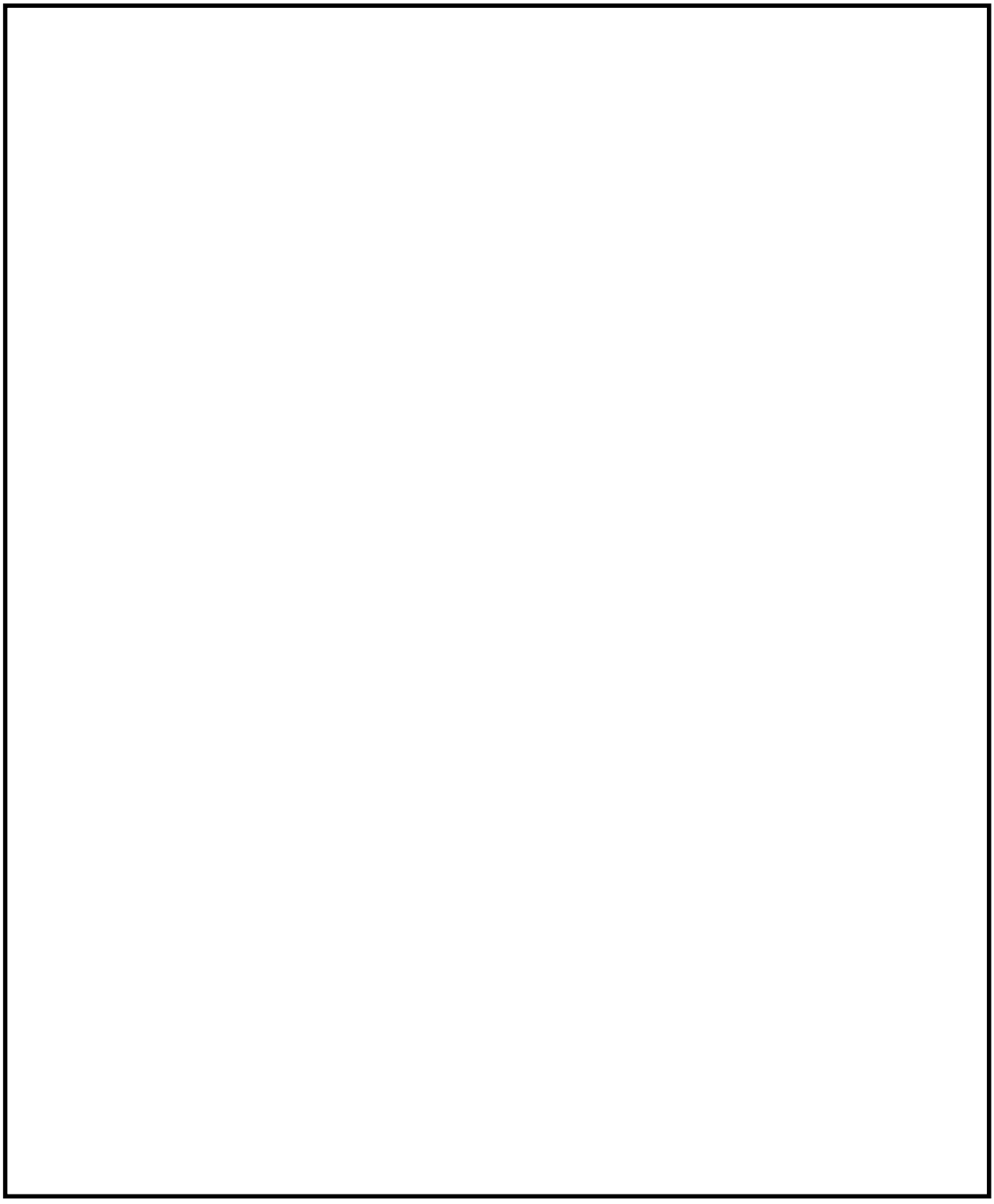
第 57－9－(48－11)図　原子炉建屋 1 階



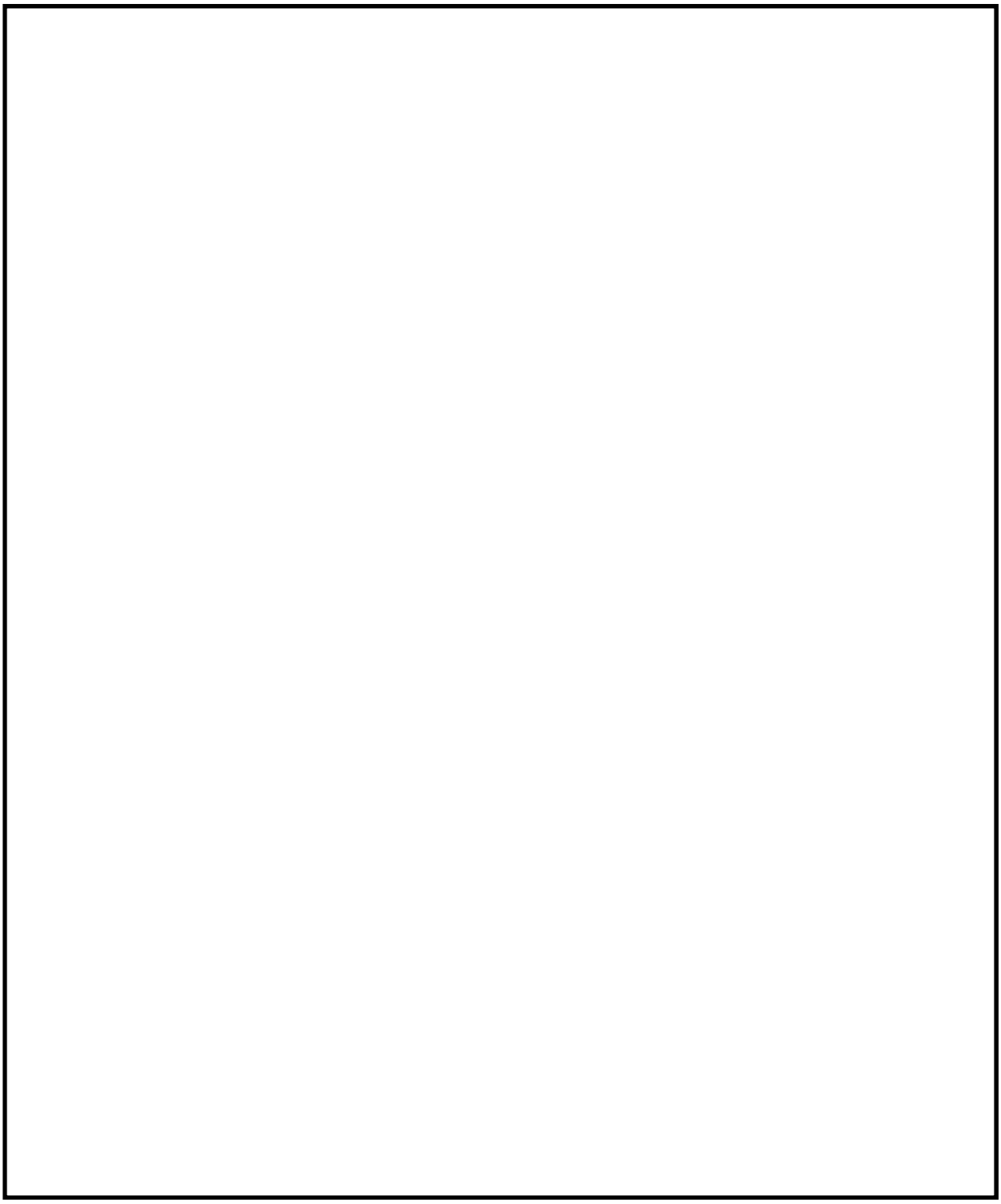
第 57－9－(48－12)図　原子炉建屋 2 階



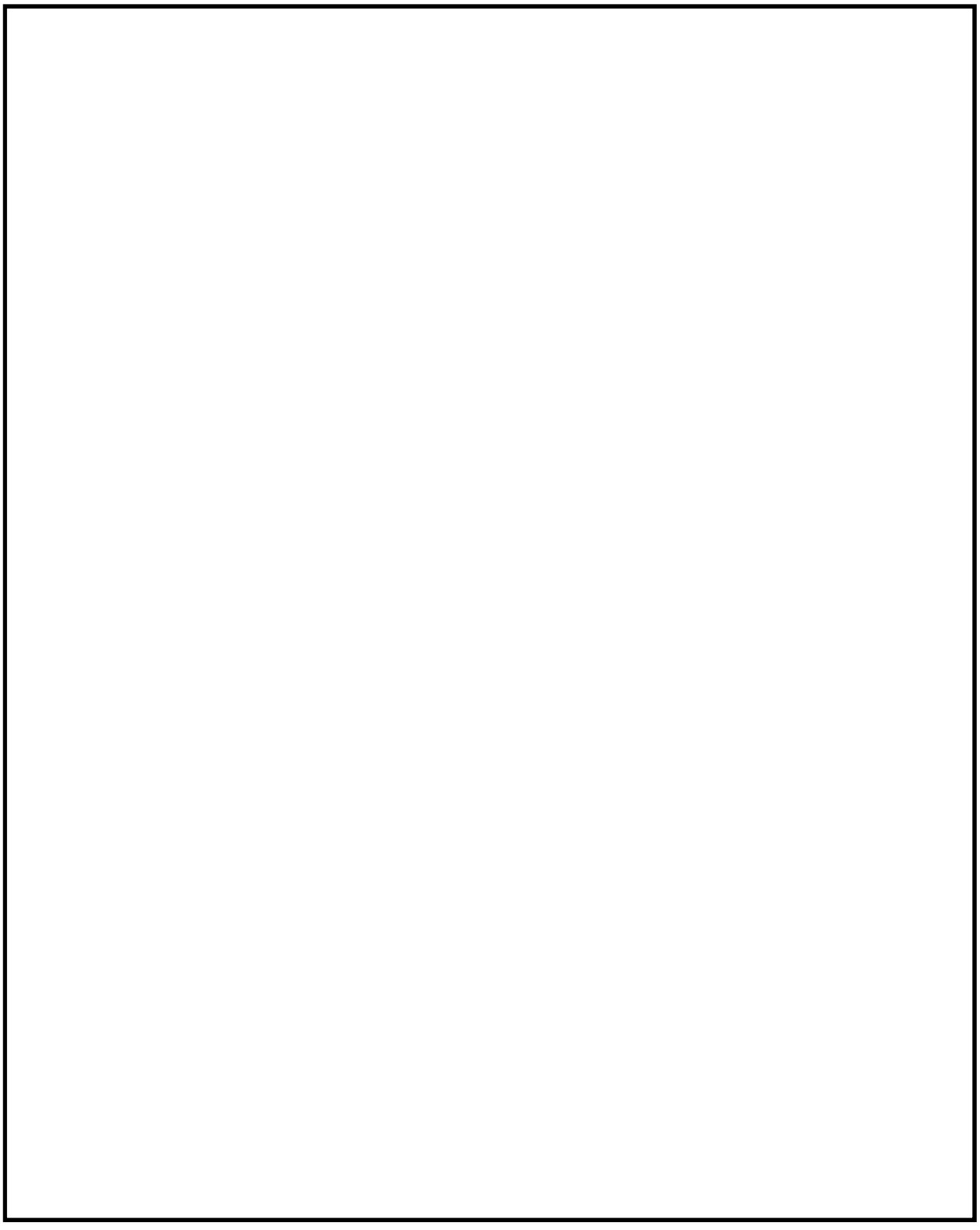
第 57－9－(48－13)図　原子炉建屋 3 階



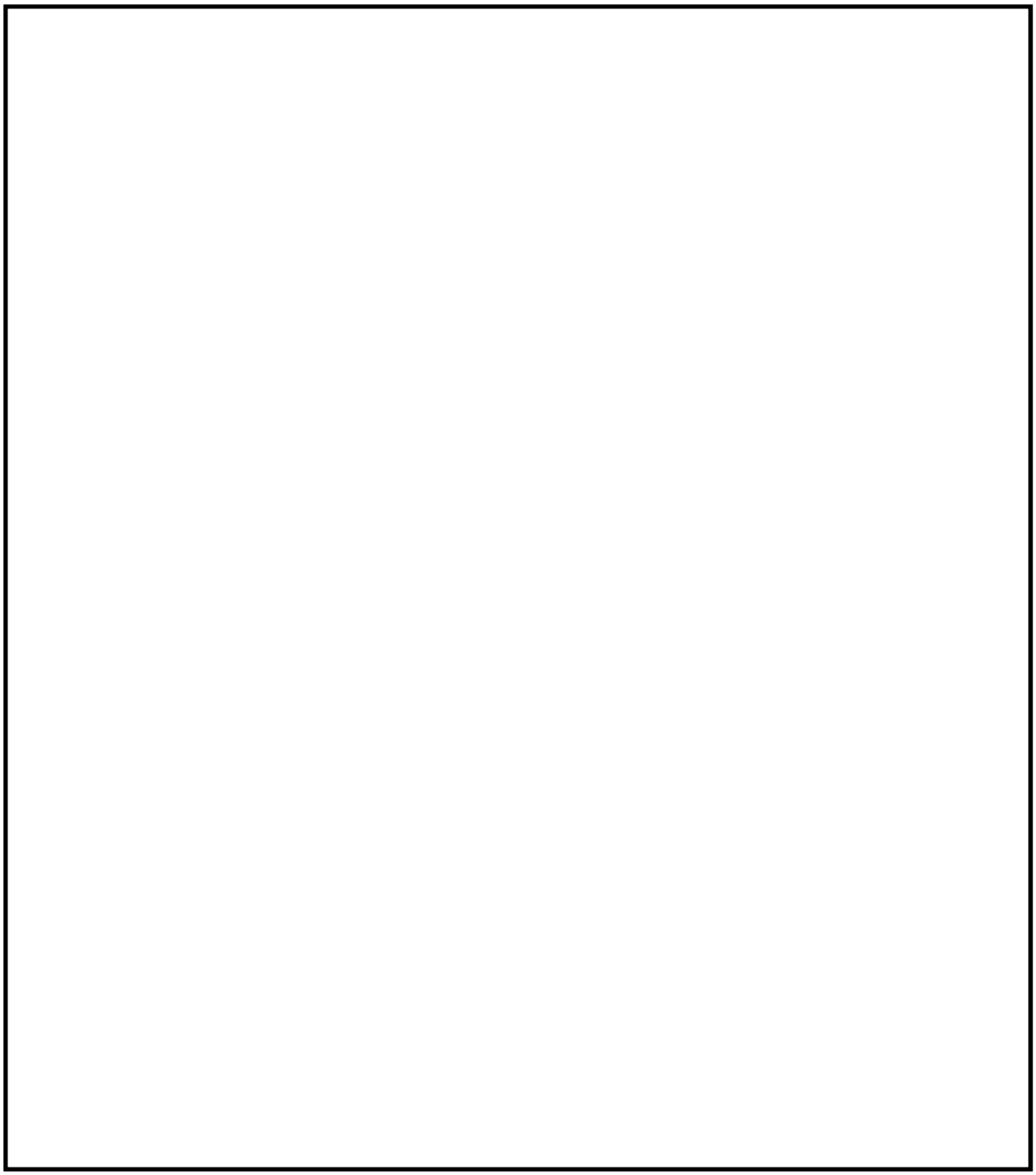
第 57－9－(48－14)図　原子炉建屋 4 階



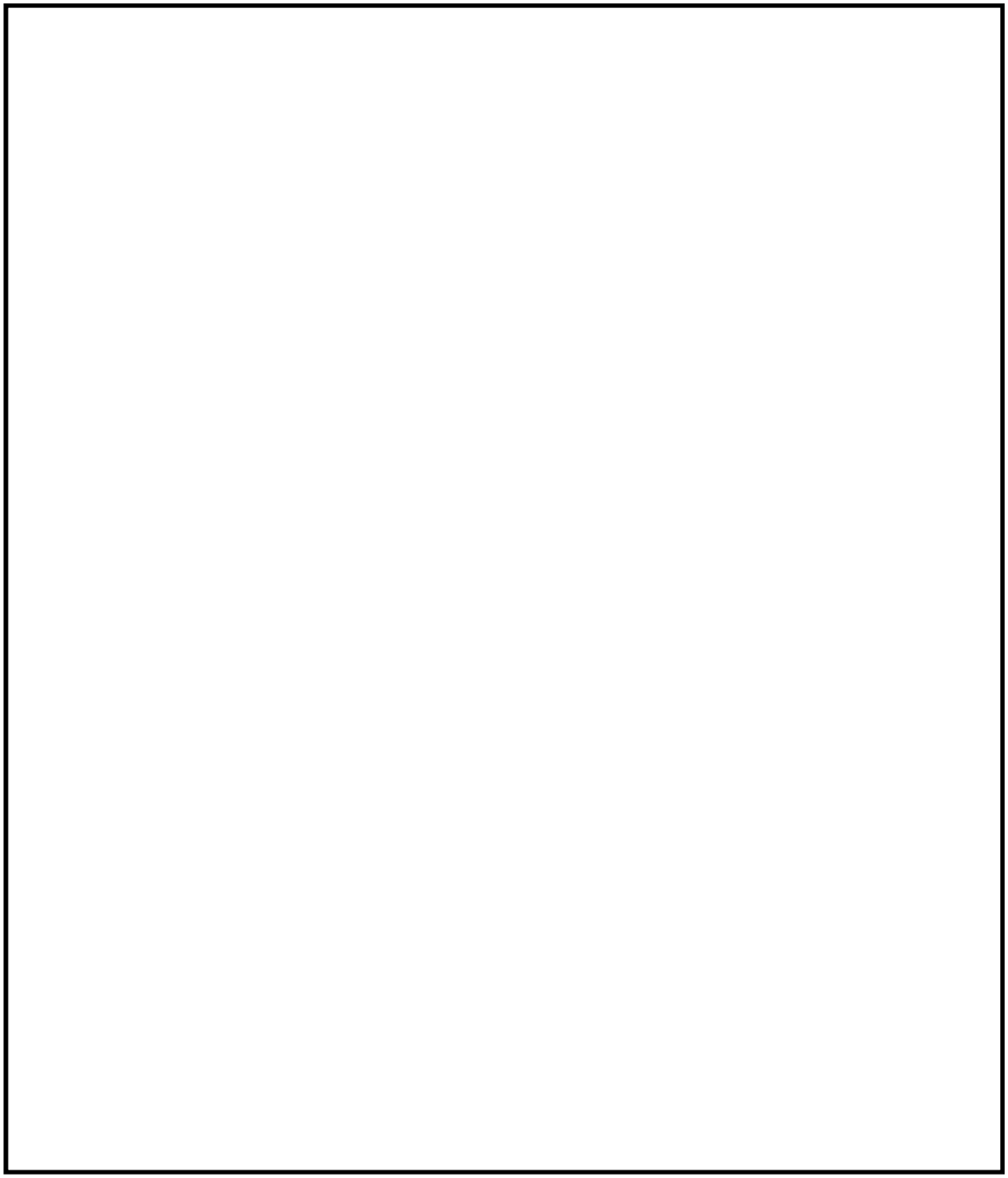
第 57－9－(48－15)図　原子炉建屋 5 階



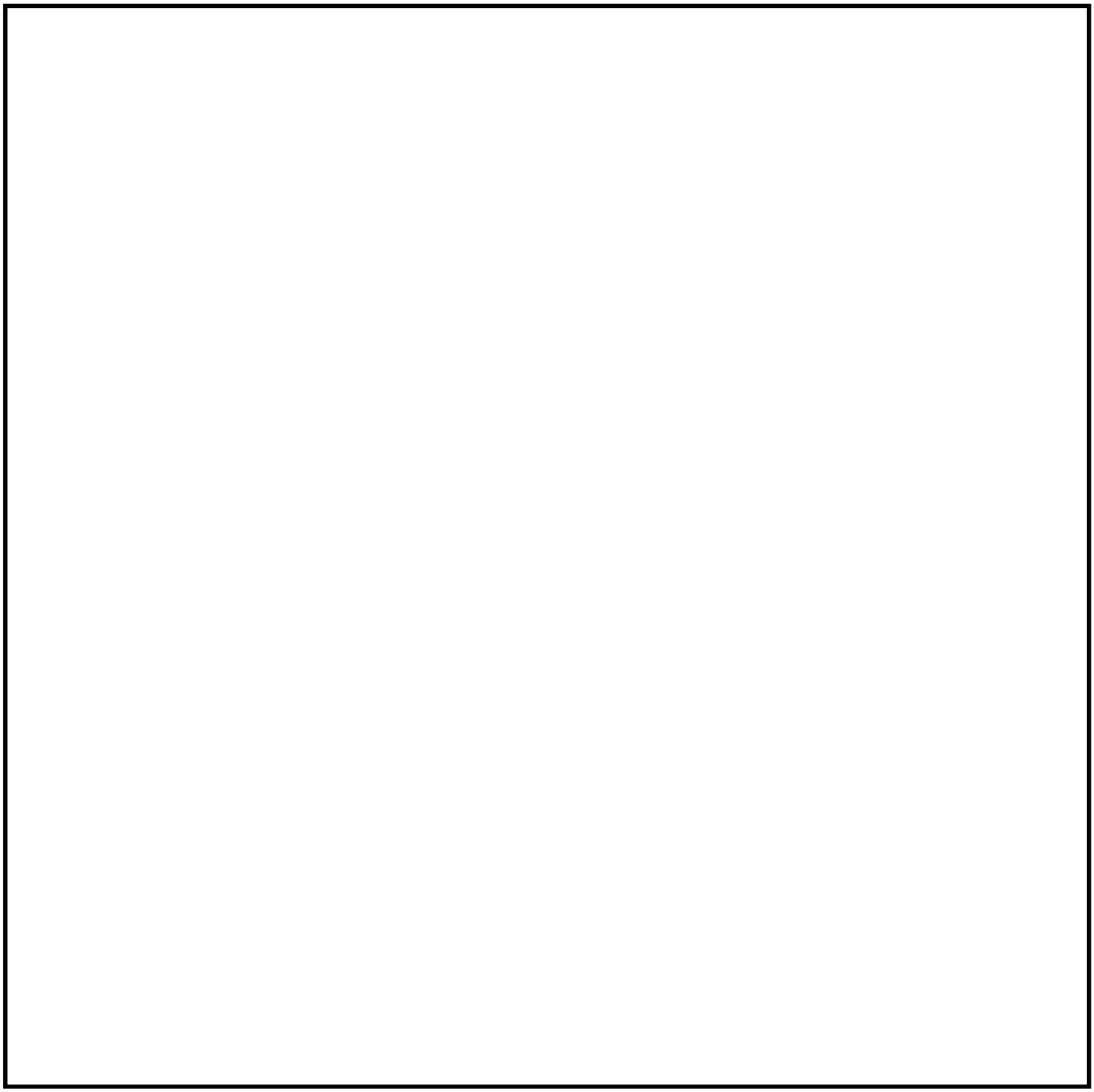
第 57－9－(48－16)図　屋外



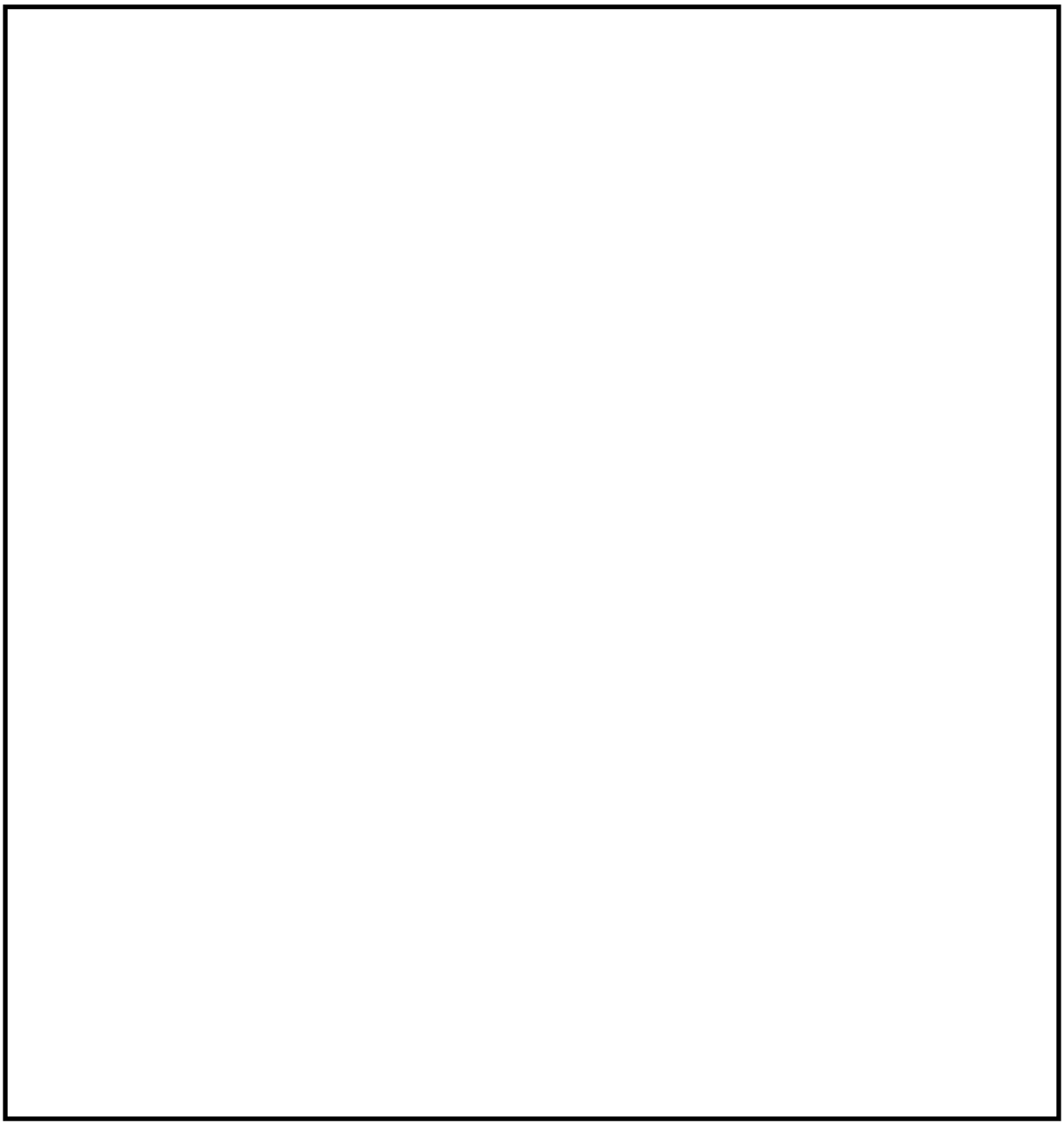
第 57－9－(48－17)図　緊急用海水ピット



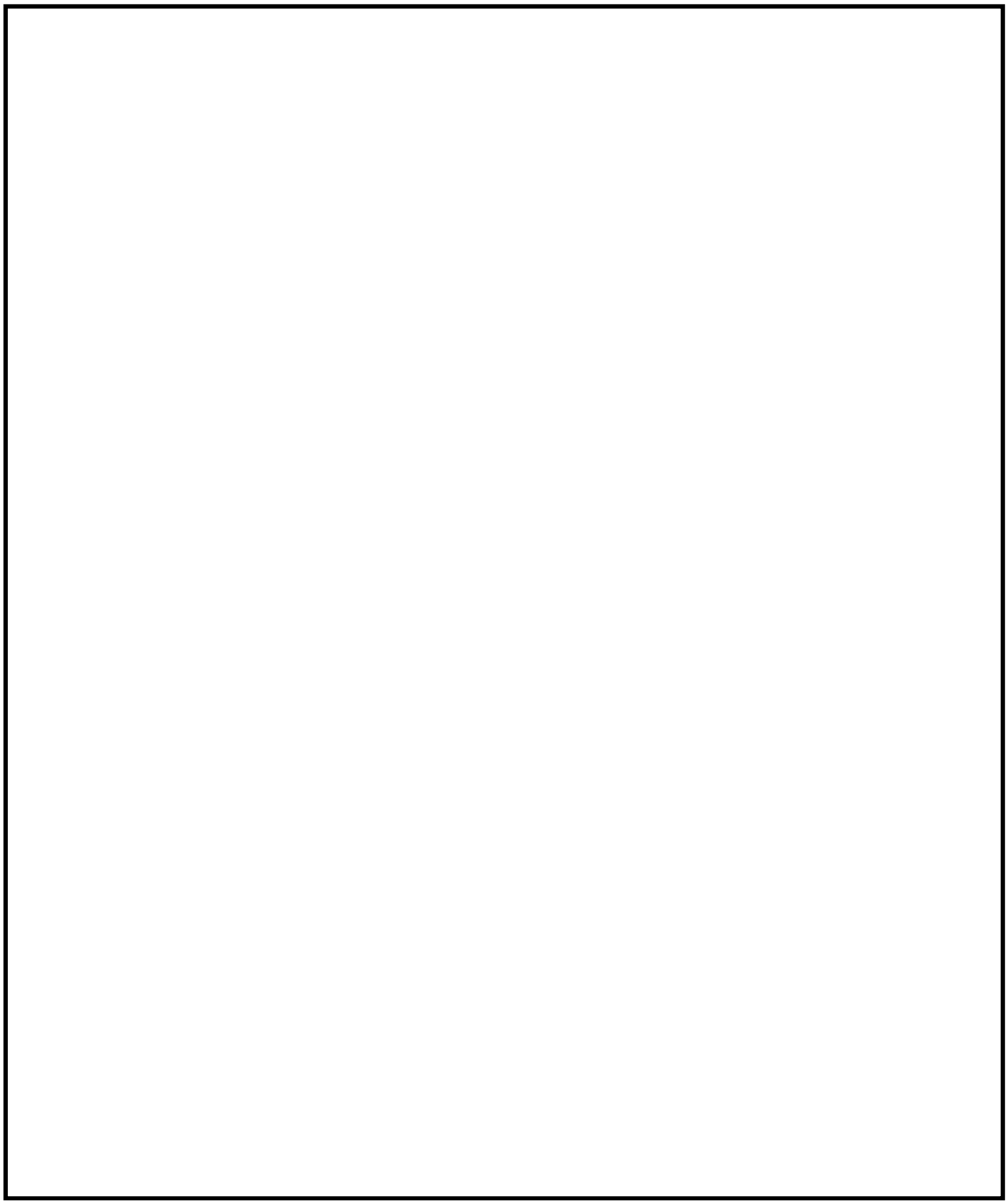
第57－9－(49－1)図　原子炉建屋地下2階



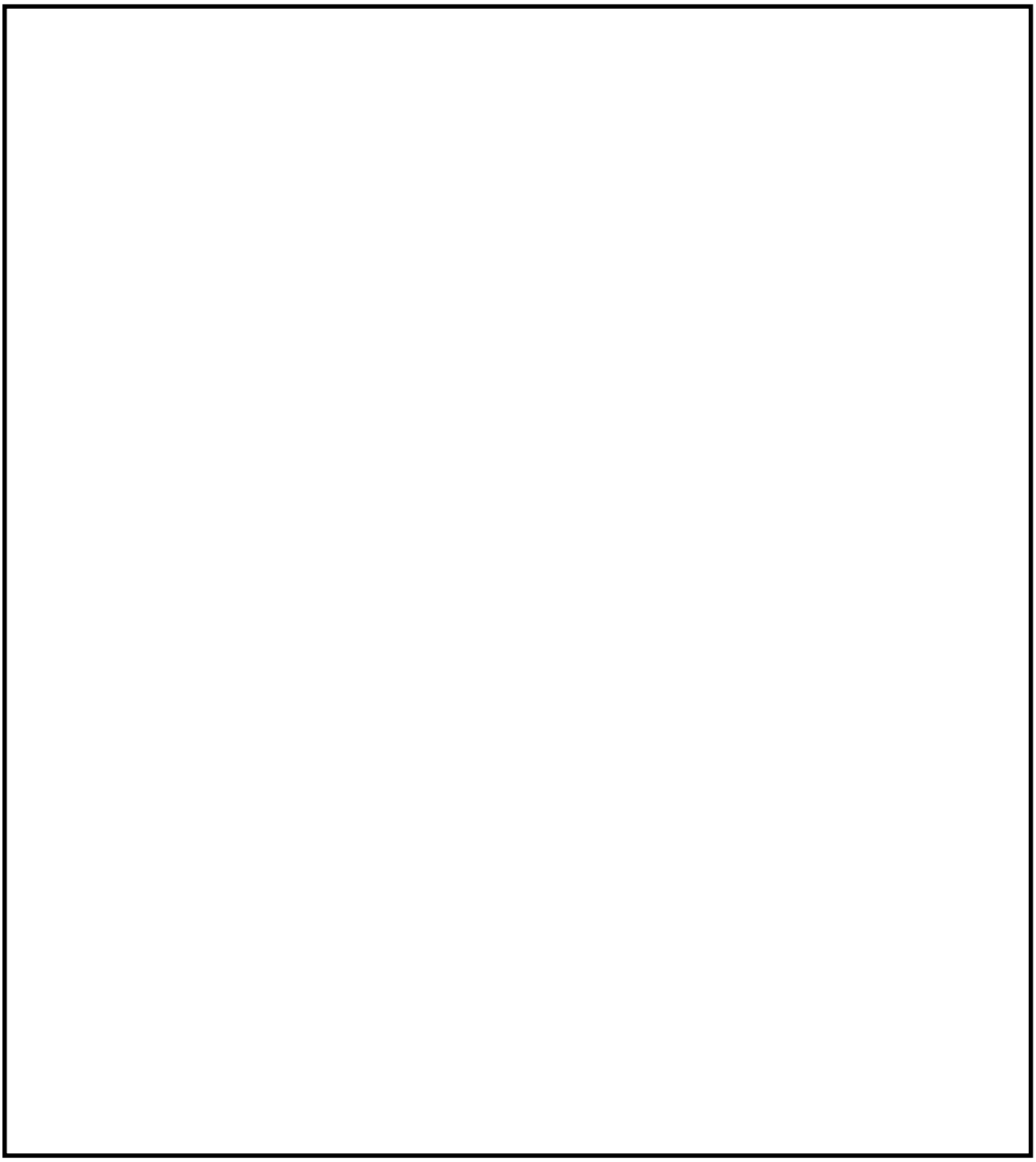
第 57－9－(49－2)図　原子炉建屋地下 1 階



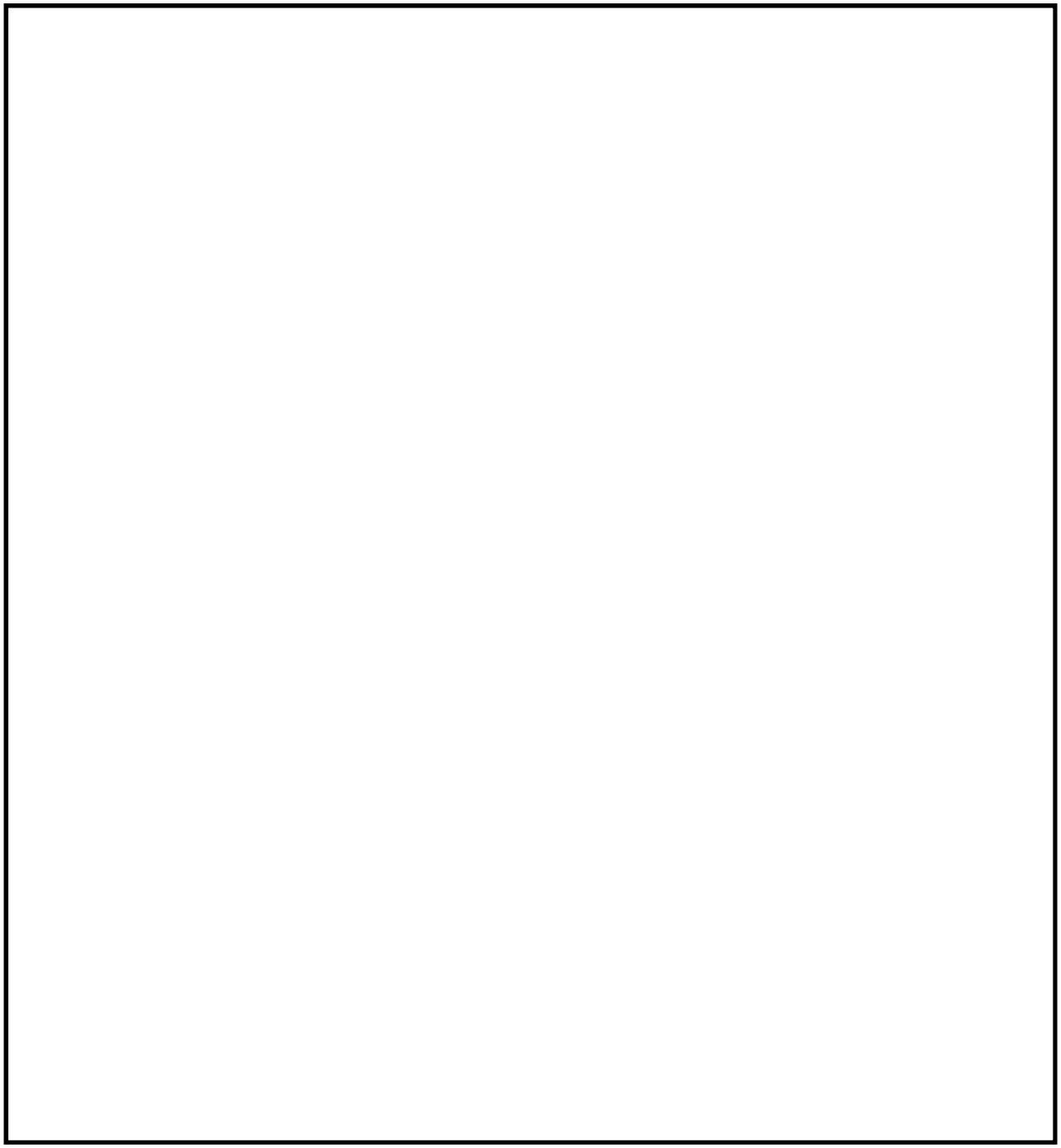
第 57－9－(49－3)図　原子炉建屋 1 階



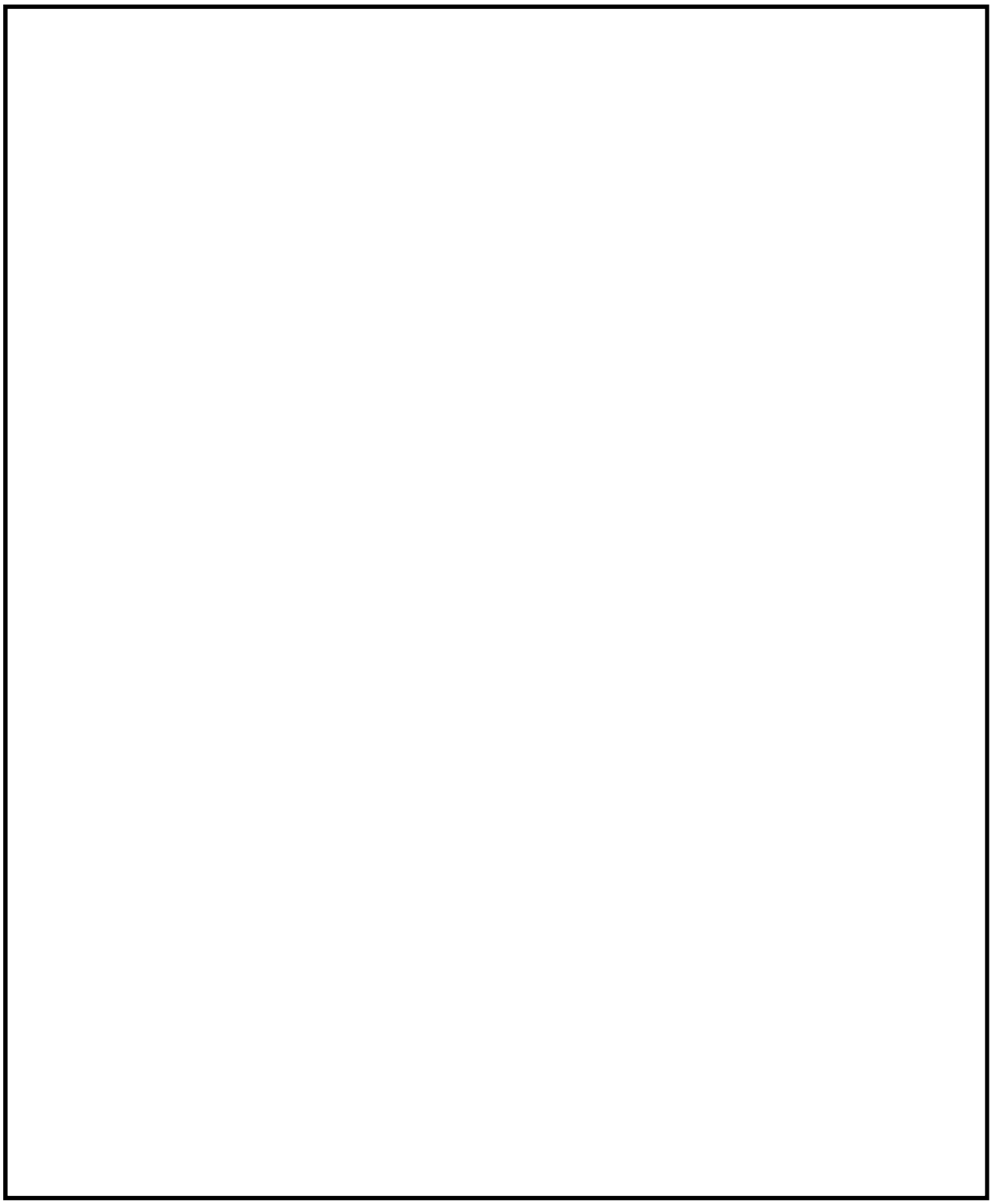
第 57－9－(49－4)図　原子炉建屋 2 階



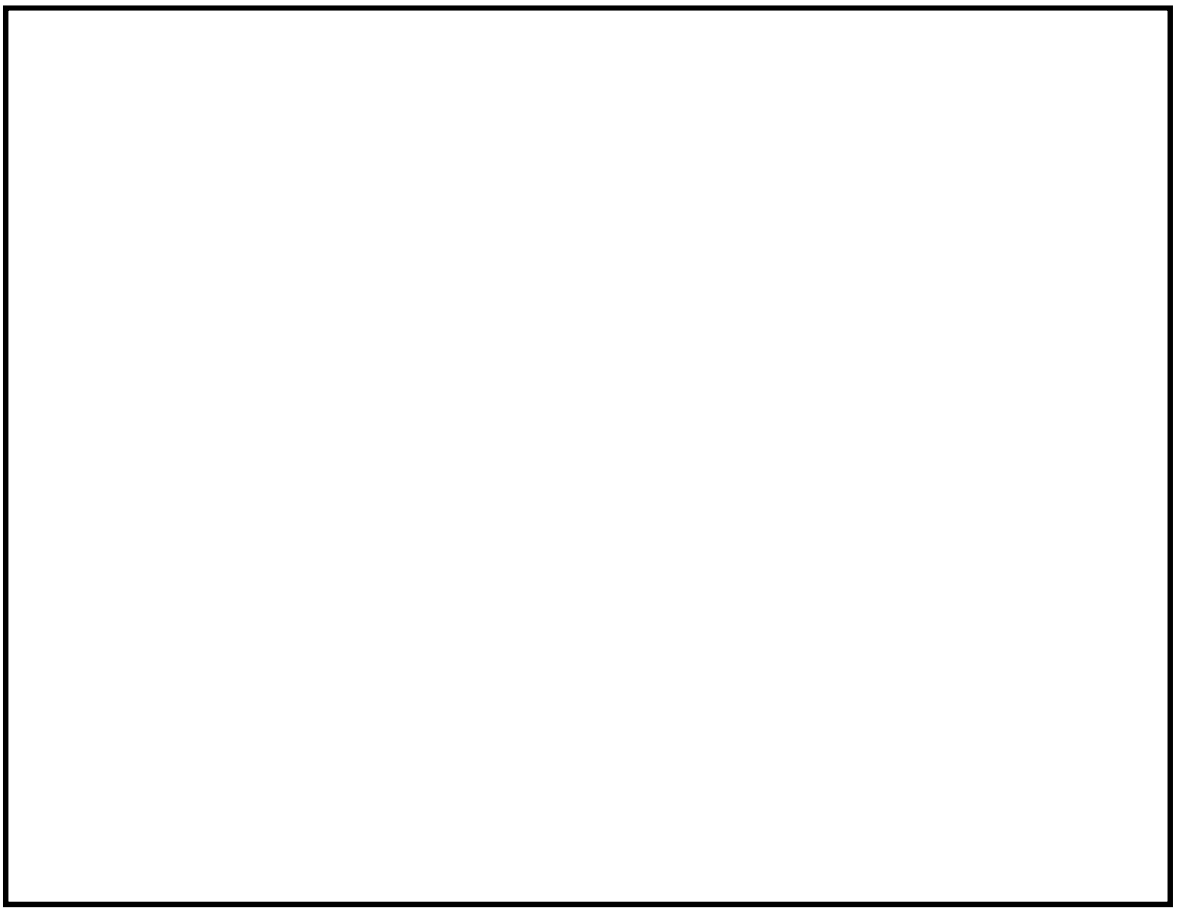
第 57－9－(49－5)図　原子炉建屋 3 階



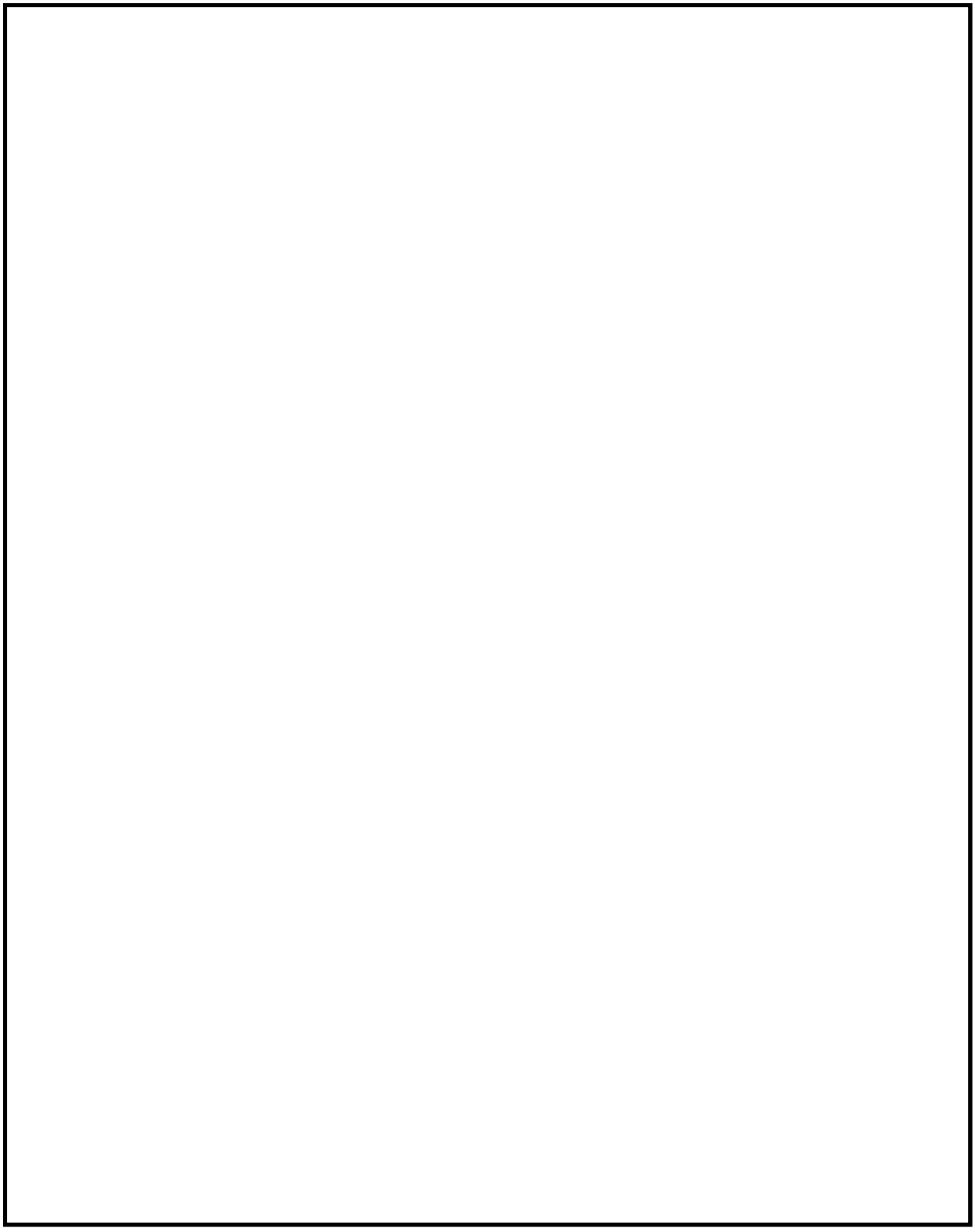
第 57－9－(49－6)図　原子炉建屋 4 階



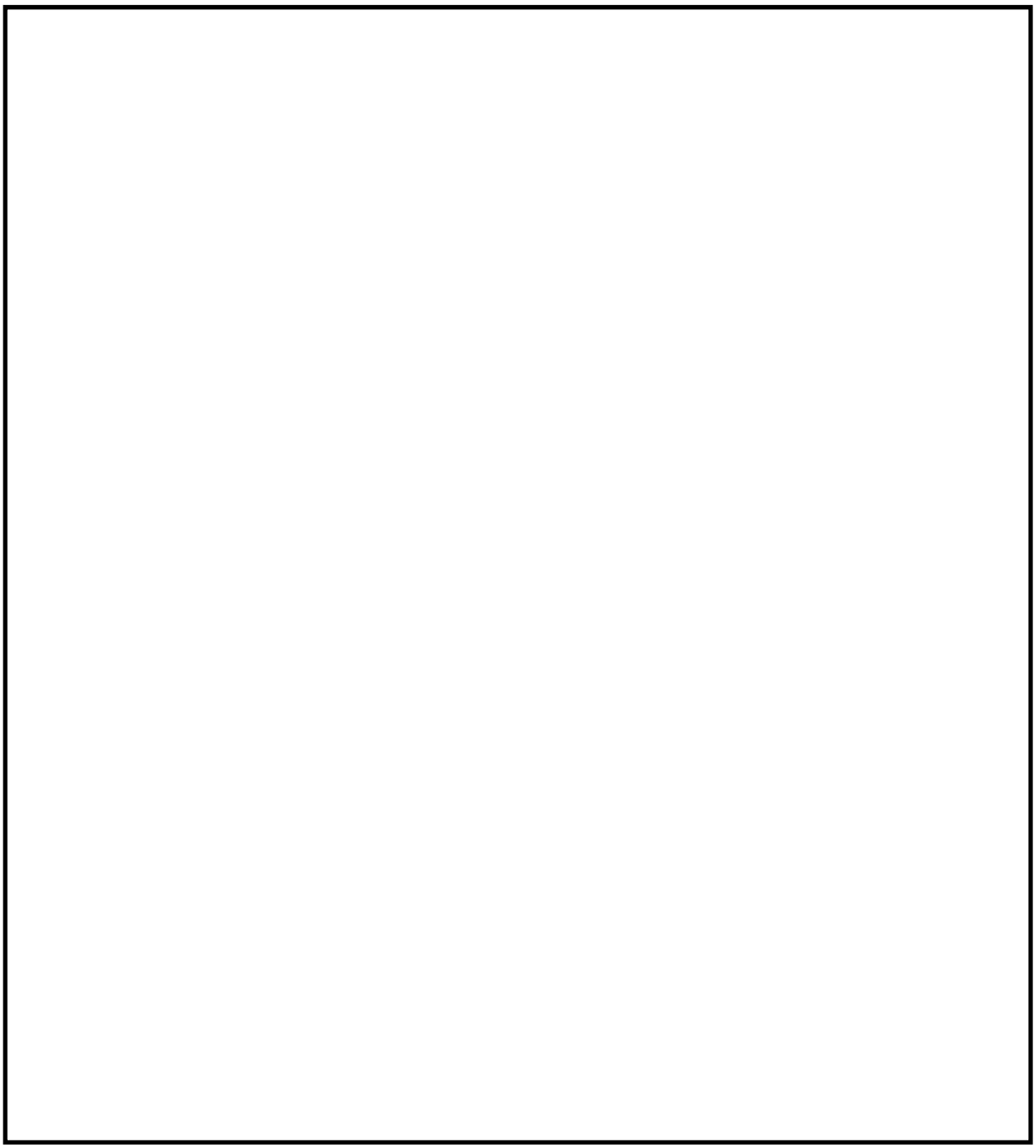
第 57－9－(49－7)図　原子炉建屋 5 階



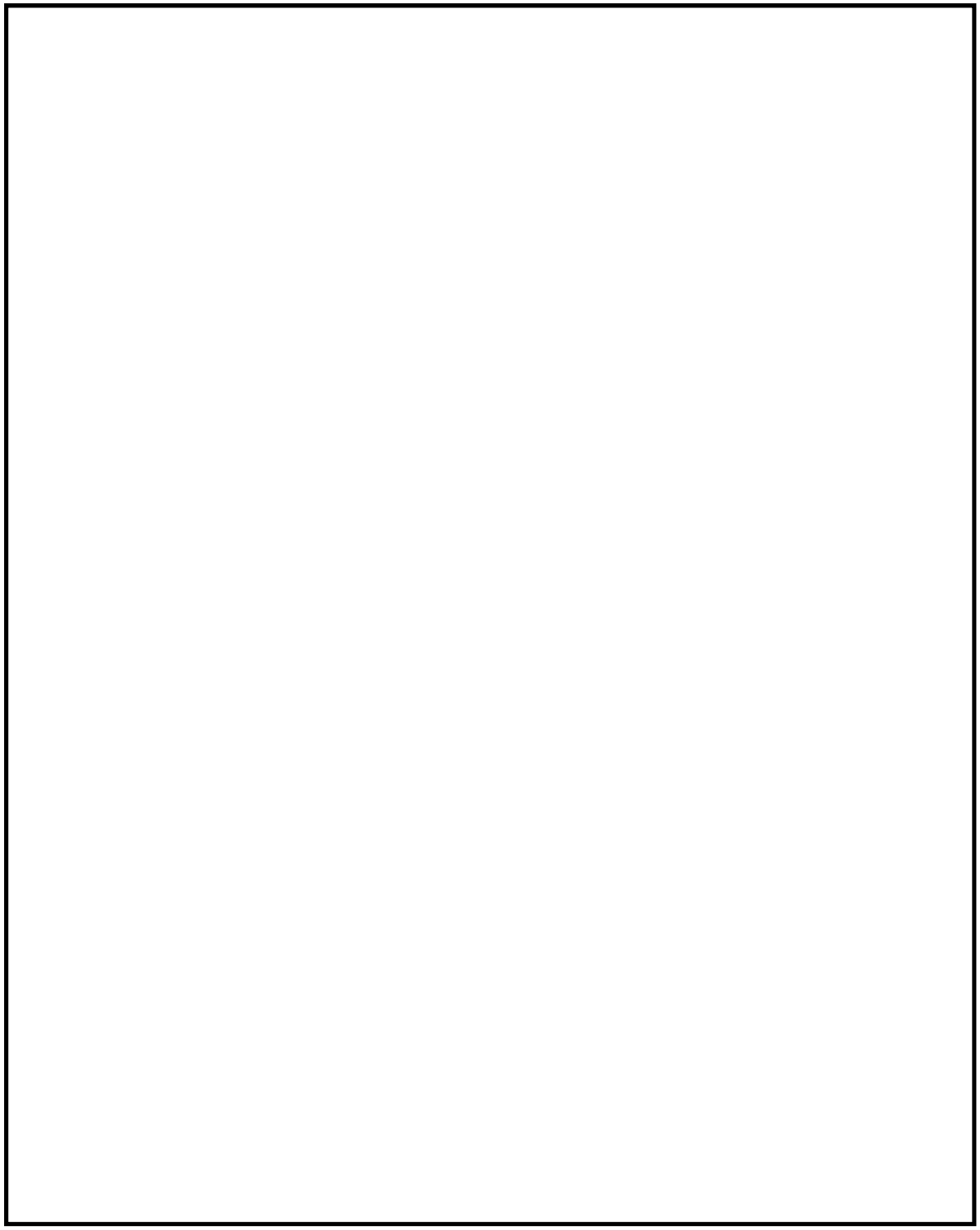
第 57－9－(49－8)図　原子炉建屋南側屋外



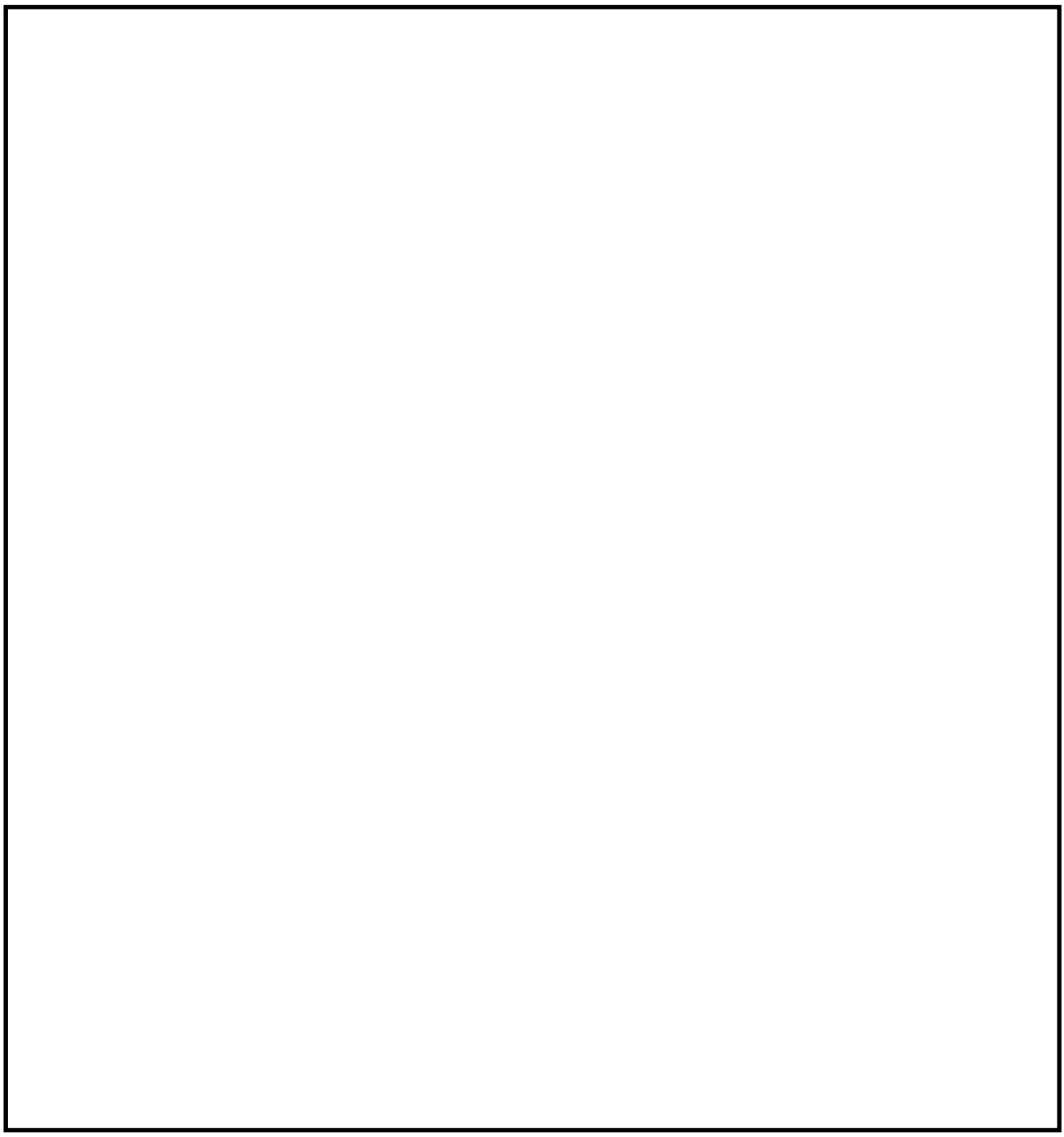
第 57－9－(49－9)図　常設代替高圧電源装置置場



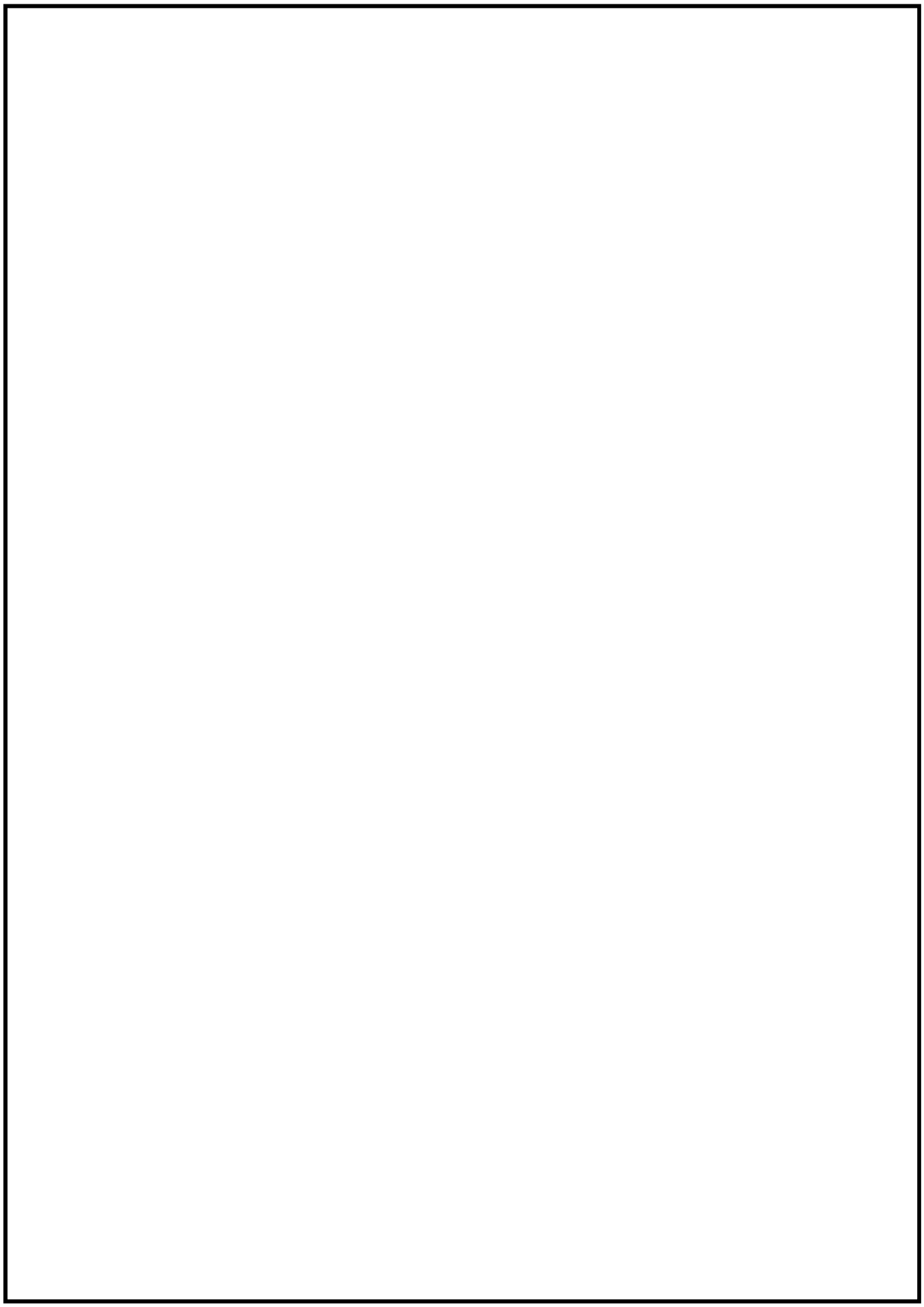
第57－9－(49－10)図　原子炉建屋地下2階



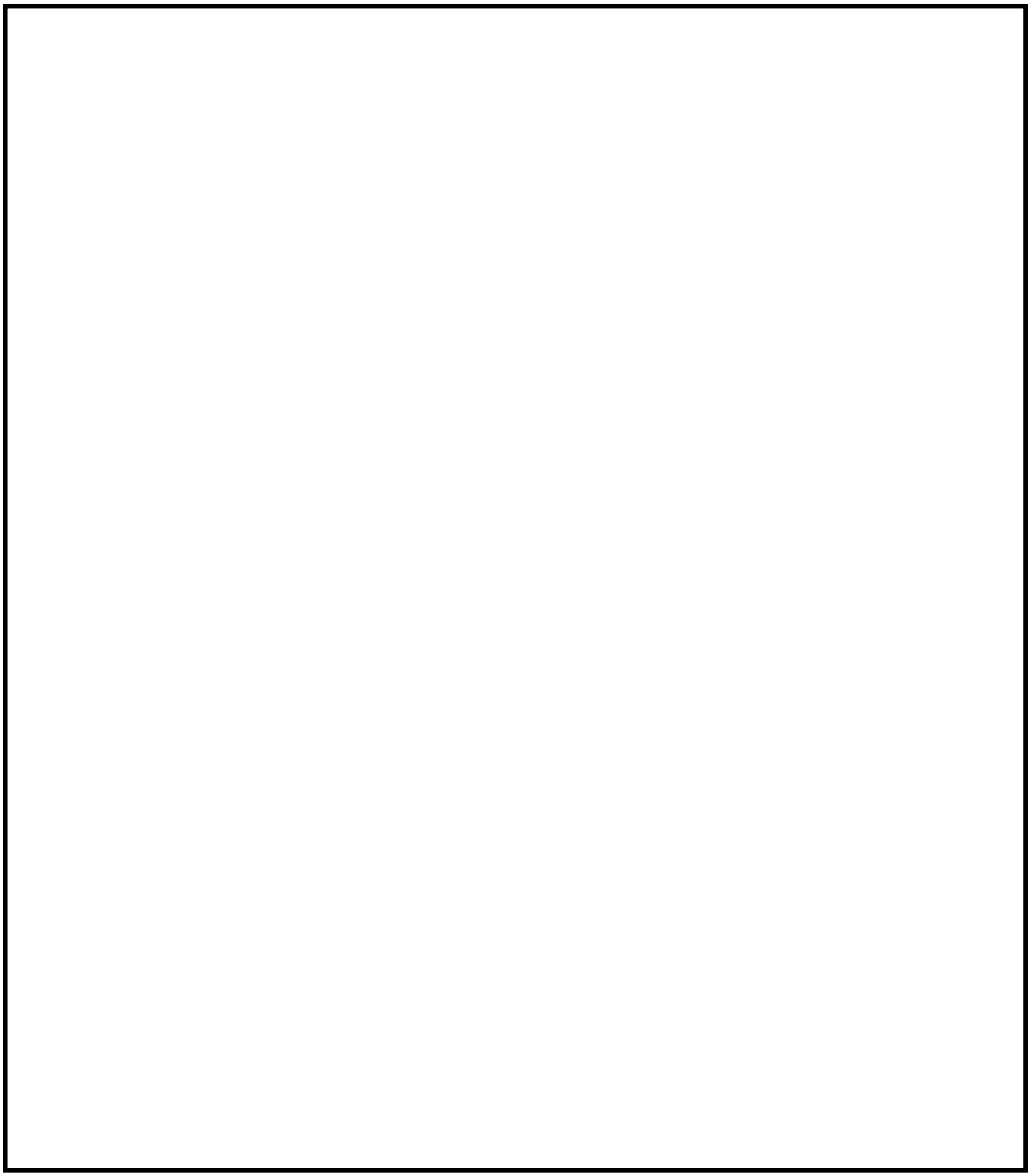
第 57－9－(49－11)図　原子炉建屋地下 1 階



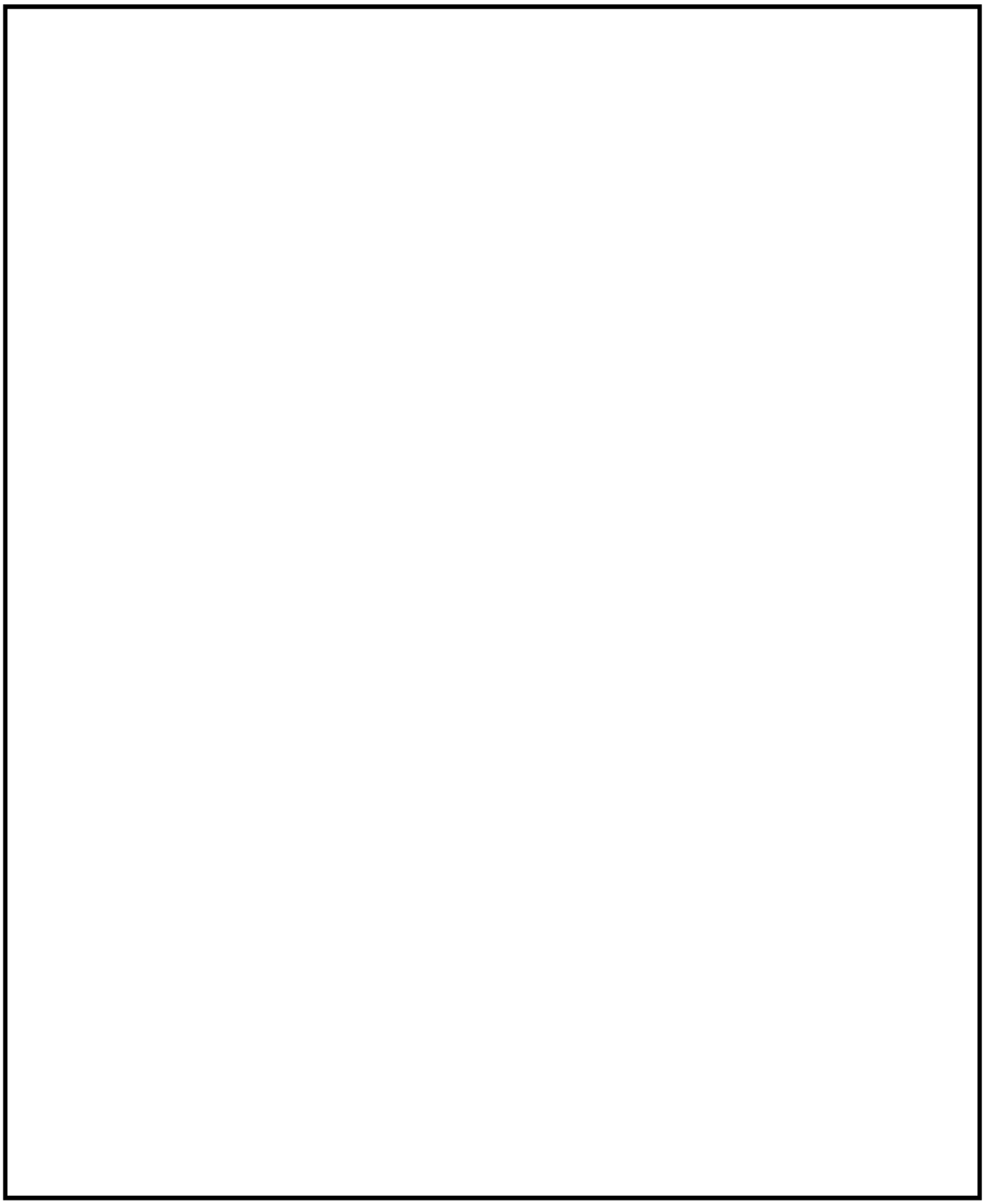
第 57－9－(49－12)図　原子炉建屋 1 階



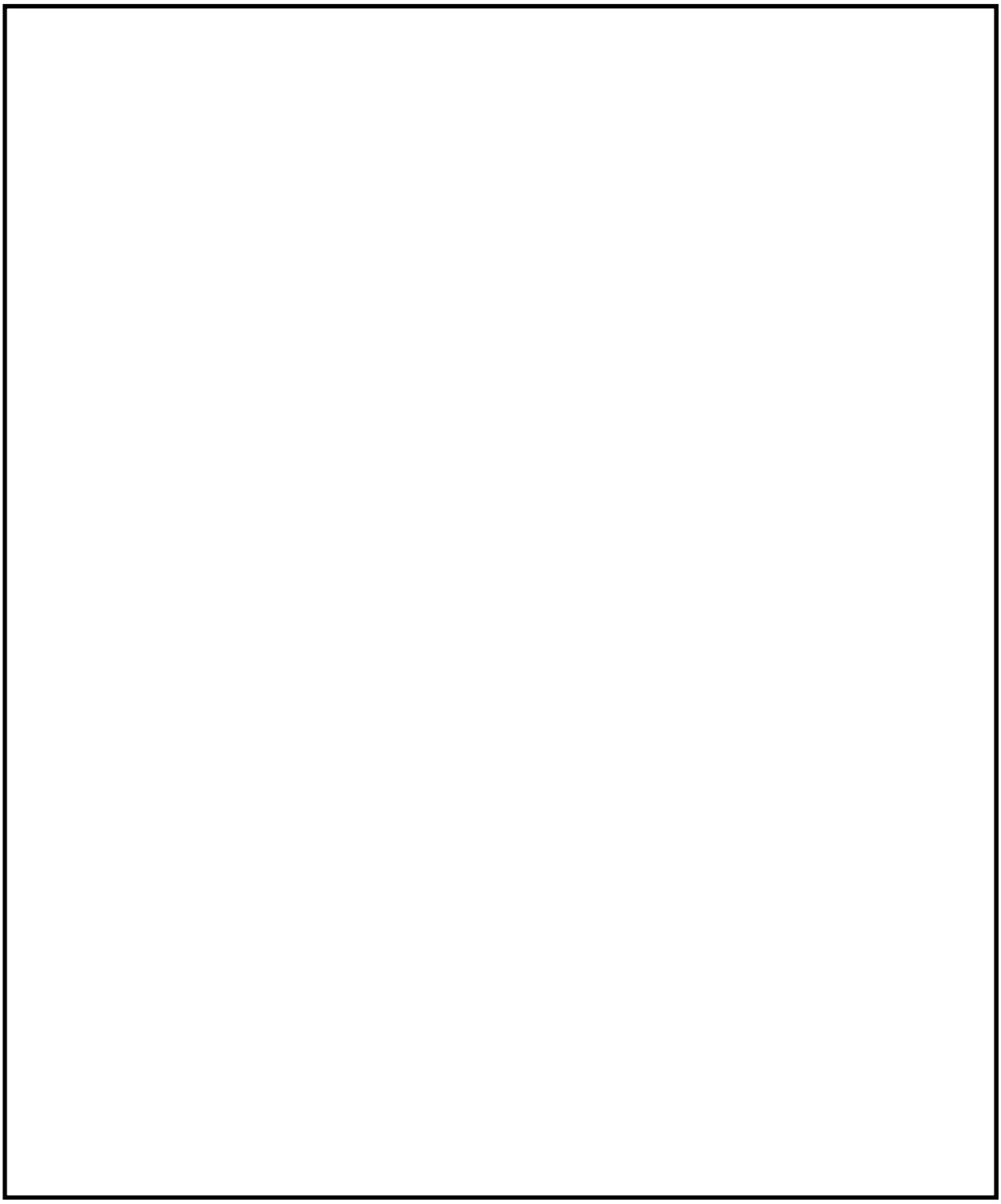
第57－9－(49－13)図　　原子炉建屋2階及び原子炉建屋南側屋外



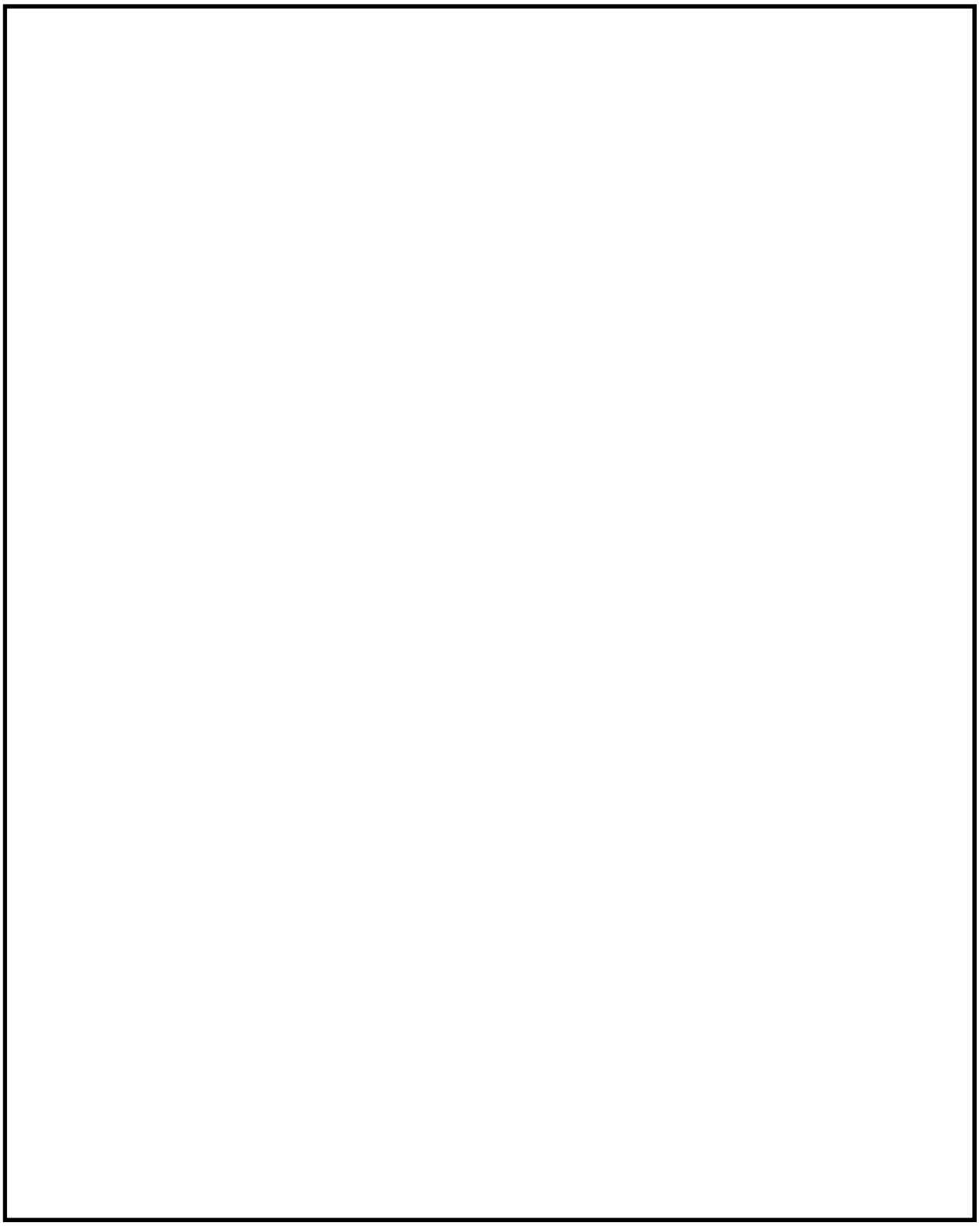
第 57－9－(49－14)図　原子炉建屋 3 階



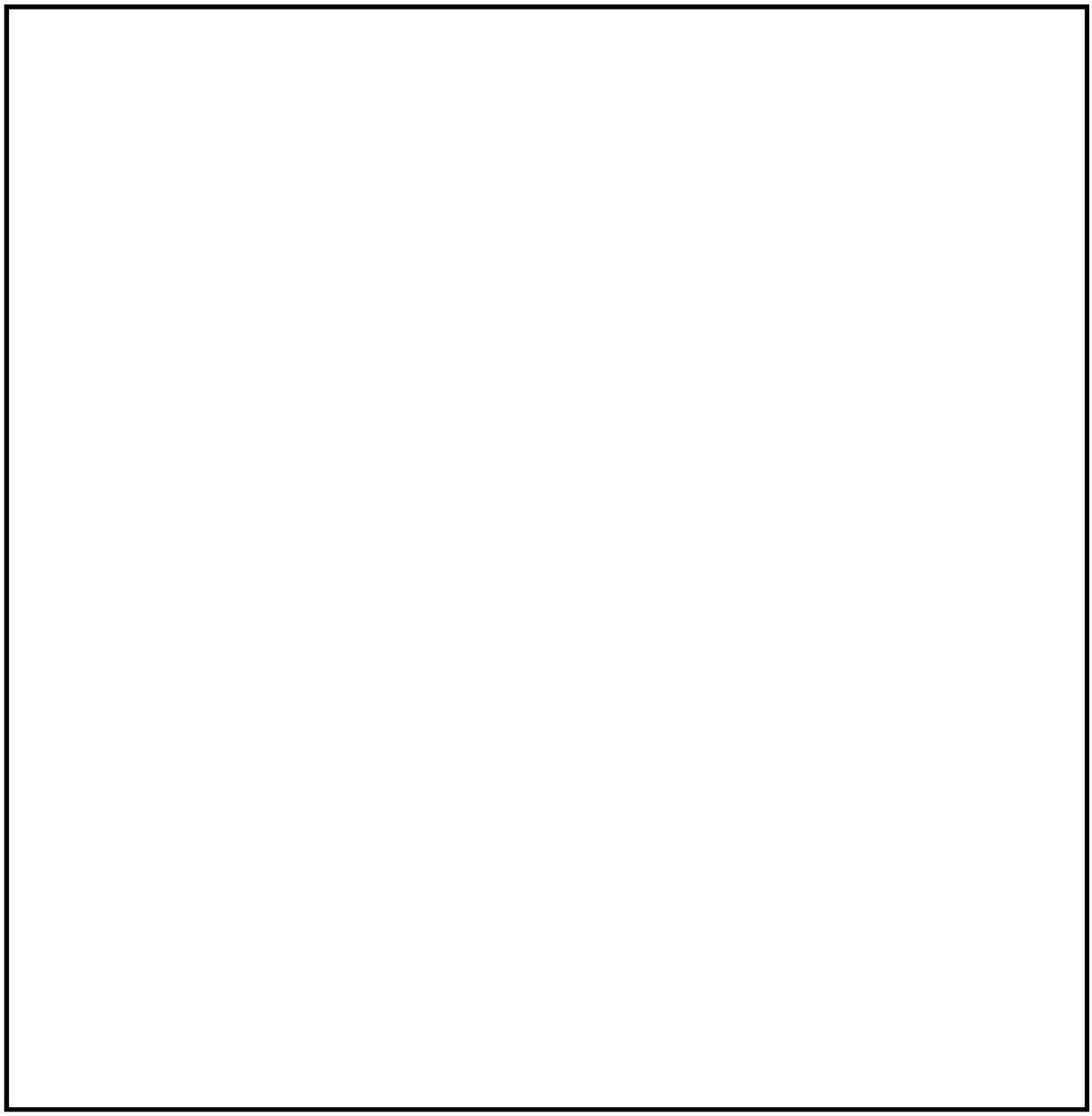
第 57－9－(49－15)図　原子炉建屋 4 階



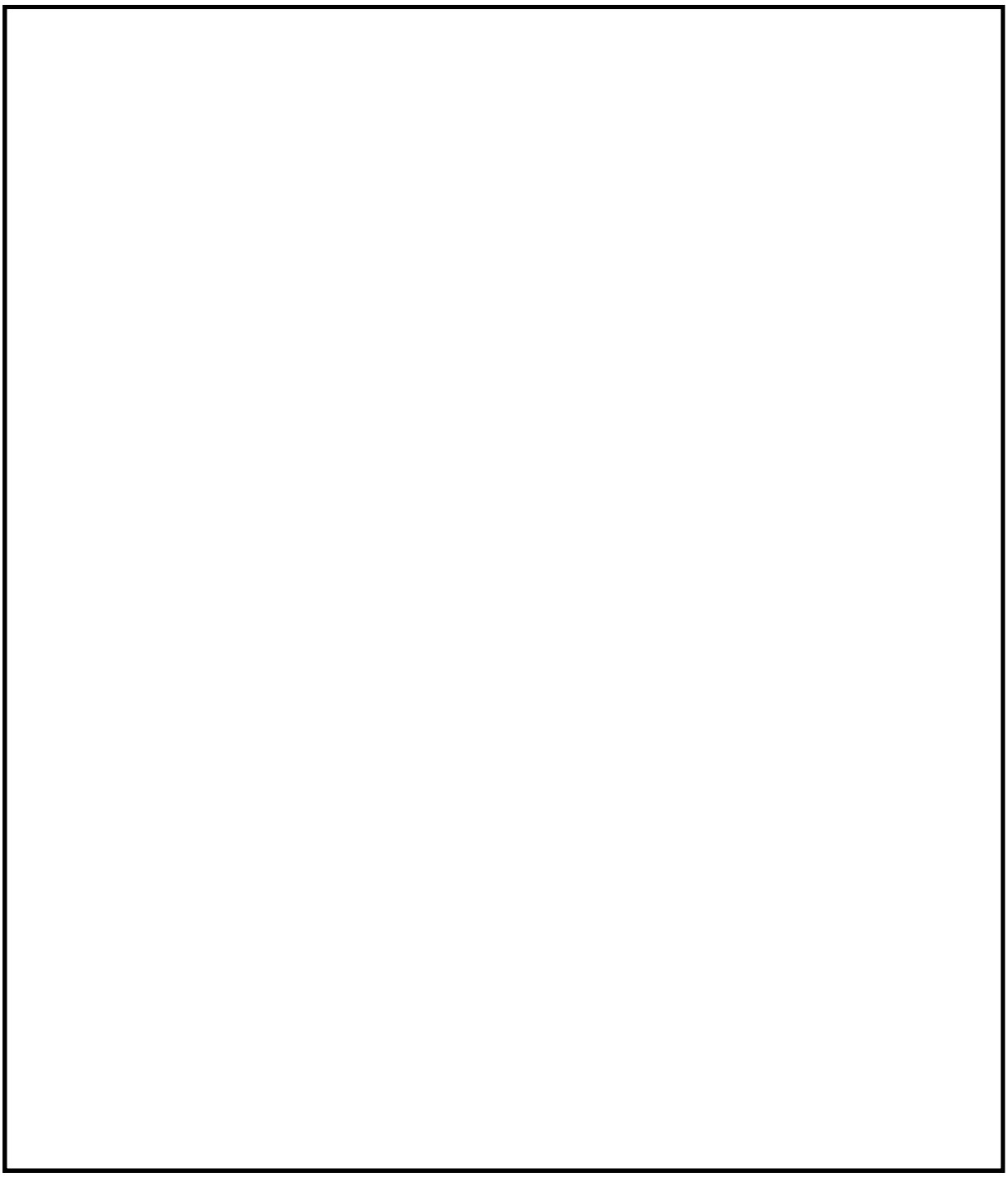
第 57－9－(49－16)図　原子炉建屋 5 階



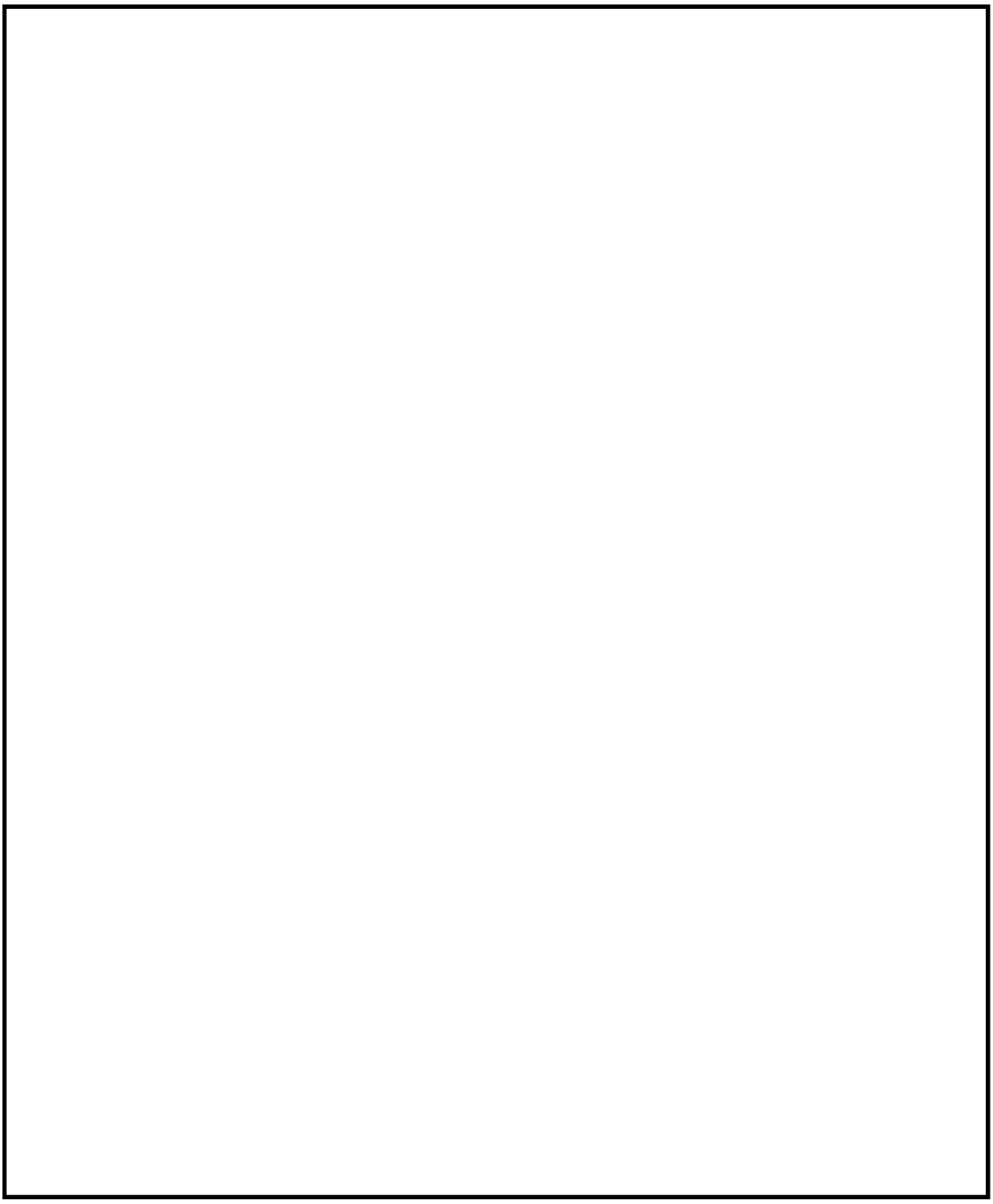
第57－9－(49－17)図　屋外



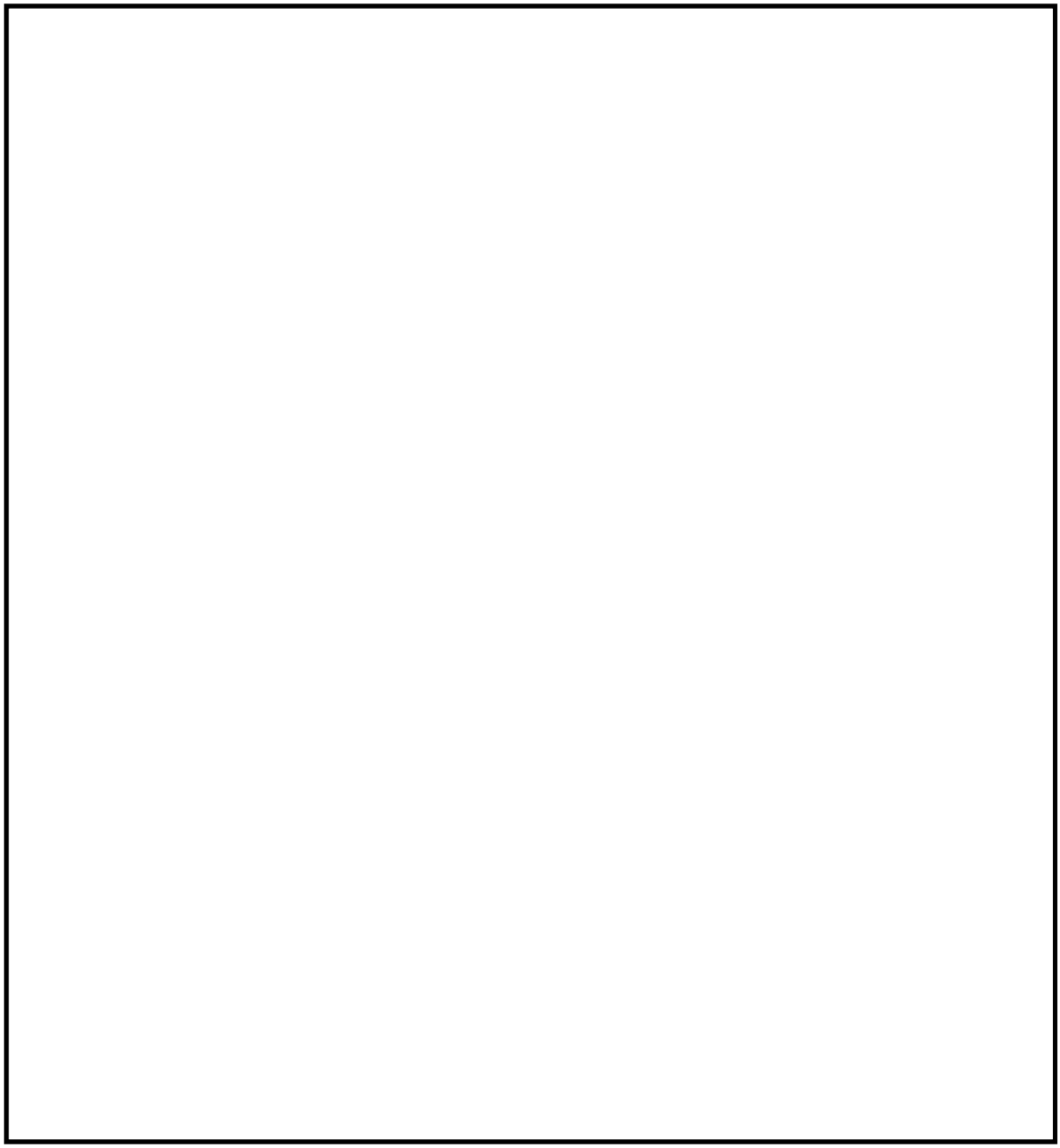
第57－9－(51－1)図　原子炉建屋1階



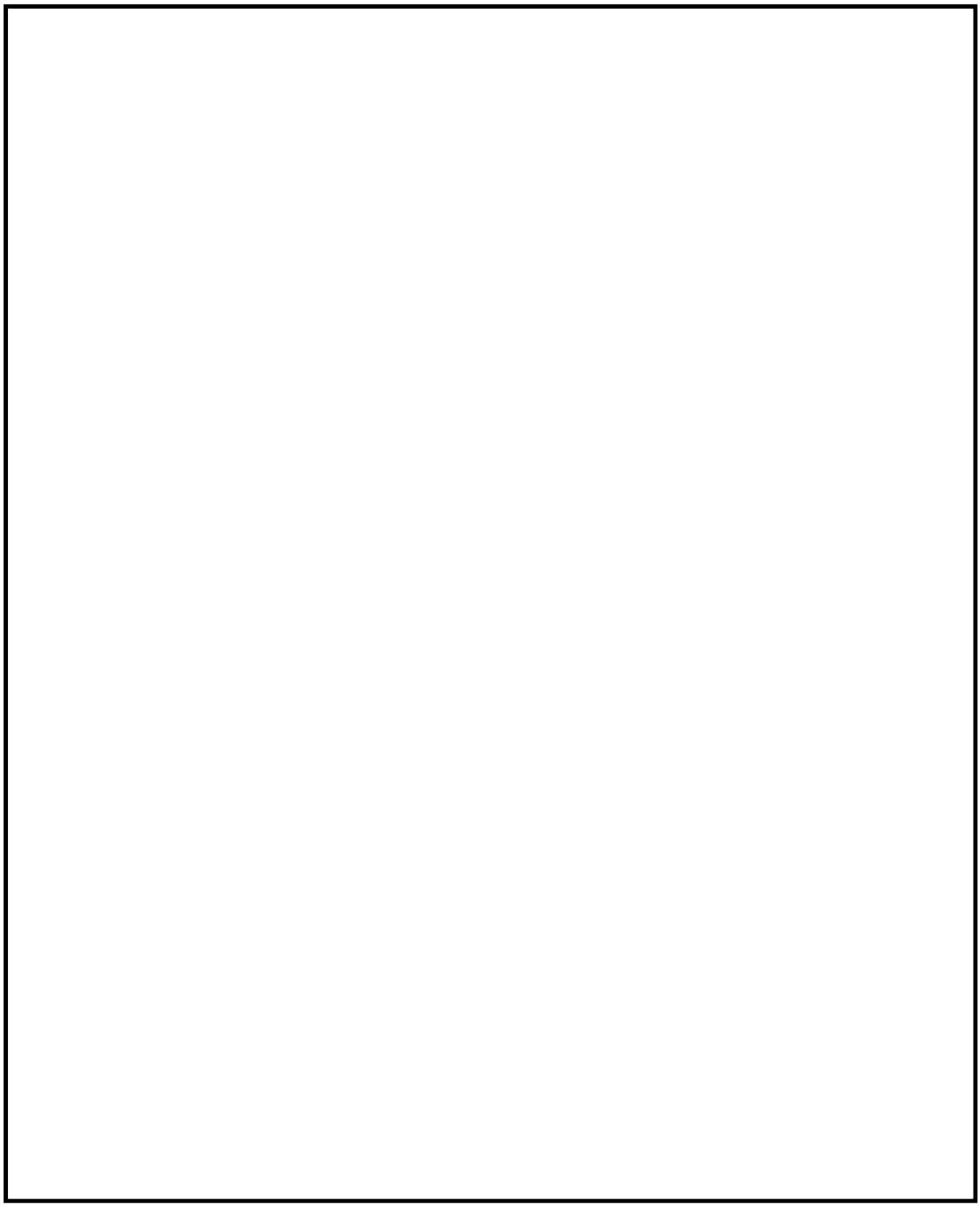
第57－9－(51－2)図　原子炉建屋2階



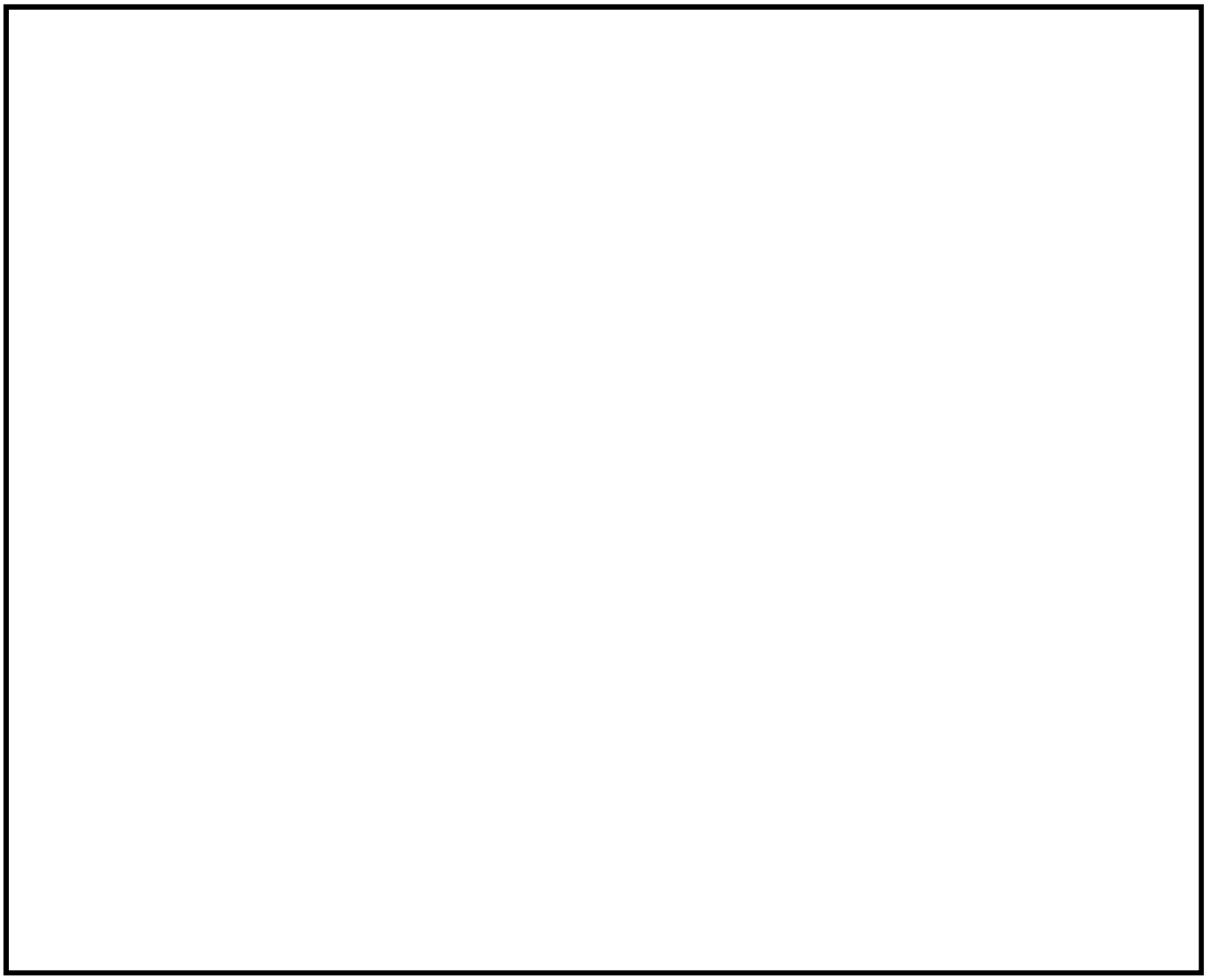
第57－9－(51－3)図　原子炉建屋3階



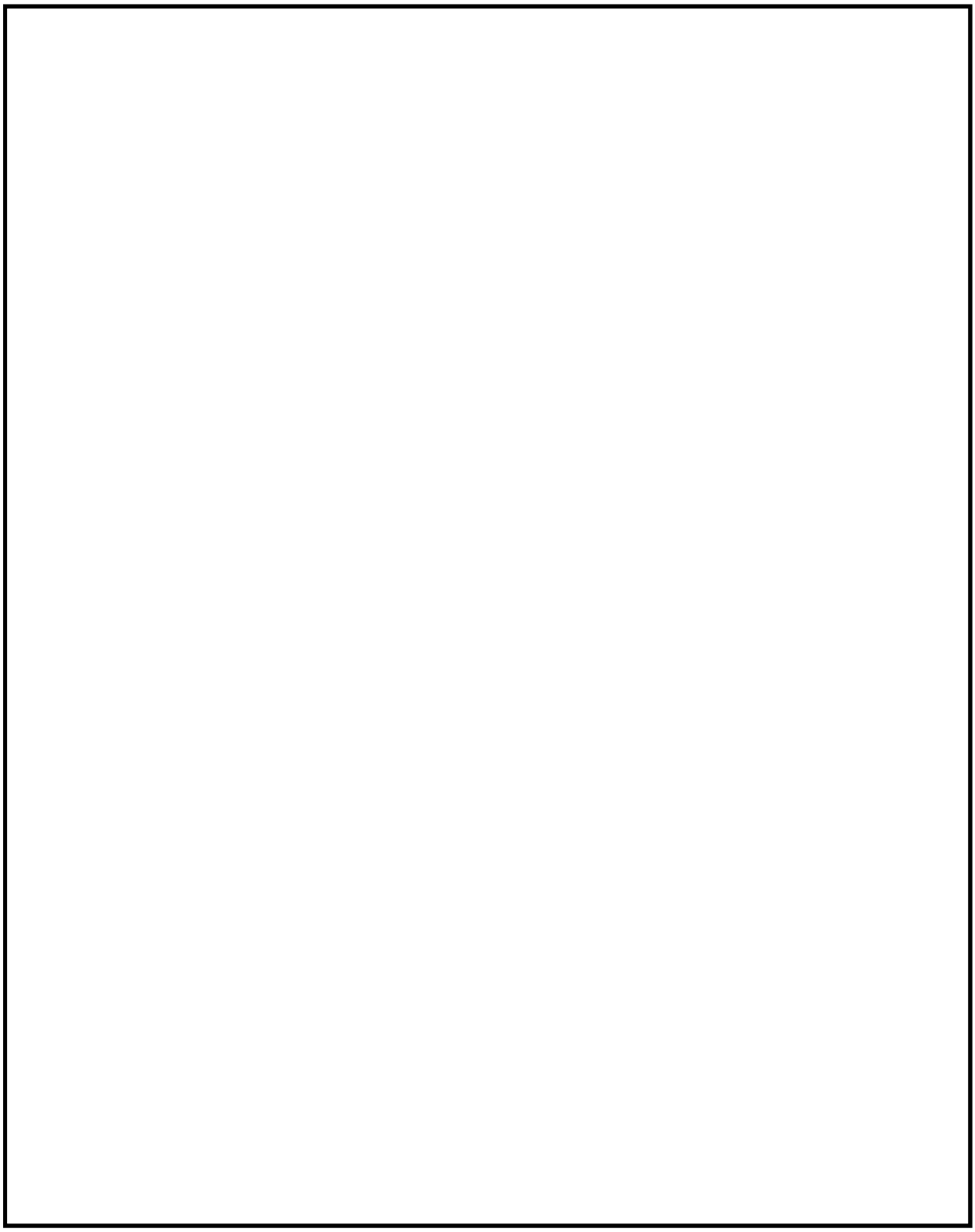
第57－9－(51－4)図　原子炉建屋4階



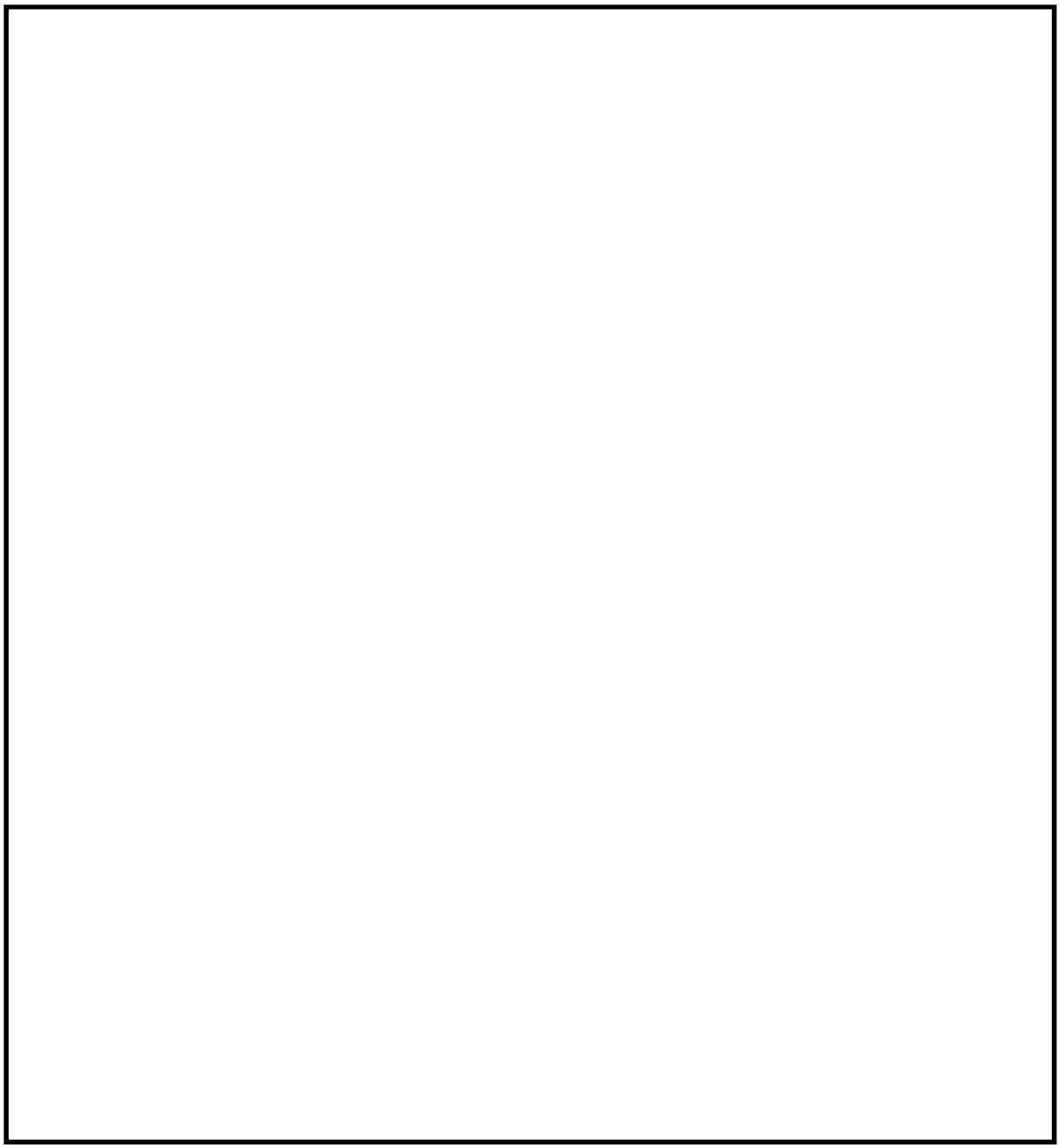
第57－9－(51－5)図　原子炉建屋5階



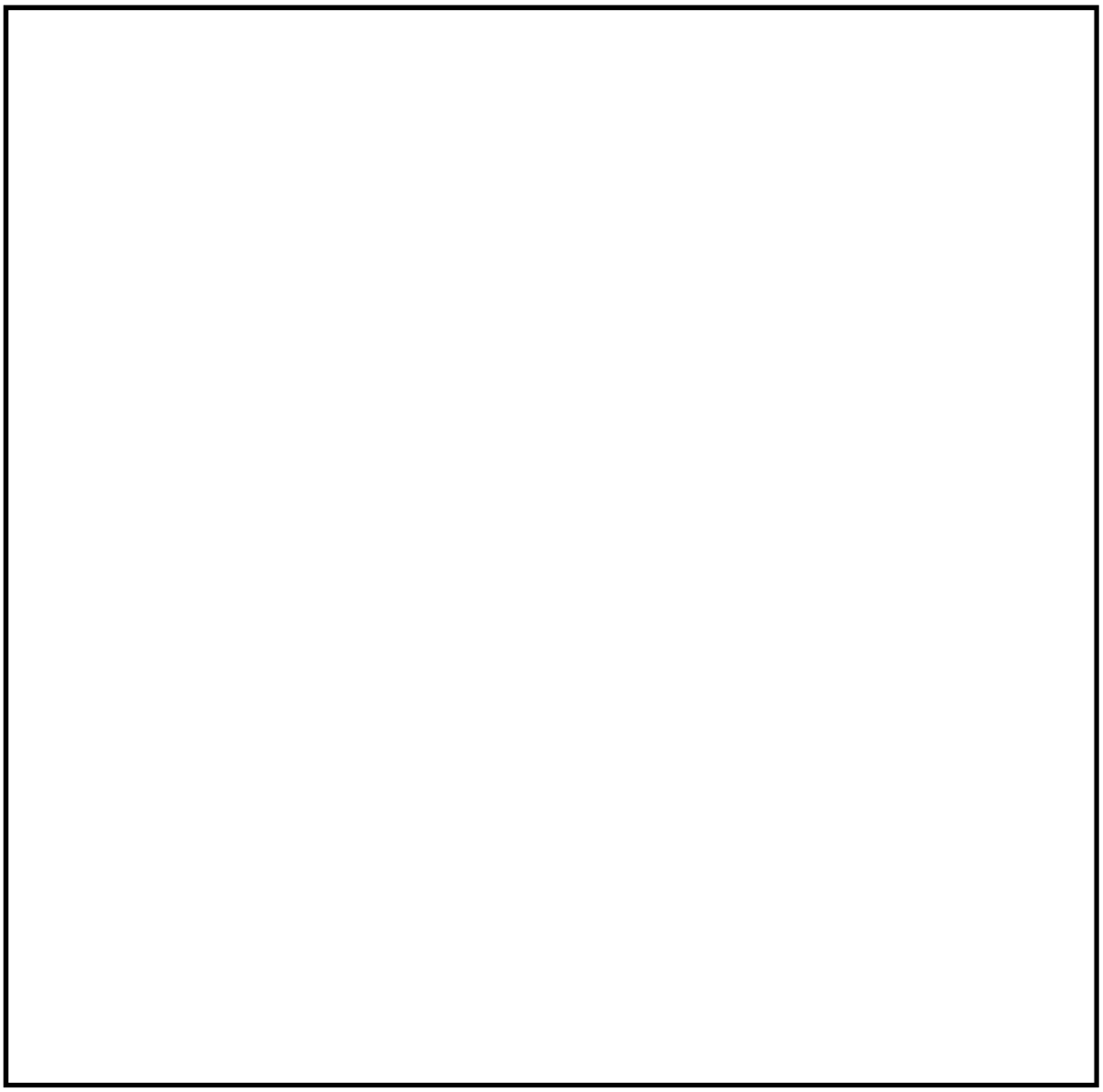
第57－9－(51－6)図　原子炉建屋南側屋外



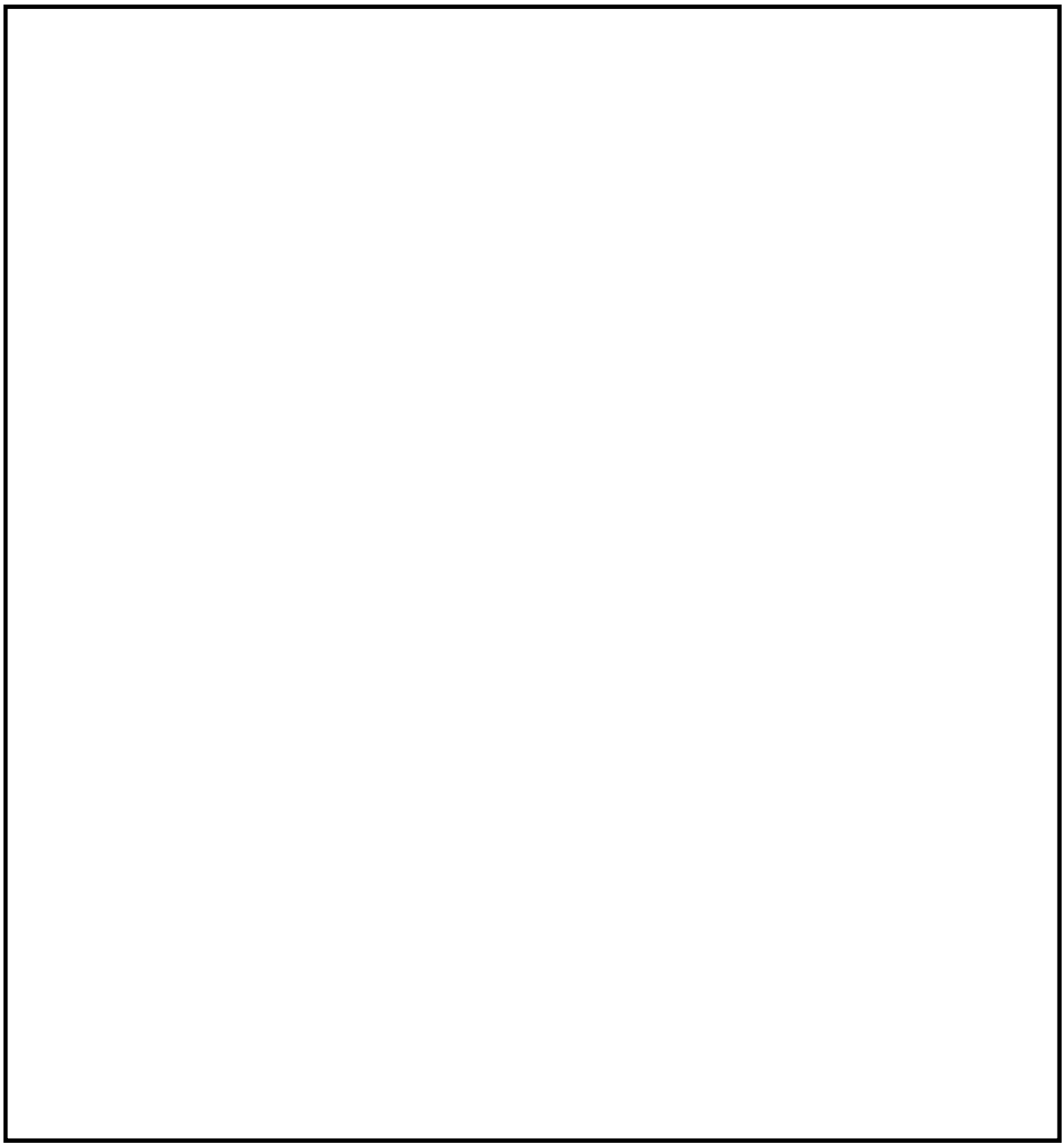
第57－9－(51－7)図　常設代替高圧電源装置置場



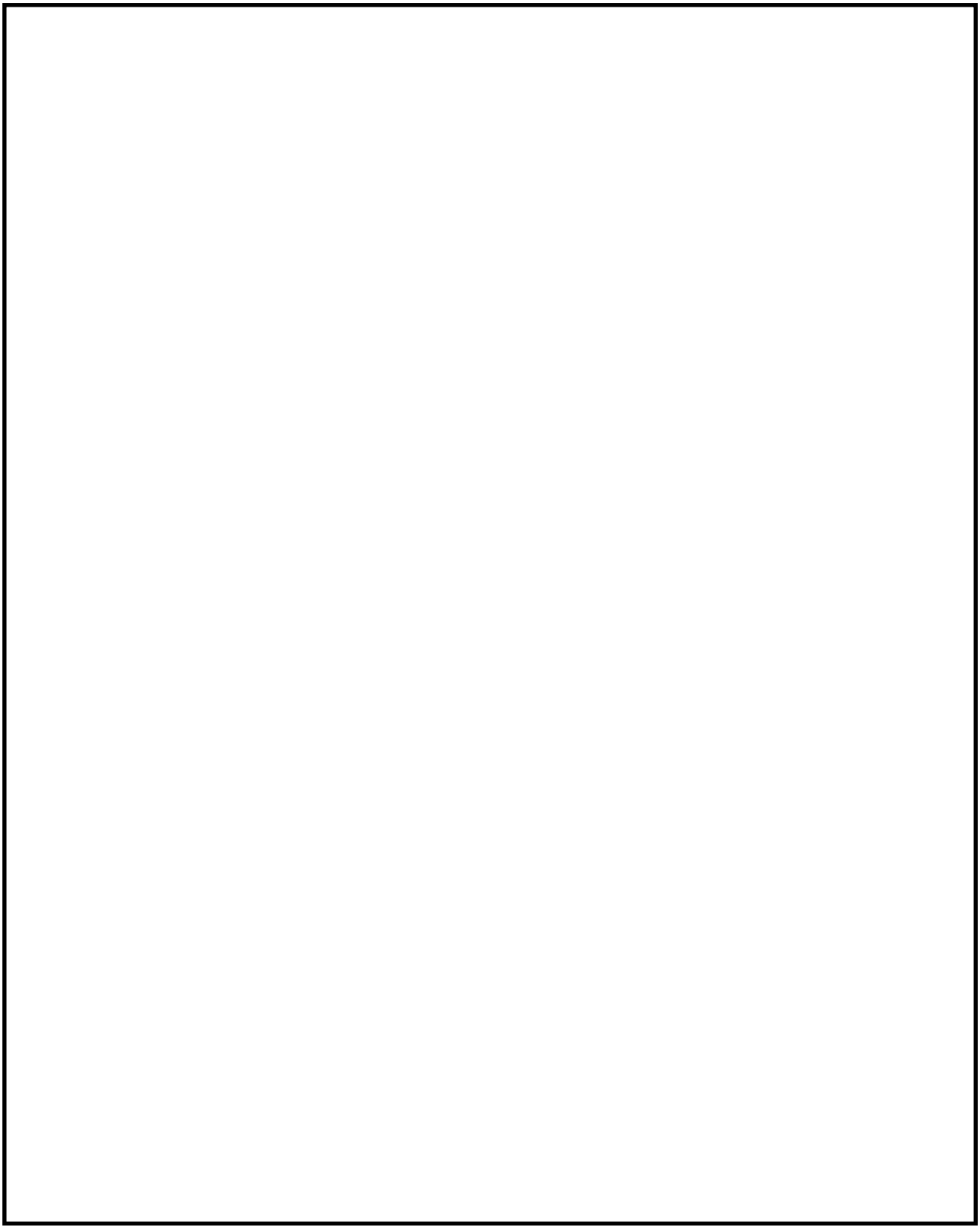
第57－9－(51－8)図　原子炉建屋地下2階



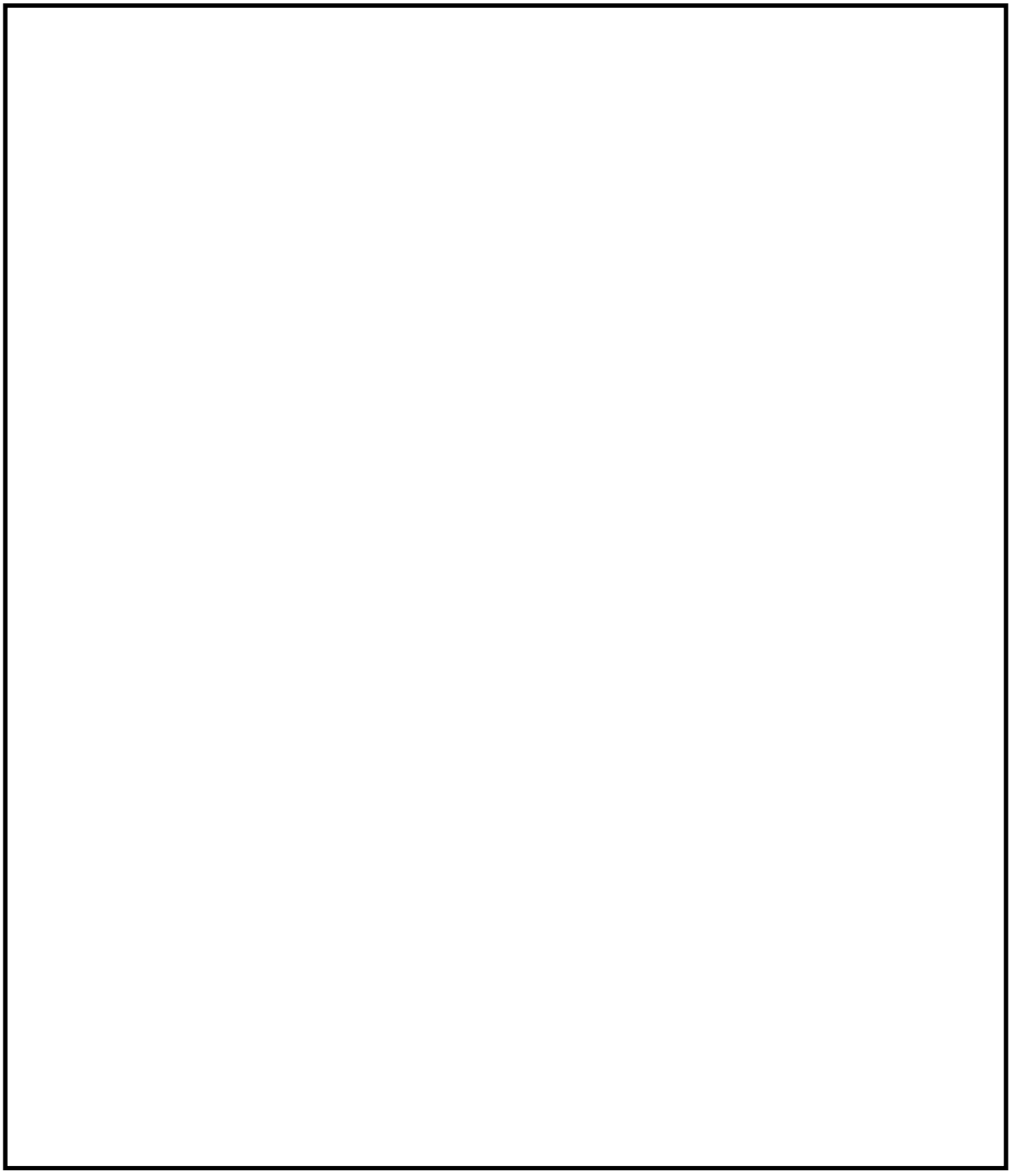
第57－9－(51－9)図　原子炉建屋地下1階



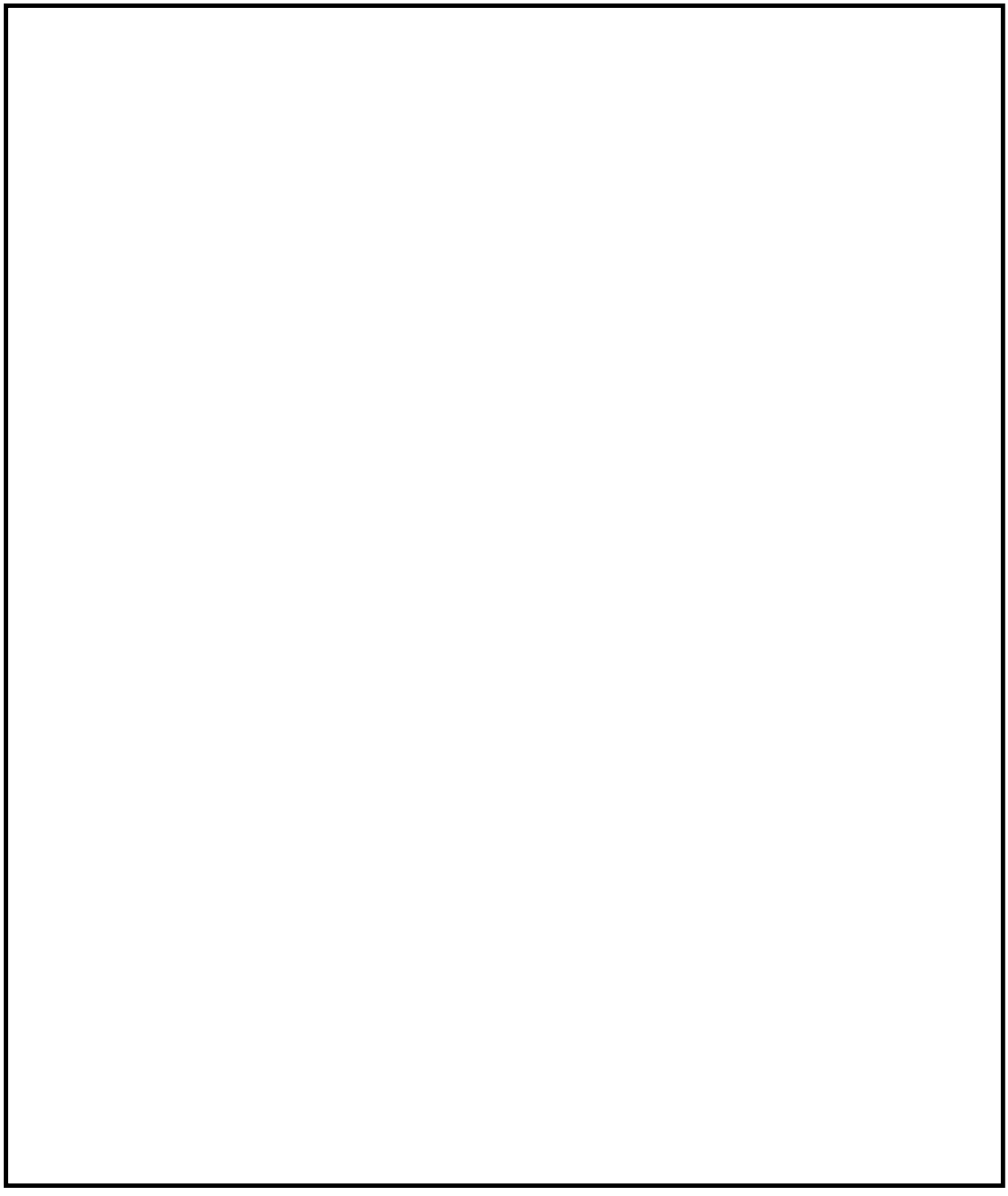
第57－9－(51－10)図　原子炉建屋1階



第57－9－(51－11)図　原子炉建屋2階及び原子炉建屋南側屋外



第57－9－(51－12)図　原子炉建屋3階



第57－9－(51－13)図　原子炉建屋4階

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）

直流電源設備について（「14条全交流動力電源喪失対策設備」資料の抜粋）

10.1.1.3.4　直流電源設備

非常用直流電源設備は，第10.1－3図に示すように，非常用電源設備として，直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V系統及び±24V系統は，非常用低圧母線に接続される充電器9個，蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また，これらの系統は，多重性及び独立性を確保することにより，共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり，非常用直流電源設備5組の電源の負荷は，工学的安全施設等の制御装置，電磁弁，無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため，原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ａ系（区分Ⅰ），125V系蓄電池Ｂ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池ＨＰＣＳ系（区分Ⅲ）の5組で構成し，据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり，非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また，蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah(125V系蓄電池Ａ系及び125V系蓄電池Ｂ系)，500Ah（125V系蓄電池ＨＰＣＳ系），150Ah（中性子

モニタ用蓄電池Ａ系及び中性子モニタ用蓄電池Ｂ系）であり，発電用原子炉を安全に停止し，かつ，発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は，例えば，発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等，発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系，発電用原子炉の停止，冷却，原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1－4表に示す。

10.1.1.3.5　計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は，第10.1－4図に示すように，計装用主母線盤120V／240V　2母線及び計装用分電盤120V　3母線で構成する。

計装用分電盤２Ａ及び２Ｂは，2系統に分離独立させ，それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は，外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため，非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより，非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し，２Ａ及び２Ｂの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は，核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確認のため，全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始さ

れるまでの約95分間を包絡した約8時間，電力供給が可能である。

なお，これらの電源を保守点検する場合は，必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また，計装用主母線盤及び計装用分電盤ＨＰＣＳは，分離された非常用高圧母線又は非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1－5表に示す。

10.1.1.5　試験検査

10.1.1.5.2　蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は，定期的に巡視点検を行い，機器の健全性や，浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1－4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

型　式		鉛蓄電池
組　数		5
セル数	125V系Ａ系	120
	125V系Ｂ系	120
	ＨＰＣＳ系	58
	中性子モニタ用Ａ系	24
	中性子モニタ用Ｂ系	24
電　圧	125V系Ａ系	125V
	125V系Ｂ系	125V
	ＨＰＣＳ系	125V
	中性子モニタ用Ａ系	±24V
	中性子モニタ用Ｂ系	±24V
容　量	125V系Ａ系	約6,000Ah
	125V系Ｂ系	約6,000Ah
	ＨＰＣＳ系	約500Ah
	中性子モニタ用Ａ系	約150Ah
	中性子モニタ用Ｂ系	約150Ah

常用

型　式	鉛蓄電池
組　数	1
セル数	116
電　圧	250V
容　量	約2,000Ah

(2)　充電器

非常用（予備充電器は常用）

型　式		シリコン整流器
個　数	125V系Ａ系，Ｂ系	2（予備1）
	ＨＰＣＳ系	1（予備1）
	中性子モニタ用Ａ系	2
	中性子モニタ用Ｂ系	2
充電方式		浮動
冷却方式		自然通風

交流入力

125V系Ａ系	3相　50Hz　480V
125V系Ｂ系	3相　50Hz　480V
ＨＰＣＳ系	3相　50Hz　480V
中性子モニタ用Ａ系	単相　50Hz　120V
中性子モニタ用Ｂ系	単相　50Hz　120V

容　量　125V系Ａ系　　約58.8kW

125V系Ｂ系　　約48.8kW

(125V系Ａ系，Ｂ系予備約58.8kW)

ＨＰＣＳ系　　約14kW／個

中性子モニタ用Ａ系　　約0.84kW／個

中性子モニタ用Ｂ系　　約0.84kW／個

直流出力電圧

125V系Ａ系　　125V

125V系Ｂ系　　125V

ＨＰＣＳ系　　125V

中性子モニタ用Ａ系　　±24V

中性子モニタ用Ｂ系　　±24V

直流出力電流

125V系Ａ系　　約420A

125V系Ｂ系　　約320A

(125V系Ａ系，Ｂ系予備　　約420A)

ＨＰＣＳ系　　約100A

中性子モニタ用Ａ系　　約30A

中性子モニタ用Ｂ系　　約30A

常用

型　式　　シリコン整流器

個　数　　1（予備1）

充電方式　　浮動

冷却方式　　自然通風

交流入力　　3相　50Hz　480V

容　量	約98 kW／個
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約350A

(3)　直流母線

非常用

個　　数	5
電　　圧	
125V系Ａ系	125V
125V系Ｂ系	125V
ＨＰＣＳ系	125V
中性子モニタ用Ａ系	±24V
中性子モニタ用Ｂ系	±24V

常用

個　　数	1
電　　圧	250V

第10.1－5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

ａ．無停電電源装置

型　　式	静止型
個　　数	2
容　　量	約35kVA／個
出力電圧	120V

ｂ．計装用交流主母線盤

個　　数	5
電　　圧	120V/ 240V（2個）
	120V（3個）

(2) 常用

ａ．無停電電源装置

型　　式	静止型
個　　数	1
容　　量	約50kVA
出力電圧	120V／240V

ｂ．原子炉保護系用Ｍ－Ｇ装置

電動機

型　　式	三相誘導電動機
台　　数	2
定格容量	約44.76kW／台
電　　圧	440V

発電機

型　　式　　単相同期発電機

台　　数　　2

定格容量　　約18.75kVA／台

電　　圧　　120V

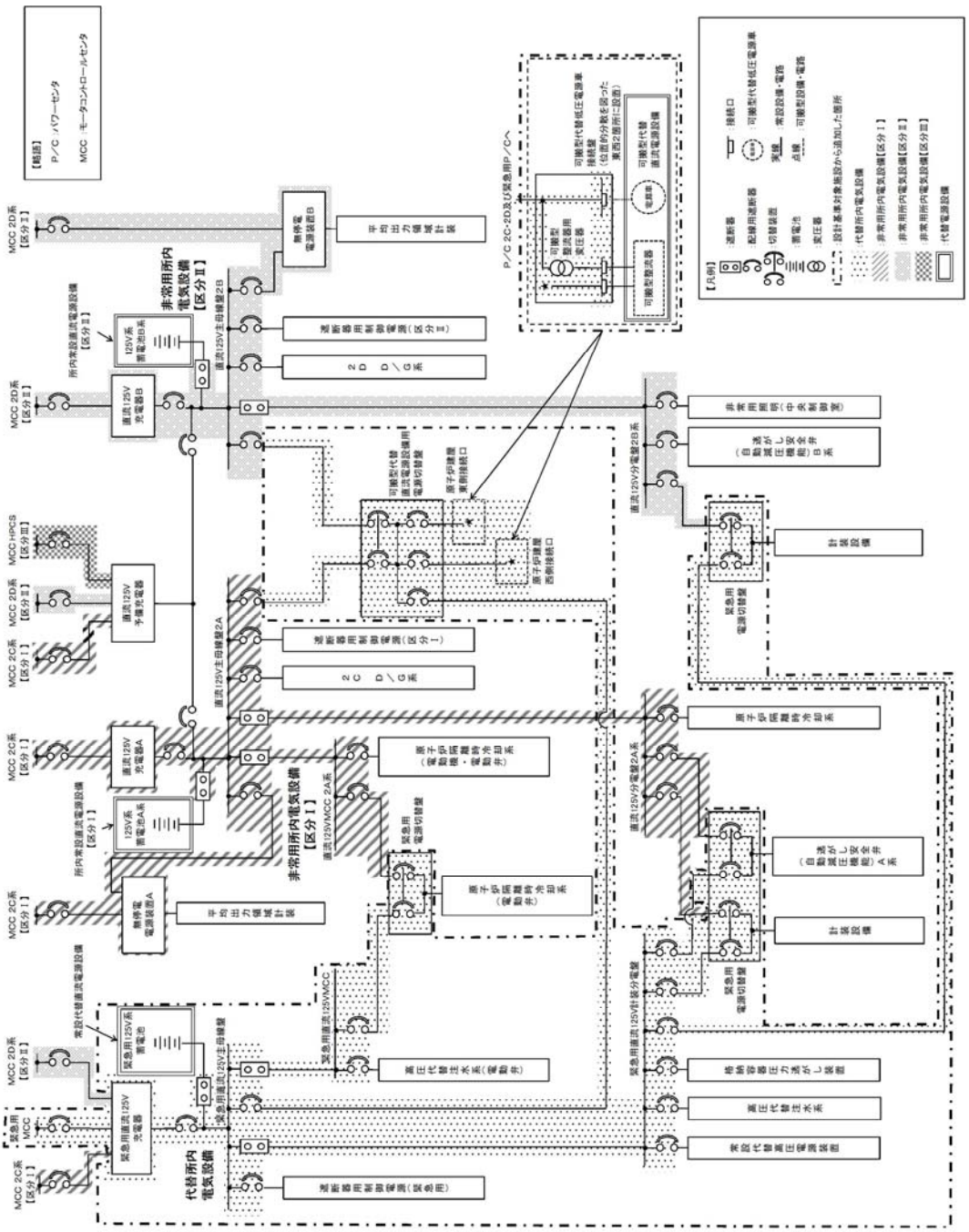
周 波 数　　50Hz

ｃ．計装用交流母線

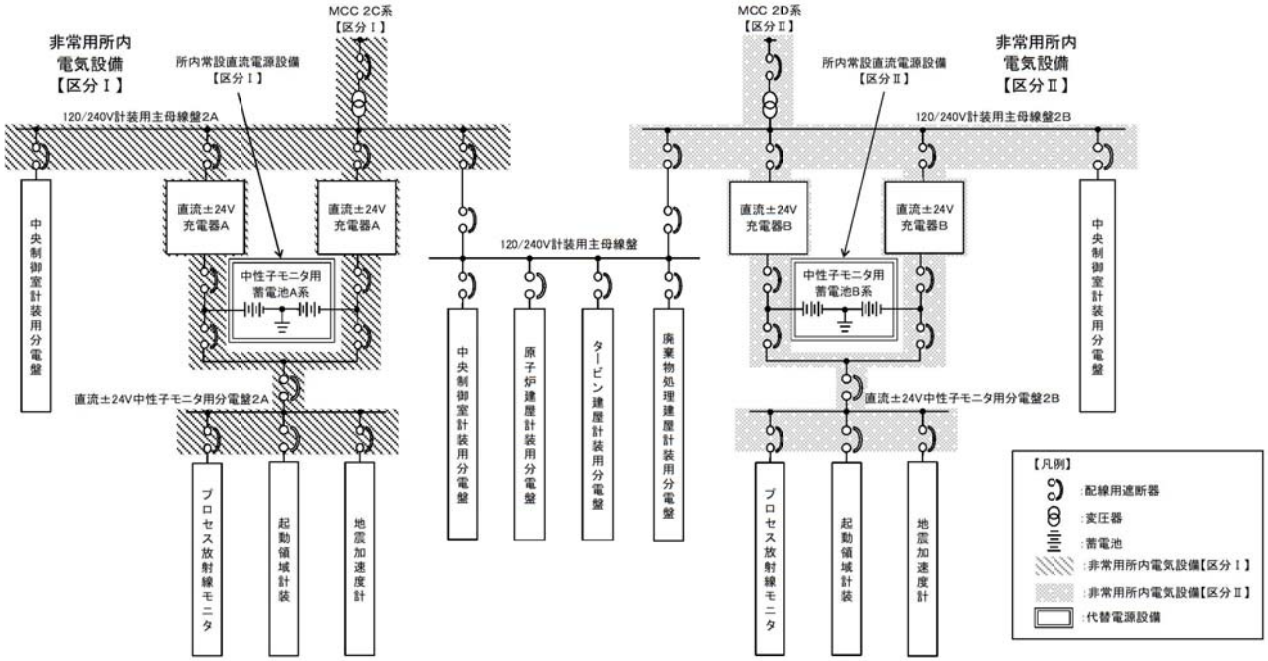
個　　数　　4

電　　圧　　120V/ 240V（2個）

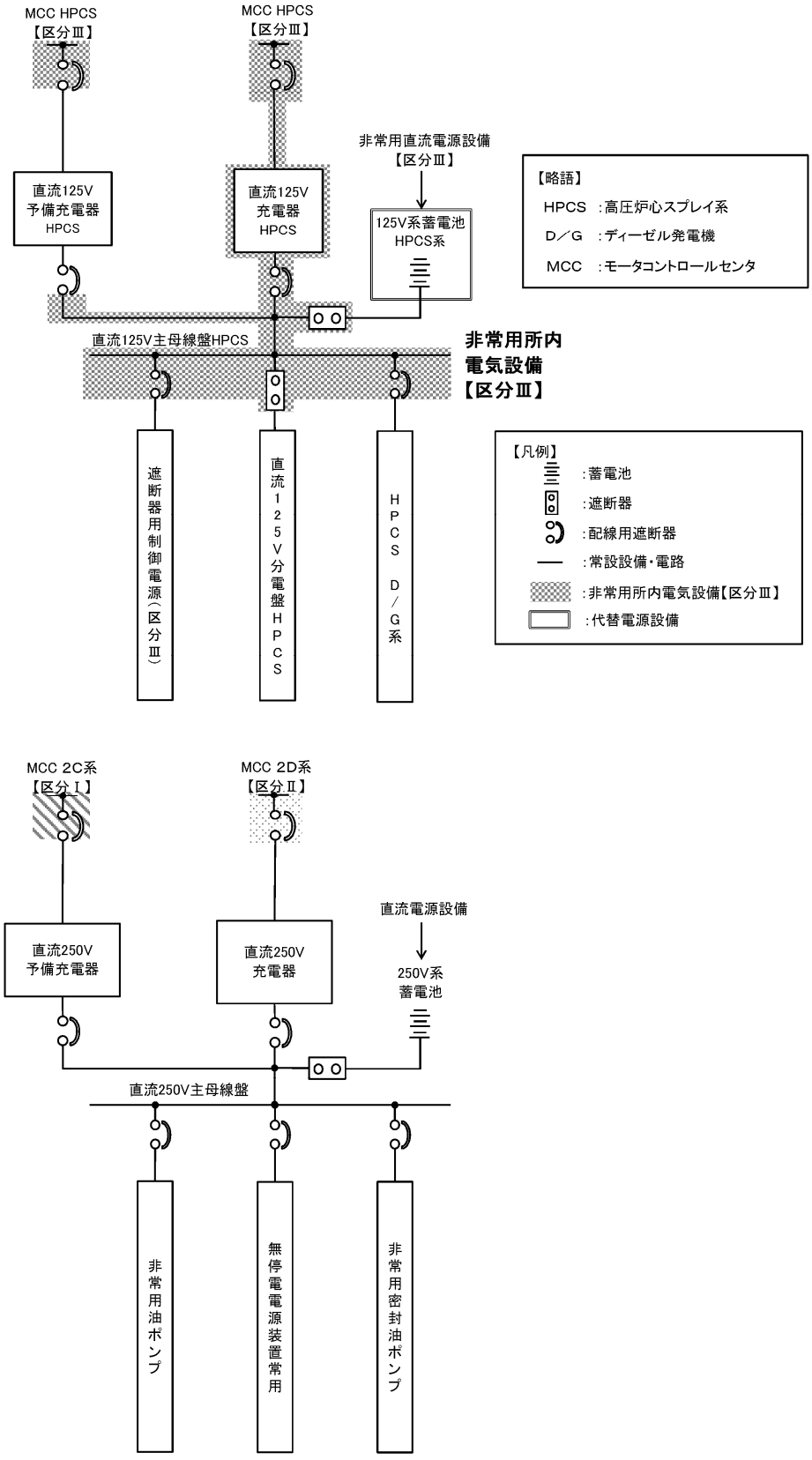
120V（2個）



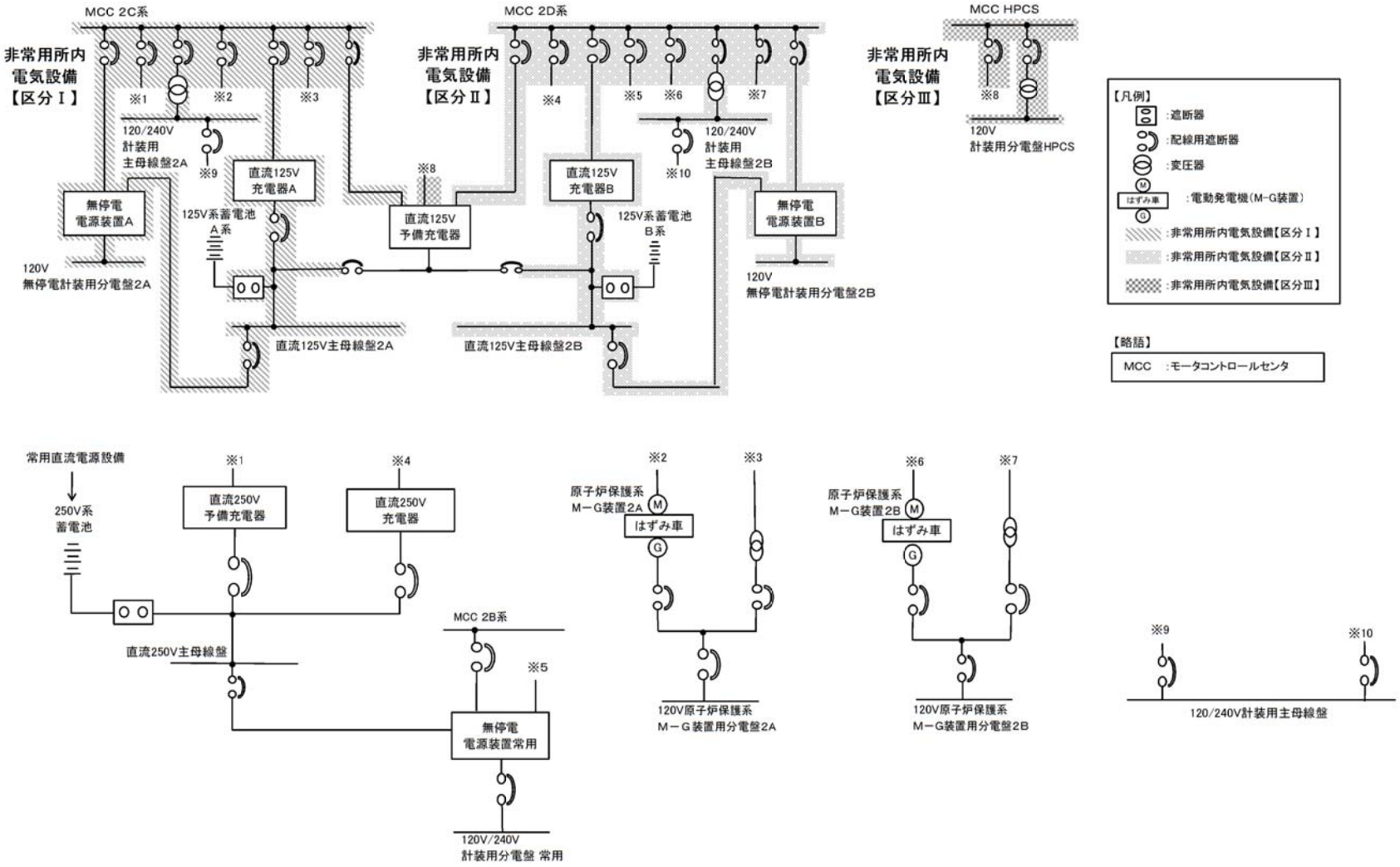
第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（1／3）



第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（2／3）



第 10.1－3 図　直流電源単線結線図（3／3）



第 10.1－4 図　計測制御用電源単線結線図

2.　全交流動力電源喪失対策設備

2.1　重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1)　概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが，外部電源が喪失した場合においても，設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう，非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機2系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1系統（区分Ⅲ）を設置する。また，非常用直流電源設備として，それぞれ独立した蓄電池，充電器及び分電盤等で構成する3系統5組の直流電源設備を設置する。なお，非常用直流電源設備のうち，直流母線電圧が125Vの3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流125V蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタルクラッド開閉装置（以下「M／C」という），パワーセンタ（以下「P／C」という）遮断器の制御電源，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24Vの2系統2組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用直流電源設備は，いずれの1区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機若しくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に3系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用直流電源設備によって発電用原子炉を安全に停止し，発電用原子炉の停止後の原子炉冷却を行うとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作

することができるよう，これらの設備の動作に必要な電力が供給できる設計とする。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に，直流電源単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で，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設計とする。

また，計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2)　蓄電池からの電力供給時間

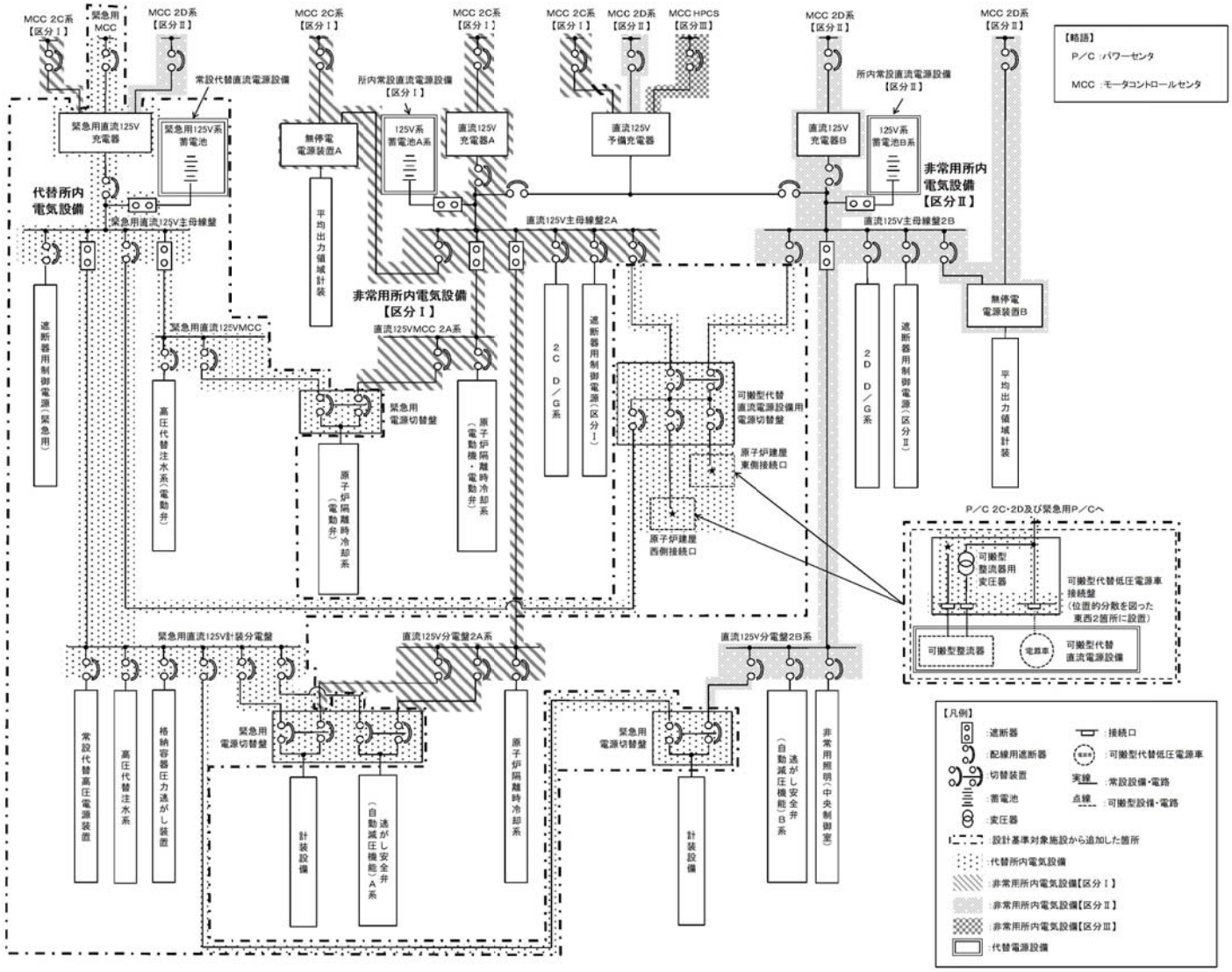
全交流動力電源喪失に備えて，非常用直流電源設備は発電用原子炉の安全停止，停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 95 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが，万一，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は，可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 180 分以内（全交流動力電源喪失後 275 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電力供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

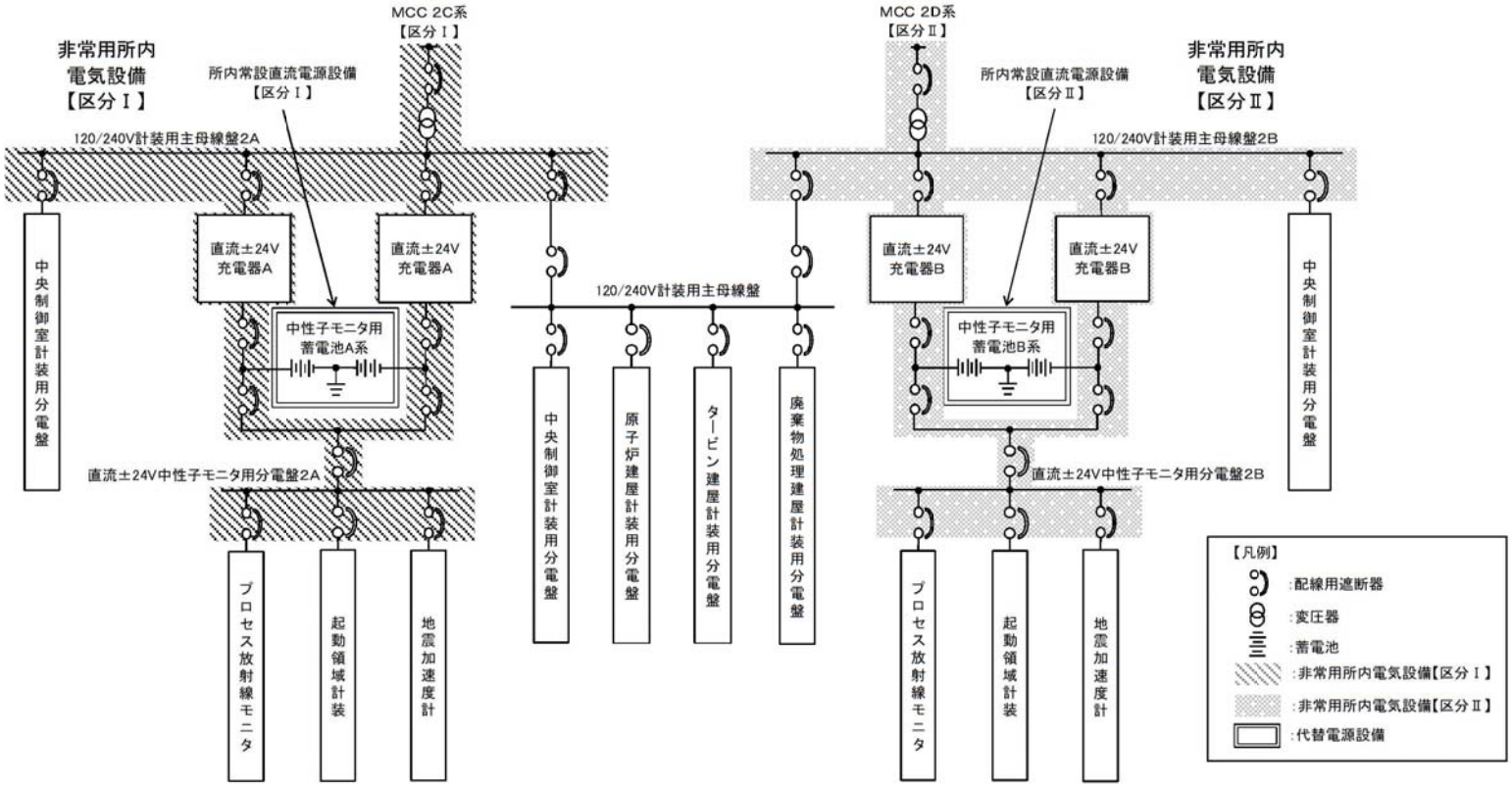
蓄電池（非常用）は，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し，電源が必要な設備に約 8 時間電力供給できる設計とする。

第 2.1－1 表　非常用直流電源設備の主要機器仕様

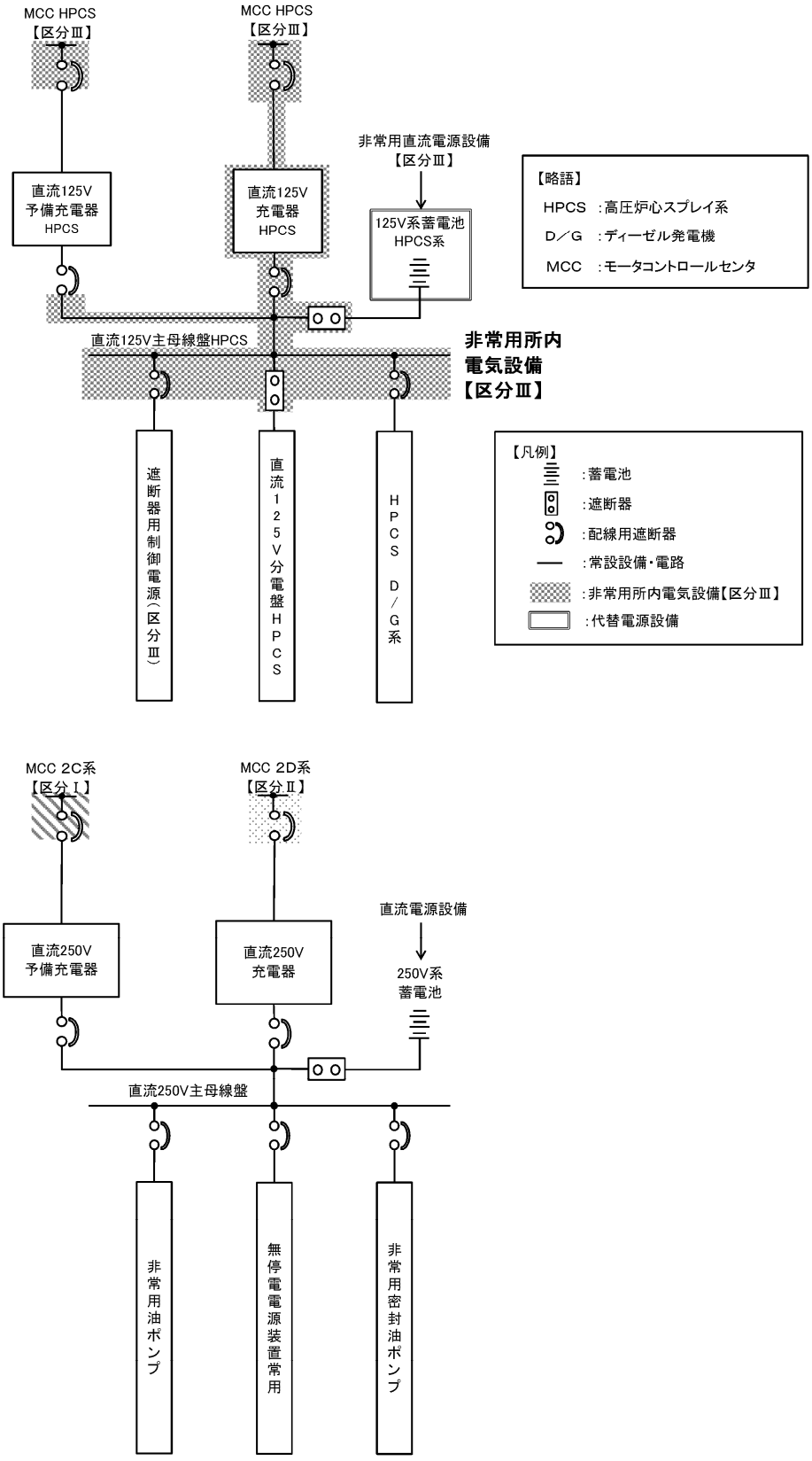
	設計基準事故対処設備（ＤＢ）					（参考） 重大事故等 対処設備 （ＳＡ）
	125V 系蓄電池 Ａ系 （区分Ⅰ） （重大事故等 対処設備を兼 ねる）	125V 系蓄電池 Ｂ系 （区分Ⅱ） （重大事故等 対処設備を兼 ねる）	中性子 モニタ用 蓄電池Ａ系 （区分Ⅰ）	中性子 モニタ用 蓄電池Ｂ系 （区分Ⅱ）	125V 系蓄電池 ＨＰＣＳ系 （区分Ⅲ）※ ※全交流動力電源 喪失対策設備に は含まれない	緊急用 125V 系蓄電池
蓄電池 電　圧 容　量	125V 約 6,000Ah	125V 約 6,000Ah	±24V 約 150Ah	±24V 約 150Ah	125V 約 500Ah	125V 約 6,000Ah
充電器 個　数 充電方式	2 （予備 1） 浮動（常時）		2 浮動（常時）	2 浮動（常時）	1 （予備 1） 浮動（常時）	1 浮動（常時）



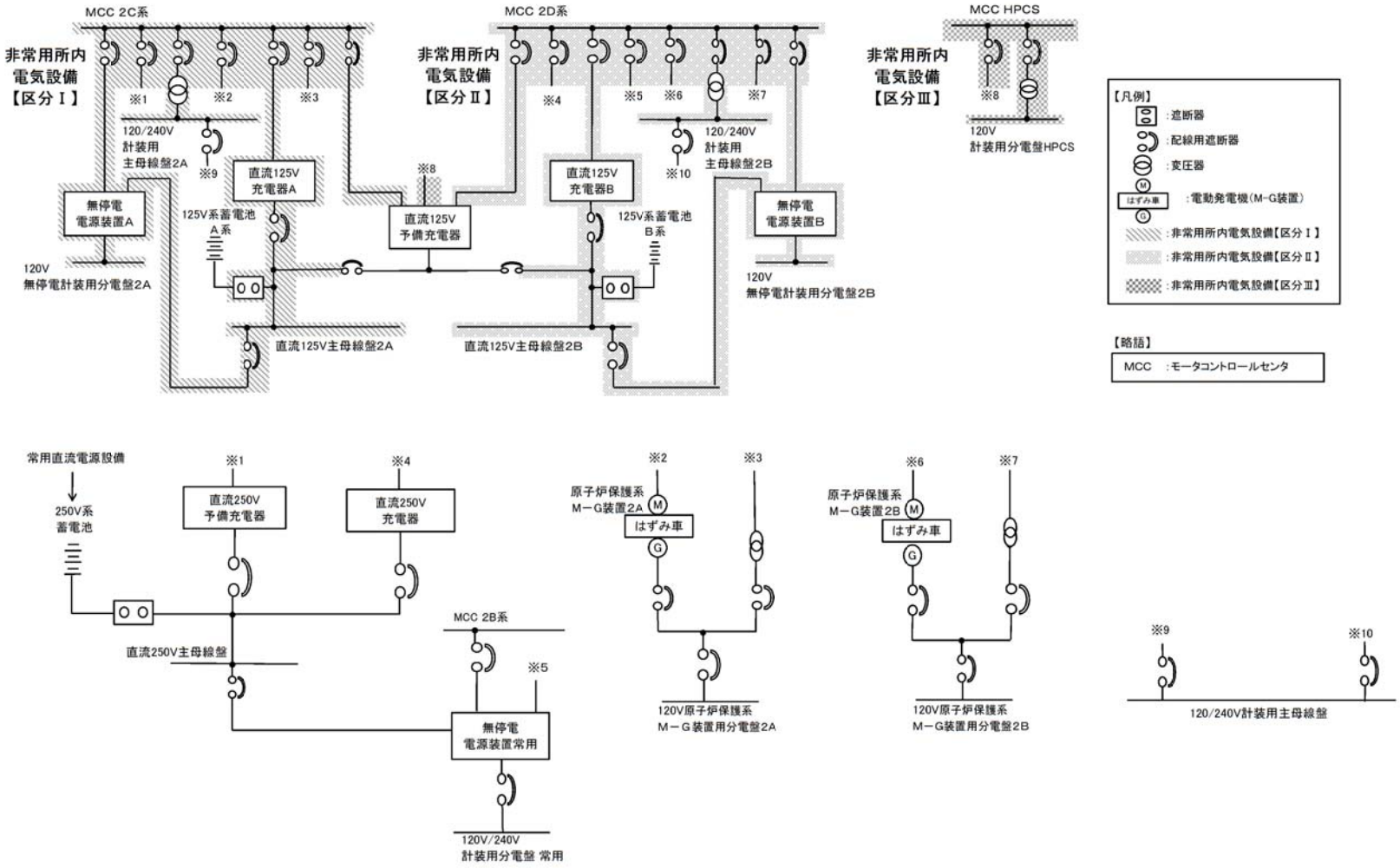
第 2.1－1 図　直流電源単線結線図（1／3）



第 2.1－1 図　直流電源単線結線図（2／3）



第 2.1－1 図　直流電源単線結線図（3／3）



第 2.1－2 図　計測制御用電源単線結線図

2.2　全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について

(1)基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に，重大事故等に対処するための常設代替交流電源設備から電力が供給されるまでの間,事象緩和に直接的に期待する設備,事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要はないが安定した電力供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2)非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備の選定方針

非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備のうち，全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は，発電用原子炉の停止，発電用原子炉停止後の冷却，原子炉格納容器の健全性確認を担う設備であり，その有効性を確認している全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備の中から選定することとする。

また，全交流動力電源喪失時において，事象緩和に直接的には期待しないが，全交流動力電源喪失時の事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3)非常用直流電源設備から電力供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備について，既設計で，非常用直流蓄電池の負荷となっているものは，そのままの負荷とすることを前提に以下の分類とした。

A-1 非常用直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

① 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって，全交

流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

② 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。

③ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

④ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。

A-2 非常用直流電源設備に接続するが，全交流動力電源喪失時に切離しが可能な以下の設備。

① 既設で非常用直流電源設備の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しない設備。

② 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しないが，安定した電力供給が必要な設備

B-1 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

① 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

② 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待し

ないが，事故対応において必要となる設備。

B-2 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に期待しないが，安定した電力供給が必要な設備

上記設備分類のフロー図を第 2.2－1 図に示す。また，全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2－1 表に示す。

全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2－2 表に，有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2－3 表に示す。

(4) 非常用直流電源設備からの電力供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は，用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため，(3)で分類した非常用直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また，設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては，包絡的に設定する観点から，蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a．外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として，外部電源喪失が考えられる。この場合，交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が

自動起動する。ディーゼル発電機から電力供給には，直流電源が必要となるが，この動作は 10 秒以内に完了する。

このため，ディーゼル発電機からの電力供給に係る要求時間を，保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

Ｍ／Ｃ及びＰ／Ｃ遮断器の制御電源

（下線部：建設時，直流の電力供給を必要とした設備）

ｂ．全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電力供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合，(2)及び(3)で選定した設備によって，事故対応を行う。このうち，原子炉停止状態の確認は，原子炉スクラム後数分以内に完了するため，原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は，以降事故対応上必須ではなくなる。

このため，これら設備に係る要求時間を，未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

なお，これら設備のうち，中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については，60 分以内に切り離しを行う。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

平均出力領域計装

ｃ．全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 95 分後には，常設代替交流電源設備（常設

代替高圧電源装置）から電力供給が可能であり，蓄電池からの電力供給は不要となる。

このため，基本的に要求時間は 95 分と設定する。なお，有効性評価の全交流動力電源喪失では，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電に期待していないことを考慮し，この場合の重大事故等対応に係る設備については 95 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち，原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については，要求時間を 8 時間と設定する。

また，蓄電池（非常用）2 区分からの給電が確保されている計装設備の一部について，全交流動力電源喪失で，同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保している設備に対し，設計基準事故対処設備のうち 1 系統については，要求時間を 8 時間と設定する。

なお，8 時間以降に不要となる設備のうち，容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については，切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

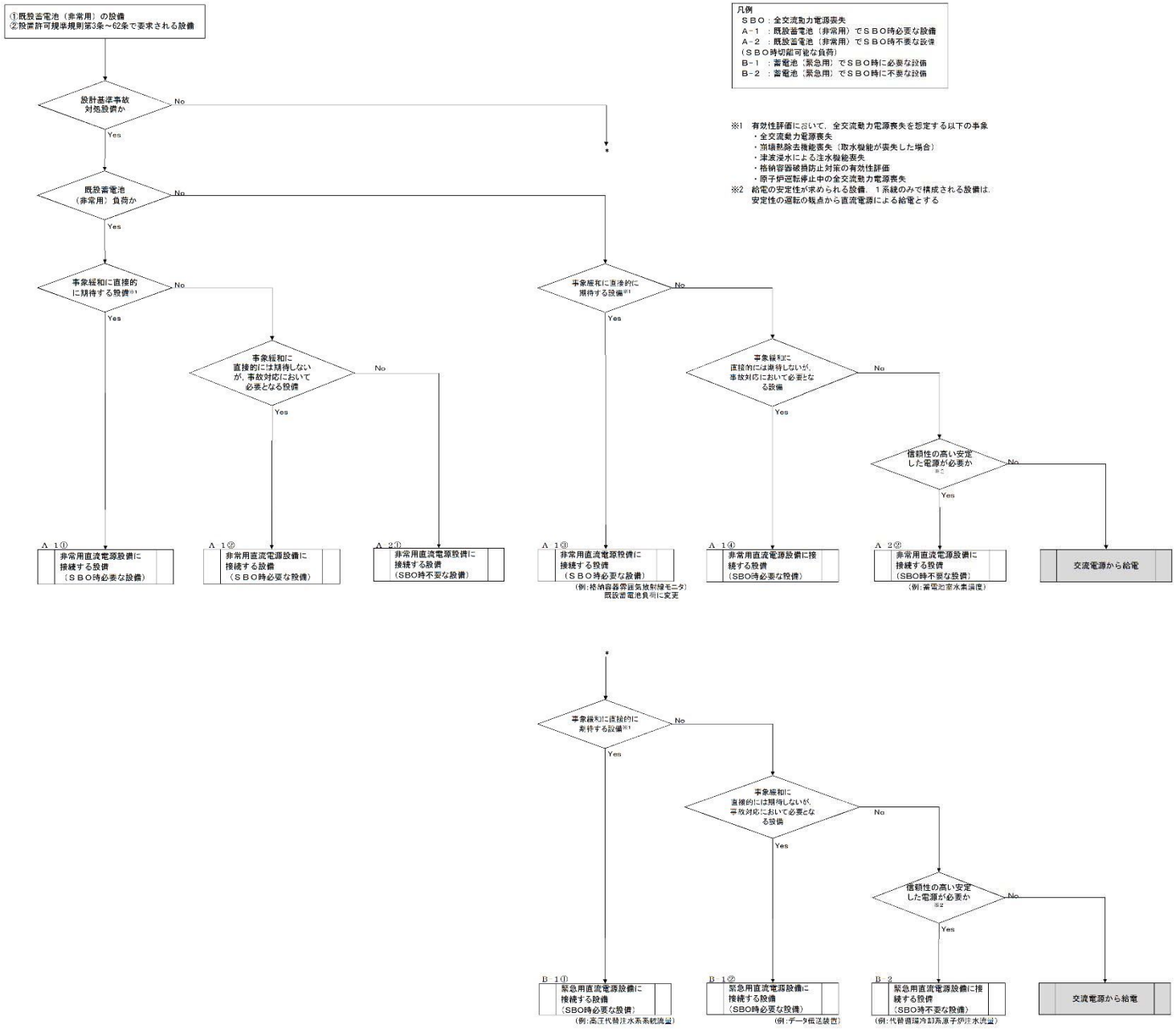
原子炉隔離時冷却系，直流非常灯

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力

（下線部：建設時，直流の電力供給を必要とした設備）

d．全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

ｃ．の給電対象設備のうち，切り離しを行っていない残りの設備を給電継続対象設備とする。ここでの要求時間は，有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと，設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し， 24 時間を設定する。



第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（1／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
4 条	地震による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	ＤＢ	●④	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
			5-2	潮位計	ＤＢ	●④	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
			5-3	取水ピット水位計	ＤＢ	●④	－	－	－	95 分	9 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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	ＤＢ	－	●②	－	●	95 分	9 時間	9 時間	－	－	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
10 条	誤操作の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	9 時間	24 時間	－	－	－
12 条	安全施設	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する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											

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（2／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
15 条	炉心等	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）（54-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 54 条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）の（54-1）で整理して記載									
			16-2	使用済燃料プールライナードレン漏えい検知	ＤＢ	－	●①	－	－	95 分	24 時間	－	－	－	－
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気ダクト放射線モニタ	ＤＢ	－	●②	－	－	95 分	9 時間	9 時間	－	－	－
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射線モニタ	ＤＢ	－	●②	－	－	95 分	9 時間	9 時間	－	－	－
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
18 条	蒸気タービン	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁（21-2, 46-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	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）の（46-1）で整理して記載									
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系※2（21-1, 45-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	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）の（45-2）で整理して記載									
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系※2（20-1, 45-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	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）の（45-2）で整理して記載									
			21-2	逃がし安全弁（19-1, 46-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	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）の（46-1）で整理して記載									
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装※3（58-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●③	－	－	－	60 分	60 分	60 分	－	－	－
			23-2	起動領域計装※3（58-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	60 分	－	－	4 時間	－	－

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（3／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （58-3 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-3）で整理して記載									
			23-4	原子炉圧力 （58-5 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-5）で整理して記載									
			23-5	ドライウェル圧力（ＤＢ）	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
			23-6	サプレッション・プール水温度（ＤＢ）	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）（58-13 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-13）で整理して記載									
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C）（58-14 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-14）で整理して記載									
			23-9	サプレッション・プール水位（ＤＢ）	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
			23-10	原子炉隔離時冷却系系統流量 （58-21 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 58 条(計測設備)の（58-21）で整理して記載									
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	24 時間	24 時間	－	－	－
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備（構内監視カメラ等）※4	ＤＢ	●②	－	－	－	95 分	9 時間	－	－	－	－
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（4／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
31 条	監視設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
32 条	原子炉格納施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
33 条	保安電源設備	有	33-1	M／C，P／C 遮断器の制御電源	DB／SA	●②	－	－	－	1 分	1 分	1 分	－	－	－
			33-2	M／C 遮断器の制御電源	DB／SA	－	●①	－	－	1 分	－	－	－	1 分	－
			33-3	非常用ディーゼル発電機期励磁	DB／SA	－	●①	－	－	1 分	1 分	1 分	－	－	－
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	DB／SA	－	●①	－	－	1 分	－	－	－	1 分	－
34 条	緊急時対策所	有	34-1	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●②	－	－	－	8 時間	24 時間	－	－	－	－
			35-2	衛星電話設備（62-1 と同じ）	DB／SA	第 62 条（通信連絡を行うために必要な設備）の（62-1）で整理して記載									
			35-3	データ伝送装置（62-2 と同じ）	DB／SA	第 62 条（通信連絡を行うために必要な設備）の（62-2）で整理して記載									
36 条	補助ボイラー	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する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											

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（5／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
39 条	地震による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
40 条	津波による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
41 条	火災による損傷の防止	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
42 条	特定重大事故等対処施設	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
43 条	重大事故等対処設備	有	－	蓄電池（非常用）から電源供給する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	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	ＳＡ	●①	－	－	－	60 分	9 時間	9 時間	－	－	－
			44-2	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）	ＳＡ	●①	－	－	－	60 分	9 時間	9 時間	－	－	－
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	高圧代替注水系※5 （51-1 と同じ）	ＳＡ	－	－	●①	－	8 時間	－	－	－	－	24 時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系※2，※5，※11 （20-1，21-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	8 時間	24 時間	－	－	－	24 時間
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※11 （19-1，21-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	●①	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
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	耐圧強化ベント系※6	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（6／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置※7（50-1,52-1,58-25 と同じ）	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置※7（48-2,52-1,58-25 と同じ）	ＳＡ	第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）の（48-2）で整理して記載									
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	高圧代替注水系（45-1 と同じ）	ＳＡ	－	－	●①	－	8 時間	－	－	－	－	24 時間
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	格納容器圧力逃がし装置※7（48-2,50-1,58-25 と同じ）	ＳＡ	第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）の（48-2）で整理して記載									
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	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			53-2	原子炉建屋水素濃度	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			53-3	原子炉ウェル水位	自主	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）※11（16-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●③	－	●①	－	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（7／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷	不要負荷	注）必要負荷	不要負荷						
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
56 条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
57 条	電源設備	有	－	蓄電池（非常用）から電力供給する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	平均出力領域計装※3（23-1 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 23 条（計測制御系統施設）の（23-1）で整理して記載									
			58-2	起動領域計装※3（23-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	第 23 条（計測制御系統施設）の（23-2）で整理して記載									
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （23-3 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	24 時間	24 時間	9 時間	－	－	－
			58-4	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-5	原子炉圧力（23-4 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●①	－	－	－	24 時間	24 時間	9 時間	－	－	－
			58-6	原子炉圧力（ＳＡ）	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-8	ドライウェル圧力	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-9	サプレッション・チェンバ圧力	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-10	ドライウェル雰囲気温度	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-11	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	ＳＡ	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（8／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V 系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
58 条	計装設備	有	58-12	サプレッション・プール水温度	SA	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ（D／W）（23-7 と同じ）※11	D B／S A	●①	－	●①	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ（S／C）※11（23-8 と同じ）	D B／S A	●①	－	●①	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
			58-15	サプレッション・プール水位	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-16	格納容器下部水位	S A	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-17	代替淡水貯槽水位	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-18	高圧代替注水系系統流量	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量※8	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	S A	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量（23-10 と同じ）	D B／S A	●①	－	－	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量※9	S A	－	－	●①	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※10	S A	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	S A	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置※7（48-2, 50-1, 52-1 と同じ）	S A	第 48 条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）の（48-2）で整理して記載									

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（9／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時	不要負荷時	注）必要負荷時	不要負荷時						
58 条	計装設備	有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-28	原子炉建屋水素濃度	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	ＤＢ／ＳＡ	●②	－	－	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	ＤＢ／ＳＡ	－	●①	－	－	24 時間	24 時間	－	－	－	－
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	ＤＢ／ＳＡ	－	●①	－	－	24 時間	24 時間	9 時間	－	－	－
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●④	－	●②	－	24 時間	24 時間	24 時間	－	－	24 時間
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	ＳＡ	－	－	－	●※12	24 時間	－	－	－	－	24 時間
			58-37	格納容器下部水温	ＳＡ	－	－	●②	－	24 時間	－	－	－	－	24 時間
59 条	原子炉制御室	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
60 条	監視測定設備	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
61 条	緊急時対策所	有	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2－1 表　全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（10／10）

条文	内容	追加要求事項	番号	電力供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考）蓄電池（緊急用）		要求時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子モニタ用蓄電池	（参考）区分Ⅲ	（参考）緊急用125V系蓄電池
						注）必要負荷時 S B O	不要負荷時 S B O	注）必要負荷時 S B O	不要負荷時 S B O						
62 条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	衛星電話設備（35-2 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●④	－	●②	－	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間
			62-2	データ伝送装置（35-3 と同じ）	ＤＢ／ＳＡ	●④	－	●②	－	24 時間	－	24 時間	－	－	24 時間

注）①～④：第 2.2－1 図　直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

（凡例）

■：区分Ⅰの蓄電池（125V 系蓄電池Ａ系）から電力供給

■：区分Ⅱの蓄電池（125V 系蓄電池Ｂ系）から電力供給

■：中性子モニタ用蓄電池Ａ系又は中性子モニタ用蓄電池Ｂ系から電力供給

■：区分Ⅲの蓄電池（125V 系蓄電池ＨＰＣＳ系）から電力供給

■：緊急用 125V 系蓄電池から電力供給

＿：建設時直流の電力供給を必要としていた設備

（略語）

Ｄ/Ｗ：ドライウェル

Ｓ/Ｃ：サプレッション・チェンバ

※1　ＤＢは設計基準事故対処設備を示す。ＳＡは重大事故等対処設備を示す。自主は自主対策設備を示す。

※2　重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については，緊急用 125V 系蓄電池から供給可能な設計とする。

※3　平均出力領域計装及び起動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ため，蓄電池から当該設備への給電時間は，60 分間で設定する。なお，起動領域計装については全交流動力電源喪失後約 4 時間監視可能である。

※4　外の状況を監視する設備は，構内監視カメラ，津波監視カメラ，取水ピット水位計，潮位計，気象観測設備，モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ，津波監視カメラ，取水ピット水位計，潮位計は，全交流動力電源喪失後約 8 時間監視可能である。

※5　全交流動力電源喪失時において，原子炉隔離時冷却系による原子炉への

注水に失敗している場合は，重大事故等対処設備である高圧代替注水系により，原子炉への注水が可能な設計とする。

※6　耐圧強化ベント系は，耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。

※7　格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置水位，フィルタ装置圧力，フィルタ装置スクラビング水温度，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。

※8　低圧代替注水系原子炉注水流量は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。

※9　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器へのスプレイ流量の監視に用いる。

※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は，可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水流量の監視に用いる。

※11 区分Ⅰ又は区分Ⅱの蓄電池から電力供給ができない場合には，電源切替盤にて電源切替操作することにより，緊急用 125V 系蓄電池から電力供給が可能である。

※12 原則，直流機器を選定することで監視システム設備の構成上有利となる。

第 2.2－2 表　設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(1／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（広帯域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（燃料域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧代替注水系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
ドライウェル雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	－	－	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・プール水温度	○	－	○	－	○	○	○	○	○	－	○	－	－	－	○
格納容器下部水温	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
ドライウェル圧力	－	－	○	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・チェンバ圧力	－	－	－	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サプレッション・プール水位	－	○	○	○	－	○	○	－	○	－	－	－	○	－	○
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｄ／Ｗ)	－	－	○	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ(Ｓ／Ｃ)	－	－	○	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
起動領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置水位	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置圧力	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置スクラビング水温度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○

第 2.2－2 表　設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(2／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
フィルタ装置入口水素濃度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
代替淡水貯槽水位	－	－	－	○	－	○	－	○	○	－	○	－	○	－	○
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	○	○	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	○
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉建屋水素濃度	－	－	－	－	－	－	○	－	－	○	○	－	－	－	○
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	○
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
使用済燃料プール水位・温度(SA 広域)	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プール温度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
使用済燃料プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレイ系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系系統流量	○	－	－	○	－	○	－	－	○	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレイ系系統流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	－	－	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	－	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	－	－	○	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○

第 2.2－2 表　設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備(3／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
西側淡水貯水設備水位	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	○	－	○	－	○

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（1／5）

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	○	○	－	○	－	－	○	○	－	－
【制御電源対象】																							
原子炉圧力容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉圧力	○	○	○	－	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	－	－
原子炉水位（広帯域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○	○	○	－
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系系統流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	○	－	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（2／5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
代替循環冷却系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	○	－	○	○	○	－	○	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	－	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・プール水温度	－	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器下部水温	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
ドライウェル圧力	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・チェンバ圧力	○	－	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サプレッション・プール水位	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（3／5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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（S／C）	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
起動領域計装	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置圧力	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置スクラビング水温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	○	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
フィルタ装置入口水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
耐圧強化ベント系放射線モニタ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系ポンプ入口温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替淡水貯槽水位	○	－	－	－	－	○	○	－	○	○	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（4／5）

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
原子炉建屋水素濃度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
使用済燃料プール監視カメラ	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系系統流量	－	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	－
低圧炉心スプレイ系系統流量	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	－	－	－	－	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	－	－	－
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

第 2.2－3 表　有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について（5／5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
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	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－
残留熱除去系海水系系統流量	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
残留熱除去系海水系系統流量	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
西側淡水貯水設備水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－

（凡例）

⬚：有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している事故シーケンス及び設備

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

57－11　その他資料

1.　常設代替高圧電源装置置場の概要

常設代替高圧電源装置置場は，原子炉建屋から離れた西側に設置する。常設代替高圧電源装置置場には，常設代替高圧電源装置，軽油貯蔵タンク，西側淡水貯水設備を設置する。

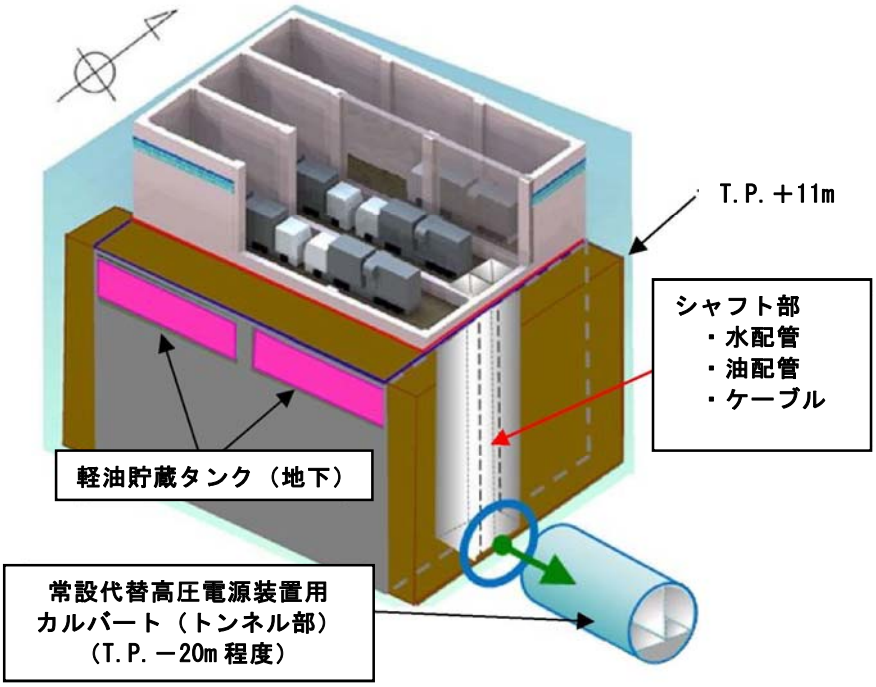
また，これらの設備から水，軽油及び電力を必要な設備まで供給するための常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部），常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）からなる。

常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の地下1階については，一部水密性が無く，遡上津波及び豪雨による浸水の影響を受けるエリアがあるが，水密扉の設置及び配管貫通部（軽油配管とトレンチ）を止水処理することで，常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）内に設置してある設備及びその外側に浸水した水による影響がない設計とする。

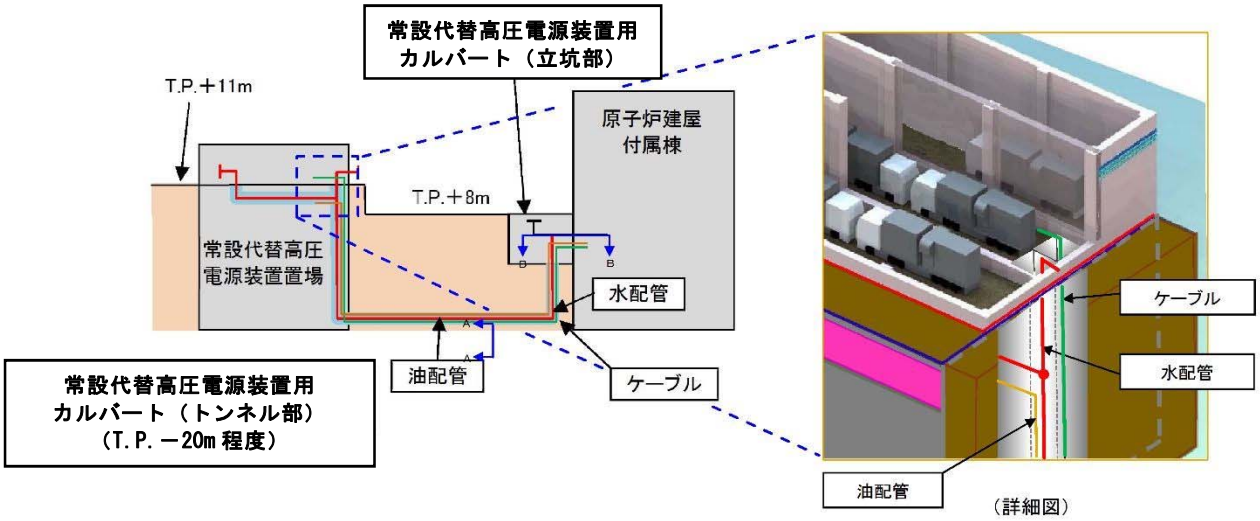
常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の地下1階が浸水した場合には，地下1階に設置している排水口を開けることにより最下層に排水可能とする。その後は，最下層に設置する排水ポンプにより，常設代替高圧電源装置置場の最下層に設置する排水タンクに送り，排水ポンプにより常設代替高圧電源装置置場外に排水する設計とする。

常設代替高圧電源装置置場の位置を第57－11－1－1図に，常設代替高圧電源装置置場概要図を第57－11－1－2図に，常設代替高圧電源装置置場付近断面図を第57－11－1－3図に，常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）断面図を第57－11－1－4図に，常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）水平断面図を第57－11－1－5図に，常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）縦断面図を第57－11－1－6図に示す。

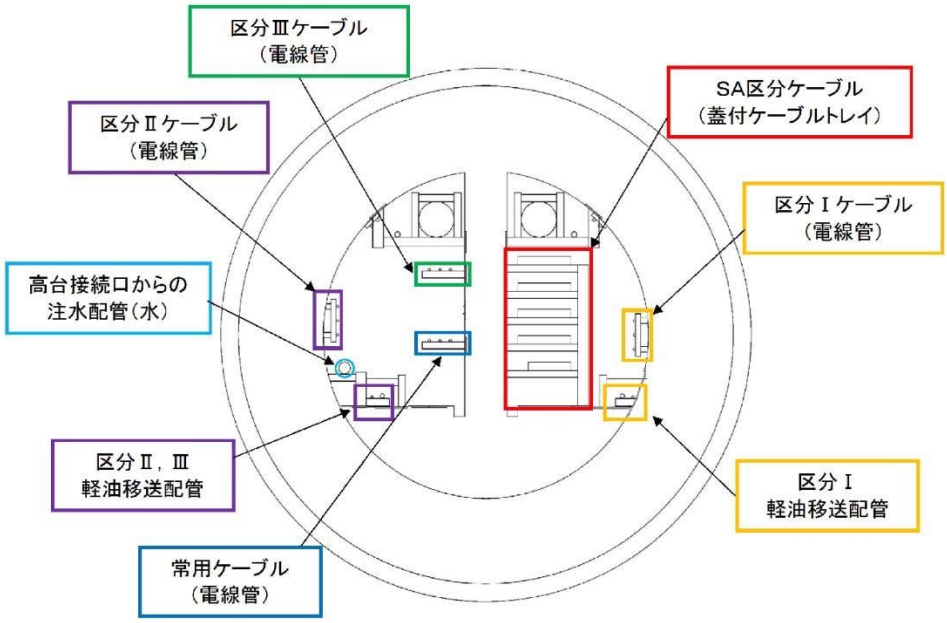
第 57－11－1－1 図　常設代替高圧電源装置置場の位置



第 57－11－1－2 図　常設代替高圧電源装置置場概要図

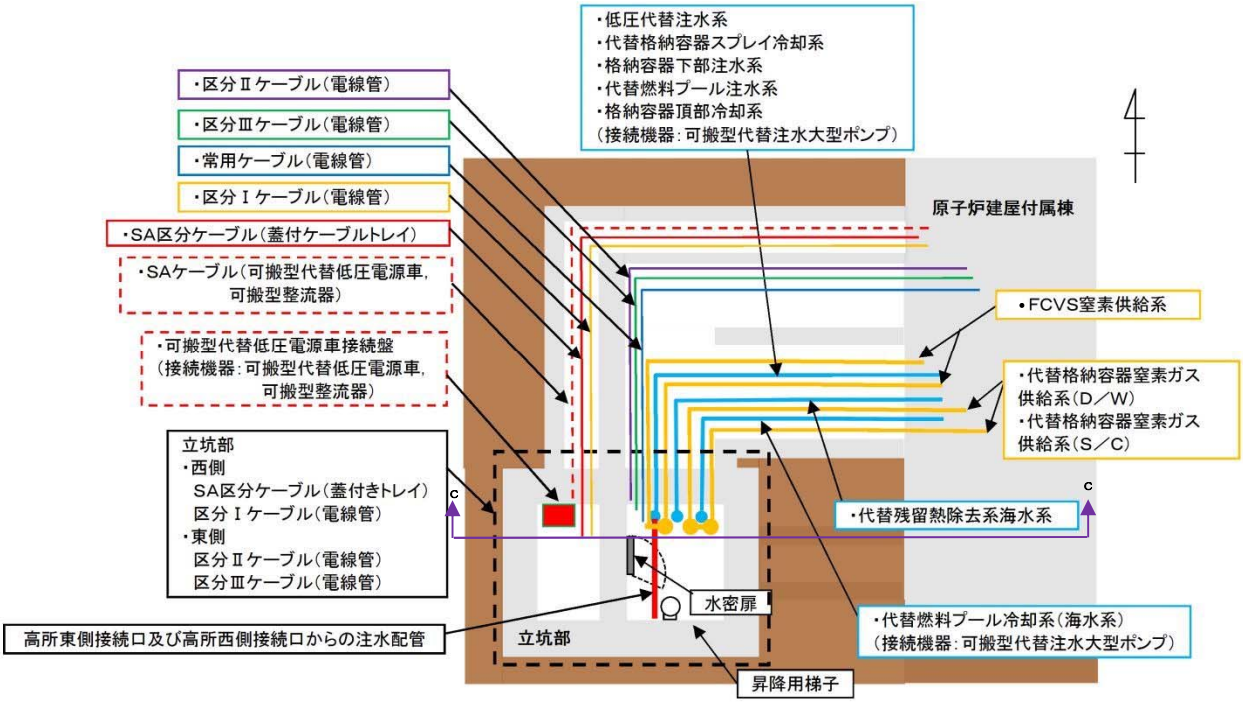


第 57－11－1－3 図　常設代替高圧電源装置置場付近断面図



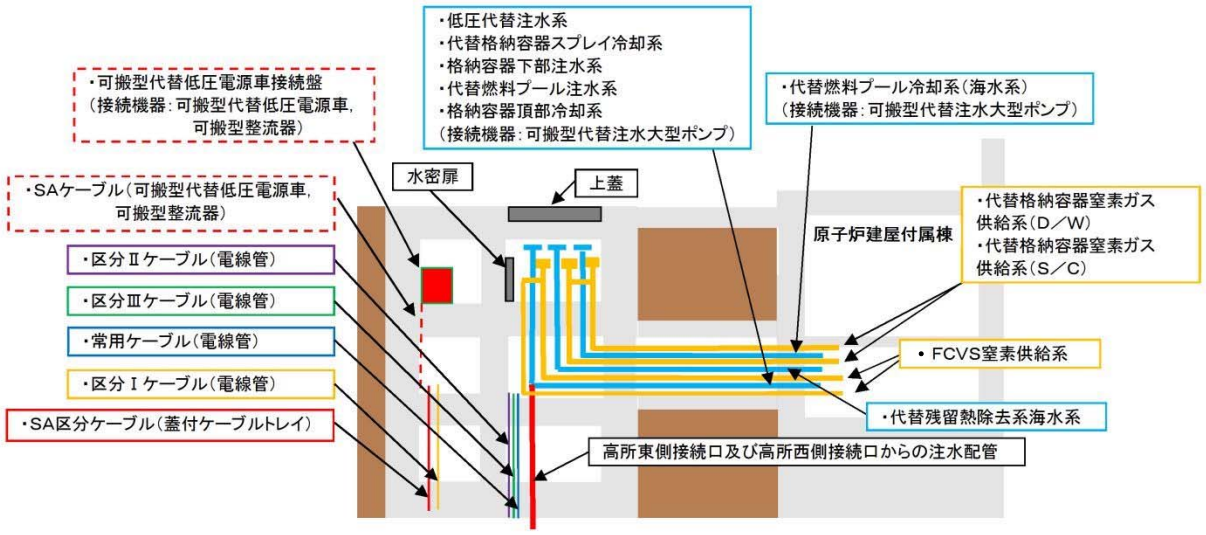
（第 57－11－1－3 図のＡ－Ａ矢視図）

第 57－11－1－4 図　常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）断面図



（第 57－11－1－3 図のＢ－Ｂ矢視図）

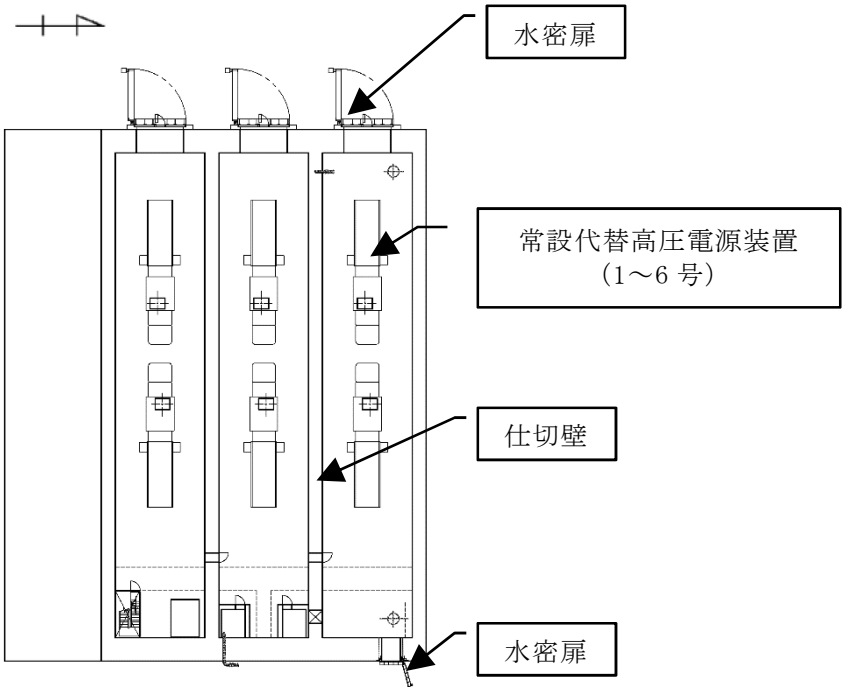
第 57－11－1－5 図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）水平断面図



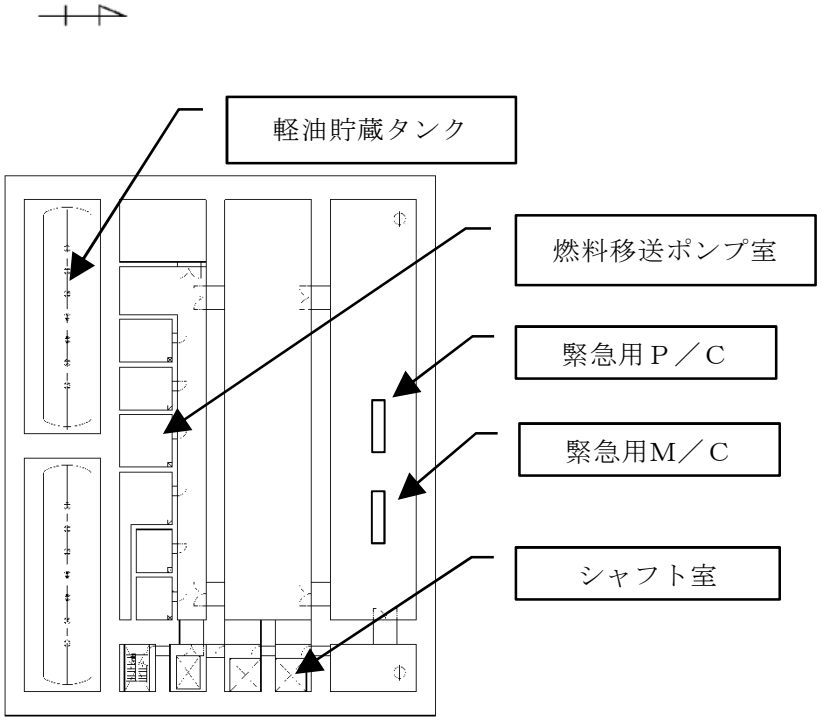
（第 57－11－1－5 図のＣ－Ｃ矢視図）

第57－11－1－6図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）縦断面図

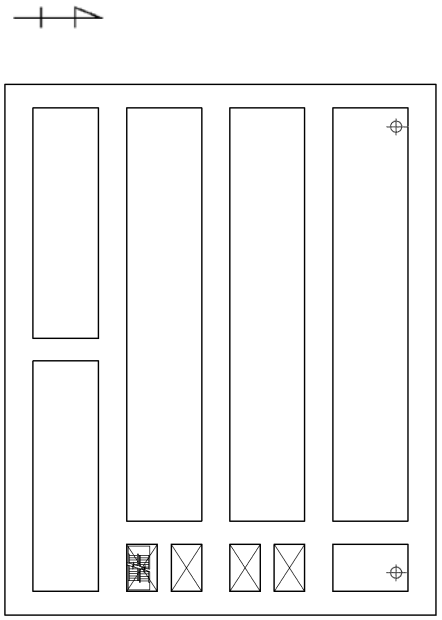
また，常設代替高圧電源装置置場の配置を第57－11－7図に，常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置を第57－11－8図に示す。



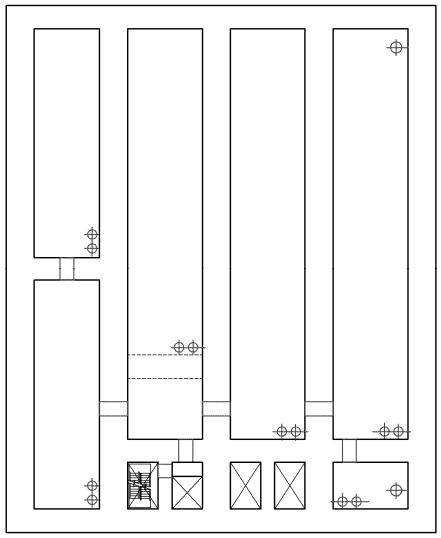
第57－11－1－7図　常設代替高圧電源装置置場の配置（T.P.＋11.0m）（1／5）



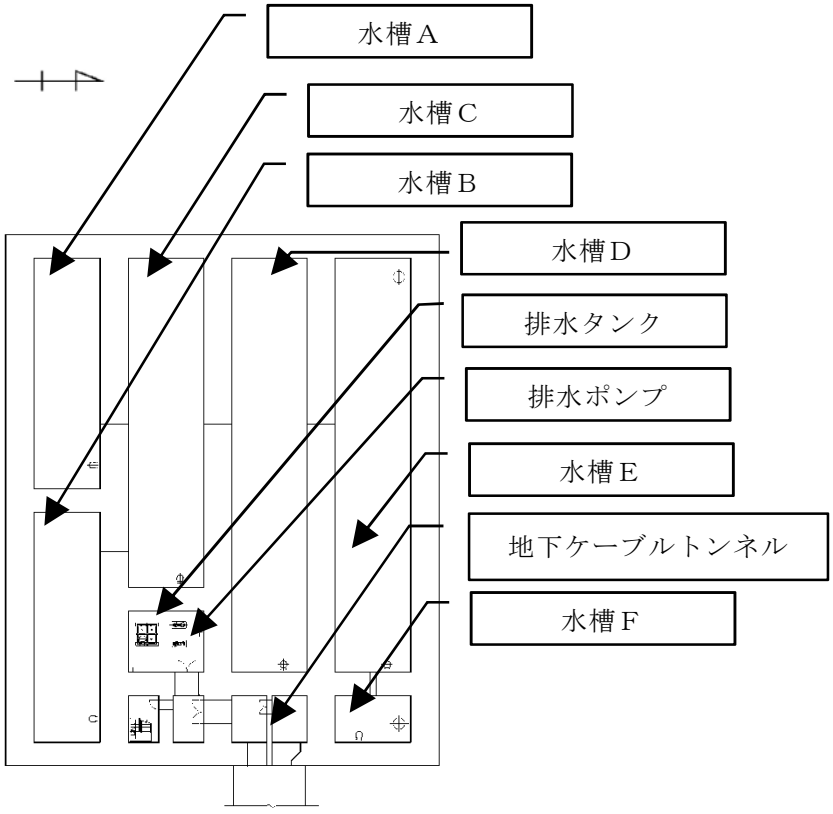
第57－11－1－7図　常設代替高圧電源装置置場の配置（T.P.＋2.0m）（2／5）



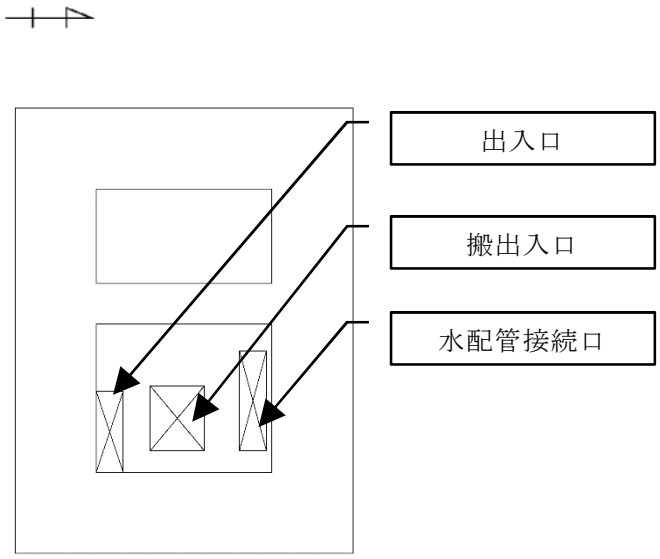
第57－11－1－7図　常設代替高圧電源装置置場の配置（T.P.－6.0m）（3／5）



第57－11－1－7図　常設代替高圧電源装置置場の配置（T.P.－13.5m）（4／5）

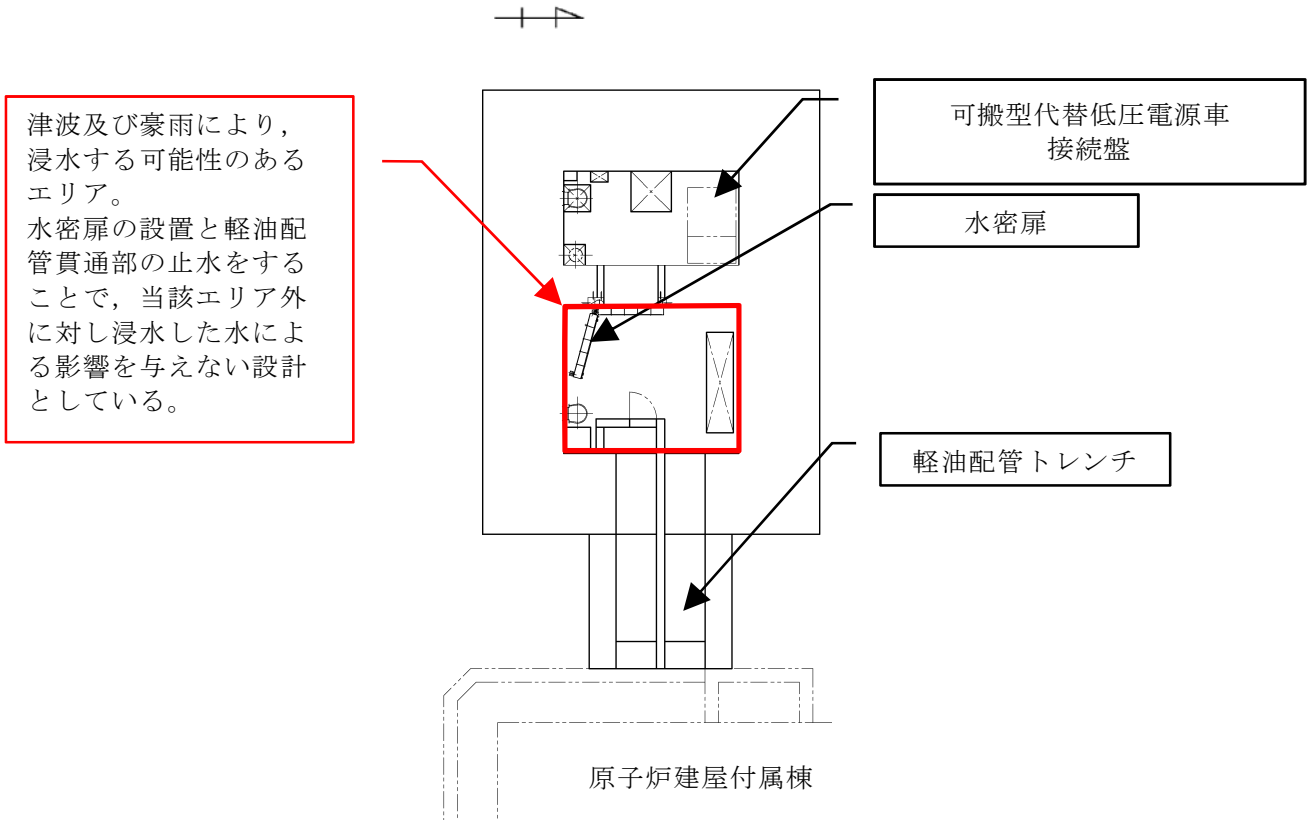


第57－11－1－7図　常設代替高圧電源装置置場の配置（T.P.－21.0m）（5／5）



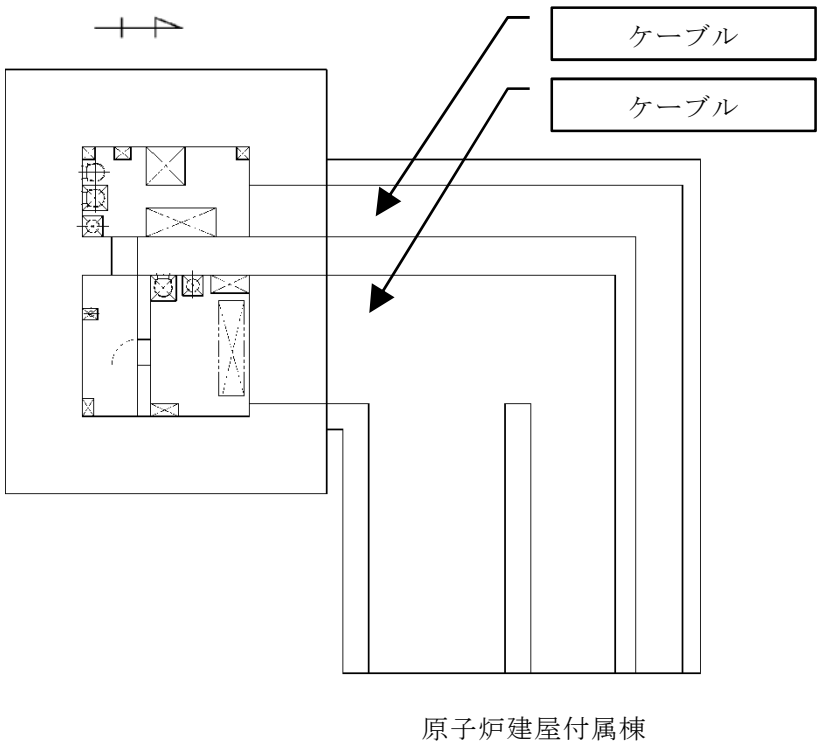
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.＋8.0m）　（1／9）



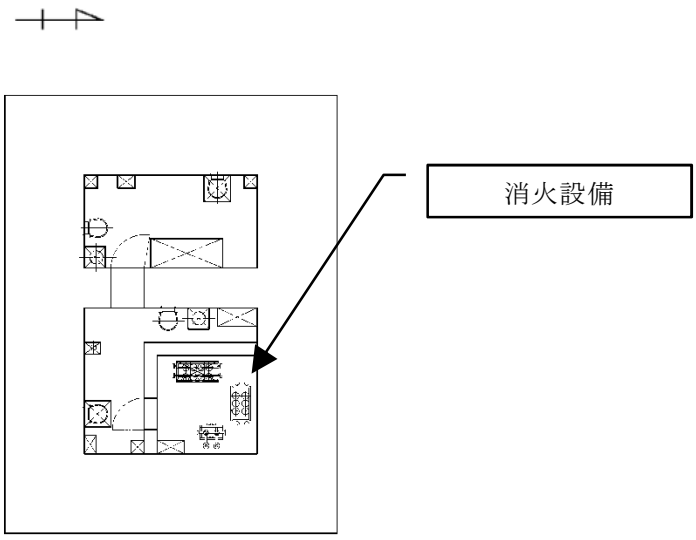
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.＋2.7m）　（2／9）



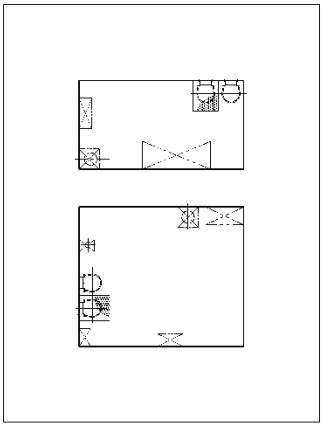
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－2.5m）（3／9）



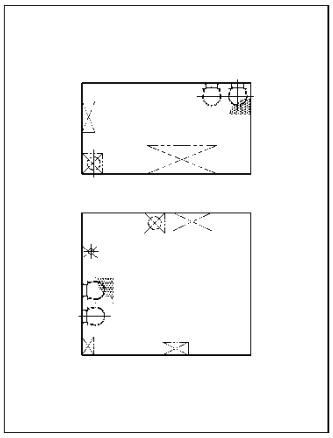
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－8.0m）（4／9）



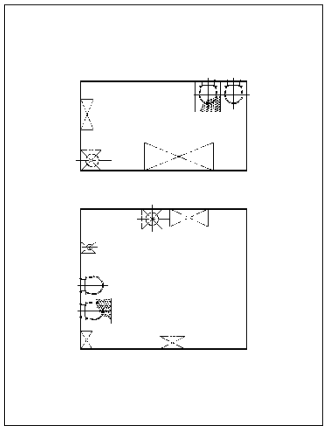
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－12.8m）（5／9）



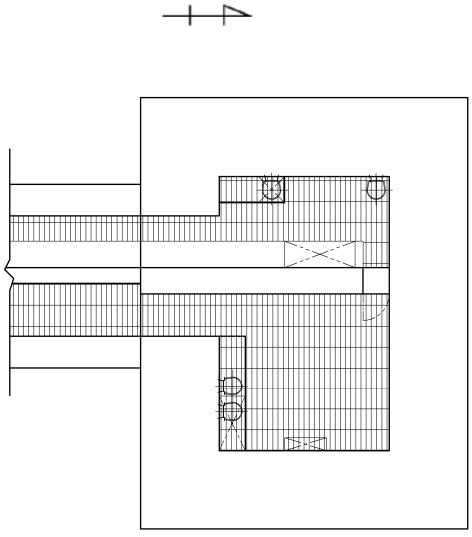
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－16.8m）（6／9）



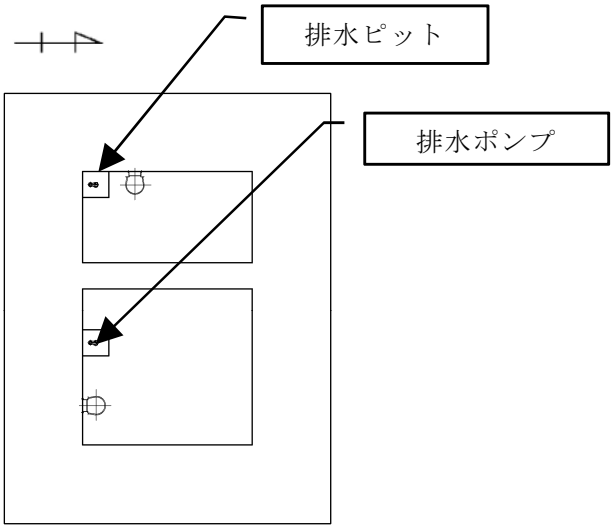
第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－20.8m）（7／9）



第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－25.3m）（8／9）



第57－11－1－8図　常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

（T.P.－25.3m）（9／9）

2.　ディーゼル駆動消火ポンプ燃料移送系の他設備への悪影響について

ディーゼル駆動消火ポンプは，タービン建屋（耐震Ｂクラス）に設置されており，燃料供給源を重大事故等対処設備と同じ軽油貯蔵タンクとしていることから，ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクや燃料移送配管の損傷による設計基準対処設備及び重大事故等対処設備への燃料給油に対する悪影響について評価した。

ディーゼル駆動消火ポンプの燃料給油設備は，軽油貯蔵タンク内の軽油液位がEL.+8m未満，一方，ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクはEL.+8.2mに設置されており，燃料移送ポンプを停止すれば燃料の給油は停止する。軽油貯蔵タンク，ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンク及び燃料移送配管の設置高さを第57－11－2－1図に示す。

ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプは，ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクのレベルLow，レベルHiにて自動で起動，停止する。

ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクの容量は，0.36kLであり，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプの容量は0.7kL／h，消火ポンプの燃料消費量は0.04kL／hであることから，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプによるディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクへの給油時間は約0.55時間となる。

$$0.36／（0.7-0.04）≒0.55$$

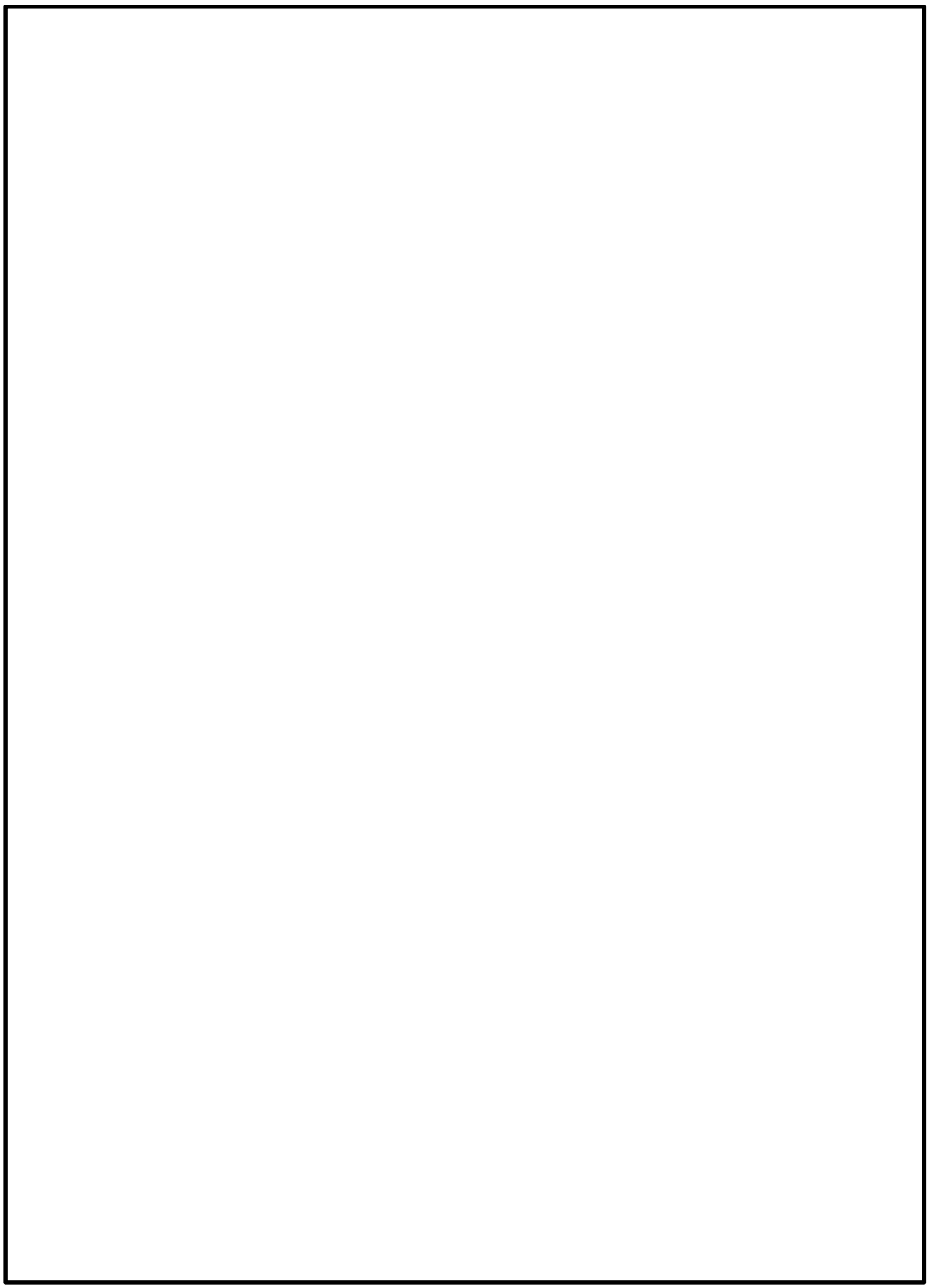
したがって，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプの運転時間が1時間※継続した場合は，燃料漏えいが考えられることから，中央制御室に警報を出し，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプを停止するインターロックを設けることとする。

この時に燃料漏えいした軽油量の評価は、次のとおりである。

軽油貯蔵タンク1基当たり必要保有量400kLとしておりこれを2基設置することから800kLを有する為，必要な重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の軽油使用量である755.5kLを考慮した場合，44.5kLの余裕がある。

したがって，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプ停止までに0.7kLの燃料を浪費する可能性があるものの，44.5kLと比較して十分小さいことから，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備への燃料給油に対する悪影響はない。

※：「1時間」は，今後の設計や実際の燃料移送ポンプ稼働時間を反映して適切に見直す。



第57－11－2－1図　軽油貯蔵タンク，ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンク及び燃料移送配管の設置高さ

3.　水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため，作業員の実効線量評価を行う。

a．想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損)」で想定される事故シーケンスグループ等のうち，代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b．作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し，事象進展の状況や屋外の放射線量等から，作業員の被ばく低減と，屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で，総合的に判断する。実効線量評価においては，保守的な評価とする観点から，屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施 3 時間後とする。

c．被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第 57－11－3－1 表に示す。

d．その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合)」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから，温度，湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第 57－11－3－1 表　評価対象とする被ばく経路
（格納容器ベント実施後の屋外作業）

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質※	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

e．主な評価条件及び評価結果

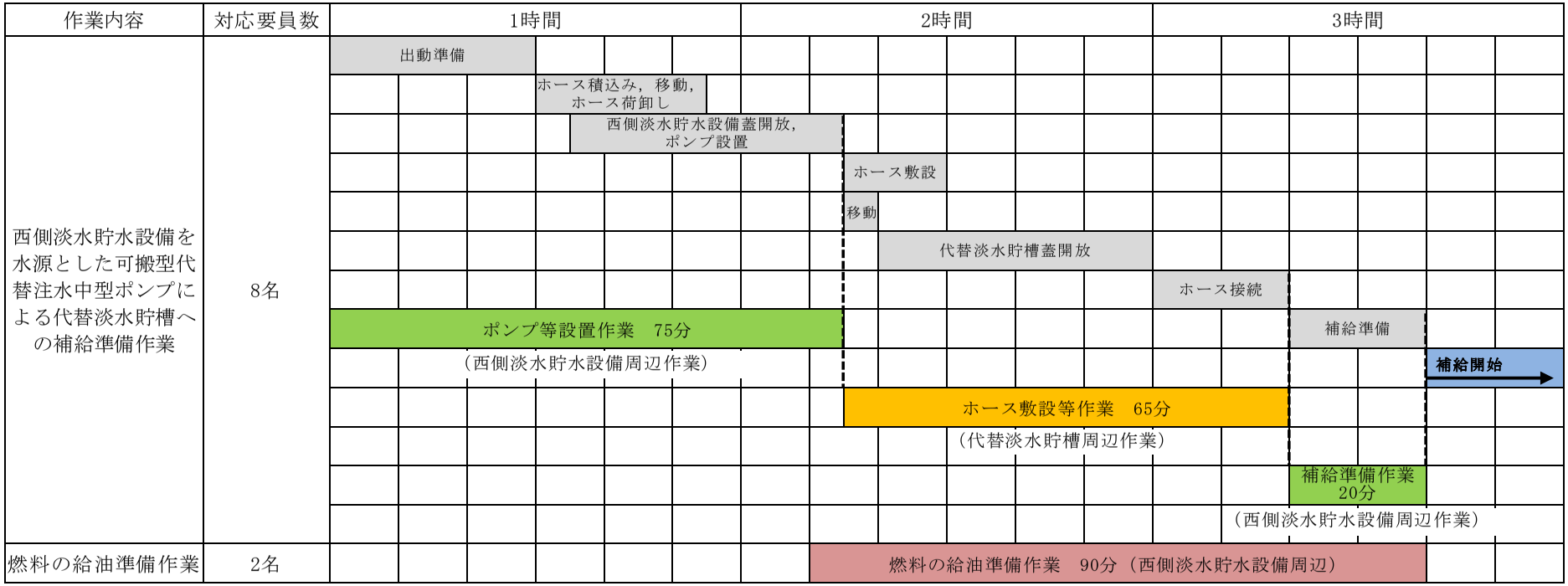
主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第 57－11－3－2 表，可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第 57－11－3－3 表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約 61mSv，燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約 26mSv となり，作業可能である。

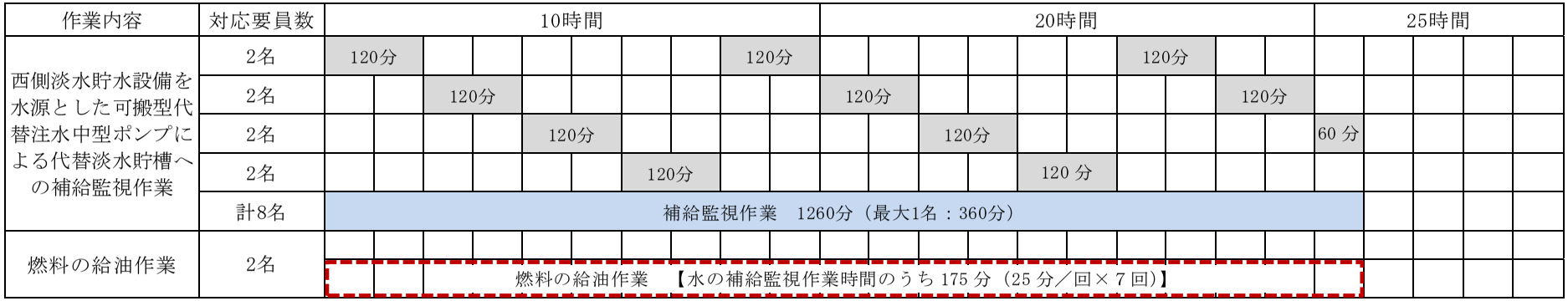
第57－11－3－2表　主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

<table>
<tr><td colspan="2" rowspan="3">屋外作業</td><td colspan="4">西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ
による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業</td><td colspan="2">燃料の給油準備・給油作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">補給準備作業</td><td colspan="2">補給作業</td><td rowspan="2">給油準備作業</td><td rowspan="2">給油作業</td></tr>
<tr><td>ポンプ設置等作業</td><td>ホース敷設等作業</td><td>補給準備作業</td><td>補給監視作業</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量評価点</td><td>西側淡水貯水設備
付近</td><td>代替淡水貯槽
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td><td colspan="2">西側淡水貯水設備
付近</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間帯</td><td colspan="4">格納容器ベント実施3時間後以降</td><td colspan="2">格納容器ベント実施3時間後以降</td></tr>
<tr><td colspan="2">作業時間（移動時間含む）</td><td>75分
（約1.3時間）</td><td>65分
（約1.1時間）</td><td>20分
（約0.4時間）</td><td>360分
（6.0時間）※1</td><td>90分
（1.5時間）</td><td>175分（25分×7回）
（約2.9時間）</td></tr>
<tr><td colspan="2">線量率
（格納容器ベント実施3時間後）</td><td>約6.0mSv／h</td><td>約15mSv／h</td><td colspan="2">約6.0mSv／h</td><td colspan="2">約6.0mSv／h</td></tr>
<tr><td colspan="2">実効線量（マスク考慮）</td><td colspan="4">約61mSv</td><td colspan="2">約26mSv</td></tr>
<tr><td rowspan="3">主な評価条件</td><td>原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質</td><td colspan="6">・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは，建屋の形状等を考慮し，直接ガンマ線については，ＱＡＤ-ＣＧＧＰ２Ｒコードを用い，スカイシャインガンマ線については，ＡＮＩＳＮコード及びＧ３３-ＧＰ２Ｒコードを用いて作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>大気中へ放出される放射性物質</td><td colspan="6">・大気中へ放出された放射性物質による被ばくは，事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に，大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価</td></tr>
<tr><td>格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質</td><td colspan="6">・格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは，フィルタ装置の位置，形状等を考慮して作業員の実効線量を評価
評価に当たっては，ＱＡＤ－ＣＧＧＰ２Ｒコードを用いた。</td></tr>
</table>

※1　代替淡水貯槽への補給時間は約21時間であるが，対応要員は2時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる360分とする。）。

第 57－11－3－3 表　可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャート



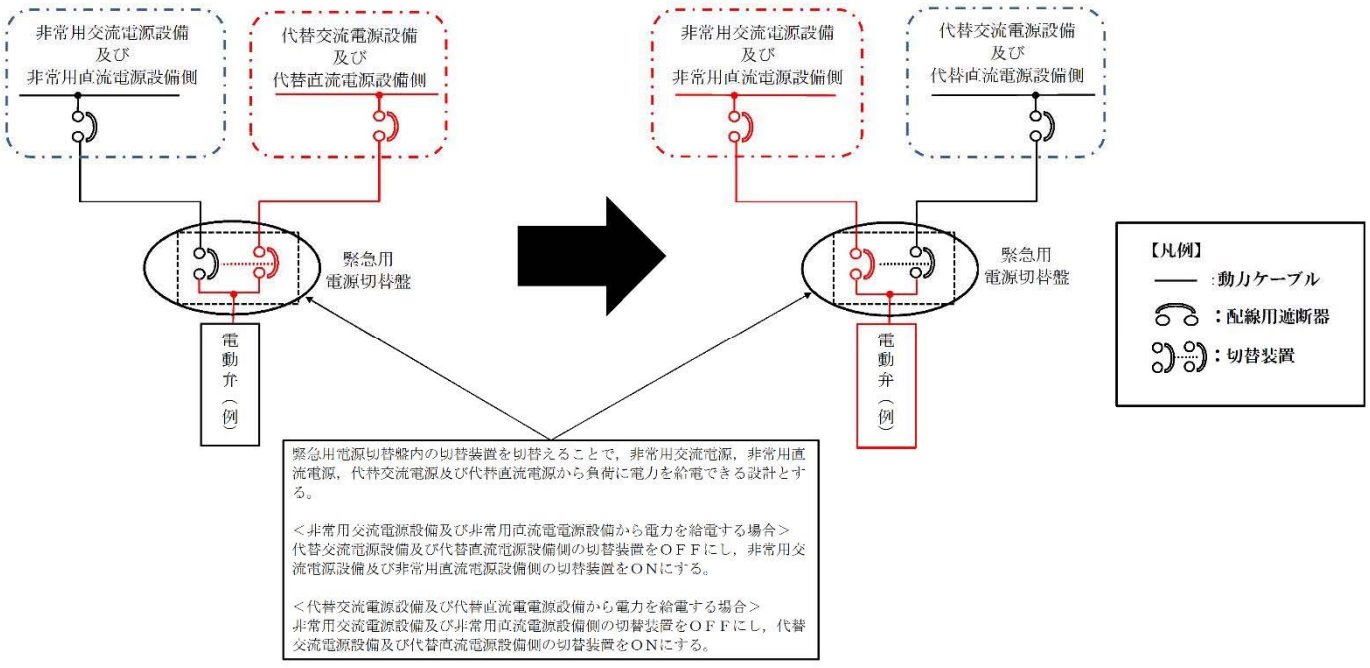


4.　緊急用電源切替盤について

緊急用電源切替盤は,所内電気設備である非常用所内電気設備の2系統で構成しているが，代替所内電気設備を設けることにより，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とするため，代替所内電気設備として，緊急用電源切替盤を設置する設計としている。

また，緊急用電源切替盤は，盤内の配線用遮断器を切替えることにより，非常用交流電源設備，非常用直流電源設備，代替交流電源設備及び代替直流電源設備から負荷に電力を給電できる設計とする。

なお，緊急用電源切替盤の構造図を第57－11－4－1図に，緊急用電源切替盤の負荷リストについては，「1.14 電源の確保に関する手順等」（添付資料1.14.6 「緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備リスト」）に示す。



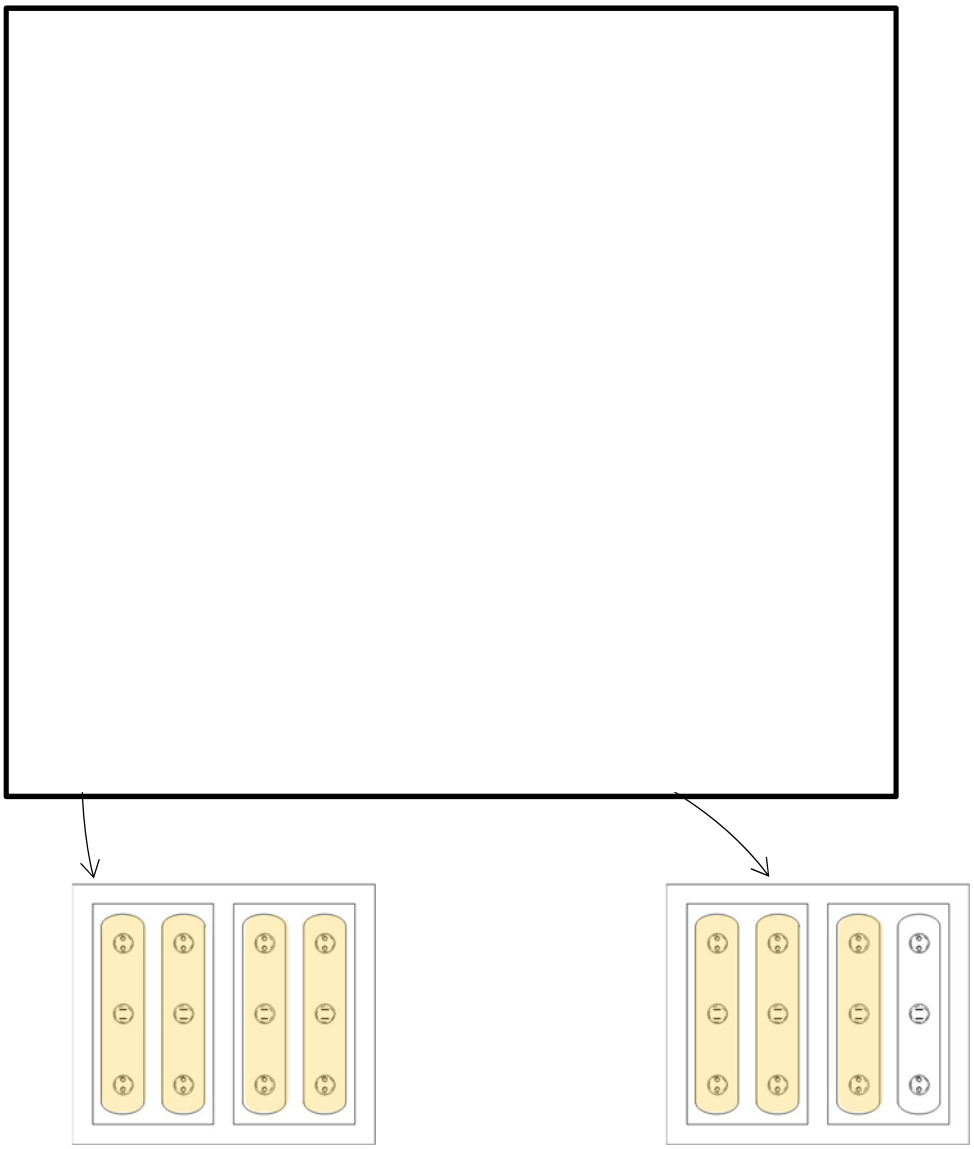
第57－11－4－1図　緊急用電源切替盤の構造図

5.　可搬型設備用軽油タンクについて

可搬型設備用軽油タンクは，西側保管場所及び南側保管場所に各4個設置する。

点検等で軽油を抜き取る場合であっても，空きタンクに軽油燃料を移し替え，常時7個のタンク分の軽油を確保する。

可搬型設備用軽油タンクの配置を第57－11－5－1図に示す。



可搬型設備用軽油タンク（西側）　　可搬型設備用軽油タンク（南側）

第 57－11－5－1 図　可搬型設備用軽油タンク配置図

6.　中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系の容量について

中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系は，外部電源喪失時に２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇからの交流電力が給電されるまでの間，地震加速度計，プロセス放射線モニタ及び起動領域計装に直流電力を給電することで，これら負荷の機能維持を図る設計としている。各負荷の重大事故等時における用途は，以下のとおりである。

・地 震 加 速 度 計：地震発生時の原子炉スクラム信号発信

・プロセス放射線モニタ：原子炉建屋の排水サンプピット及び非常用ガス処理系排気筒モニタ等の監視

・起 動 領 域 計 装：原子炉スクラム及び未臨界到達の確認

外部電源喪失時に加え，２Ｃ・２Ｄ Ｄ／Ｇが機能喪失した場合においても，これら負荷の機能維持を一定時間確保する必要がある。

ここで，地震加速度計については，外部電源喪失状態となり地震以外の要素で原子炉スクラム信号が発信するため，事象発生後には機能維持が不要となる。

プロセス放射線モニタについては，残留熱除去系海水系などの放射能測定を行っているが，外部電源喪失状態となり残留熱除去系海水系の放射能以外の要素で原子炉スクラム信号が発信するため，事象発生後には機能維持が不要となる。

起動領域計装については，原子炉スクラム及び未臨界到達の確認のために必要な設備であるため，全交流動力電源喪失時にも機能維持が必要であるが，確認に要する時間は10分程度であり，その成立性は重大事故等の有効性評価にて確認している。また，原子炉スクラム成功及び未臨界到達は，制御棒の挿入によって達成され，その後制御棒が引き抜かれることがないため，継続的な監視は不要となる。

以上から，原子炉スクラム及び未臨界到達に要する時間である10分に，十分な余裕を考慮した1時間を起動領域計装の機能維持時間とし，中性子モニタ用蓄電池Ａ系・Ｂ系の容量については，負荷の切り離しを行わずに1時間以上直流電力を給電できる容量を設定する。

以上

7.　電源供給手段（自主対策設備活用）の追加整備について

7.1 自主対策設備を活用した電源供給手段について

東海第二発電所が単独号機であることを考慮し，常設代替高圧電源装置の予備発電機確保，単独で重大事故等への対応が可能な代替所内電気設備の構成及び専用の緊急用 125V 系蓄電池の設置など，電源供給の信頼性に配慮した設計としているが，更なる電源供給の信頼性向上の観点から，新たに電源供給手段を追加することとした。

7.2 自主対策設備を活用した電源供給手段

自主対策設備を活用した電源供給手段は，以下の手段により給電可能な設計とする。

①緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電

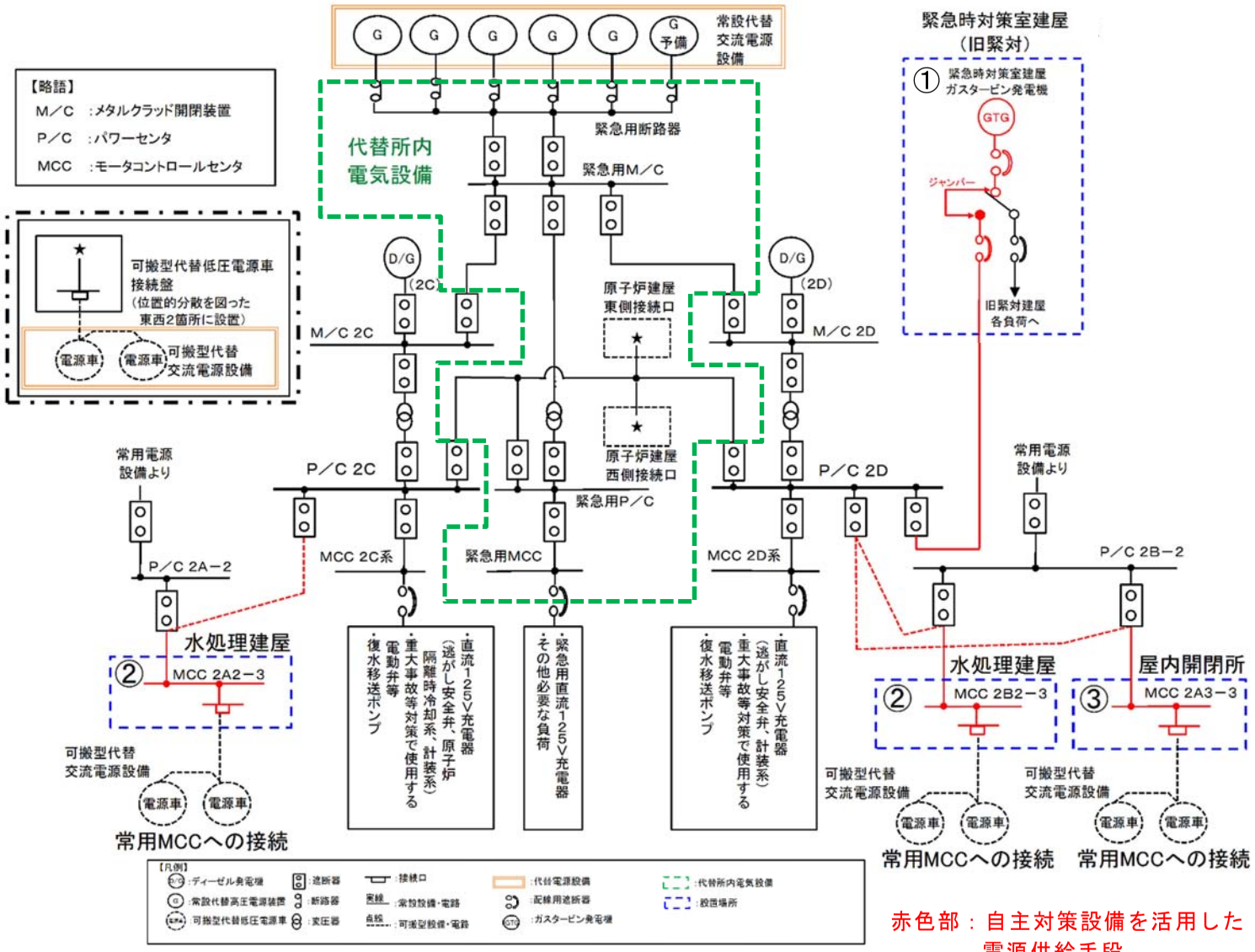
②可搬型代替低圧電源車を用いた常用ＭＣＣ（水処理建屋）を介した非常用所内電気設備への給電

③可搬型代替低圧電源車を用いた常用ＭＣＣ（屋内開閉所）を介した非常用所内電気設備への給電

自主対策設備を活用した電源供給手段の設備概要を第 57－11－7－1 表に，単線結線図を第 57－11－7－1 図に，設備の配置図を第 57－11－7－2 図に示す。

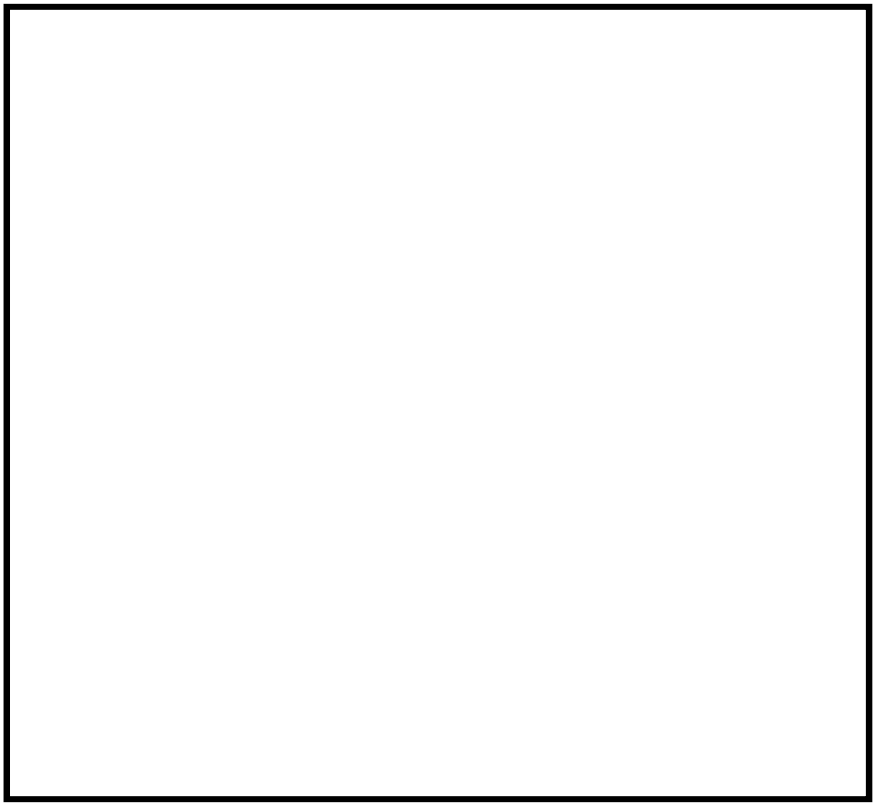
第 57－11－7－1 表　設備概要

	緊急時対策室建屋 ガスタービン発電機	可搬型 代替低圧電源車
仕 様	・容量：500kVA ・電圧：480V ・台数：1 台	・容量：500kVA ・電圧：480V ・台数：2 台
給 電 先	・Ｐ／Ｃ　２Ｄ	・水処理建屋 ＭＣＣ　２Ａ→Ｐ／Ｃ　２Ｃ ＭＣＣ　２Ｂ→Ｐ／Ｃ　２Ｄ ・屋内開閉所 ＭＣＣ　２Ａ→Ｐ／Ｃ　２Ｄ
給電可能な負荷	・直流 125V 充電器 （逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，計装系） ・重大事故等対策で使用する電動弁等 ・復水移送ポンプ	・直流 125V 充電器 （逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，計装系） ・重大事故等対策で使用する電動弁等 ・復水移送ポンプ
接続方法	切替盤内での接続 （外部接続端子での解結線、端子間ジャンパー）	・可搬型代替低圧電源車の接続コネクタを用いたケーブル接続 ・Ｐ／Ｃ間の端子を用いたケーブル接続



赤色部：自主対策設備を活用した電源供給手段

第 57－11－7－1 図　単線結線図



第 57－11－7－2 図　配置図

8.　代替所内電気設備のケーブル敷設ルートの設計方針について

8.1 概　要

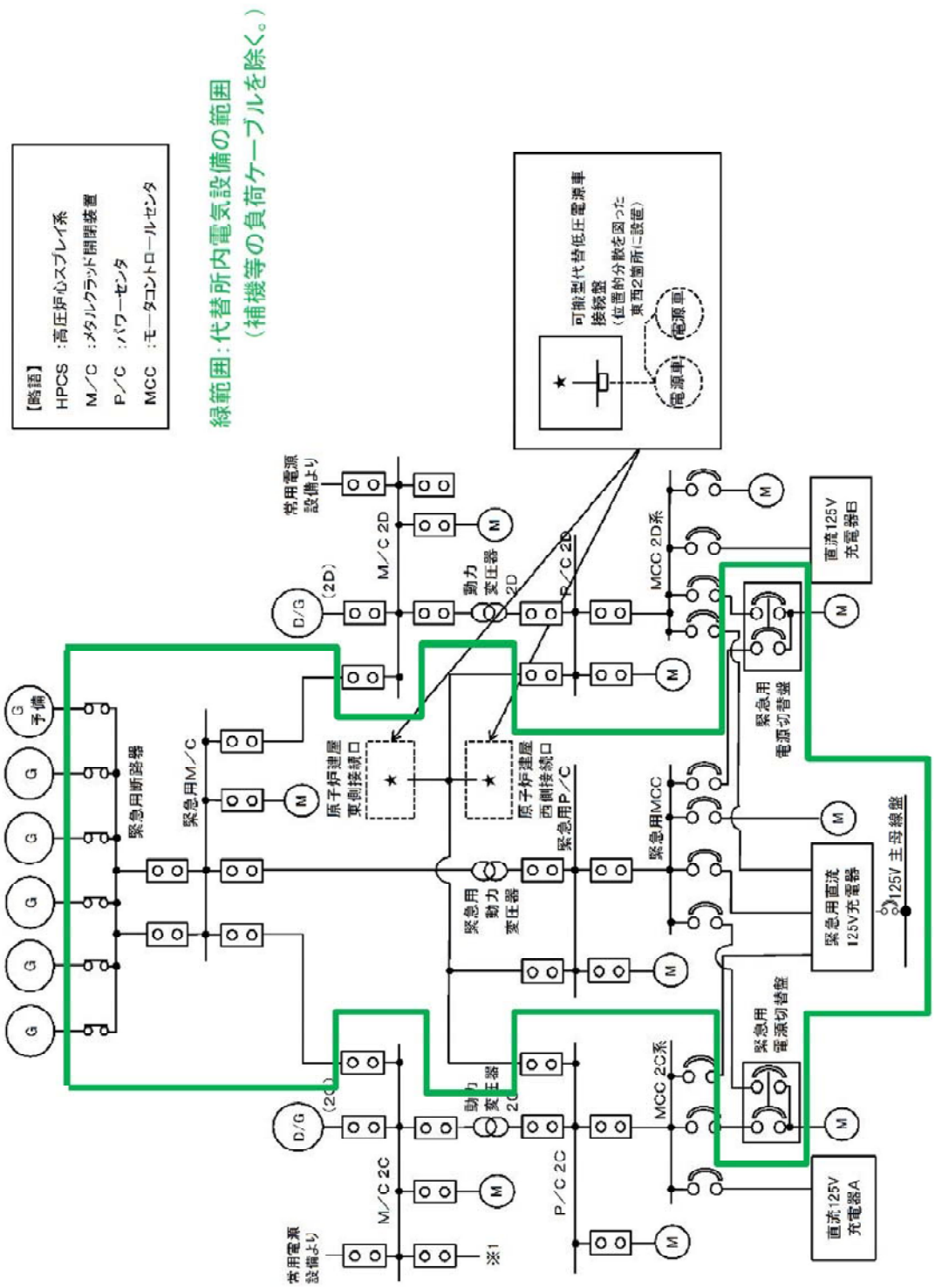
代替所内電気設備のケーブルは，共通要因による設計基準事故対処設備との同時機能喪失のおそれがないよう敷設ルートの設計方針を明確化する。

8.2 設計方針

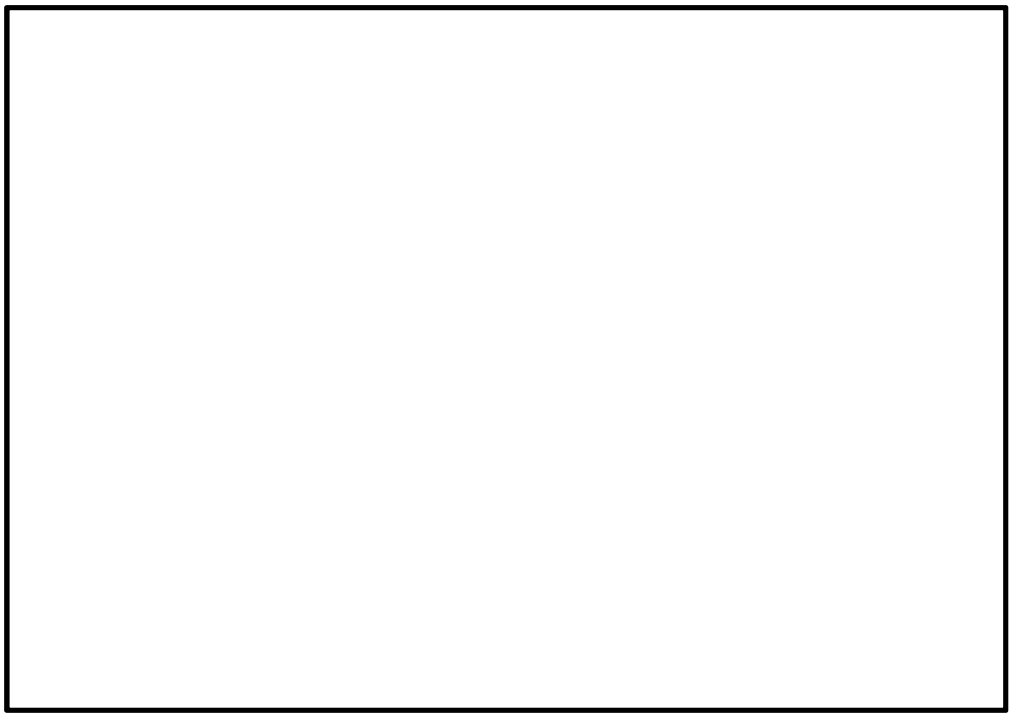
代替所内電気設備のケーブルについては，共通要因による設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，異なる安全区分のエリアをまたがないよう敷設する。

なお，東海第二発電所　単線結線図を第 57－11－8－1 図に，常設代替高圧電源装置置場から原子炉建屋までのケーブルルートを第 57－11－8－2 図に示す。

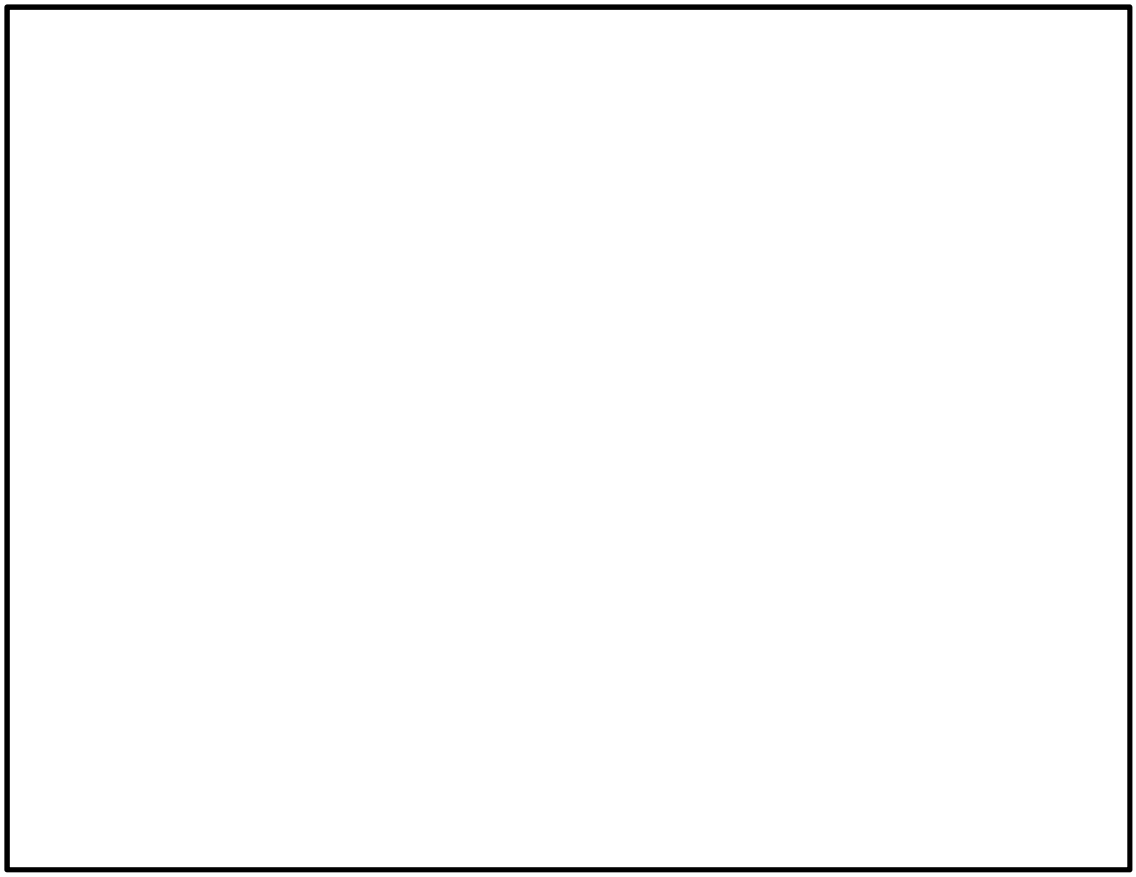
上記設計方針に基づき，第 57－11－8－3 図のとおり原子炉建屋内の代替所内電気設備のケーブル敷設ルートを変更する。



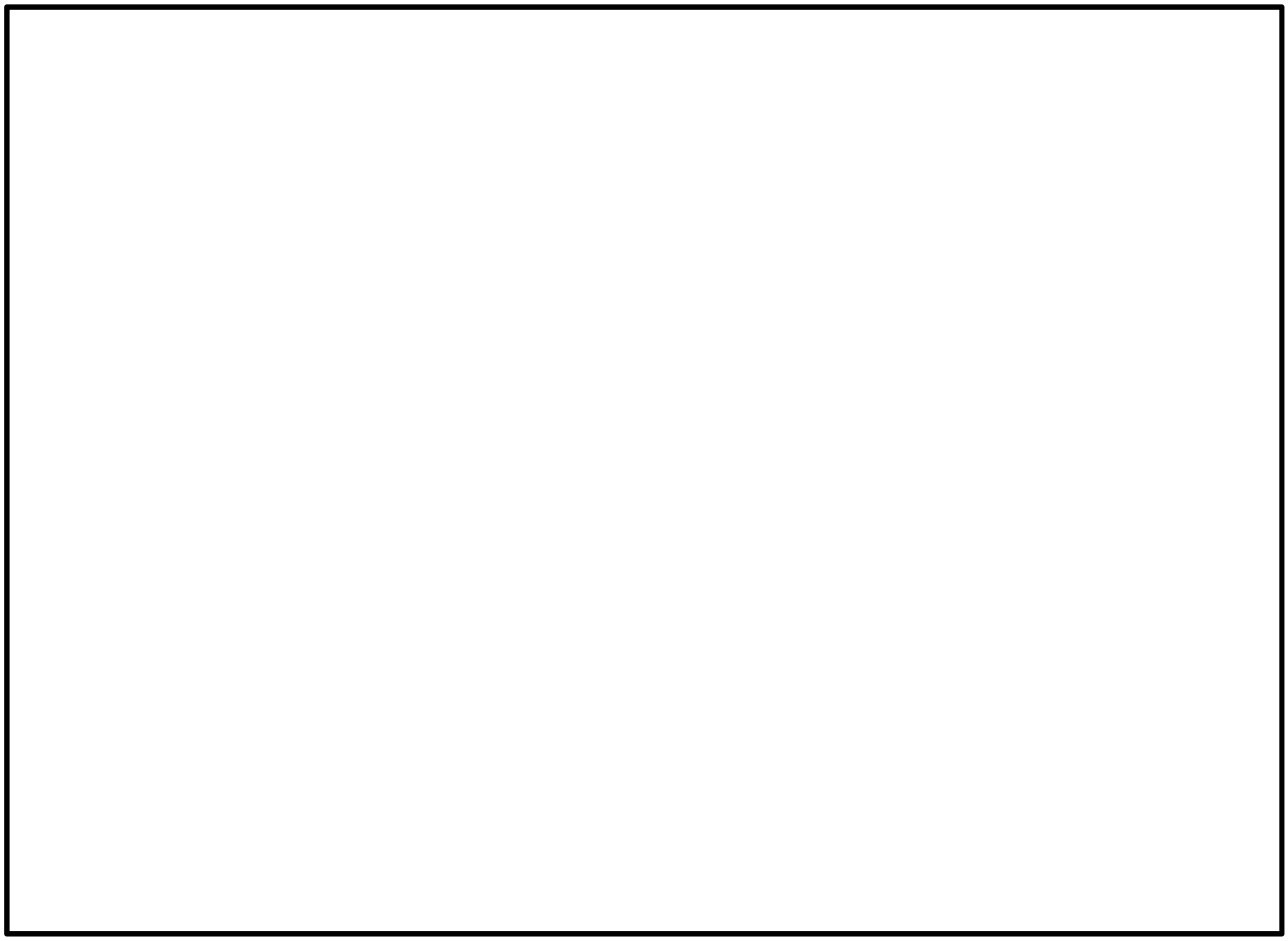
第 57－11－8－1 図　東海第二発電所　単線結線図



第 57－11－8－2 図　常設代替高圧電源装置置場から
原子炉建屋までのケーブルルート図



第 57－11－8－3（1/2）図　原子炉建屋内ケーブルルート図（地下２階）



第 57－11－8－3（2/2）図　原子炉建屋内ケーブルルート図（地上１階）

58－1　ＳＡ設備基準適合性　一覧表

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉圧力容器温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉圧力（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	Ｂ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉水位（広帯域）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉水位（燃料域）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉水位（ＳＡ広帯域）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉水位（ＳＡ燃料域）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					高圧代替注水系系統流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					低圧代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					低圧代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					代替循環冷却系原子炉注水流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					原子炉隔離時冷却系系統流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	Ｂ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					高圧炉心スプレイ系系統流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					残留熱除去系系統流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					低圧炉心スプレイ系系統流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 （可搬ライン用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					低圧代替注水系格納容器下部注水流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ドライウェル雰囲気温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・チェンバ雰囲気温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・プール水温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器下部水温	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					ドライウェル圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・チェンバ圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					サプレッション・プール水位	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器下部水位	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器内水素濃度（ＳＡ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	Ｂ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	Ｂ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					起動領域計装	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					平均出力領域計装	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	Ａ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					フィルタ装置水位	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					フィルタ装置圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					フィルタ装置スクラビング水温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内 屋外	C D
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					フィルタ装置入口水素濃度	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					耐圧強化ベント系放射線モニタ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋外	Ａｂ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					代替循環冷却系ポンプ入口温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系熱交換器入口温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					残留熱除去系熱交換器出口温度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系海水系系統流量	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	B C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					緊急用海水系流量（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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					代替淡水貯槽水位	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					西側淡水貯水設備水位	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					残留熱除去系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					原子炉建屋水素濃度	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					静的触媒式水素再結合器動作監視装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					格納容器内酸素濃度（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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料プール温度（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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料プール監視カメラ	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	Ａ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　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）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置，ＳＰＤＳデータ表示装置）	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要（ＳＰＤＳデータ表示装置を除く） 現場操作（緊急時対策所，ＳＰＤＳデータ表示装置）　スイッチ操作	対象外 Ｂｄ
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）		通信連絡設備	Ｌ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		58－4　系統図	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要（ＳＰＤＳデータ表示装置を除く） 現場操作（緊急時対策所，ＳＰＤＳデータ表示装置）	対象外 Ａａ
			関連資料		58－3　配置図	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	Ｂ
			関連資料		58－6　容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬）

第58条：計装設備					可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作（接続作業）	A
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		58－8　可搬型計測器について	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58－8　可搬型計測器について	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		58－3　配置図，58－8　可搬型計測器について	
		第5号	保管場所		屋内	Ａａ
			関連資料		58－3　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋内，屋外	Ａ，Ｂ
			関連資料		58－3　配置図，58－8　可搬型計測器について	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（可搬）

第58条：計装設備					可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作（接続作業）	A
			関連資料		58－3　配置図	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	Ａｂ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		中央制御室操作	B
			関連資料		58－3　配置図	
	第3項	第1号	可搬ＳＡの容量		その他設備	C
			関連資料		58－8　可搬型計測器について	
		第2号	可搬ＳＡの接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58－8　可搬型計測器について	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	対象外
			関連資料		－	
		第4号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	－
			関連資料		58－3　配置図，58－8　可搬型計測器について	
		第5号	保管場所		屋内	Ａａ
			関連資料		58－3　配置図	
		第6号	アクセスルート		屋内，屋外	A，B
			関連資料		58－3　配置図，58－8　可搬型計測器について	
		第7号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					M／C　２C電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					M／C　２D電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					M／C　ＨＰＣＳ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					緊急用Ｍ／Ｃ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					緊急用Ｐ／Ｃ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	Ｃ
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	Ｊ
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					直流 125V 主母線盤２Ａ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					直流125V主母線盤２Ｂ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ａ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					直流±24V 中性子モニタ用分電盤２Ｂ電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第58条：計装設備					緊急用直流125V主母線盤電圧	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					非常用窒素供給系供給圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	ＤＢ施設と同じ系統構成	Ａｄ
				その他（飛散物）	その他設備	対象外
				関連資料	－	
		第6号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		－	
	第2項	第1号	常設ＳＡの容量		設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	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	位置的分散を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				サポート系による要因	多様性を考慮すべきＤＢ設備等がない	対象外
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

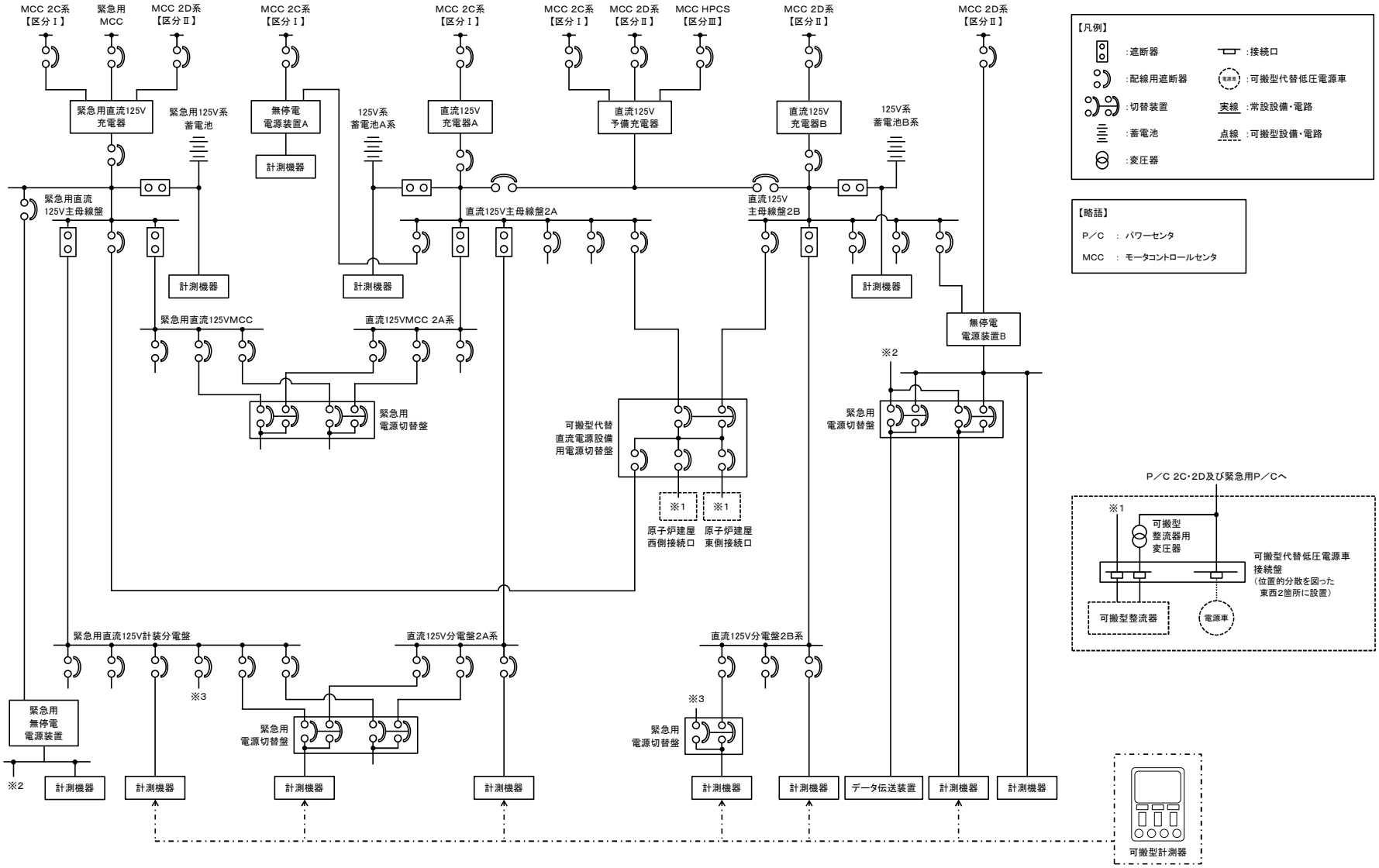
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

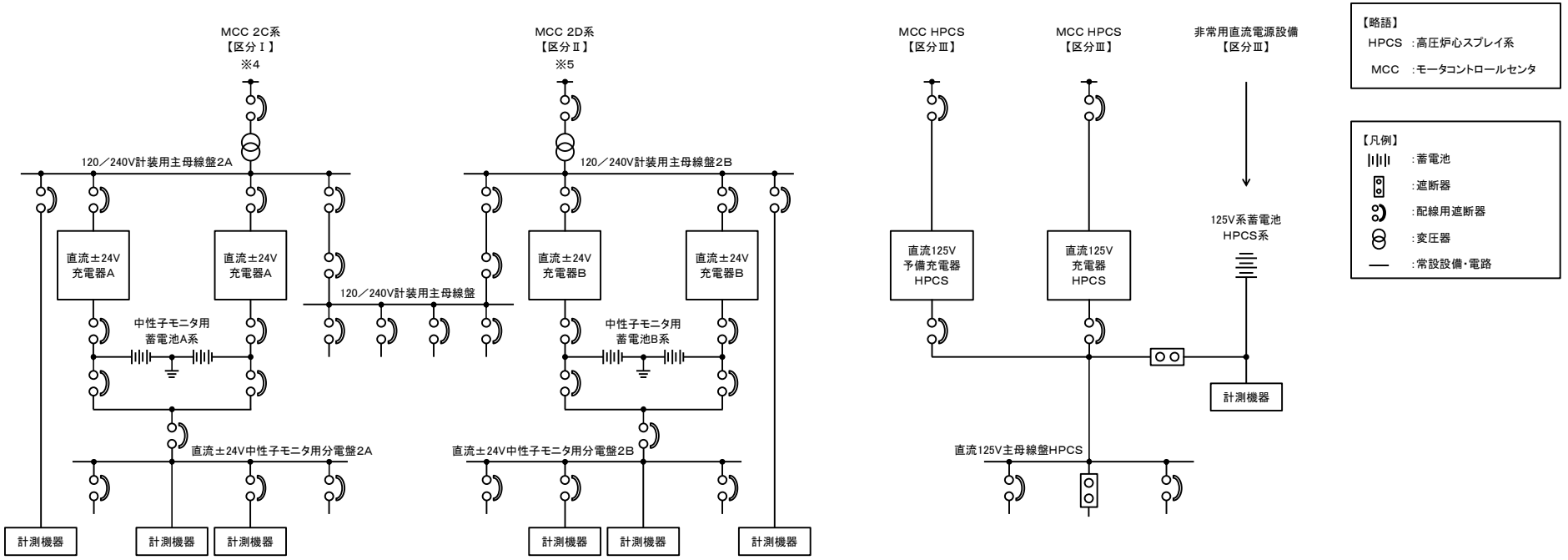
東海第二発電所　ＳＡ設備基準適合性　一覧表（常設）

第 58 条：計装設備					非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	類型化区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				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）	－
				電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	－
				関連資料	58－3　配置図	
		第2号	操作性		操作不要	対象外
			関連資料		－	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58－5　試験検査	
		第4号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
			関連資料		－	
		第5号	悪影響防止	系統設計	その他	Ａｅ
				その他（飛散物）	その他設備	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		－	
		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	屋内	Ａａ
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	Ｂａ
				関連資料	58－2　単線結線図，58－3　配置図	

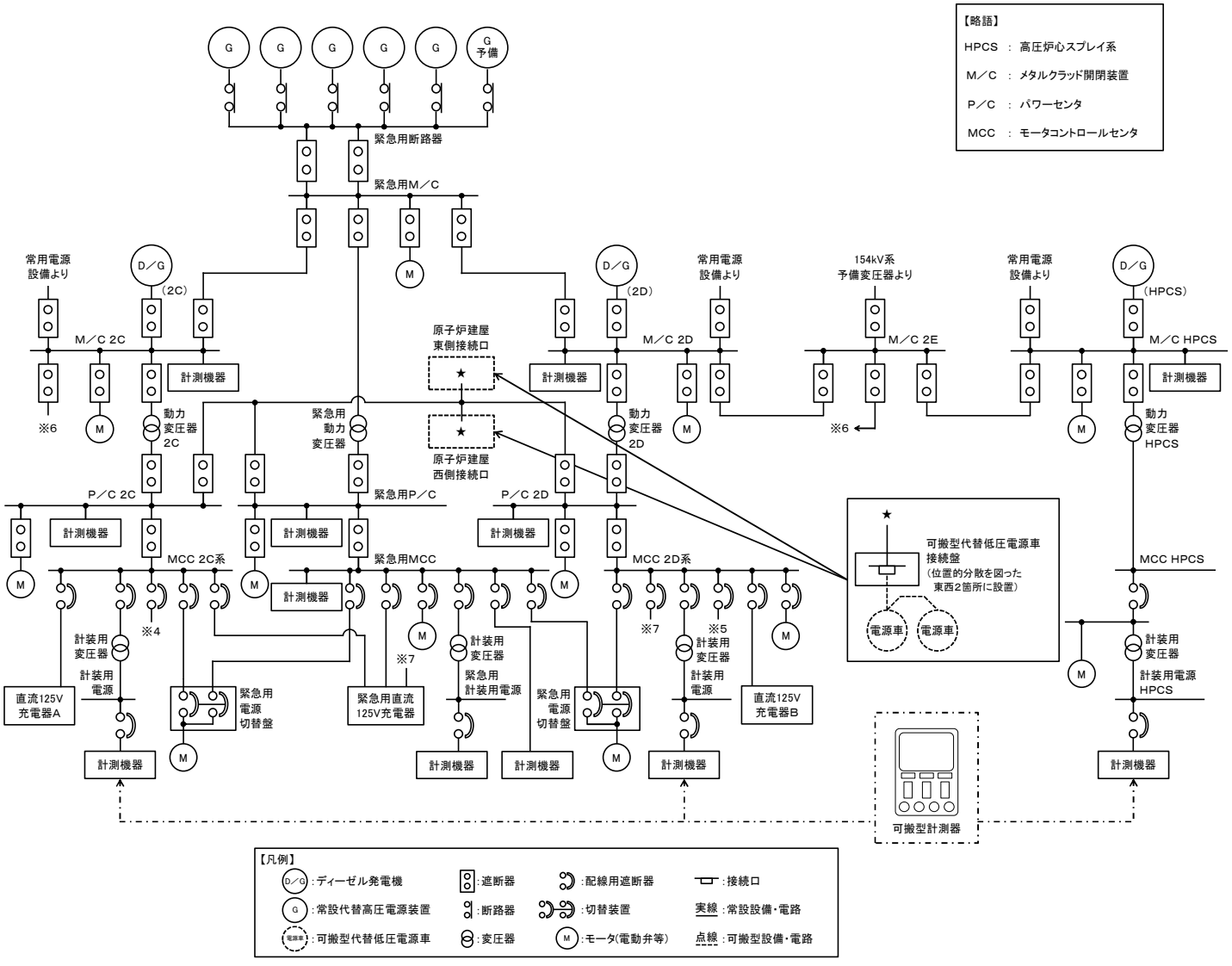
58－2　単線結線図



第 58－2－1 図　単線結線図（直流電源）（1／3）



第 58－2－2 図　単線結線図（直流電源）（2／3）



第58－2－3図　単線結線図（交流電源）（3／3）

58－3　配置図

第 58－3－1 表　配置図一覧表（1／3）

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	第 58－3－5, 6 図
原子炉圧力	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
原子炉水位（広帯域）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
原子炉水位（燃料域）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
高圧代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用狭帯域）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
高圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
低圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58－3－4, 6 図
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58－3－3 図
サプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内	第 58－3－1, 2 図
格納容器下部水温	原子炉格納容器内	第 58－3－3 図
ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟 4 階	第 58－3－6 図
サプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58－3－3 図
サプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	第 58－3－3, 4 図
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図

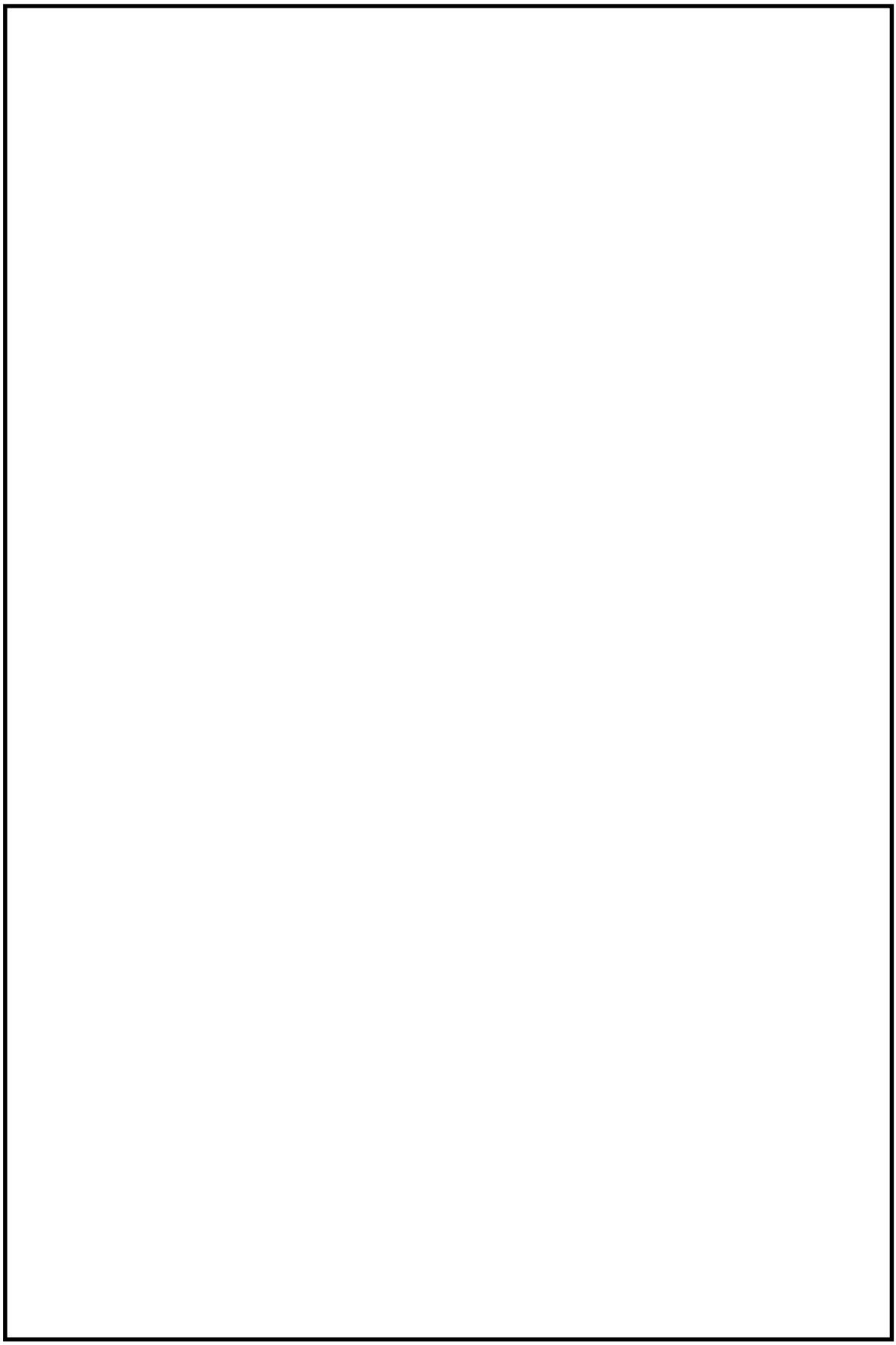
第 58－3－1 表　配置図一覧表（2／3）

主要設備	設置場所	図番号
起動領域計装	原子炉格納容器内	第 58－3－11 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58－3－11 図
フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58－3－12 図
フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58－3－12 図
フィルタ装置スクラビング水温度	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58－3－12 図
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	第 58－3－9 図
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）	屋外（原子炉建屋南側外壁面）	第 58－3－12 図
フィルタ装置入口水素濃度	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階	第 58－3－10 図
耐圧強化ベント系放射線モニタ	屋外（原子炉建屋東側外壁面）	第 58－3－12 図
代替循環冷却系ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58－3－3 図
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
残留熱除去系海水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58－3－8 図
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58－3－8 図
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58－3－8 図
代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系ポンプ室内	第 58－3－12 図
西側淡水貯水設備水位	常設代替高圧電源装置置場（地下）	第 58－3－12 図
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系ポンプ室内	第 58－3－12 図
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58－3－1 図
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58－3－2 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58－3－7 図
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58－3－7 図
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58－3－4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58－3－7 図
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58－3－7 図
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58－3－7 図
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58－3－7 図
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋付属棟 4 階	第 58－3－17 図

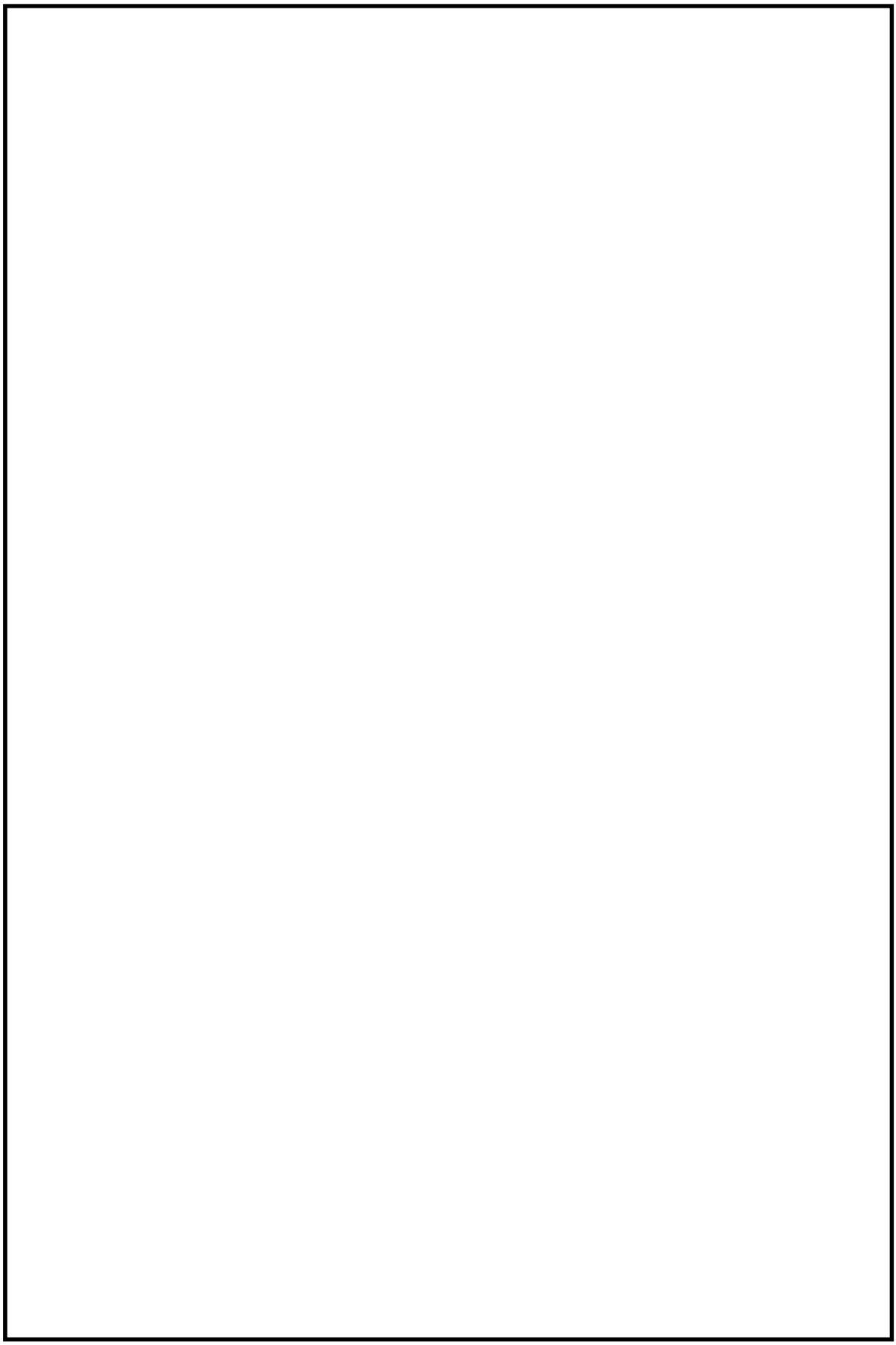
第 58－3－1 表　配置図一覧表（3／3）

主要設備		設置場所	図番号
M／C　２C電圧		原子炉建屋付属棟地下 2 階	第 58－3－13 図
M／C　２D電圧		原子炉建屋付属棟地下 1 階	第 58－3－14 図
M／C　ＨＰＣＳ電圧		原子炉建屋付属棟地下 2 階	第 58－3－13 図
P／C　２C電圧		原子炉建屋付属棟地下 2 階	第 58－3－13 図
P／C　２D電圧		原子炉建屋付属棟地下 1 階	第 58－3－14 図
緊急用M／C電圧		常設代替高圧電源装置置場（地下）	第 58－3－12 図
緊急用P／C電圧		常設代替高圧電源装置置場（地下）	第 58－3－12 図
直流 125V 主母線盤２A電圧		原子炉建屋付属棟 1 階	第 58－3－15 図
直流 125V 主母線盤２B電圧		原子炉建屋付属棟 1 階	第 58－3－15 図
直流 125V 主母線盤ＨＰＣＳ電圧		原子炉建屋付属棟 1 階	第 58－3－15 図
直流±24V 中性子モニタ用分電盤２A電圧		原子炉建屋付属棟 1 階	第 58－3－15 図
直流±24V 中性子モニタ用分電盤２B電圧		原子炉建屋付属棟 1 階	第 58－3－15 図
緊急用直流 125V 主母線盤電圧		原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	第 58－3－9 図
非常用窒素供給系供給圧力		原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力		原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力		原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58－3－5 図
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力		原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58－3－3 図
安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	データ伝送装置	原子炉建屋付属棟 3 階	第 58－3－16 図
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所建屋 2 階	第 58－3－18 図
	ＳＰＤＳデータ表示装置	緊急時対策所	第 58－3－18 図
可搬型計測器※1		原子炉建屋付属棟 3 階	第 58－3－16 図
		緊急時対策所建屋 2 階	第 58－3－18 図

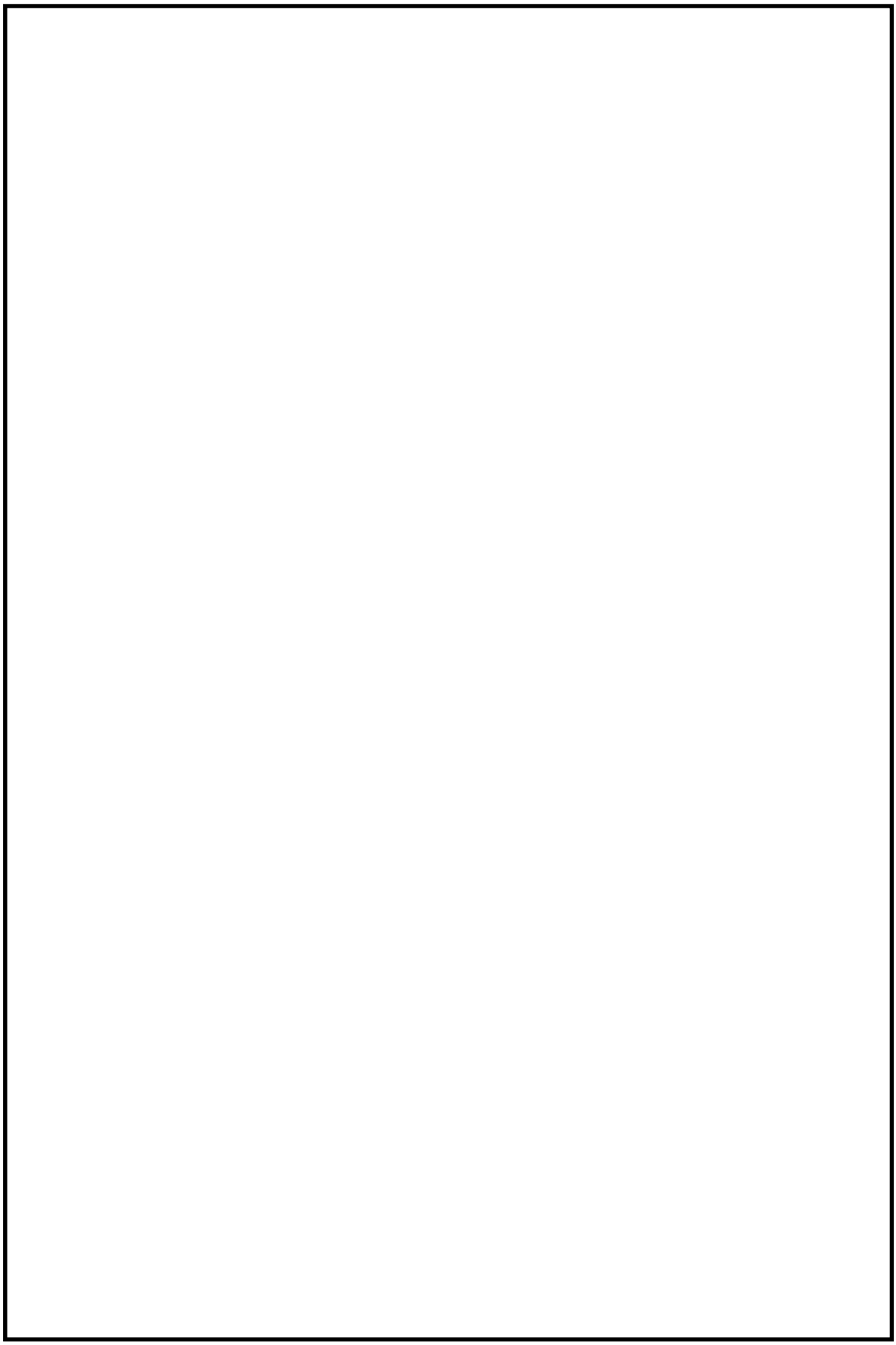
※1　可搬型計測器とは，「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用」及び「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用」を指す。



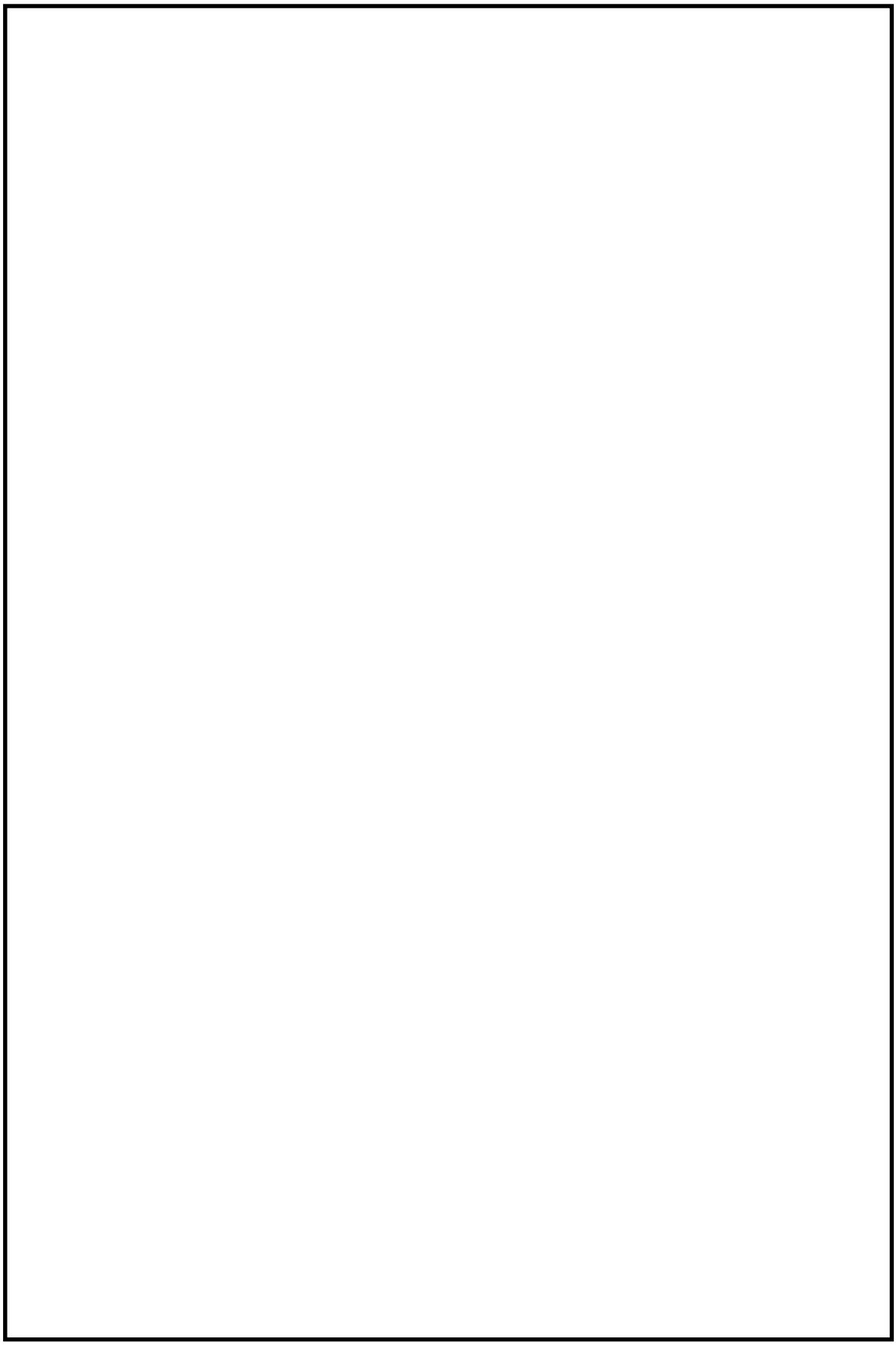
第 58－3－1 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 2 階）



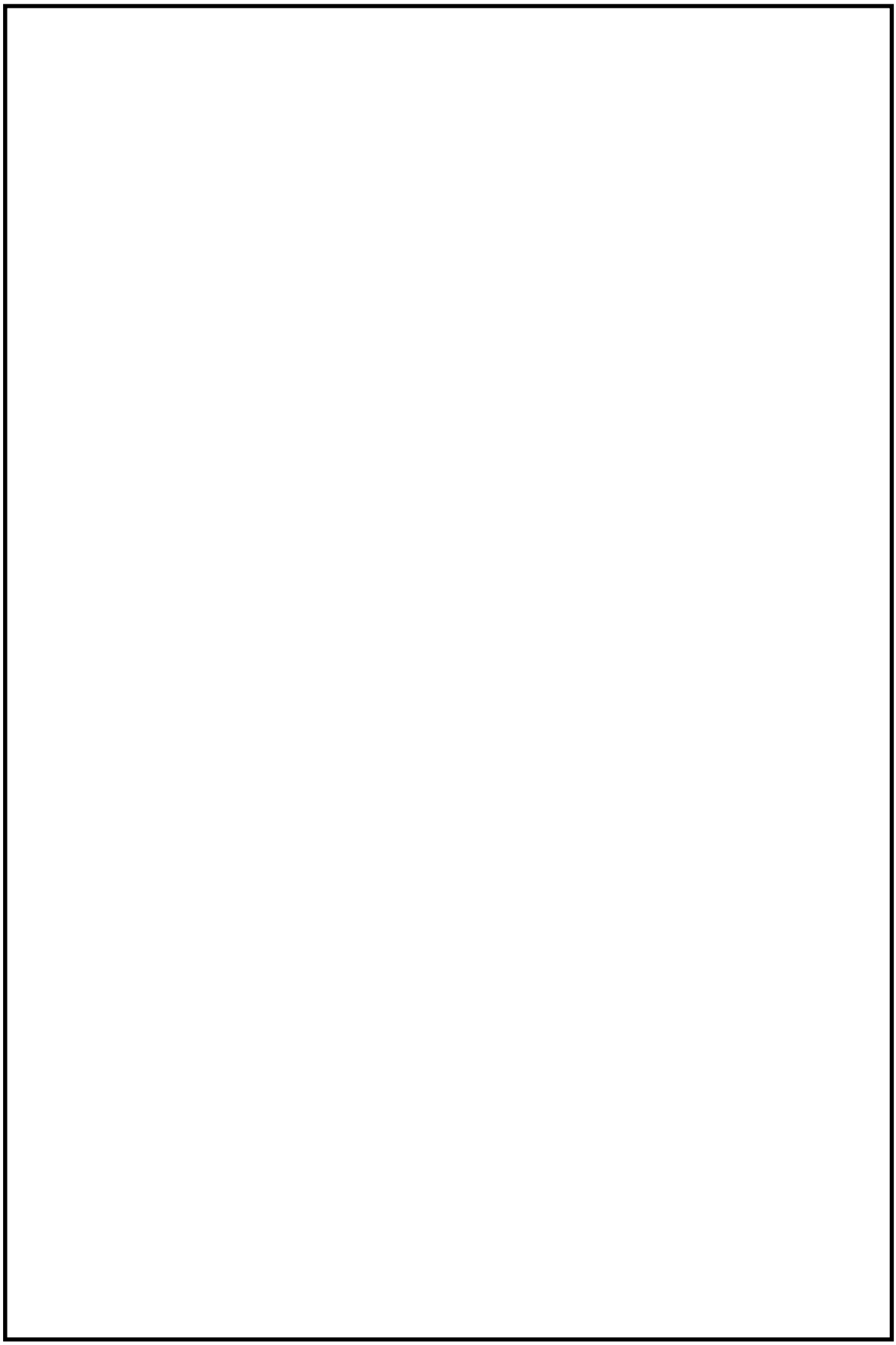
第 58－3－2 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階）



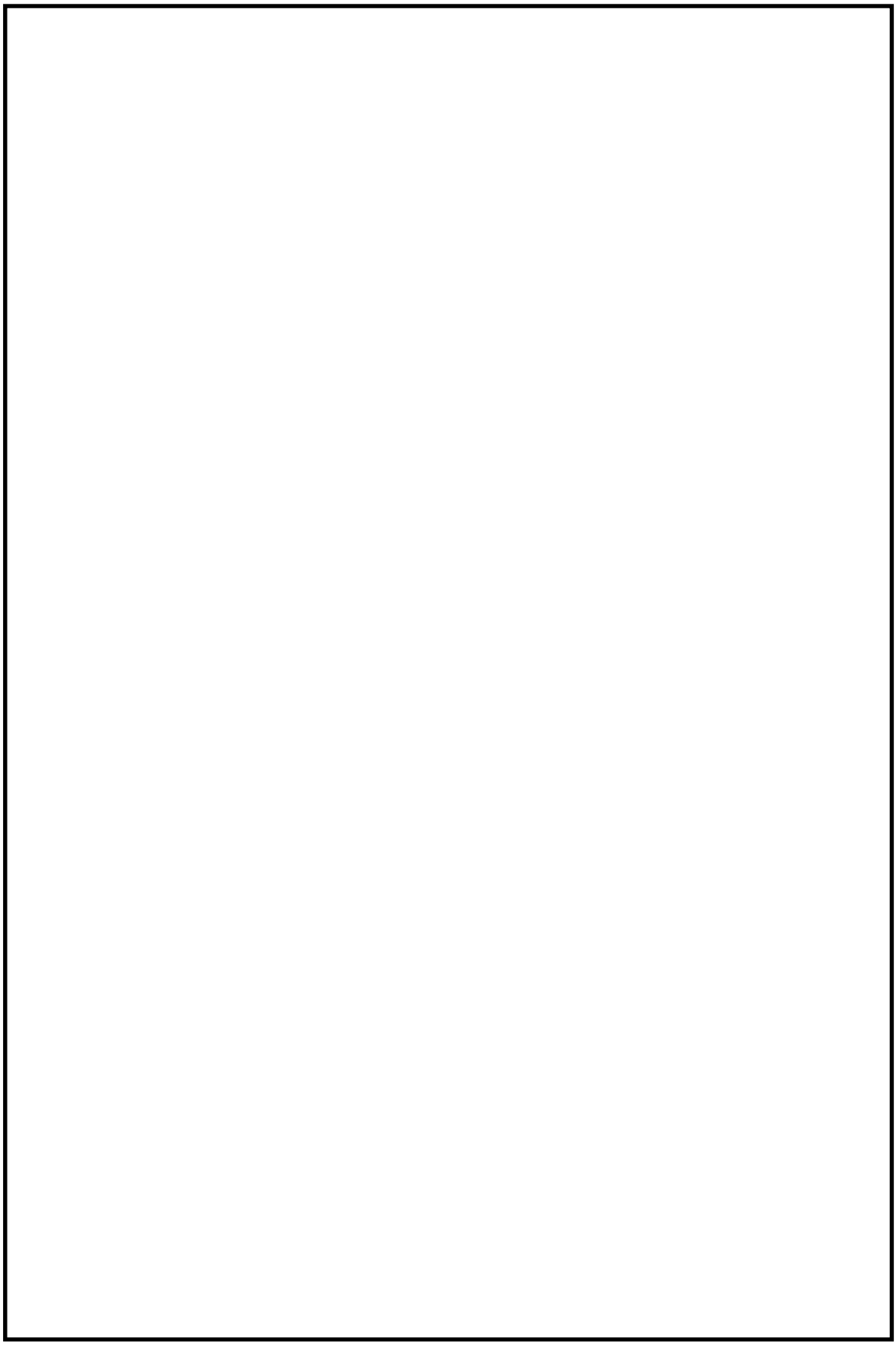
第 58－3－3 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 1 階）



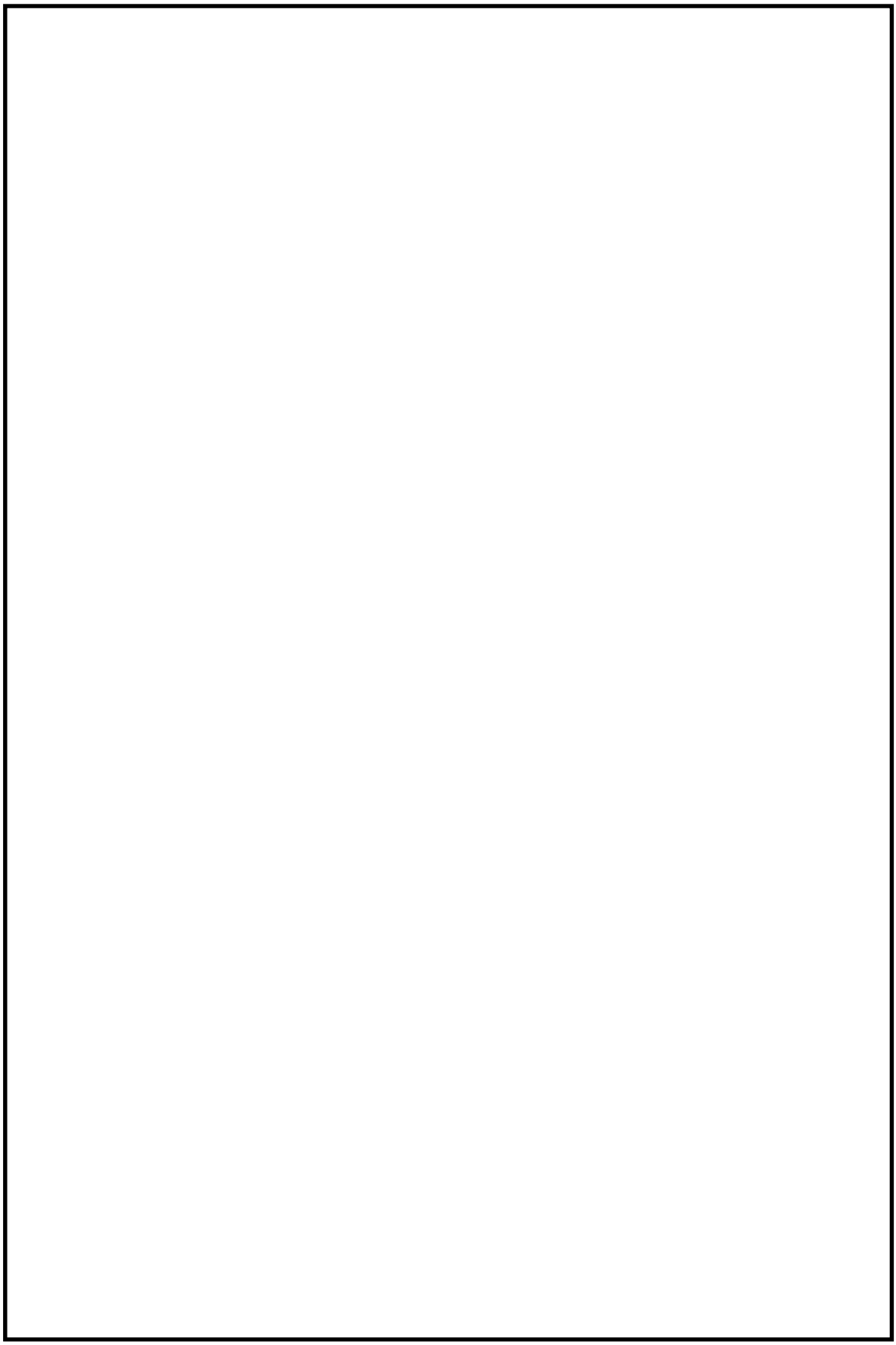
第 58－3－4 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 2 階）



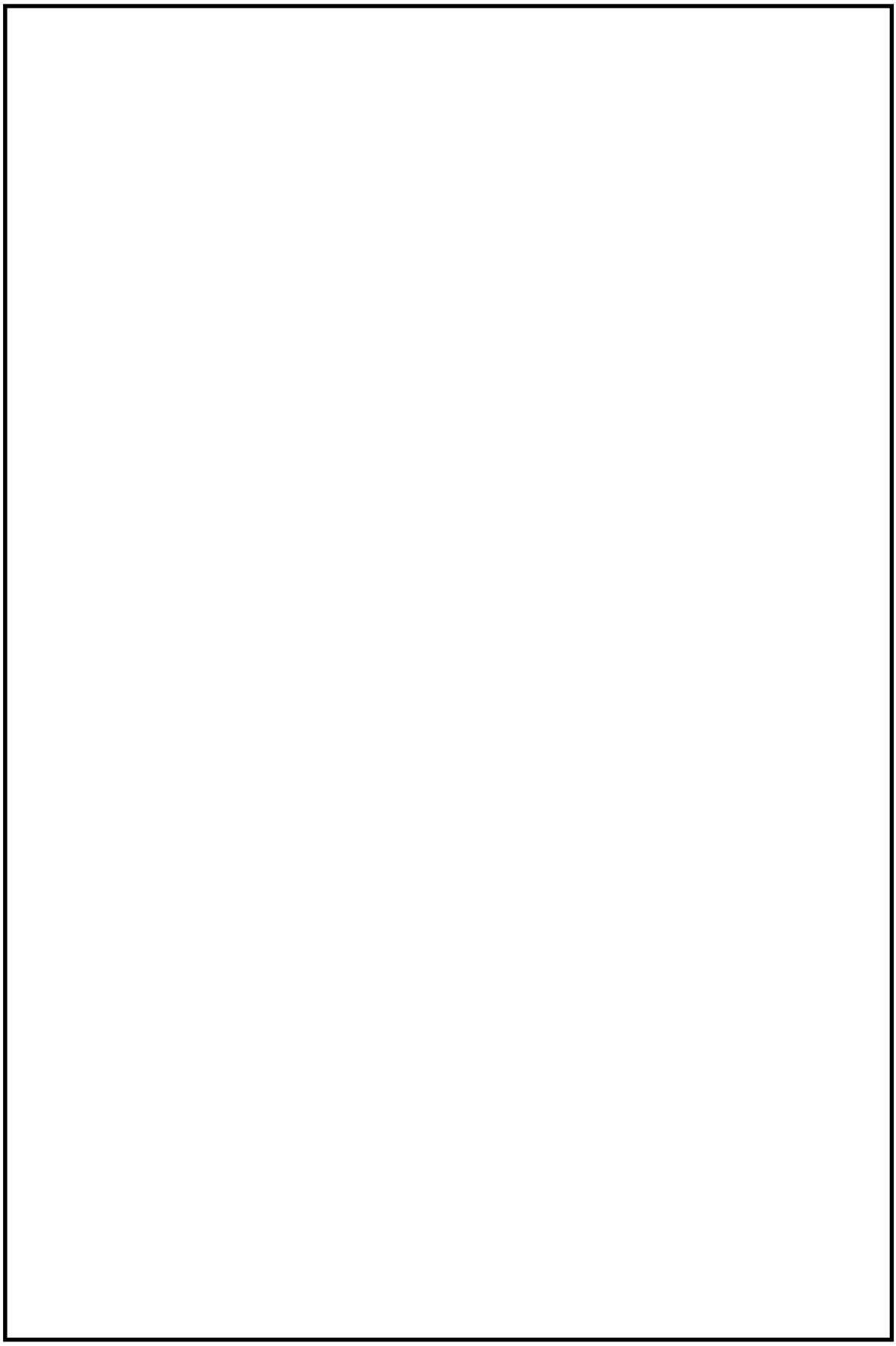
第 58－3－5 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）



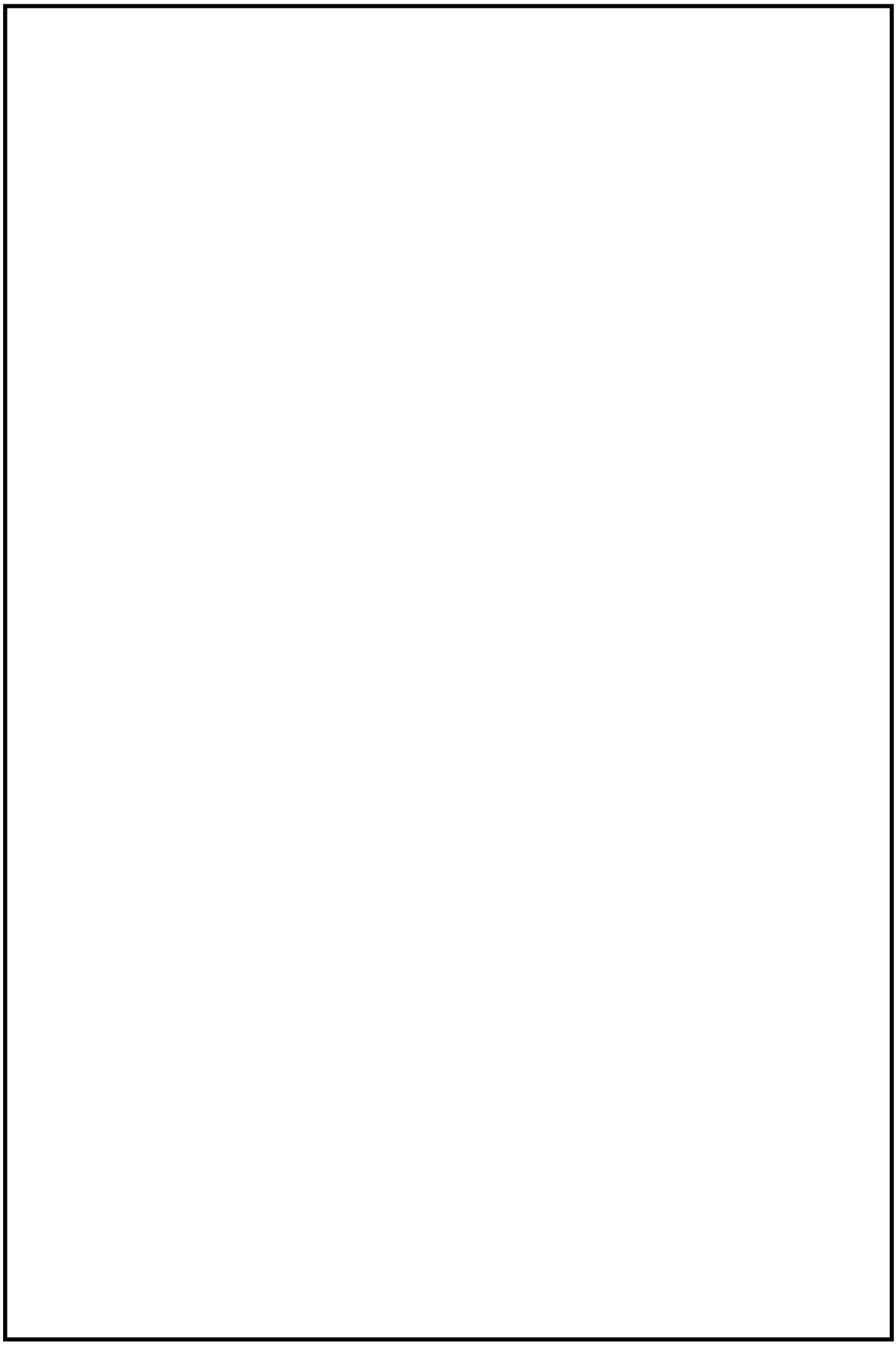
第 58－3－6 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 4 階）



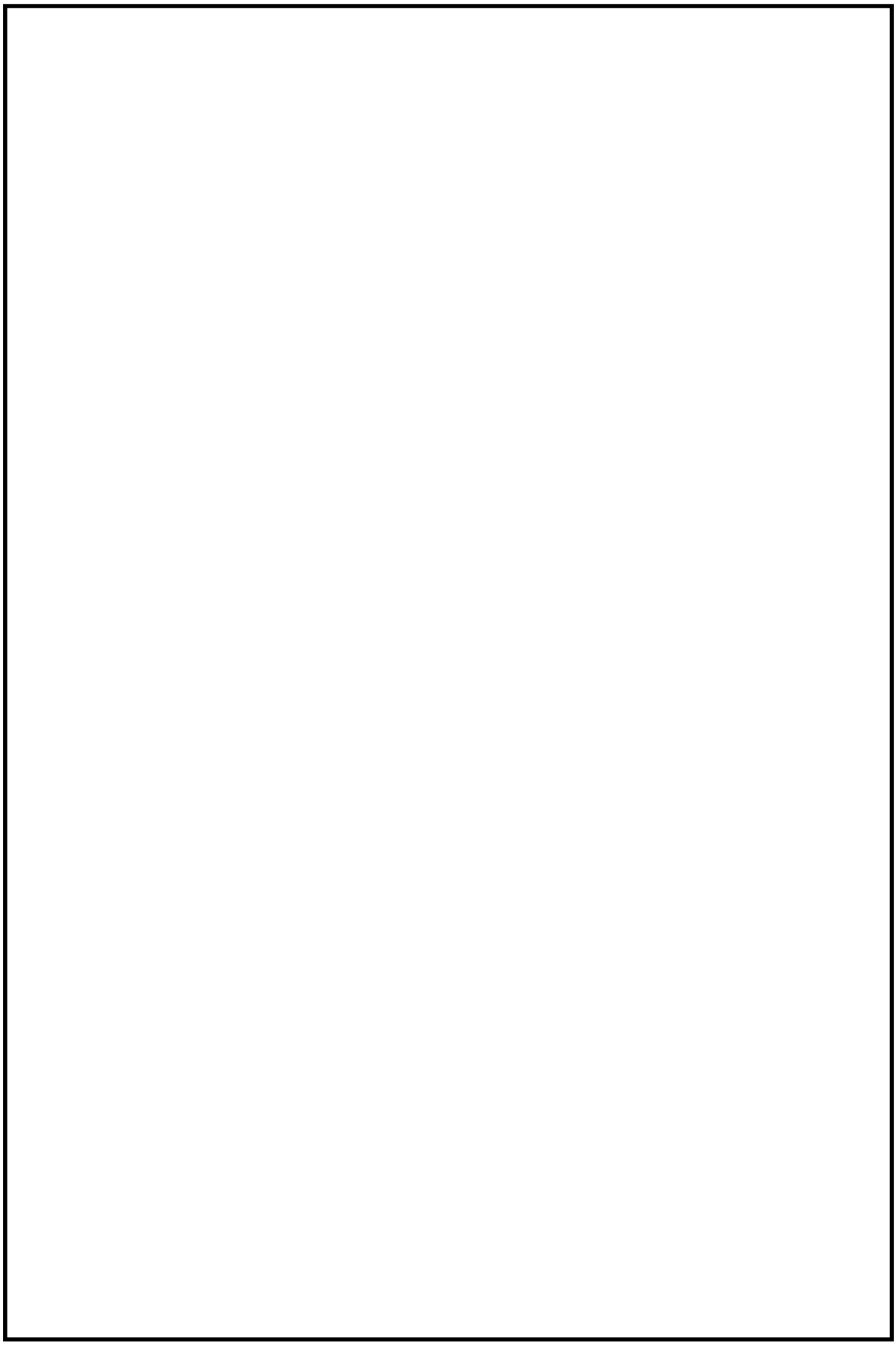
第 58－3－7 図　機器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



第 58－3－8 図　機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階）

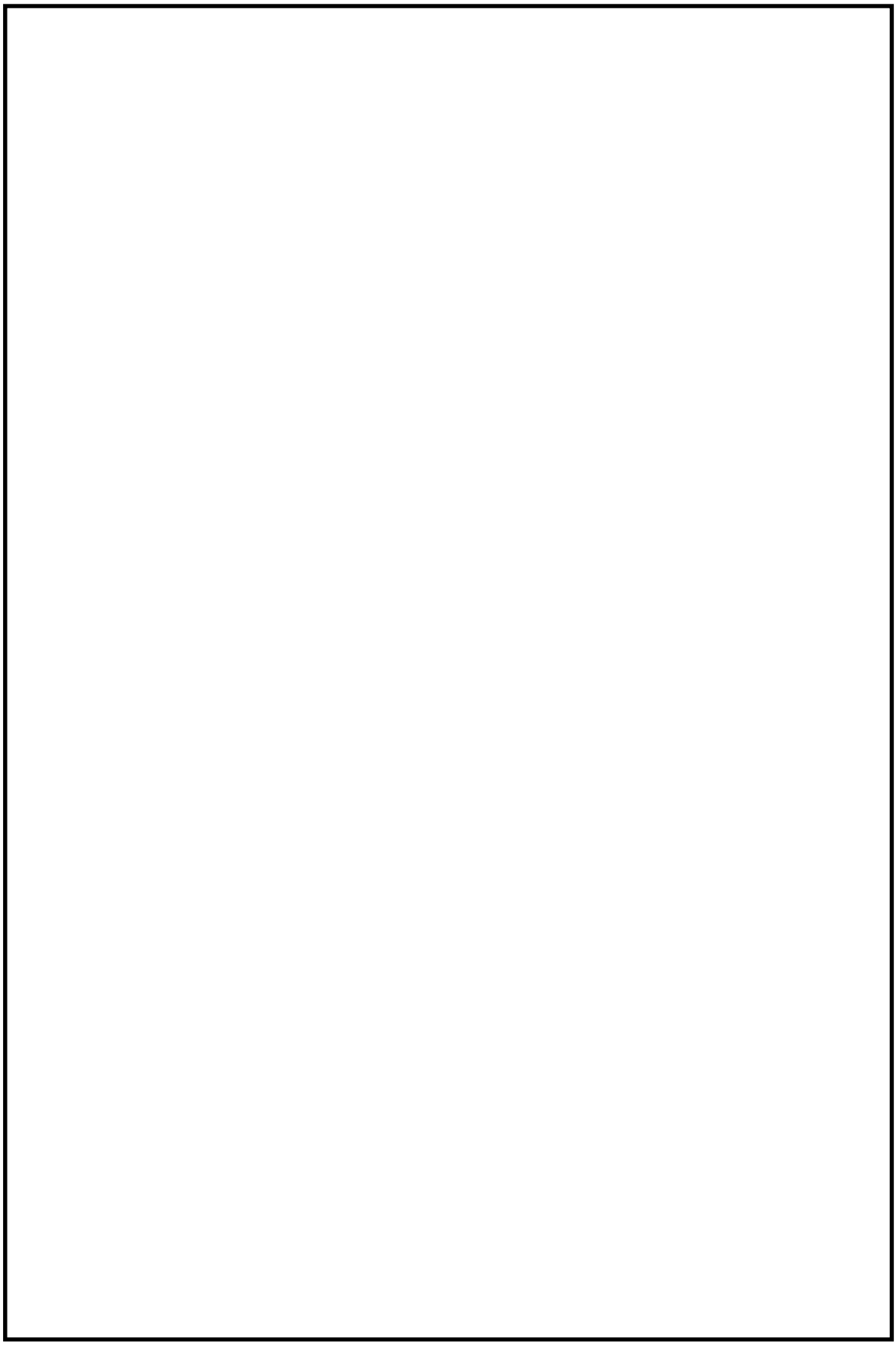


第 58－3－9 図　機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階）

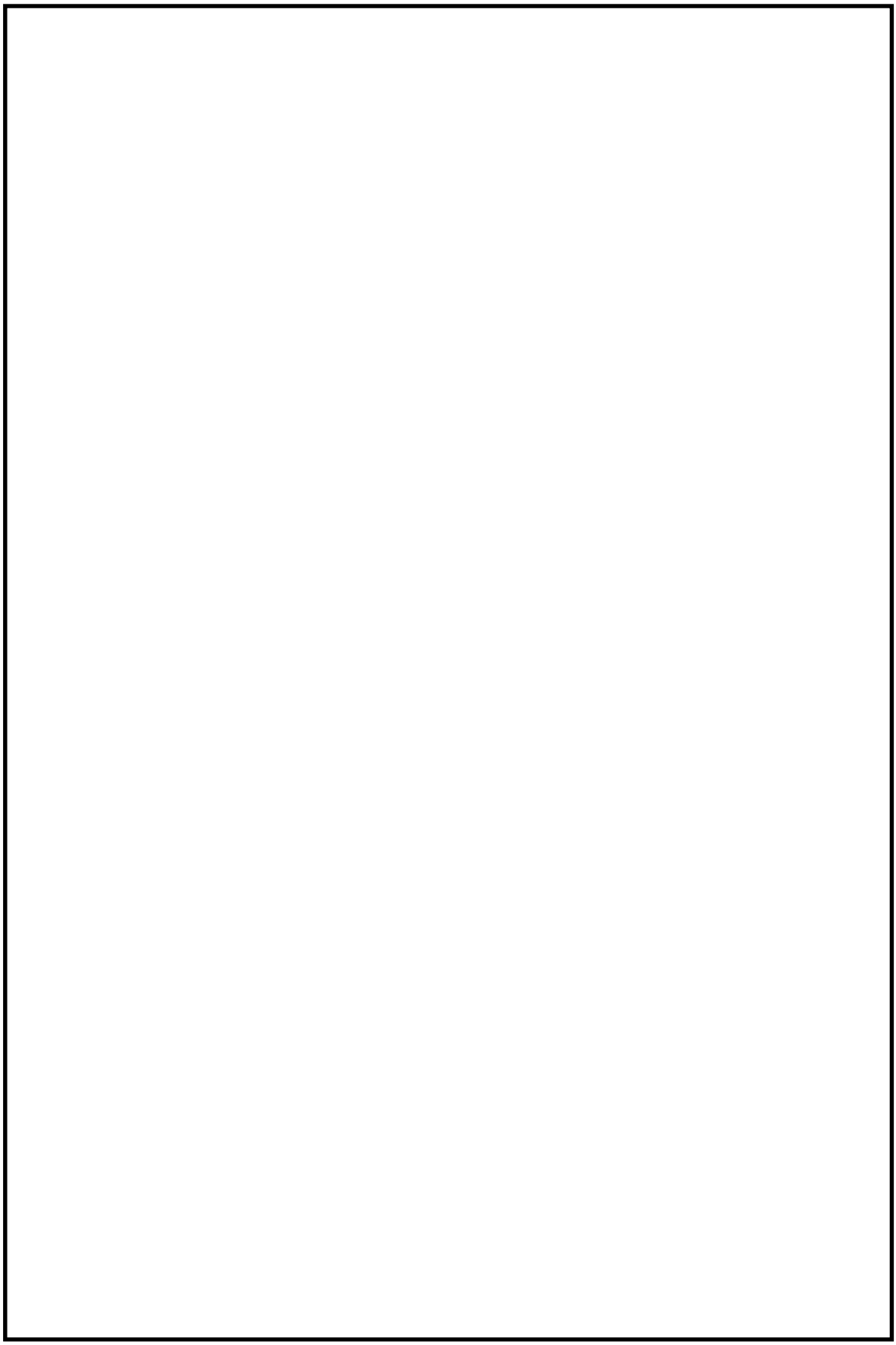


第 58－3－10 図　機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階）

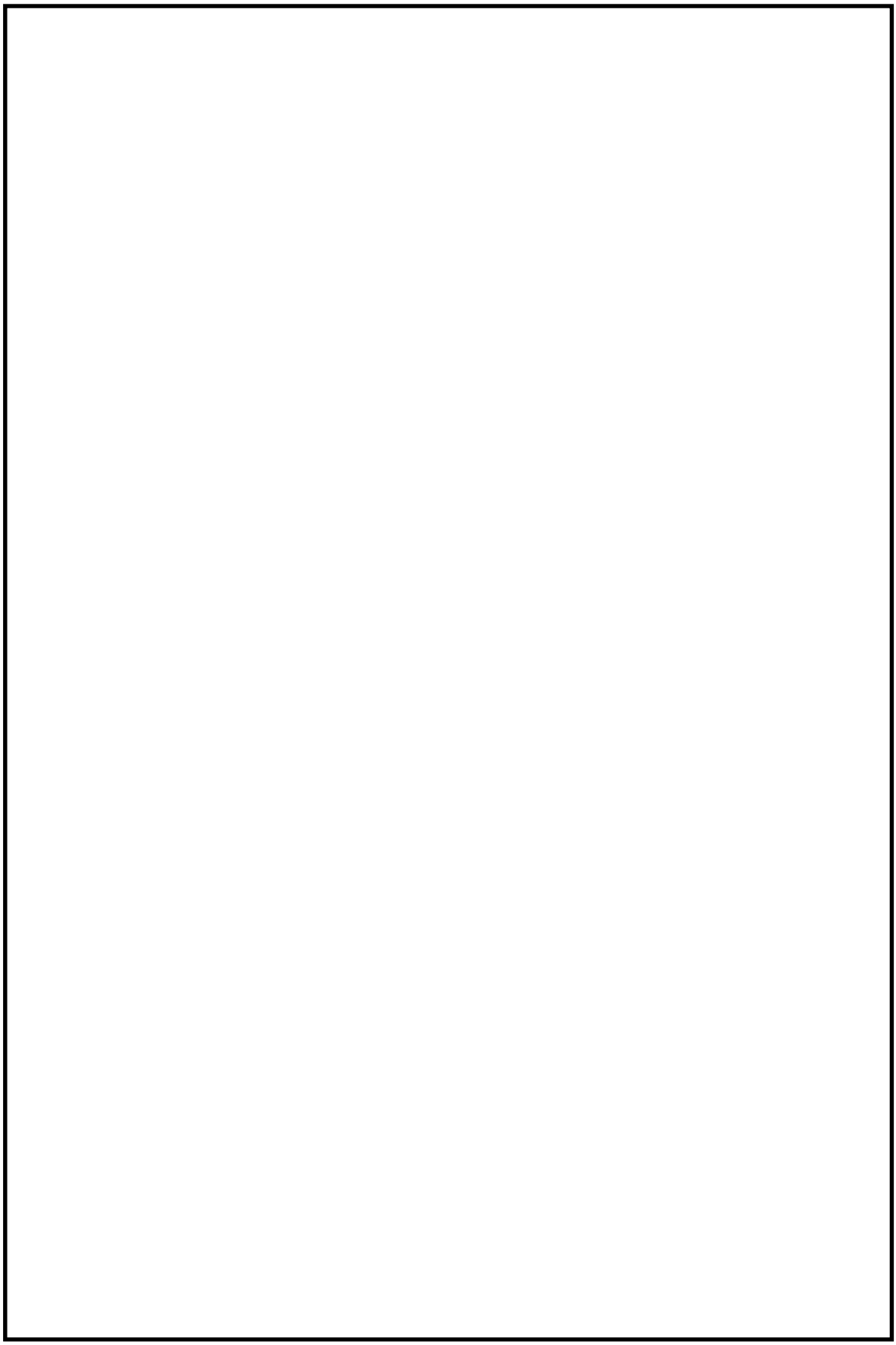
第 58－3－11 図　機器配置図（核計装配置図）



第 58－3－12 図　機器配置図（その他の建屋，屋外）

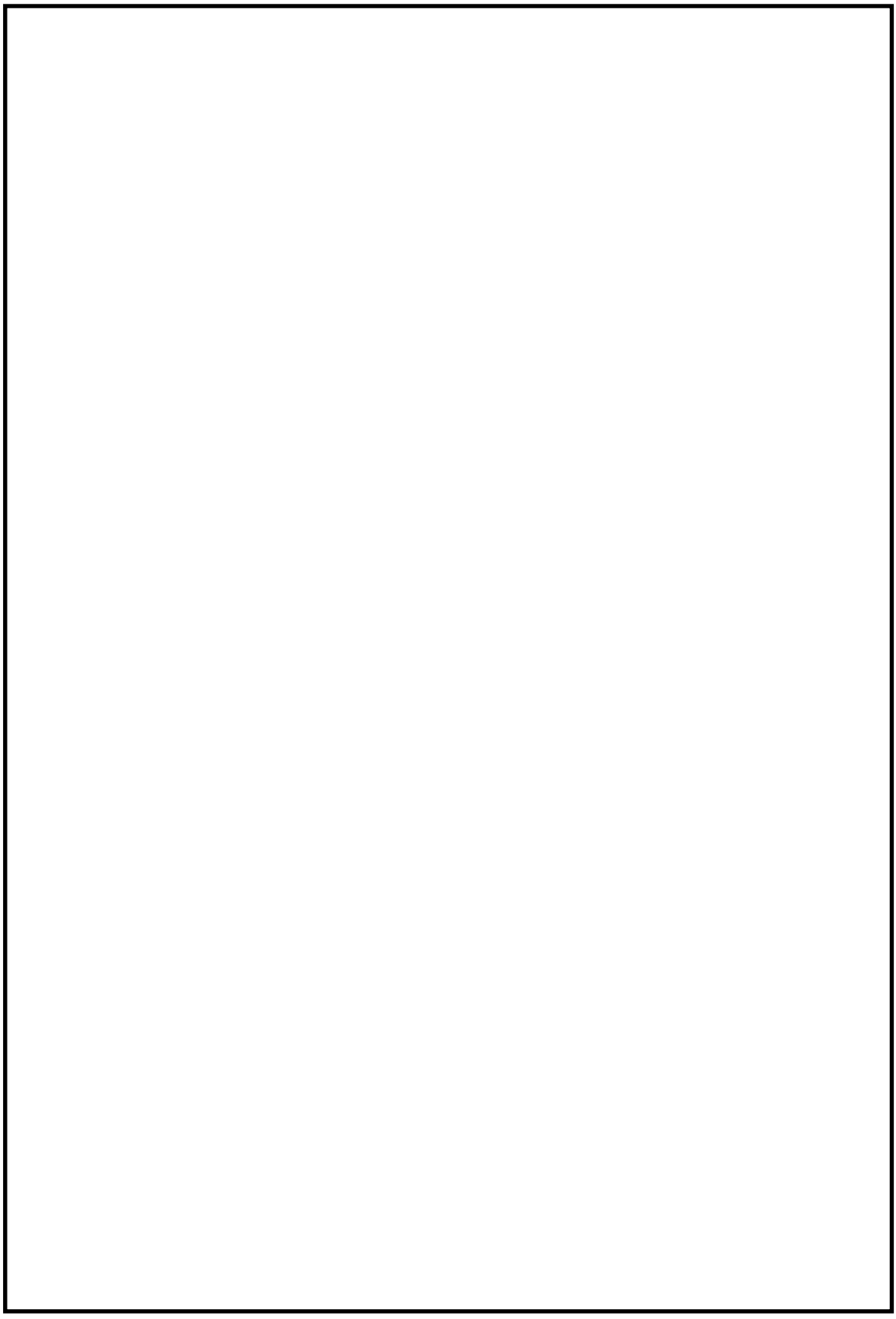


第 58－3－13 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟地下 2 階）



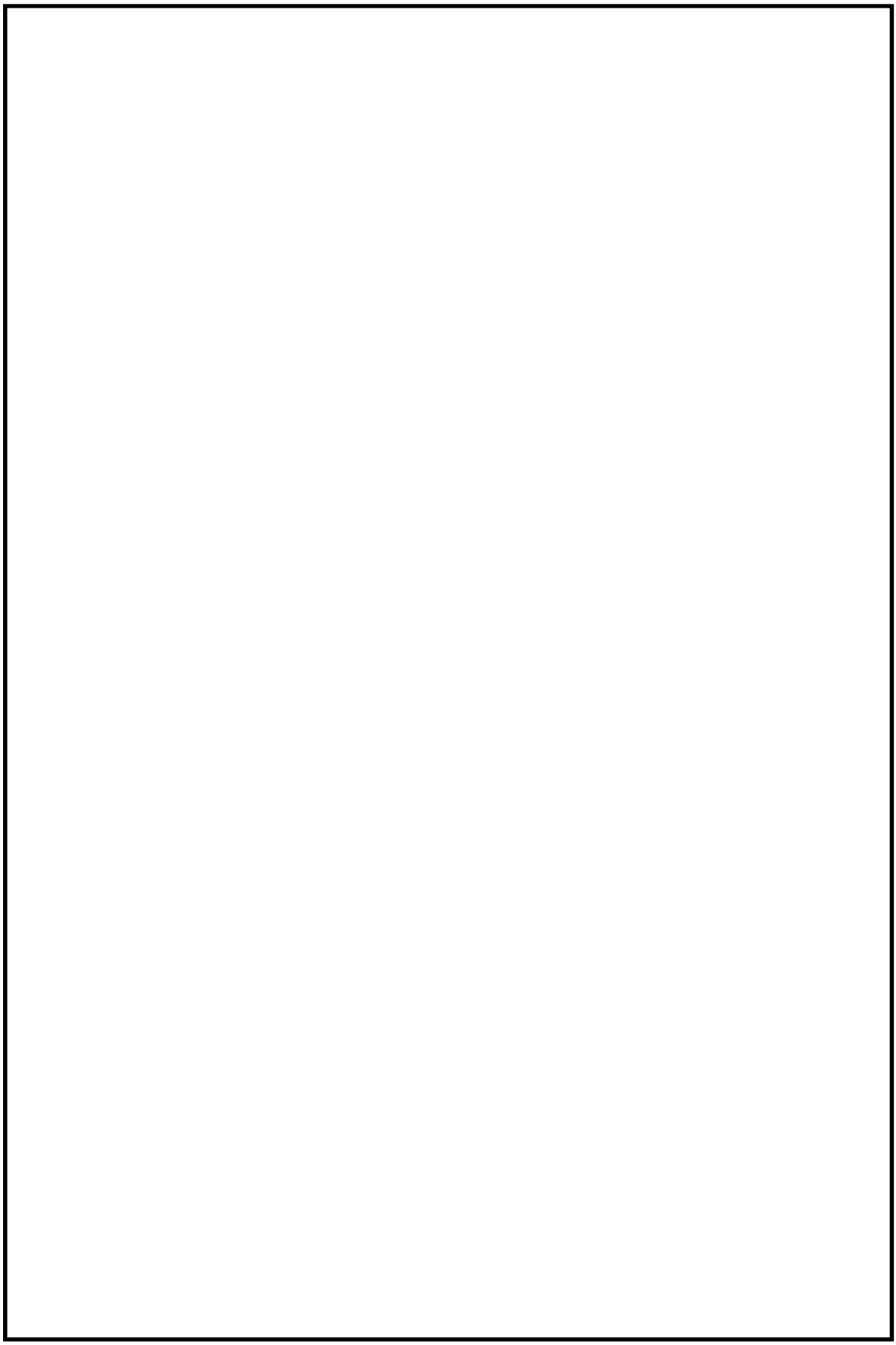
第 58－3－14 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟地下 1 階）

第 58－3－15 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟 1 階）



・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通じて見直しを行う。

第 58－3－16 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟 3 階）

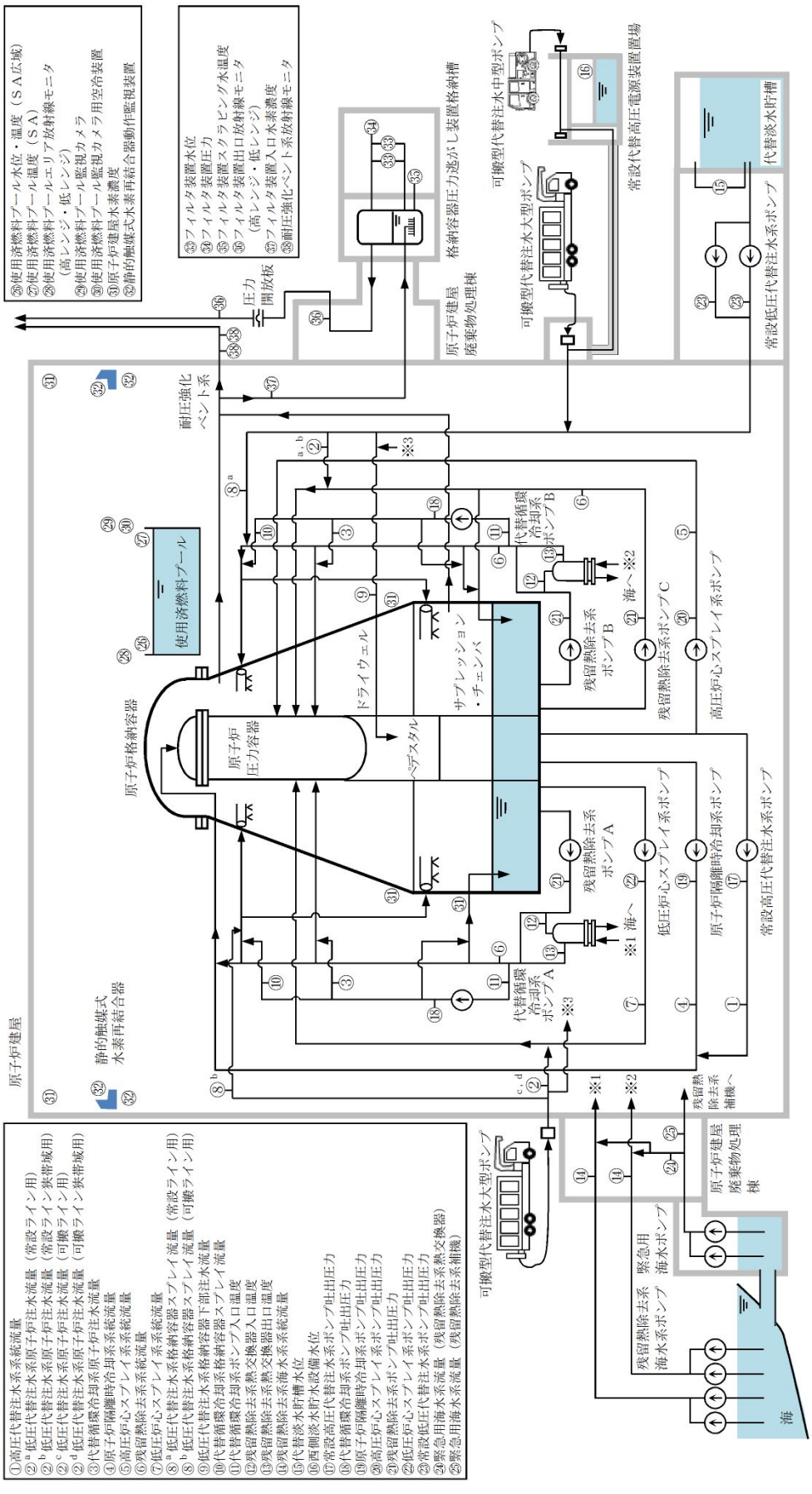


第 58－3－17 図　機器配置図（原子炉建屋付属棟 4 階）

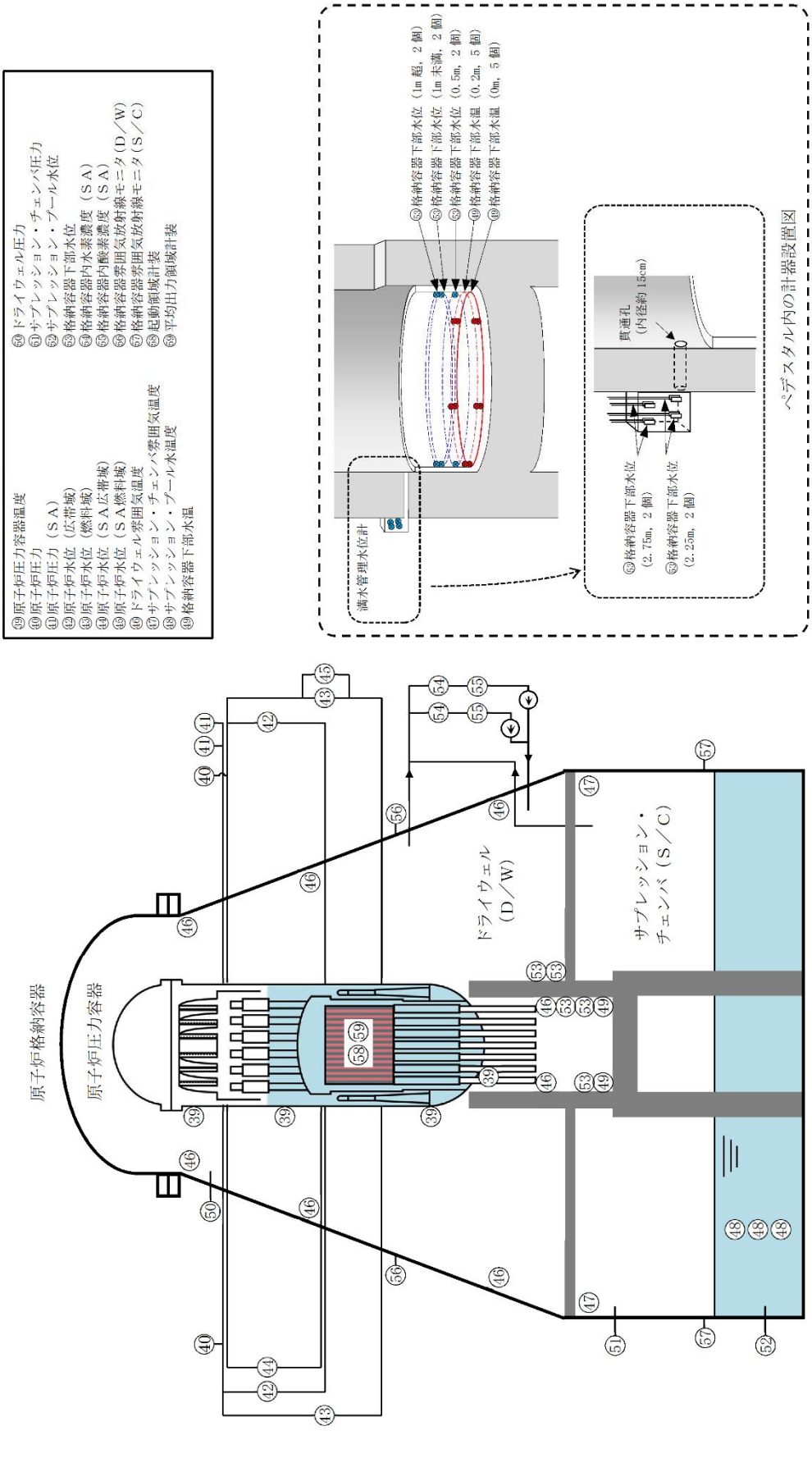
・配備又は保管場所については，今後，訓練等を通じて見直しを行う。

第 58－3－18 図　機器配置図（緊急時対策所建屋 2 階）

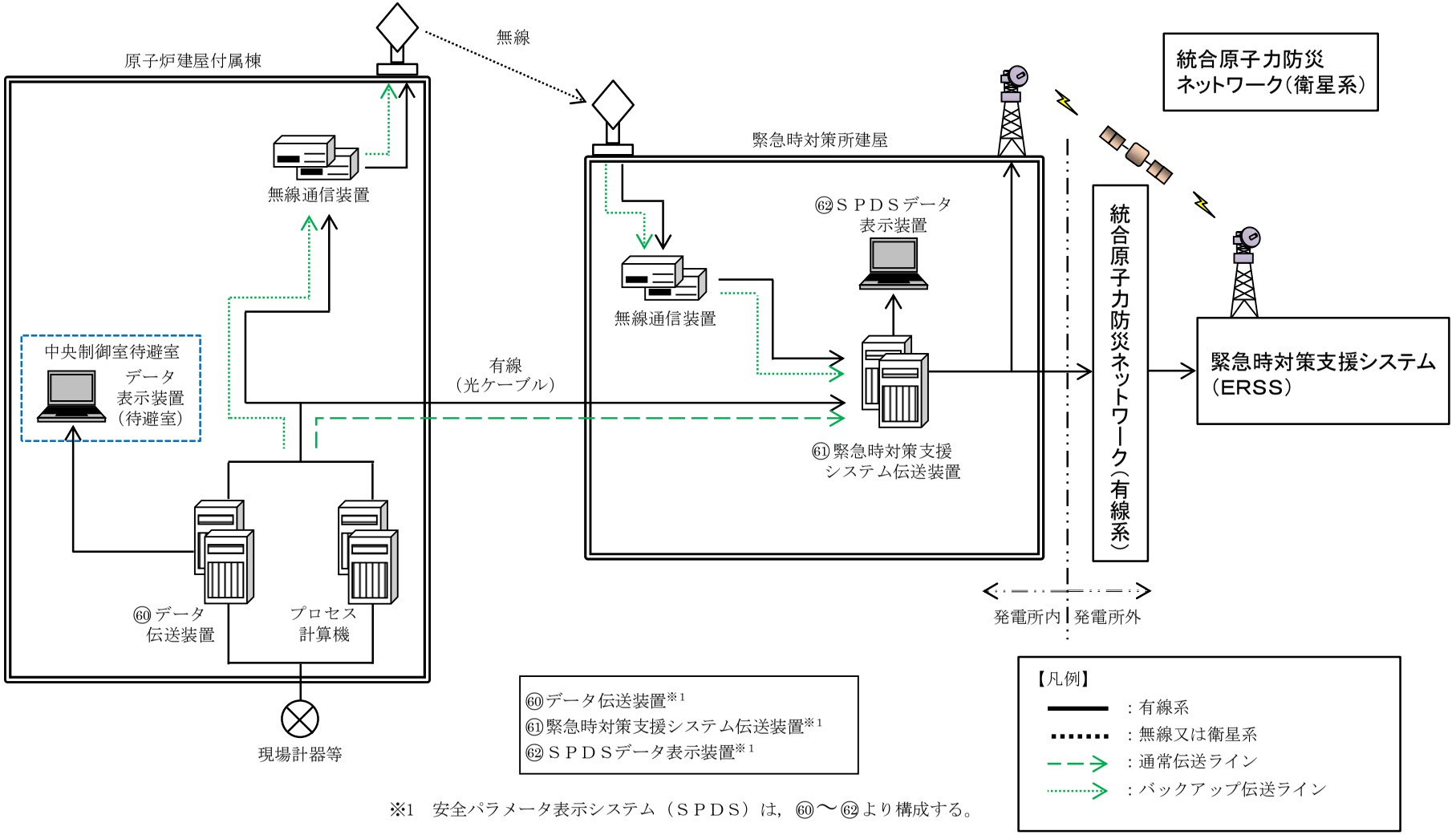
58－4　系統図



第 58－4－1 図　主要設備　系統概要図（1／3）



第 58－4－2 図　主要設備　系統概要図（2／3）



※1　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）は，⑩～⑫より構成する。

第58－4－3図　主要設備　系統概要図（3／3）

58－5　試験検査

第 58－5－1 表　試験検査一覧表（1／3）

計器分類	パラメータ	図番号
水位計	原子炉水位（広帯域）	第 58－5－1 図
	原子炉水位（燃料域）	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	
	サプレッション・プール水位	
	フィルタ装置水位	
	代替淡水貯槽水位	
	格納容器下部水位	第 58－5－2 図
	西側淡水貯水設備水位	第 58－5－3 図
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	第 58－5－4 図
圧力計	原子炉圧力	第 58－5－5 図
	原子炉圧力（ＳＡ）	
	ドライウェル圧力	
	サプレッション・チェンバ圧力	
	フィルタ装置圧力	
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	非常用窒素供給系供給圧力	
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	
流量計	高圧代替注水系系統流量	第 58－5－6 図
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	
	残留熱除去系系統流量	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	

第 58－5－1 表　試験検査一覧表（2／3）

計器分類	パラメータ	図番号
流量計	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	第 58－5－6 図
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	
	残留熱除去系海水系系統流量	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	
温度計	原子炉圧力容器温度	第 58－5－7 図
	ドライウェル雰囲気温度	
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	
	フィルタ装置スクラビング水温度	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	
	サプレッション・プール水温度	第 58－5－8 図
	格納容器下部水温	
	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	第 58－5－9 図
	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	
	フィルタ装置入口水素濃度	
	原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 6 階）	
	原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟地下 1 階，2 階）	第 58－5－10 図
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	第 58－5－11 図
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	
原子炉出力	起動領域計装	第 58－5－12 図
	平均出力領域計装	
電圧計	Ｍ／Ｃ　２Ｃ電圧	第 58－5－13 図
	Ｍ／Ｃ　２Ｄ電圧	
	Ｍ／Ｃ　ＨＰＣＳ電圧	
	Ｐ／Ｃ　２Ｃ電圧	
	Ｐ／Ｃ　２Ｄ電圧	

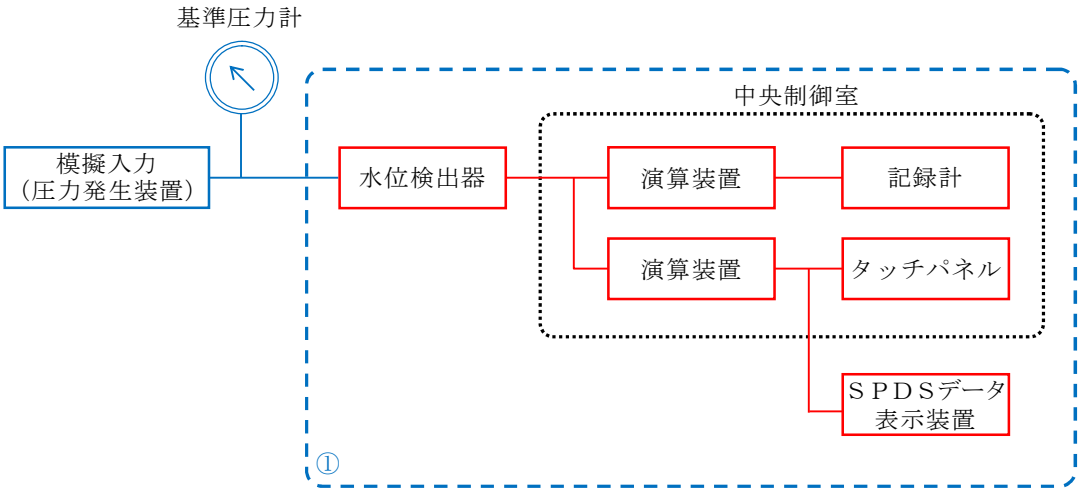
第 58－5－1 表　試験検査一覧表（3／3）

計器分類	パラメータ	図番号
電圧計	緊急用M／C電圧	第 58－5－13 図
	緊急用P／C電圧	
	直流 125V 主母線盤２A電圧	
	直流 125V 主母線盤２B電圧	
	直流 125V 主母線盤HPCS電圧	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤２A電圧	
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤２B電圧	
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧	
使用済燃料プール監視カメラ，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置		第 58－5－14 図
安全パラメータ表示システム（SPDS）		第 58－5－15 図
可搬型計測器※1		第 58－5－16 図

※1　可搬型計測器は，「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用」及び「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用」を指す。

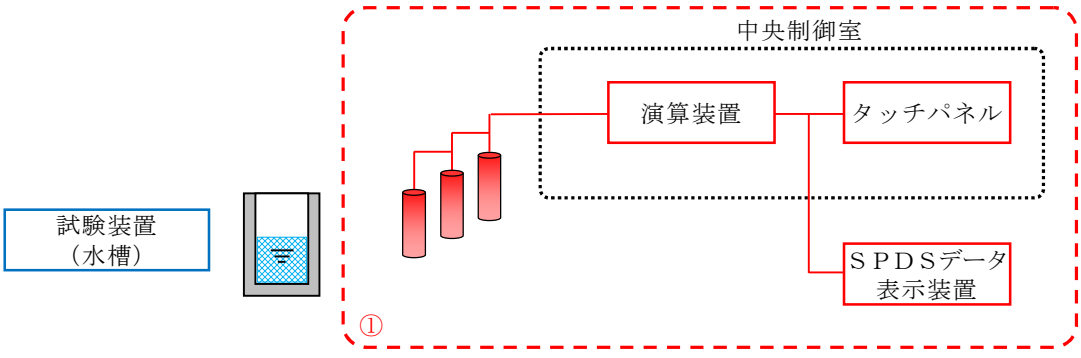
○計装設備の試験検査について

計装設備は，発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており，点検及び検査内容は第 58－5－1～15 図のとおりである。



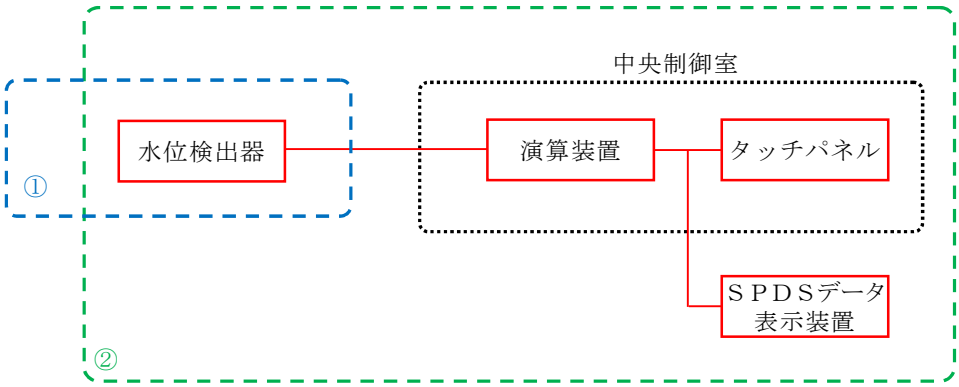
①検出器，記録計に模擬入力を与え，計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－1 図　水位計の試験検査



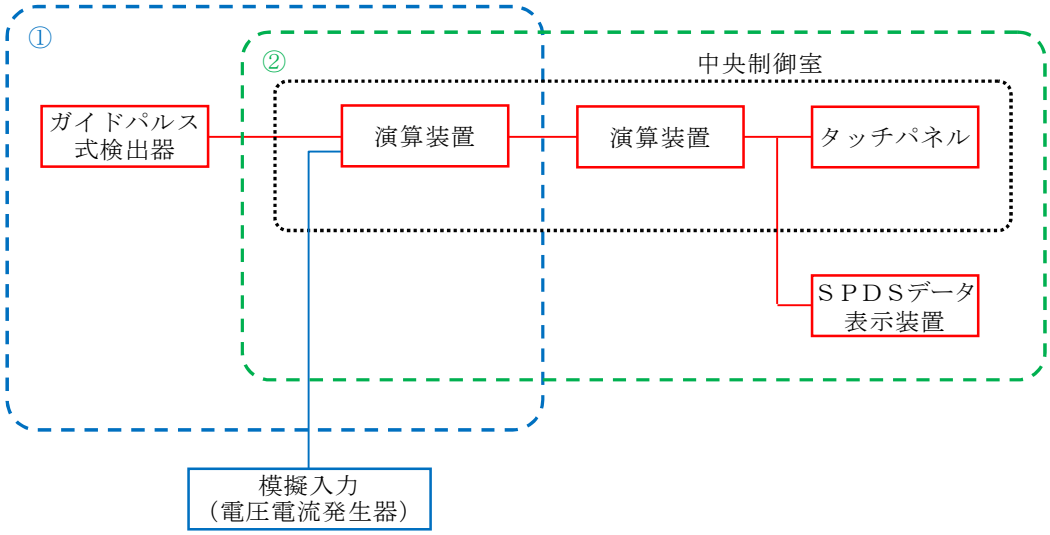
①試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを，中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58－5－2 図　水位計の試験検査
（格納容器下部水位）



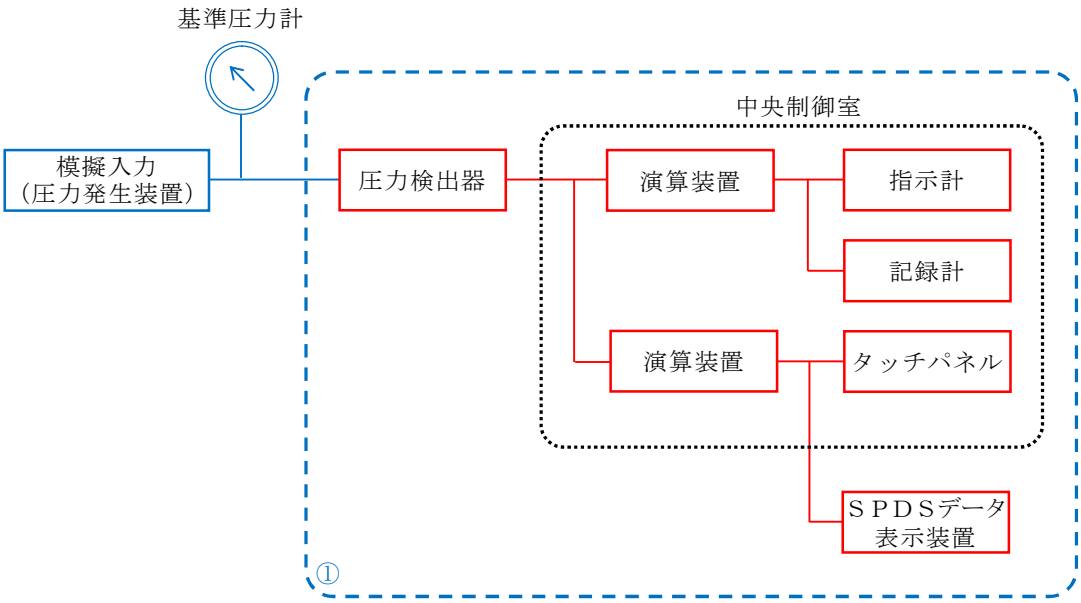
①検出器の単体校正を実施（点検）
②検出器に模擬入力を与え，検出器から中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－3 図　水位計の試験検査
（西側淡水貯水設備水位）



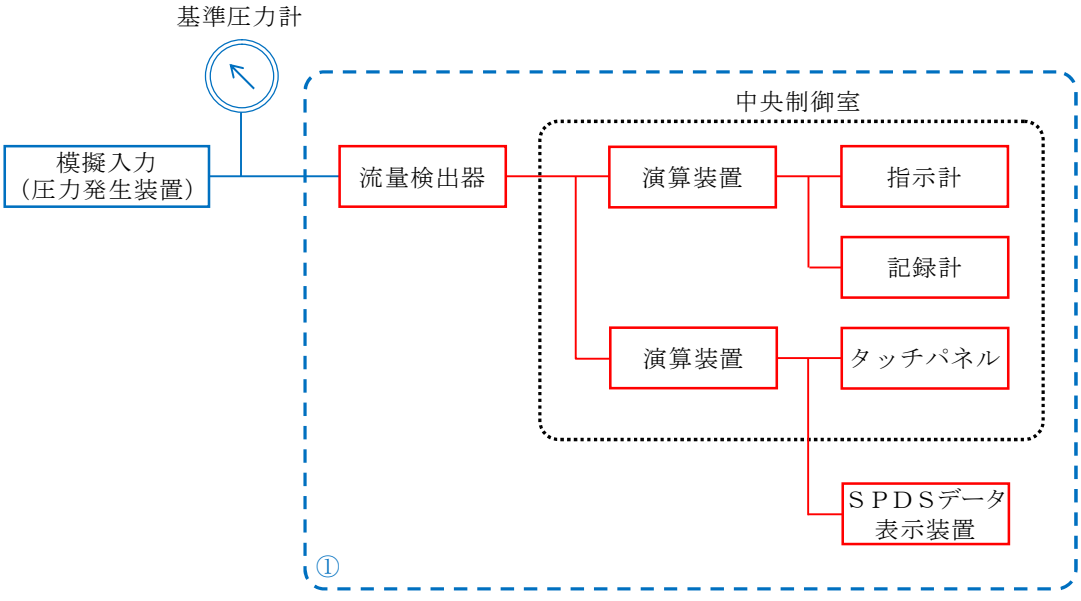
①試験装置を用いて検出器から演算装置までのループ校正を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－4 図　水位計の試験検査
（使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域））



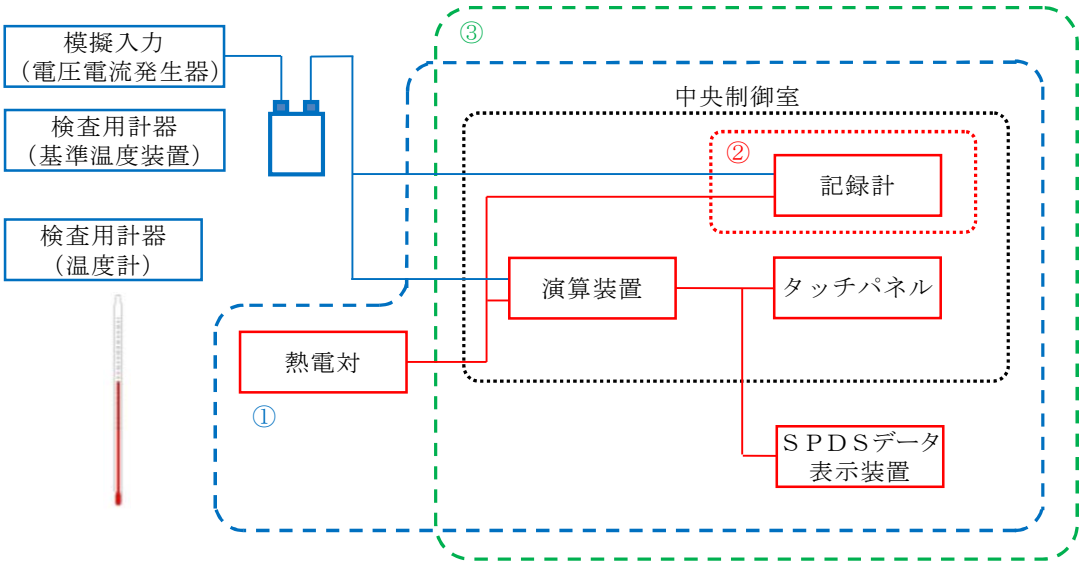
①検出器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計・記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－5 図　圧力計の試験検査



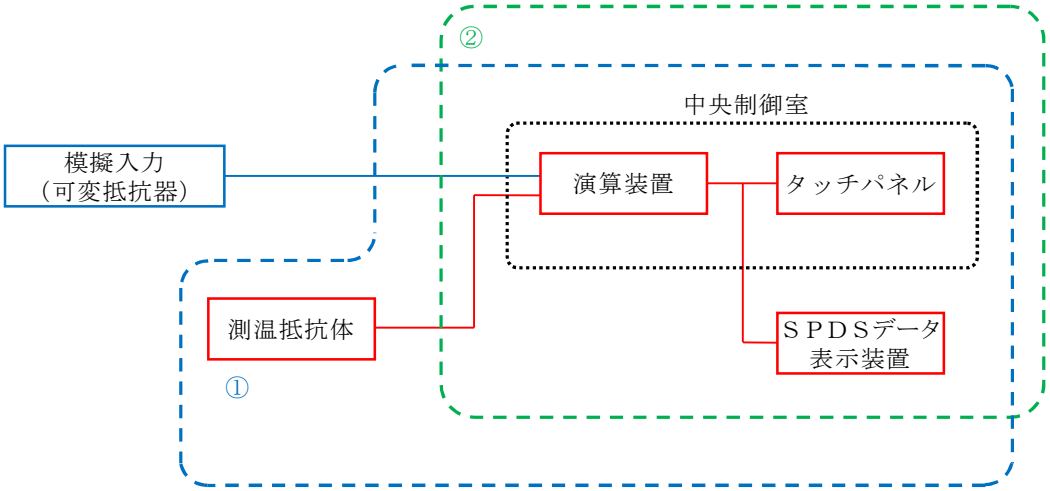
①検出器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計・記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－6 図　流量計の試験検査



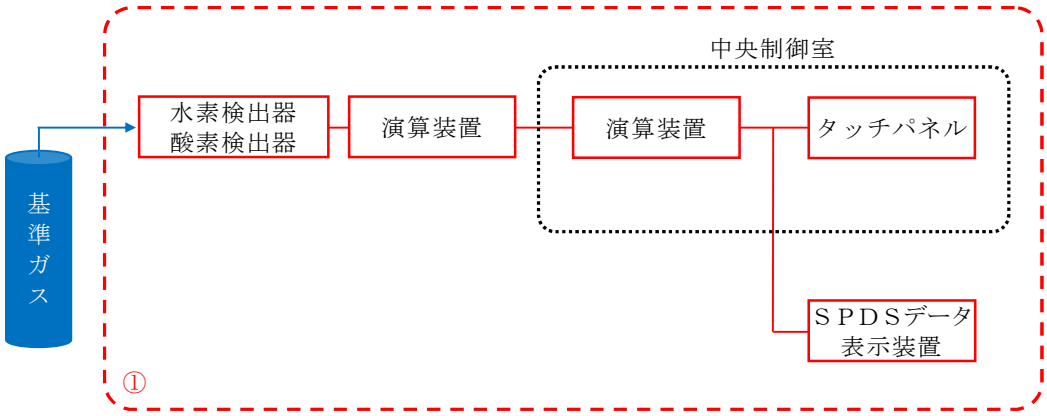
①検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
②記録計に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室の記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－7 図　温度計の試験検査



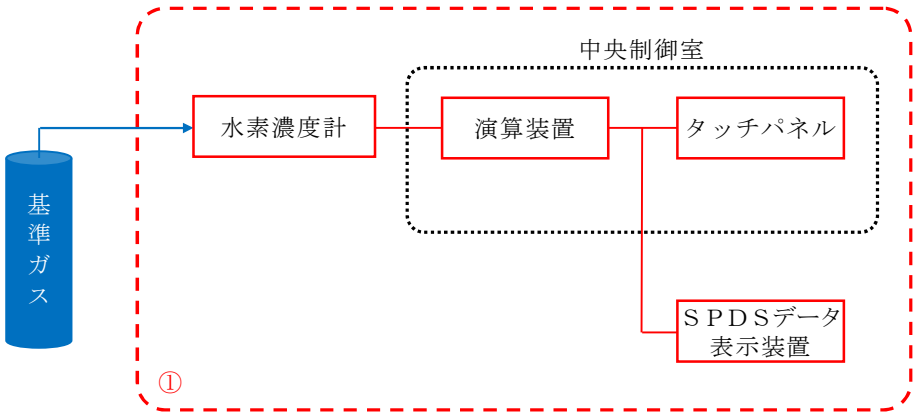
①検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
②演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－8 図　温度計の試験検査



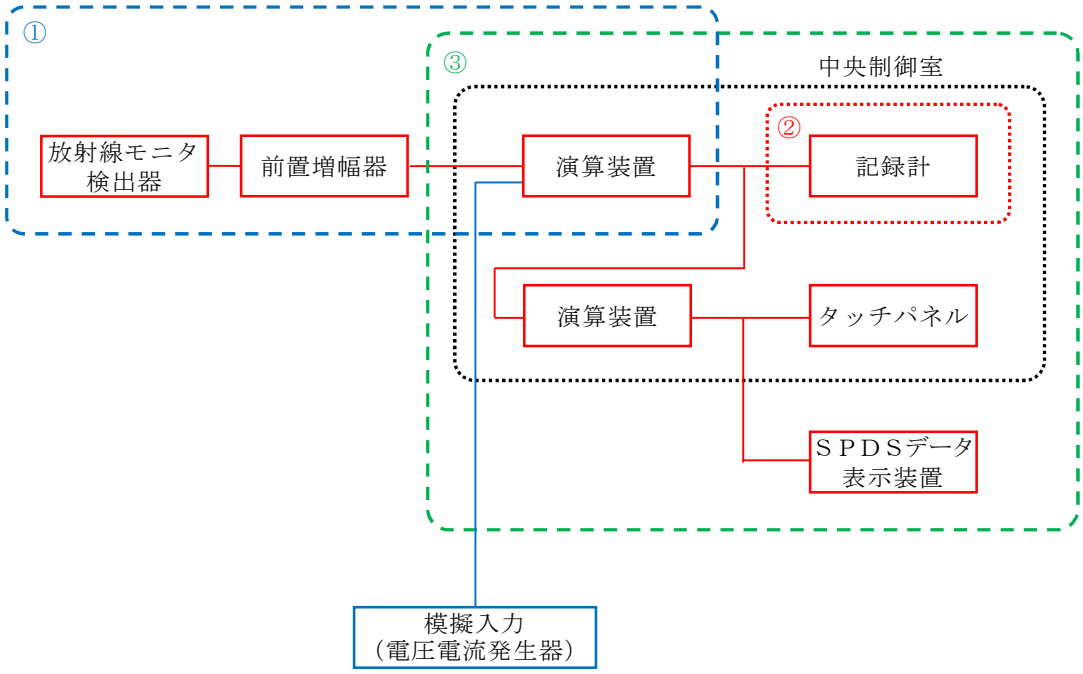
①基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－9 図　水素及び酸素濃度計の試験検査



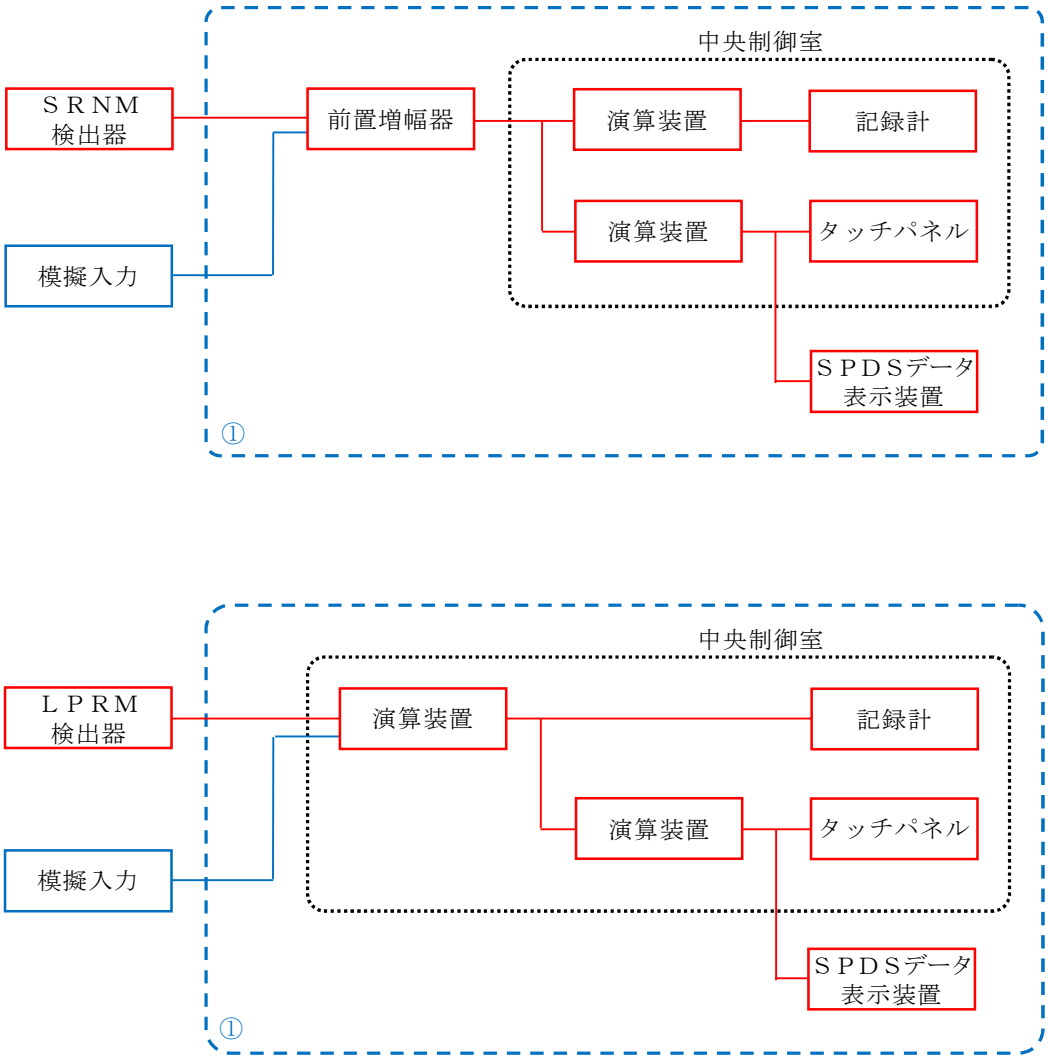
①基準ガスによる検出器の校正及び，中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－10 図　水素濃度計の試験検査



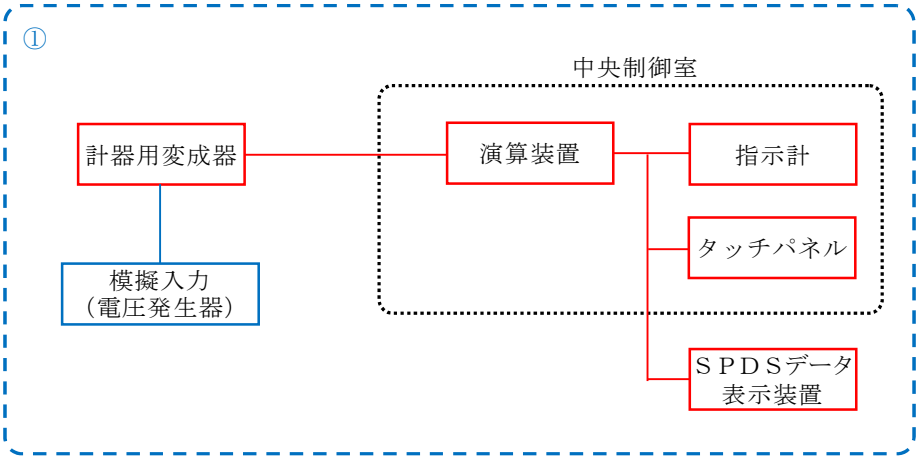
①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
②記録計にて模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室の記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－11　放射線量率計の試験検査



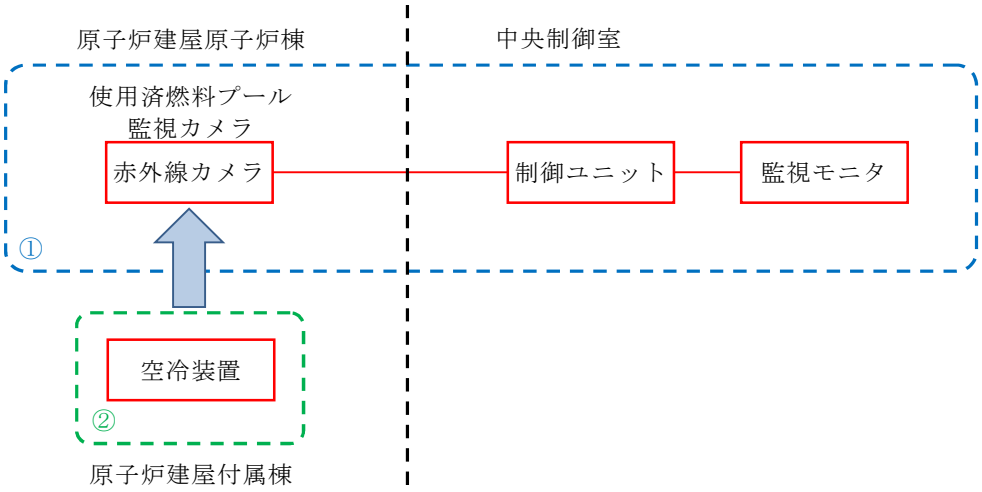
①計測機器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに計測機器から中央制御室の記録計，タッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）
②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58－5－12 図　起動領域計装，平均出力領域計装の試験検査



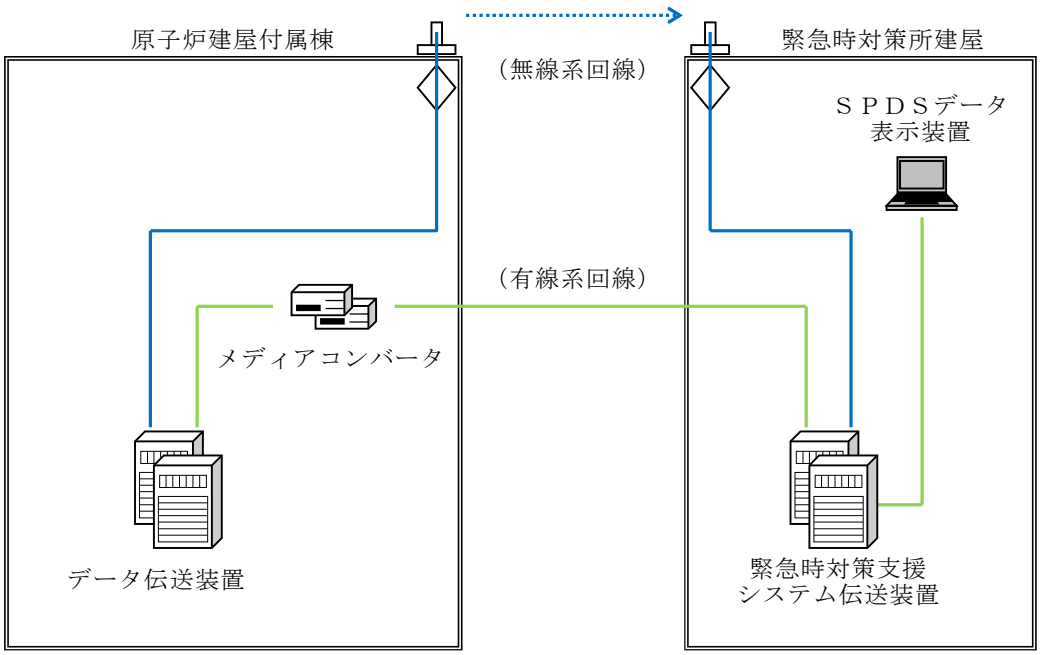
①計器用変成器に模擬入力を与え，検出器から中央制御室のタッチパネル及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58－5－13 図　電圧計の試験検査



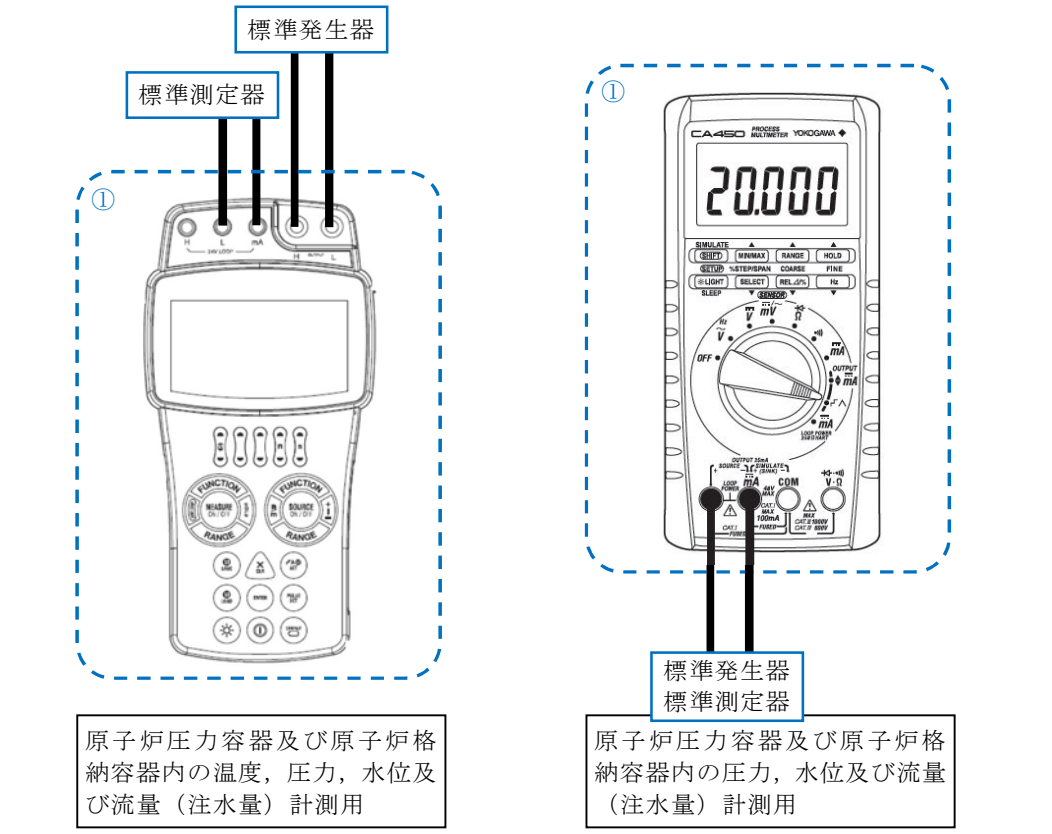
①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

第 58－5－14 図　使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の試験検査



※試験区間：中央制御室 ～ 緊急時対策所

第 58－5－15 図　安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）の試験検査



第 58－5－16 図　可搬型計測器の試験検査

58－6　容量設定根拠

1.　概要

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

(1)　起動領域計測装置及び出力領域計測装置

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

(3)　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

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

(5)　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(6)　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(7)　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(8)　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(9)　放射線管理用計測装置

(10)　その他重大事故等対処設備の計測装置

2.　基本方針

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

2.1　起動領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は，炉心中性子束レベル（起動領域，出力領域）を計測して，

その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

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

本計測装置は，原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力），温度（代替循環冷却系ポンプ入口温度，残留熱除去系熱交換器入口温度，残留熱除去系熱交換器出口温度）及び流量（高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用），低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用），代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

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

2.4　原子炉格納容器本体内の圧力，温度，酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計

測する装置

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

原子炉格納容器本体内の温度（格納容器下部水温）を計測する装置は，格納容器破損及びデブリ落下・堆積を検知して，その検知結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.5　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

本計測装置は，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位（代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.6　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体への冷却材流量（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用），低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.7　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位（サプレッション・プール水

位）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

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

2.8　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

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

2.9　放射線管理用計測装置

本計測装置は，原子炉格納容器内の放射線量率（格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ)），フィルタ装置出口の放射線量率（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ)），耐圧強化ベント系の放射線量率（耐圧強化ベント系放射線モニタ）及び使用済燃料プールの放射線量率（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ))）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.10　その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は，その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ（原子炉圧力容器温度，フィルタ装置水位，フィルタ装置圧力，フィルタ装置スクラビング水温度，フィルタ装置入口水素濃度，残留熱除去系海水系系統流量，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器)，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機)，静的触媒式水素再

結合器動作監視装置，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール監視カメラ）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

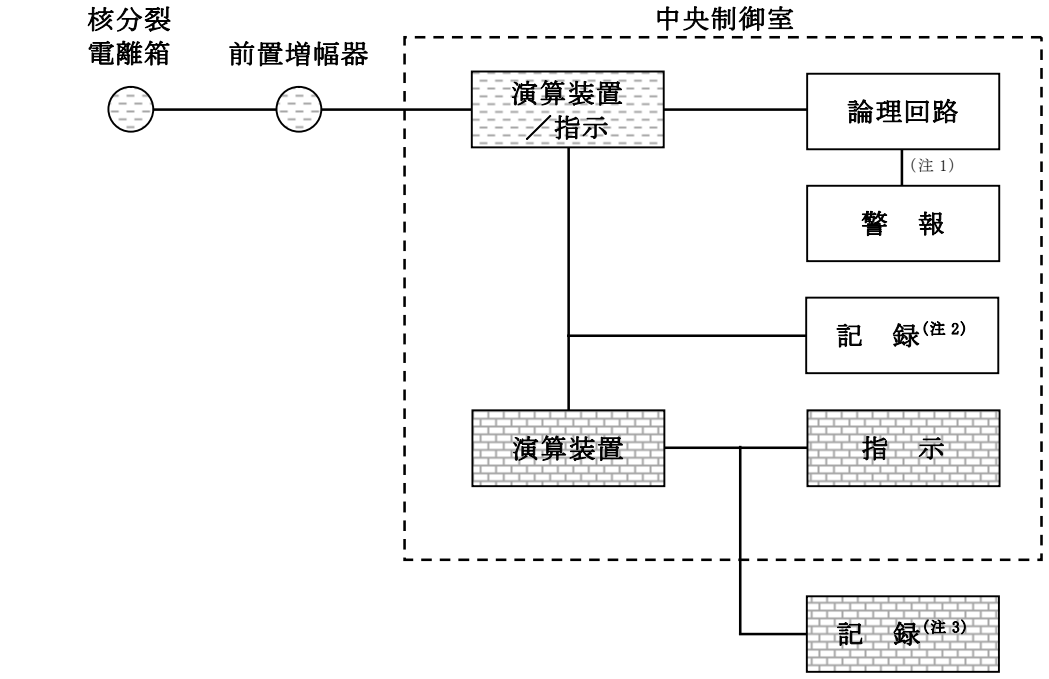
3.　計測装置の構成

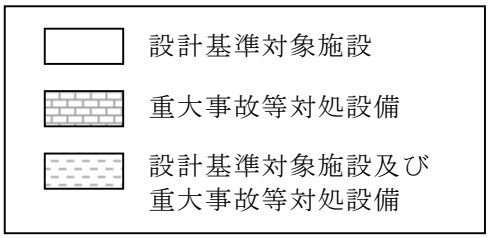
3.1　起動領域計測装置及び出力領域計測装置

3.1.1　起動領域計測装置

(1)　起動領域計装

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





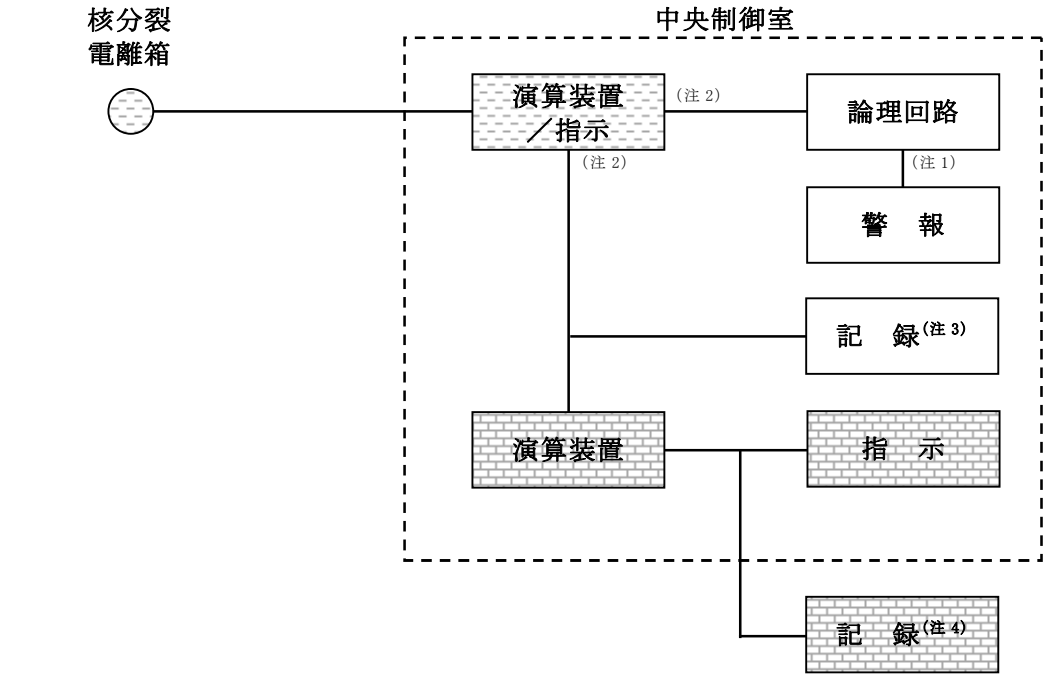
(注 1) 中性子束高原子炉スクラム
原子炉周期(ペリオド)短原子炉スクラム
中性子束計装動作不能原子炉スクラム
(注 2) 記録計
(注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

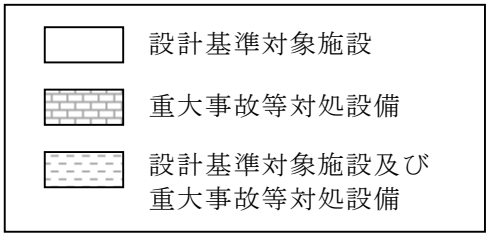
第 58－6－1 図　起動領域計装の概略構成図

3.1.2　出力領域計測装置

(1)　平均出力領域計装

平均出力領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，出力領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からの電流信号を，演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－2 図「平均出力領域計装の概略構成図」参照。)





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

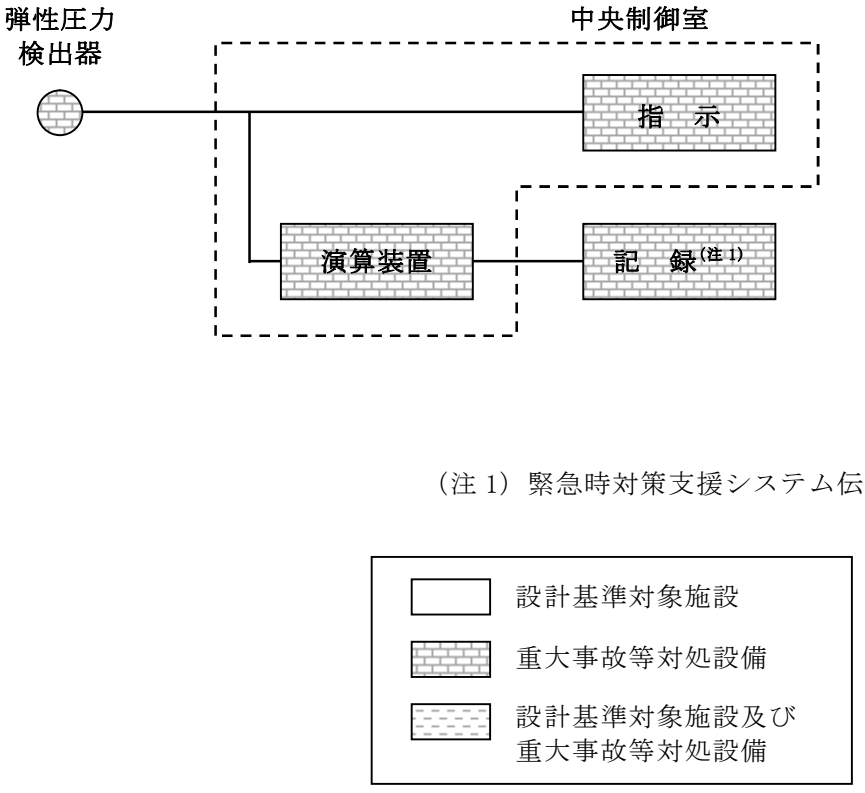
第 58－6－2 図　平均出力領域計装の概略構成図

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

3.2.1　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1)　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は，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，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。(第58－6－3図「常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)

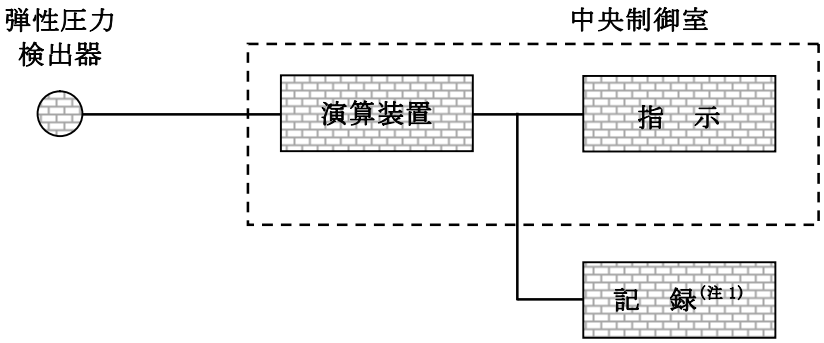


（注1）緊急時対策支援システム伝送装置

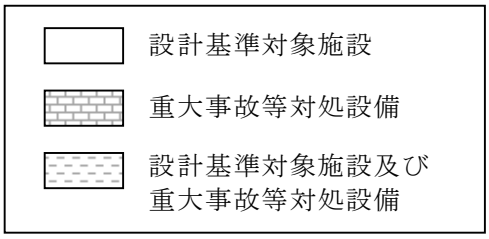
第58－6－3図　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2)　常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は，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，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。(第58－6－4図「常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



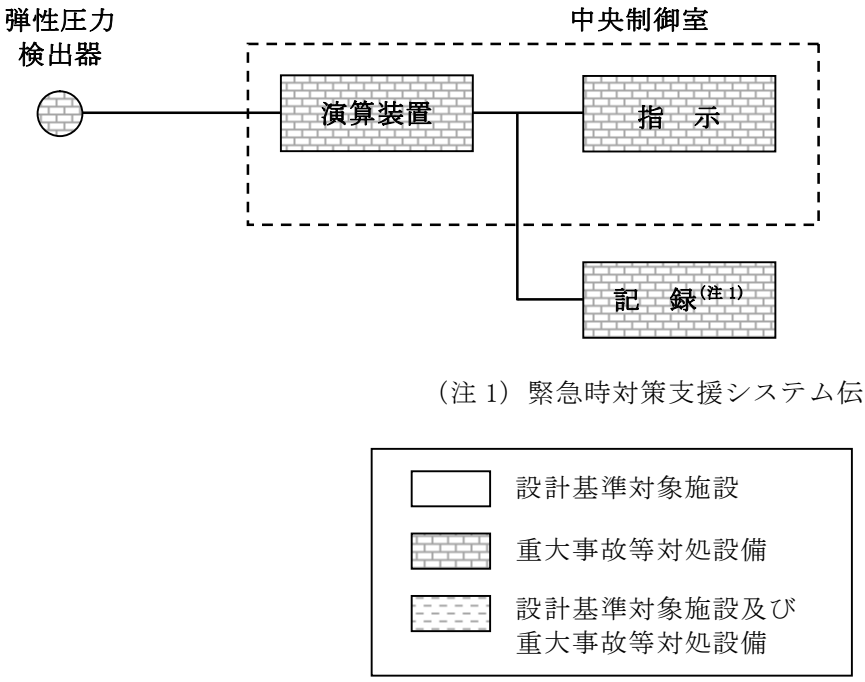
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－4 図　常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(3)　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

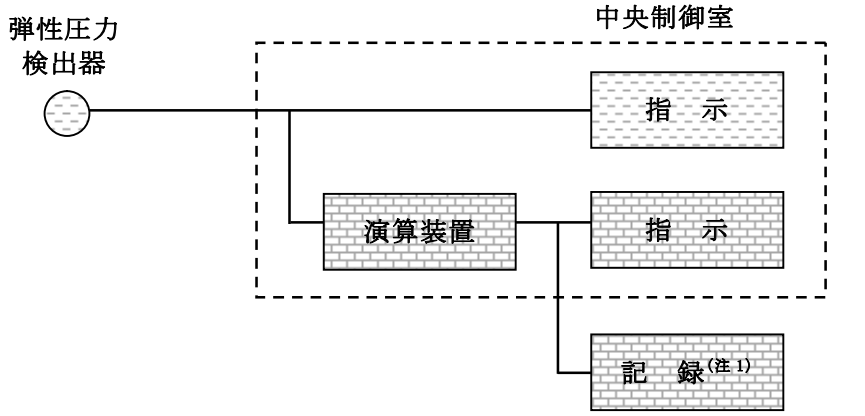
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－5 図「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



第 58－6－5 図　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(4)　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，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，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－6 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）

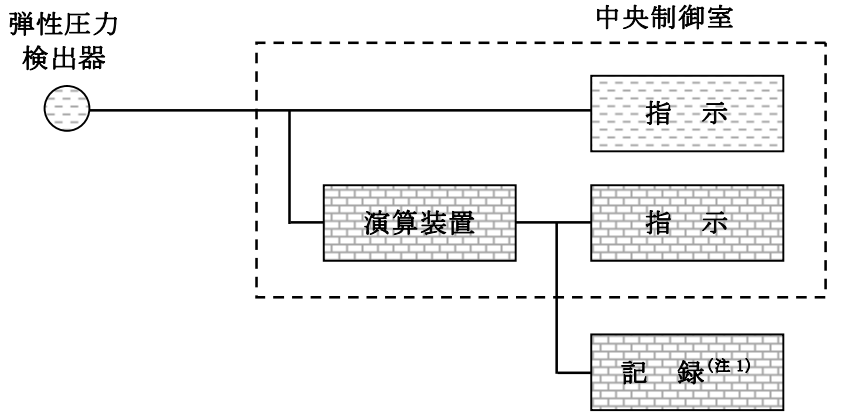


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－6 図　原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(5)　高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，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，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－7 図「高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）

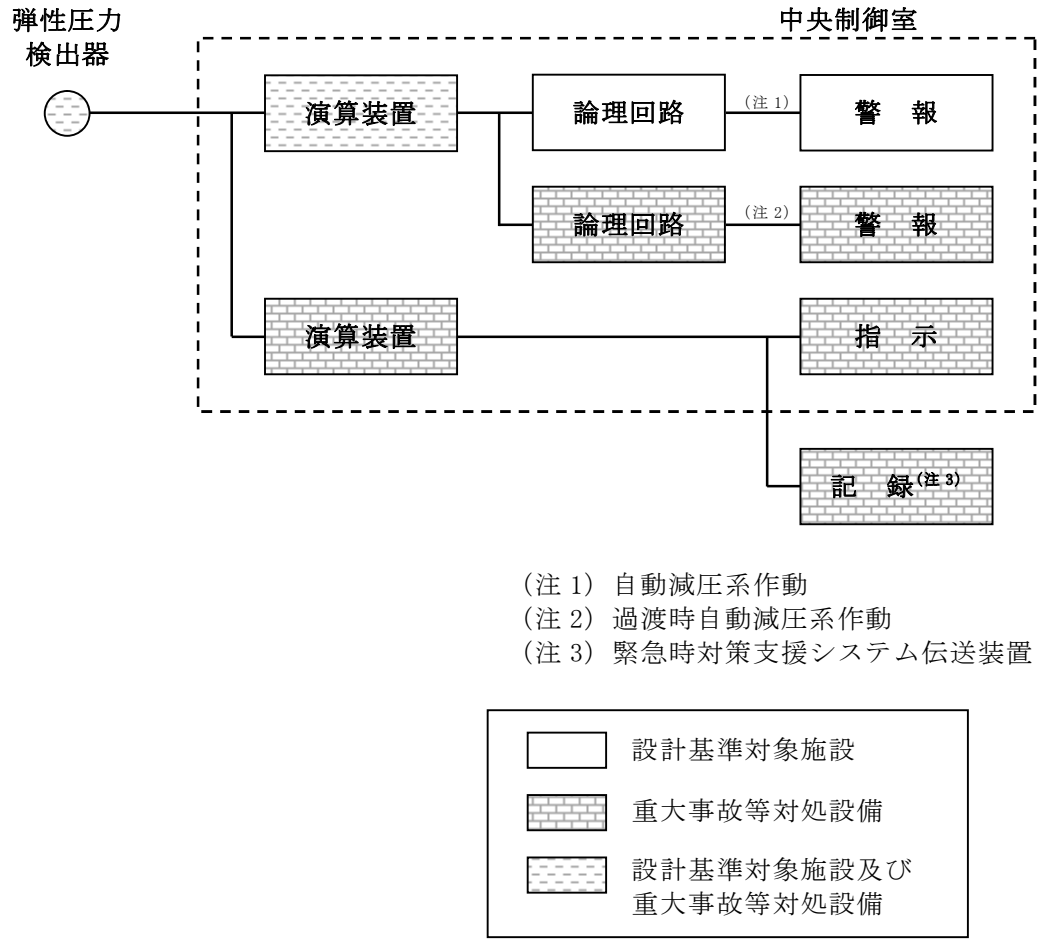


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－7 図　高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(6)　残留熱除去系ポンプ吐出圧力

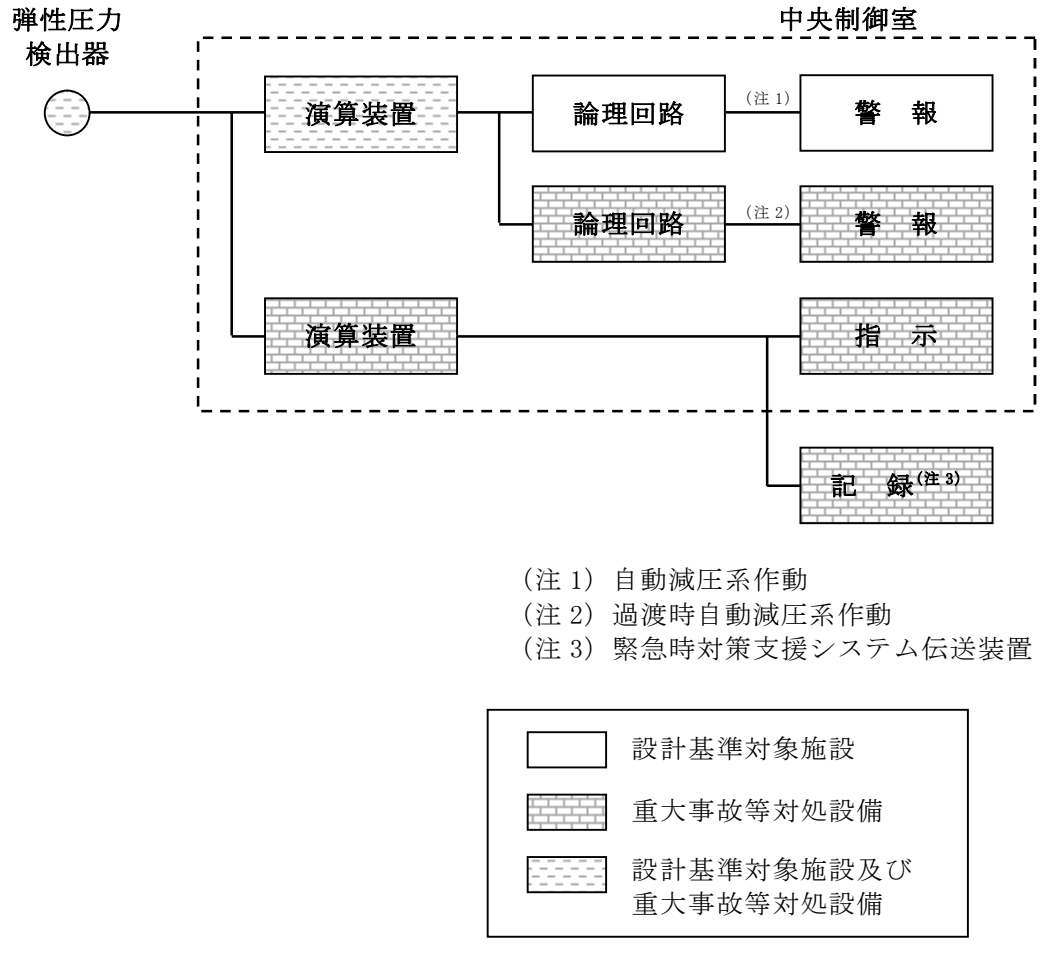
残留熱除去系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－8 図「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



第 58－6－8 図　残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(7)　低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，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，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－9 図「低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）

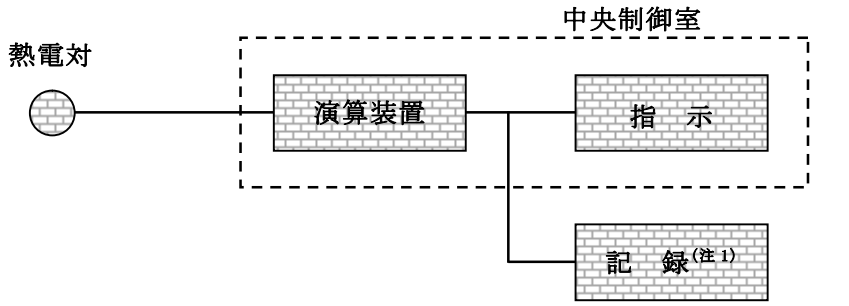


第 58－6－9 図　低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

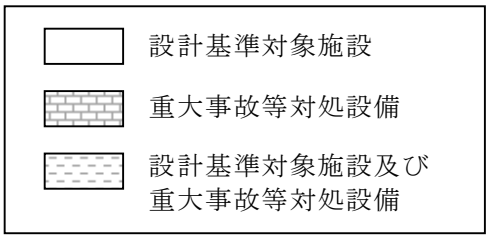
3.2.2　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1)　代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は，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，代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－10 図「代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。)



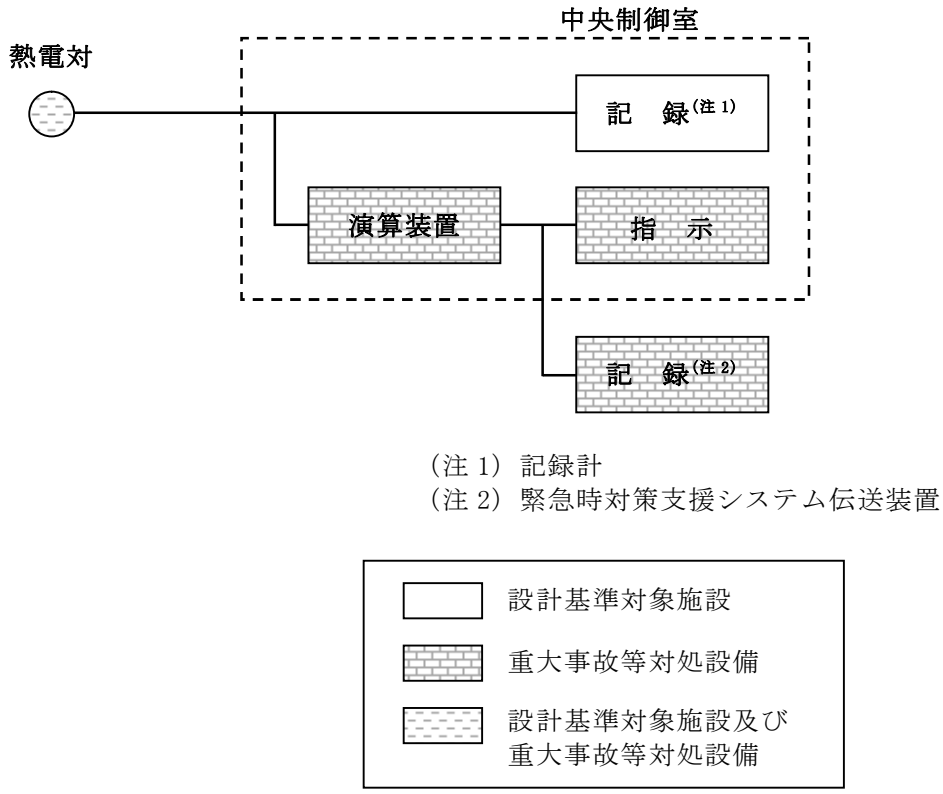
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－10 図　代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

(2)　残留熱除去系熱交換器入口温度

残留熱除去系熱交換器入口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－11 図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。）

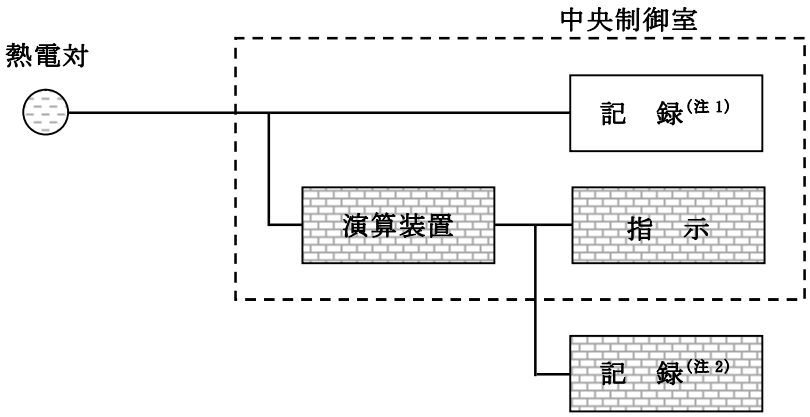


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

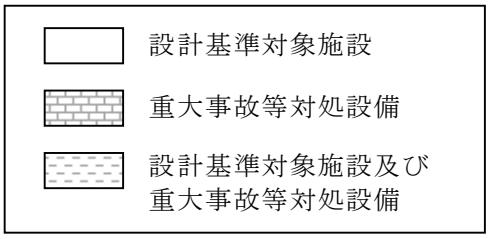
第 58－6－11 図　残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(3)　残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し，記録する。（第58－6－12図「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）



（注1）記録計
（注2）緊急時対策支援システム伝送装置

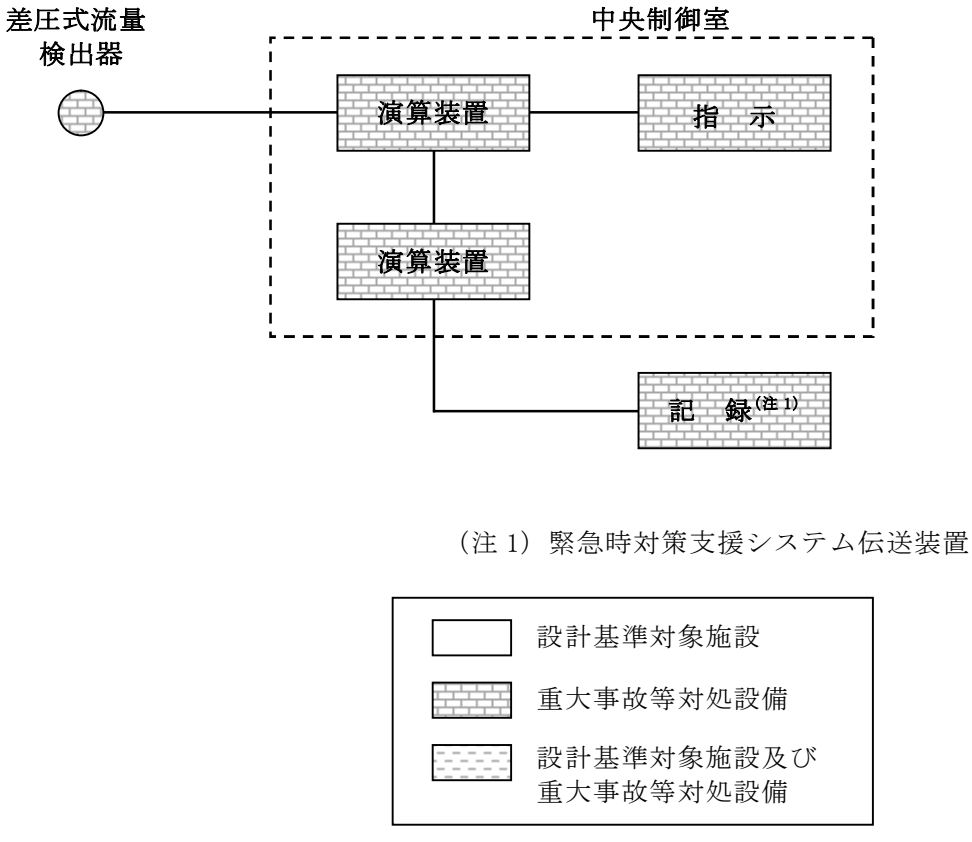


第58－6－12図　残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

3.2.3　原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1)　高圧代替注水系系統流量

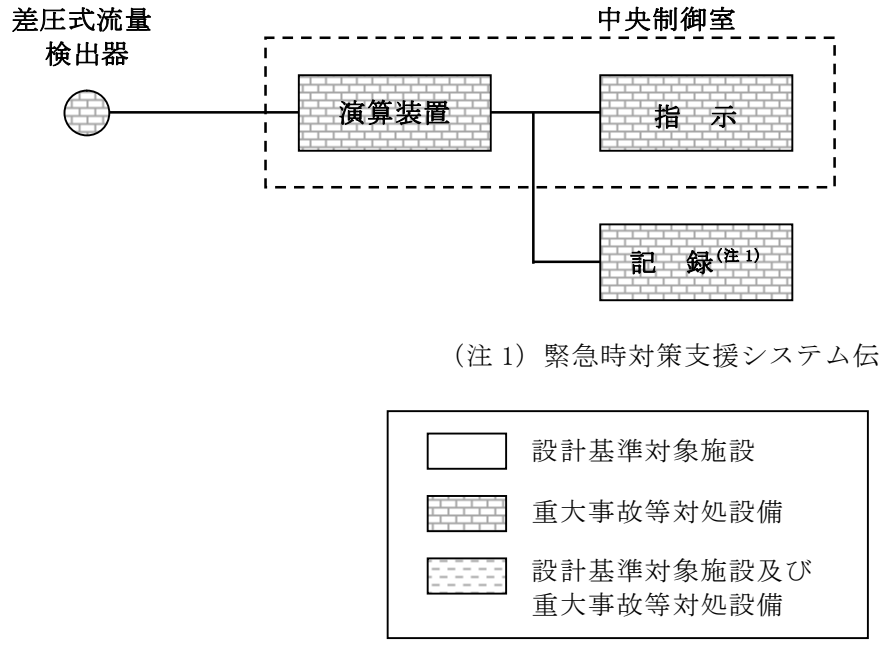
高圧代替注水系系統流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧代替注水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－13 図「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。)



第 58－6－13 図　高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(2)　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－14 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図」参照。）

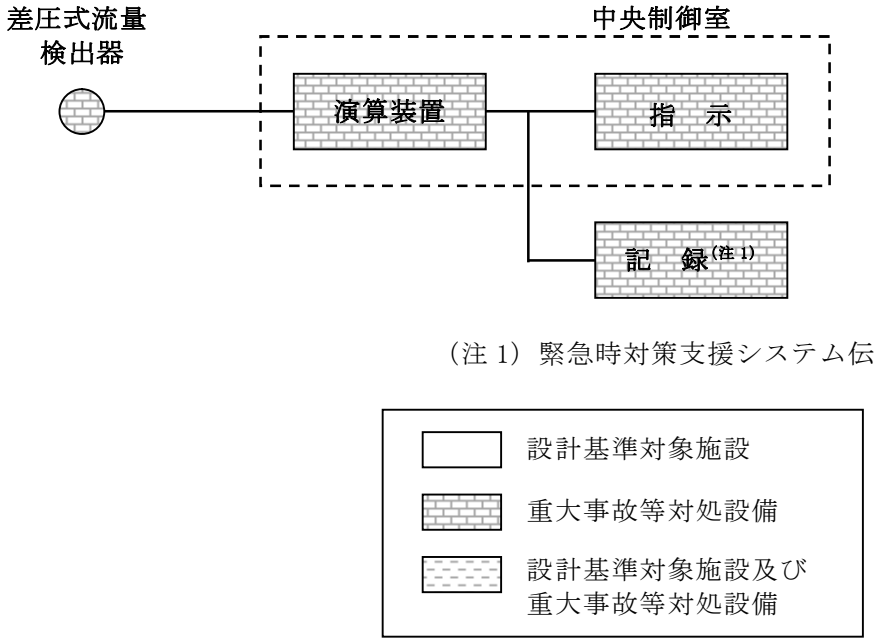


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－14 図　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図

(3)　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

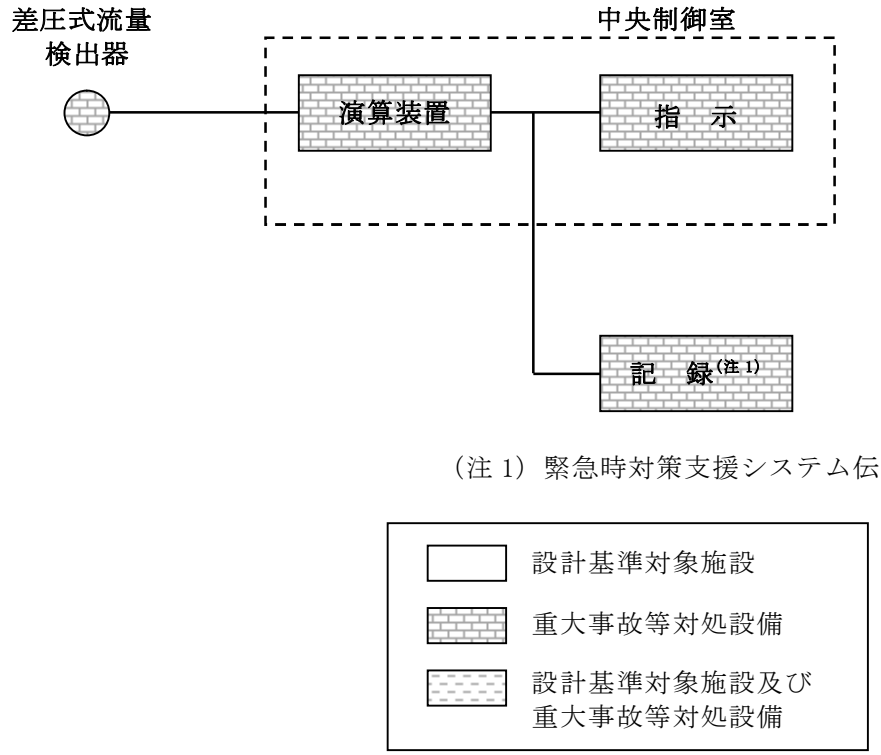
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－15 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図」参照。）



第 58－6－15 図　低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図

(4)　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－16 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図」参照。）

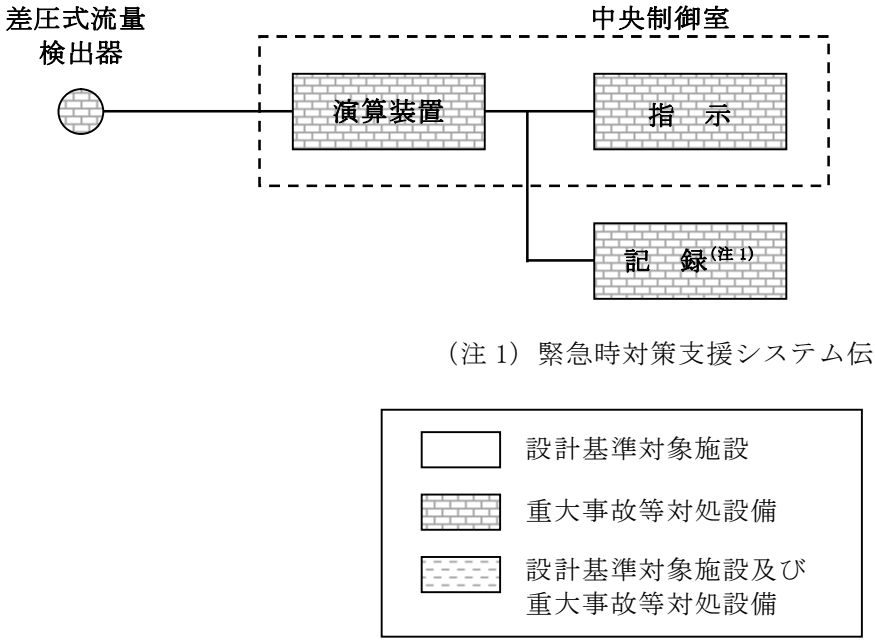


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－16 図　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図

(5)　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－17 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図」参照。）

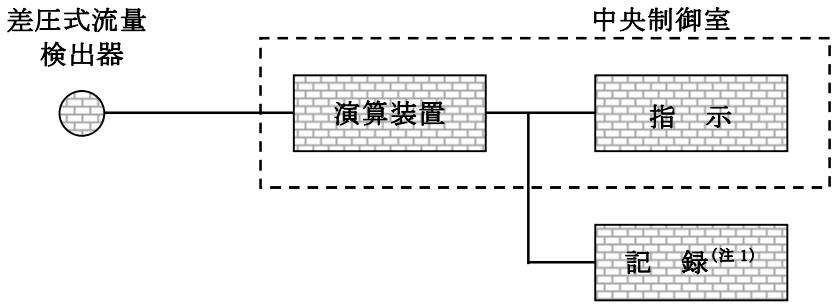


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

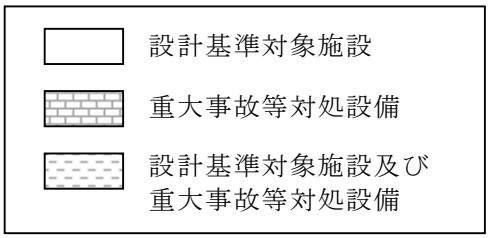
第 58－6－17 図　低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図

(6)　代替循環冷却系原子炉注水流量

代替循環冷却系原子炉注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系原子炉注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系原子炉注水流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－18 図「代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図」参照。）



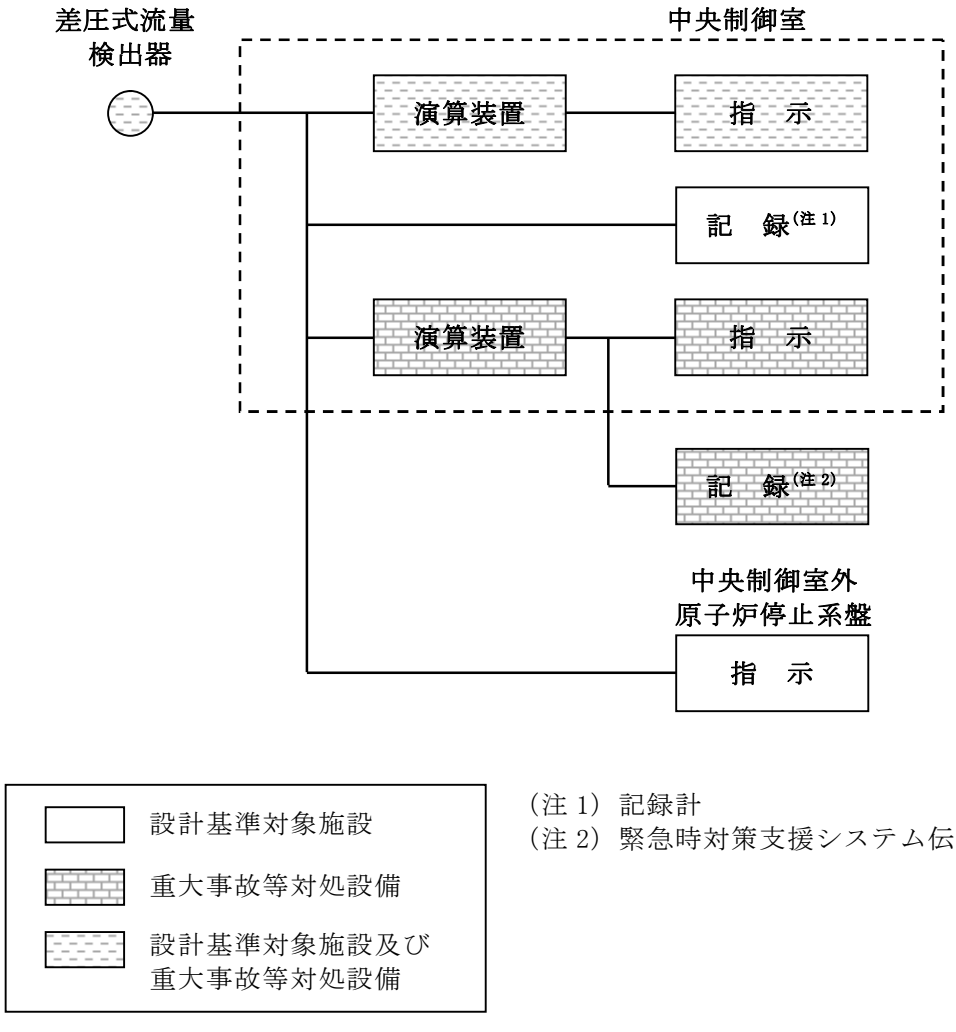
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－18 図　代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

(7)　原子炉隔離時冷却系系統流量

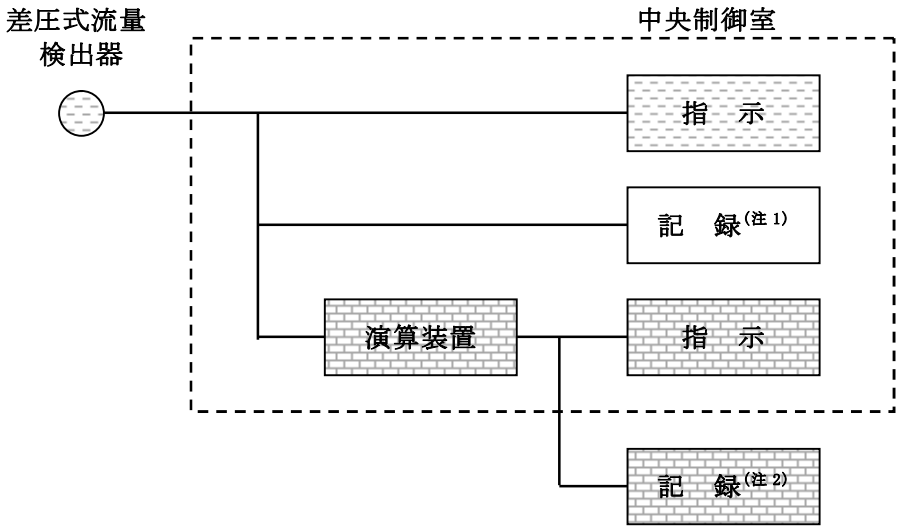
原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－19 図「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。)



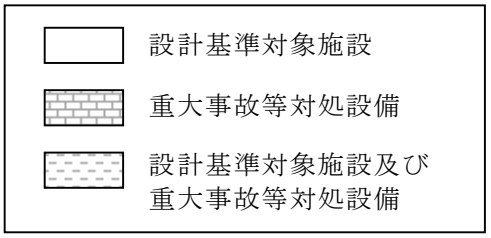
第 58－6－19 図　原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

(8)　高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－20 図「高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。)



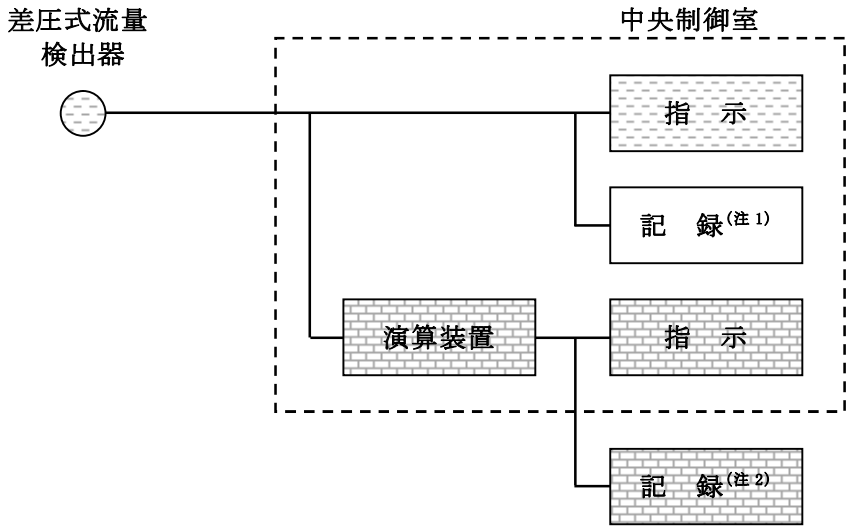
(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



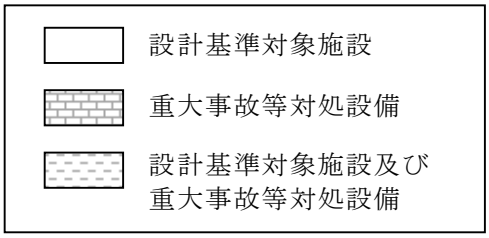
第 58－6－20 図　高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

(9)　残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対象設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－21 図「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



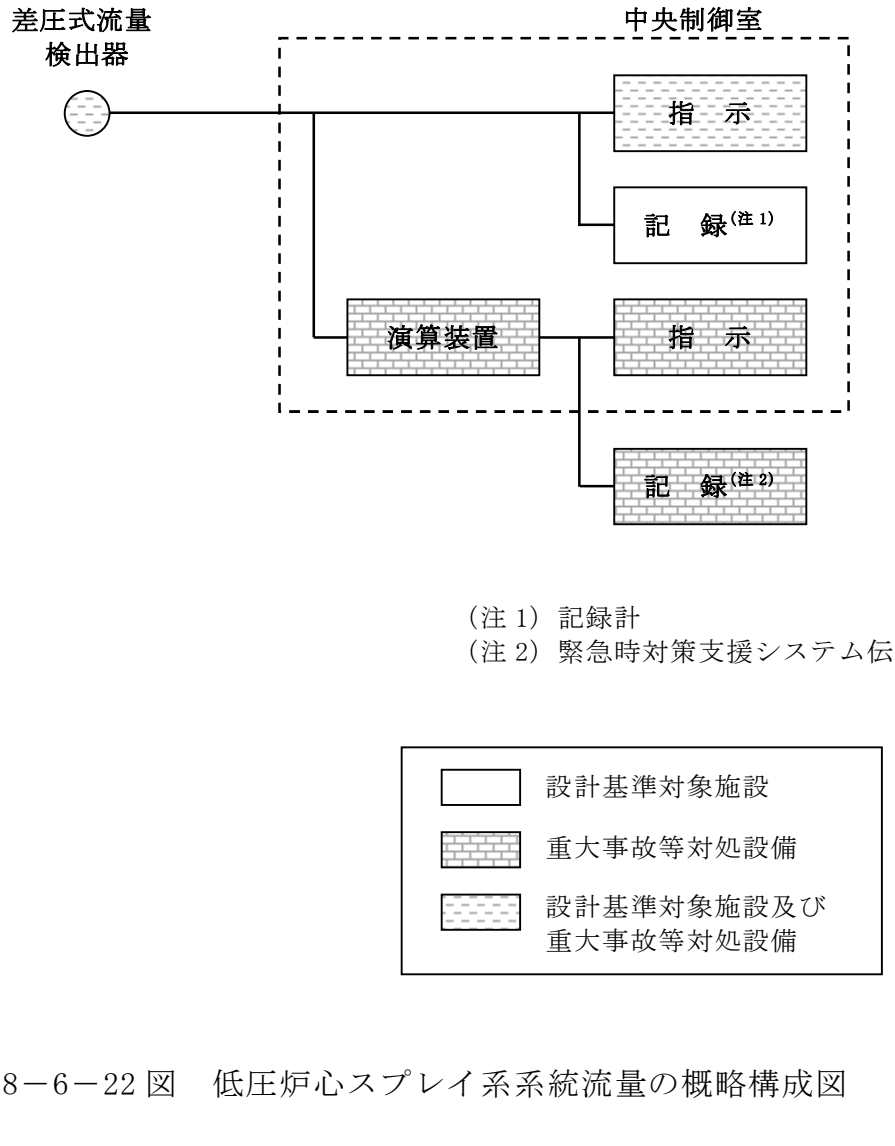
（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－21 図　残留熱除去系系統流量の概略構成図

(10)　低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－22 図「低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

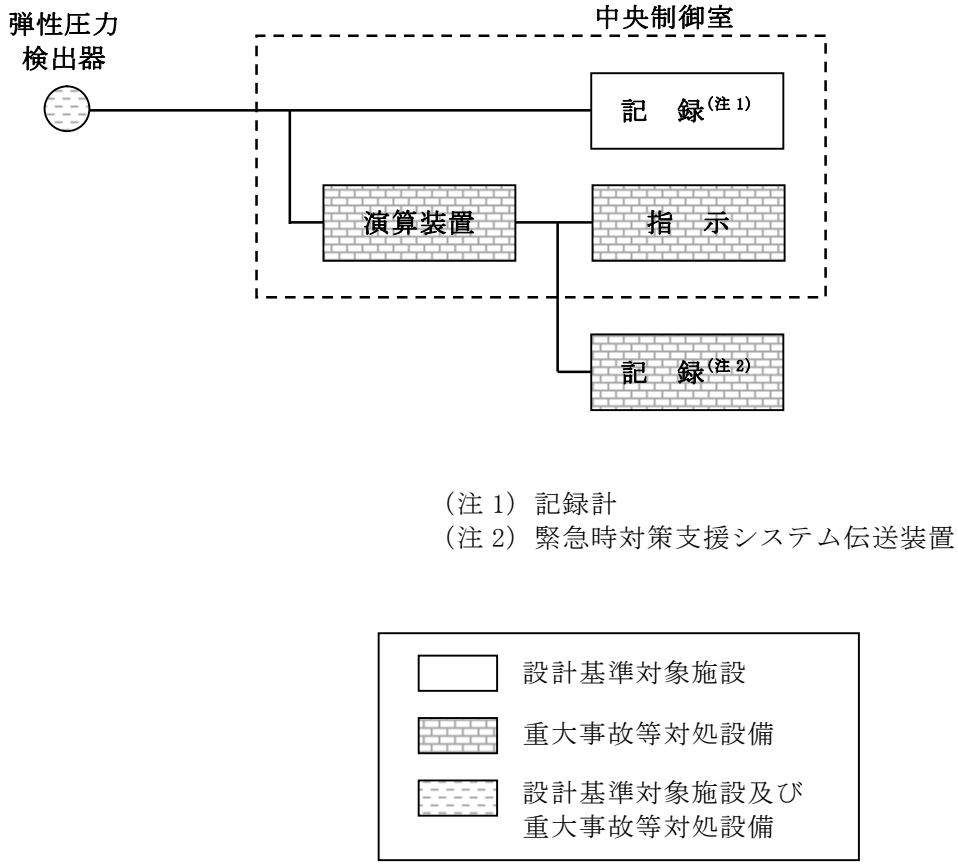
第 58－6－22 図　低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

3.3　原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1　原子炉圧力容器本体内の圧力

(1)　原子炉圧力

原子炉圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉圧力を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－23 図「原子炉圧力の概略構成図」参照。)

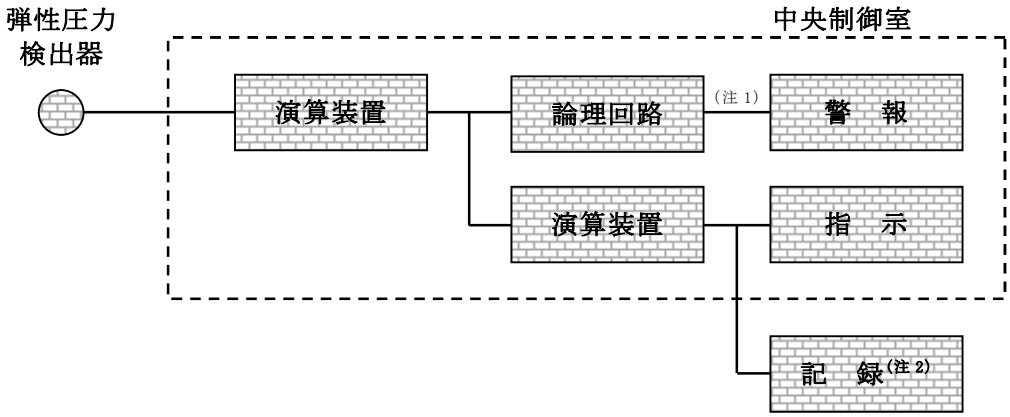


(注 1) 記録計
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

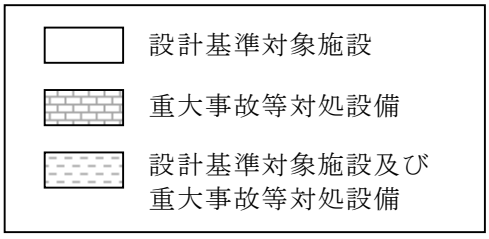
第 58－6－23 図　原子炉圧力の概略構成図

(2)　原子炉圧力（ＳＡ）

原子炉圧力（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力（ＳＡ）の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－24 図「原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



（注 1）ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動
ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）作動
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

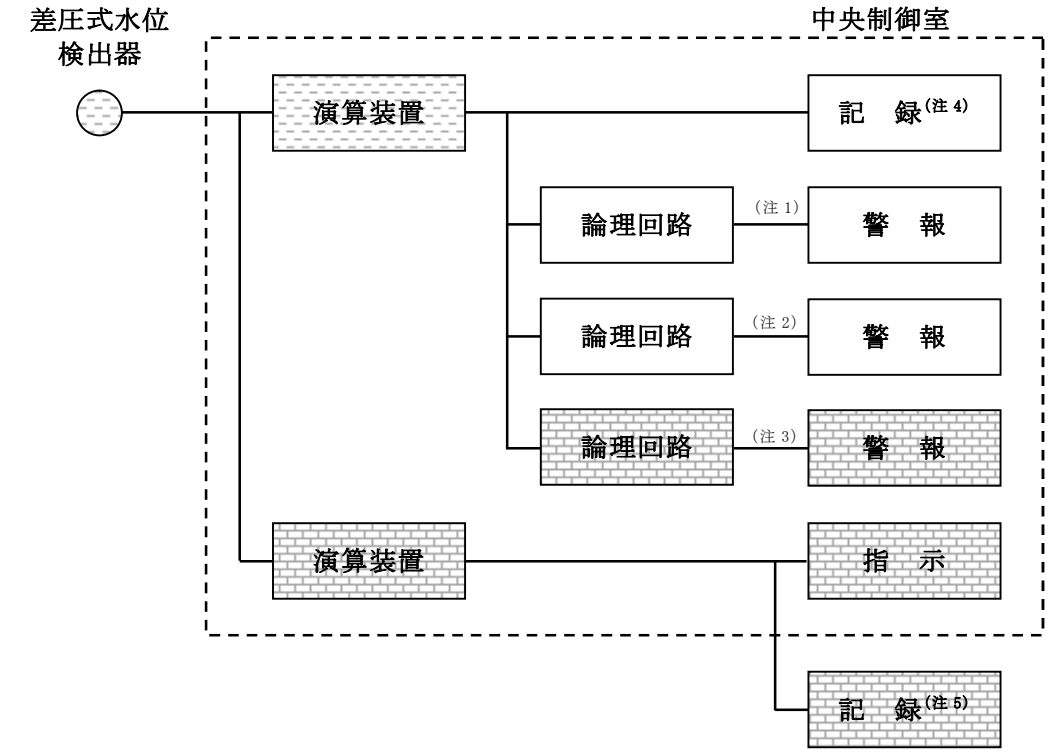


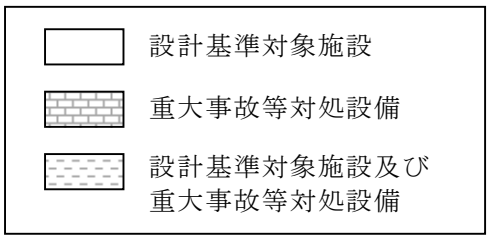
第 58－6－24 図　原子炉圧力（ＳＡ）の概略構成図

3.3.2　原子炉圧力容器本体内の水位

(1)　原子炉水位（広帯域）

原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し，記録する。（第58－6－25図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



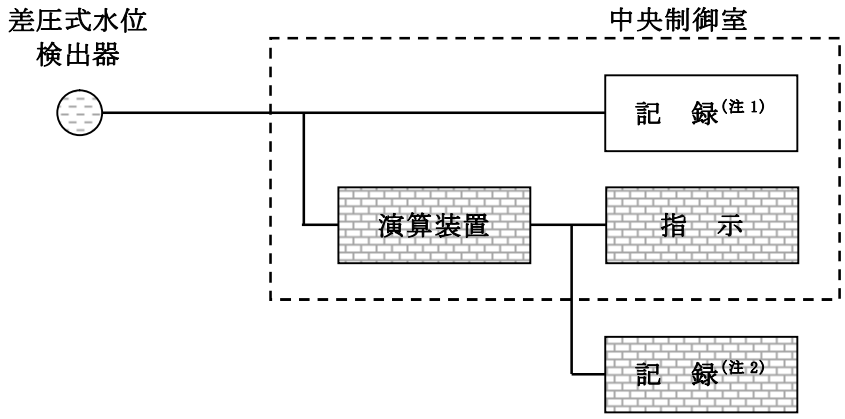


（注1）原子炉隔離時冷却系起動
（注2）残留熱除去系（低圧注水系）起動
　　低圧炉心スプレイ系起動
　　自動減圧系作動
（注3）過渡時自動減圧系作動
（注4）記録計
（注5）緊急時対策支援システム伝送装置

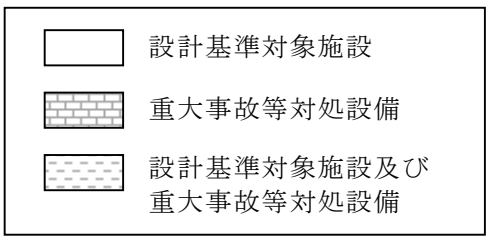
第58－6－25図　原子炉水位（広帯域）の概略構成図

(2)　原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－26 図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）



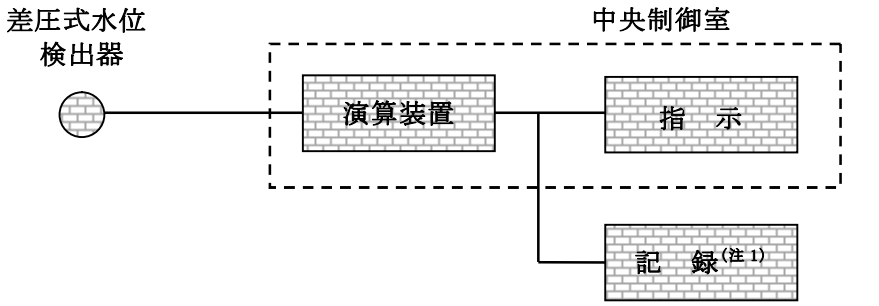
（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置



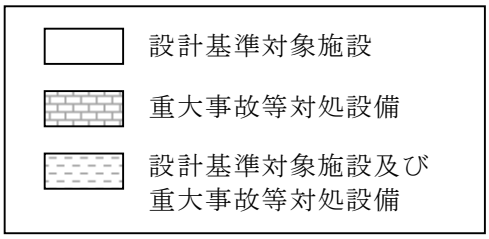
第 58－6－26 図　原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3)　原子炉水位（ＳＡ広帯域）

原子炉水位（ＳＡ広帯域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（ＳＡ広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（ＳＡ広帯域），を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－27 図「原子炉水位（ＳＡ広帯域）の概略構成図」参照。）



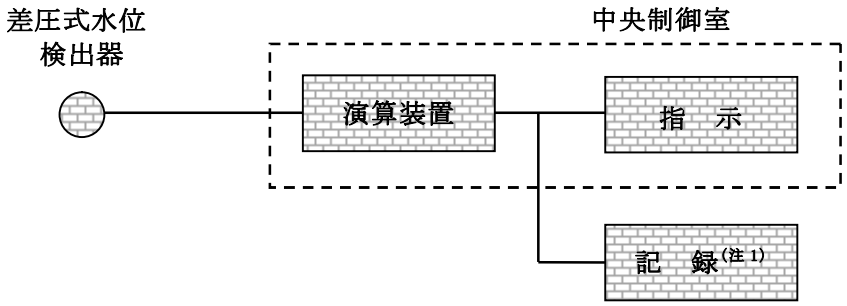
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



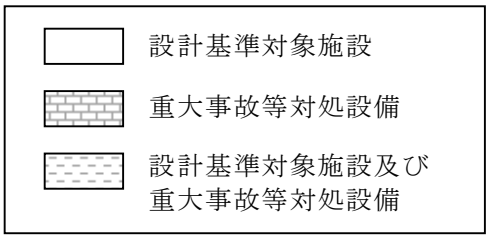
第 58－6－27 図　原子炉水位（ＳＡ広帯域）の概略構成図

(4)　原子炉水位（ＳＡ燃料域）

原子炉水位（ＳＡ燃料域）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（ＳＡ燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（ＳＡ燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－28 図「原子炉水位（ＳＡ燃料域）の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



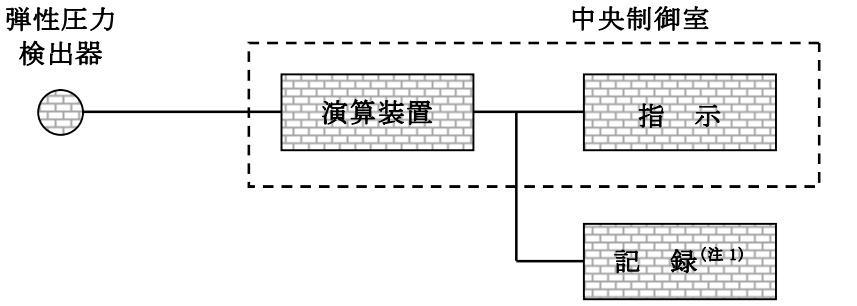
第 58－6－28 図　原子炉水位（ＳＡ燃料域）の概略構成図

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

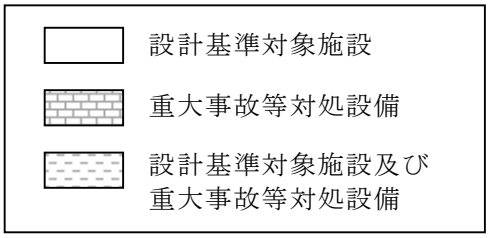
3.4.1　原子炉格納容器本体内の圧力

(1)　ドライウェル圧力

ドライウェル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル圧力の検出信号は，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，ドライウェル圧力を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－29 図「ドライウェル圧力の概略構成図」参照。)



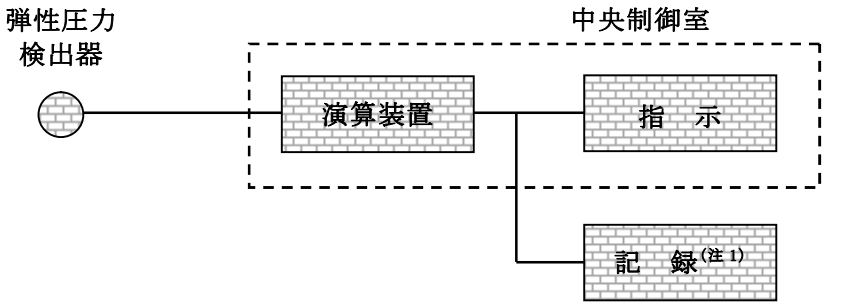
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



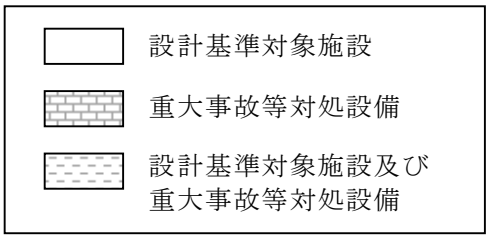
第 58－6－29 図　ドライウェル圧力の概略構成図

(2)　サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は，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，サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－30 図「サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

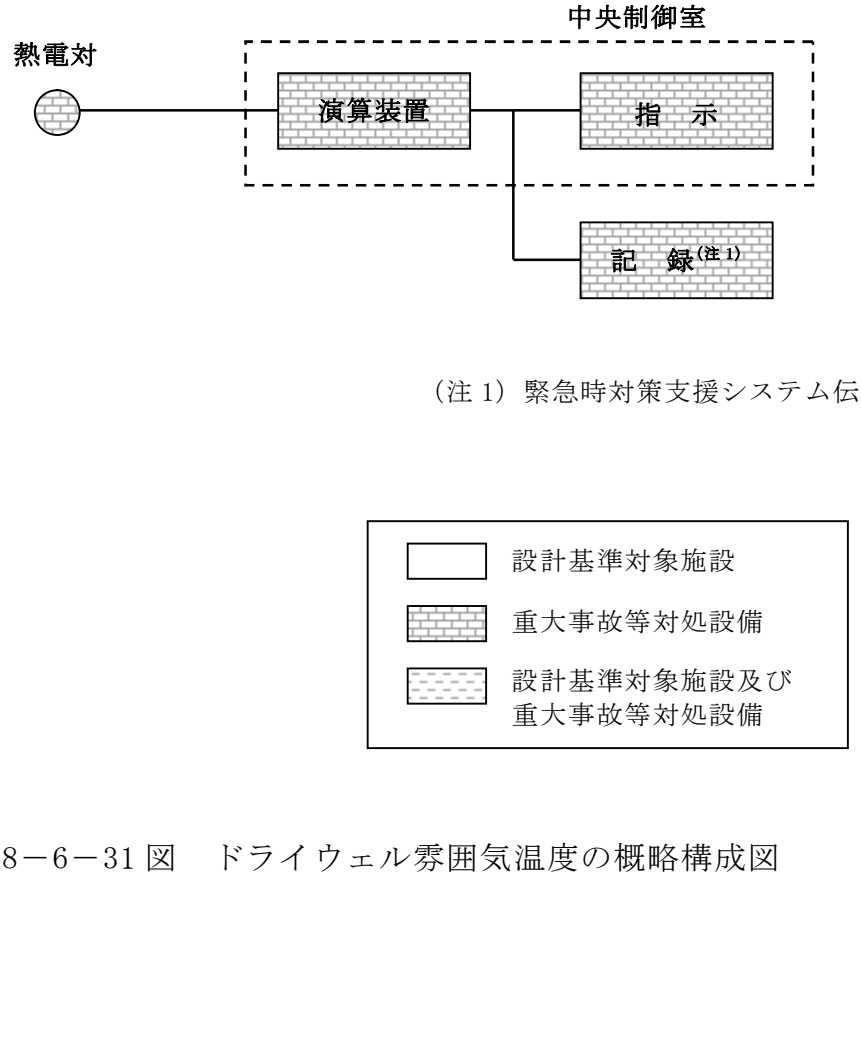


第 58－6－30 図　サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

3.4.2　原子炉格納容器本体内の温度

(1)　ドライウェル雰囲気温度

ドライウェル雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウェル雰囲気温度の検出信号は，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，ドライウェル雰囲気温度を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－31 図「ドライウェル雰囲気温度の概略構成図」参照。)

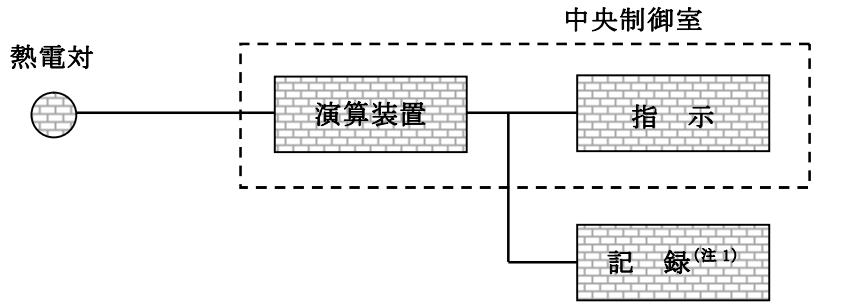


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－31 図　ドライウェル雰囲気温度の概略構成図

(2)　サプレッション・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の検出信号は，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，サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示し，記録する。（第58－6－32 図「サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」参照。）

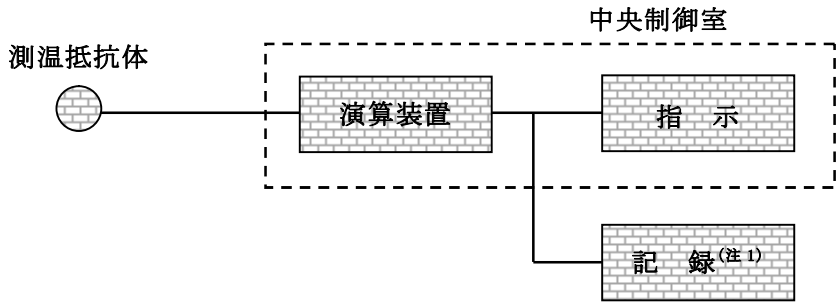


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

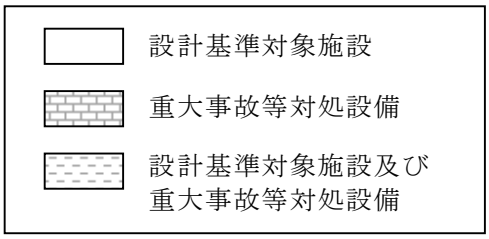
第 58－6－32 図　サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

(3)　サプレッション・プール水温度

サプレッション・プール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水温度の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－33 図「サプレッション・プール水温度の概略構成図」参照。）



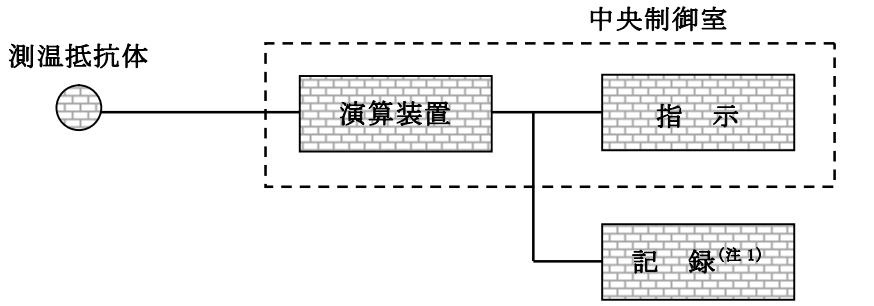
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



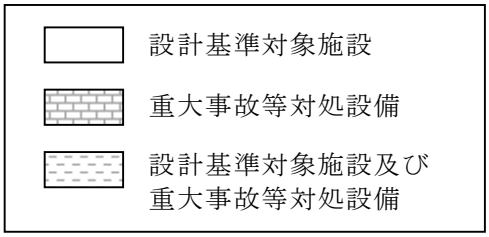
第 58－6－33 図　サプレッション・プール水温度の概略構成図

(4)　格納容器下部水温

格納容器下部水温は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水温の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，格納容器下部水温を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－34 図「格納容器下部水温の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

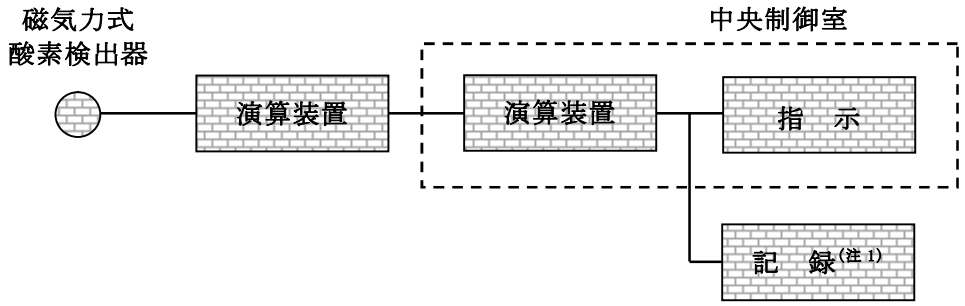


第 58－6－34 図　格納容器下部水温の概略構成図

3.4.3　原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1)　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）

格納容器内酸素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内酸素濃度（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，格納容器内酸素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－35 図「格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



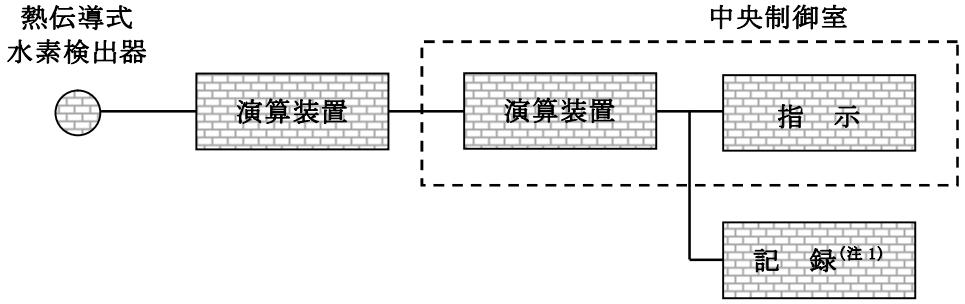
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－35 図　格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の概略構成図

3.4.4　原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1)　格納容器内水素濃度（ＳＡ）

格納容器内水素濃度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器内水素濃度（ＳＡ）の検出信号は，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，格納容器内水素濃度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－36 図「格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



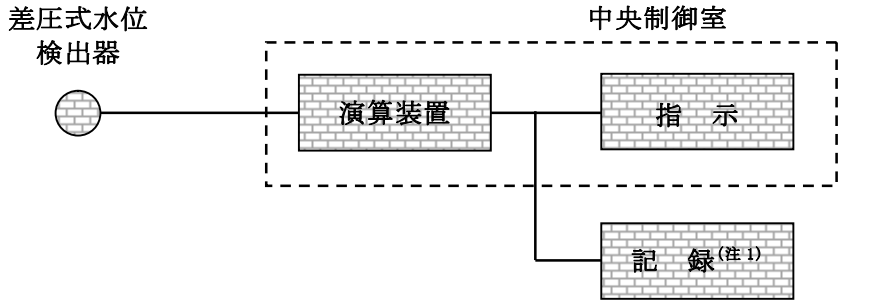
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－36 図　格納容器内水素濃度（ＳＡ）の概略構成図

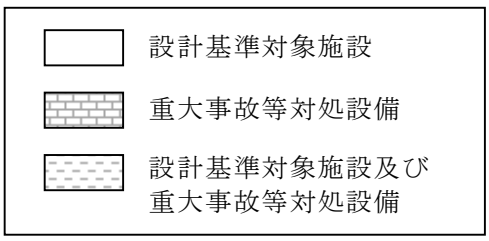
3.5　非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1)　代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替淡水貯槽水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－37 図「代替淡水貯槽水位の概略構成図」参照。



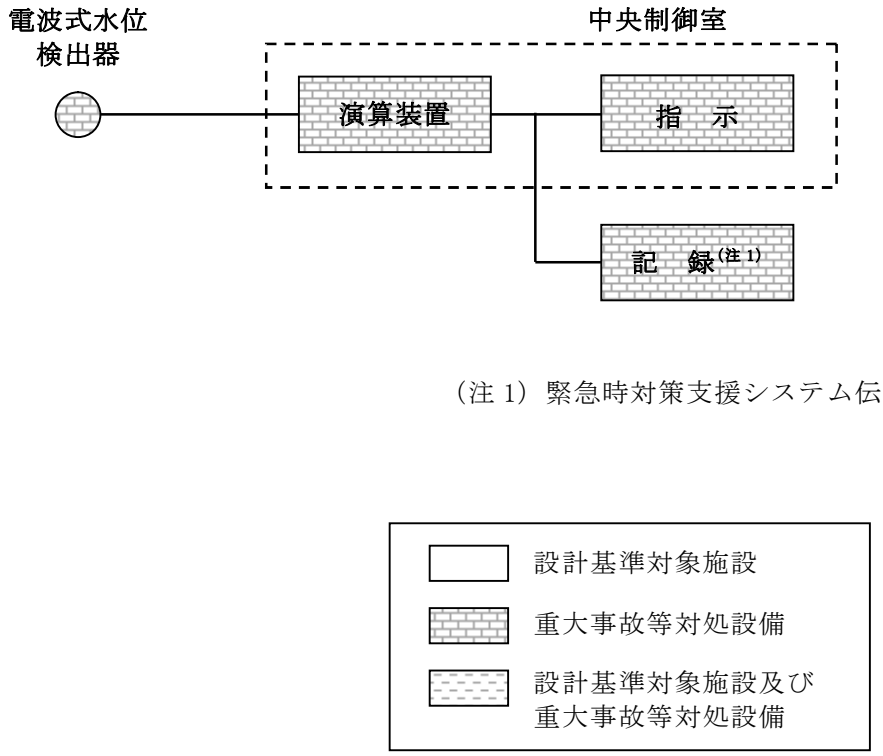
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－37 図　代替淡水貯槽水位の概略構成図

(2)　西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，西側淡水貯水設備水位の検出信号は，電波式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，西側淡水貯水設備水位を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－38 図「西側淡水貯水設備水位の概略構成図」参照。



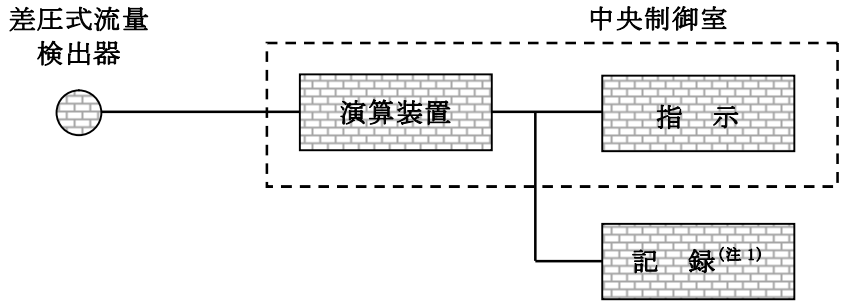
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－38 図　西側淡水貯水設備水位の概略構成図

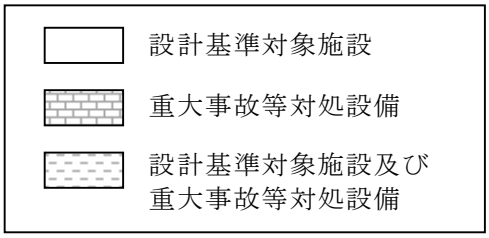
3.6　原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1)　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－39 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図」参照。）



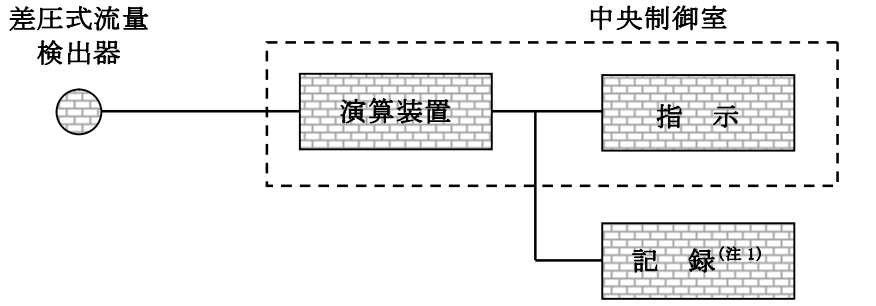
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－39 図　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図

(2)　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－40 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図」参照。）

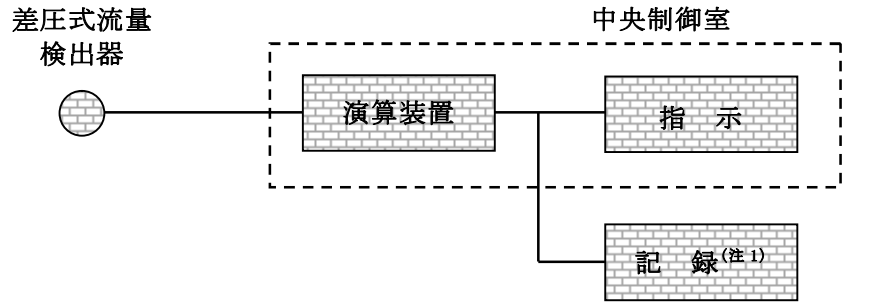


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－40 図　低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図

(3)　低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系格納容器下部注水流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－41 図「低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。)

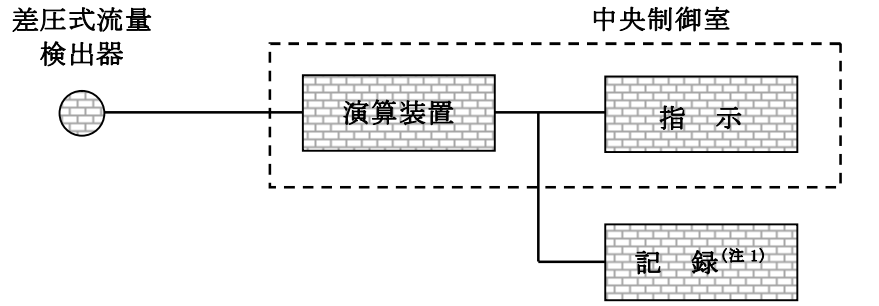


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－41 図　低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

(4)　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－42 図「代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)



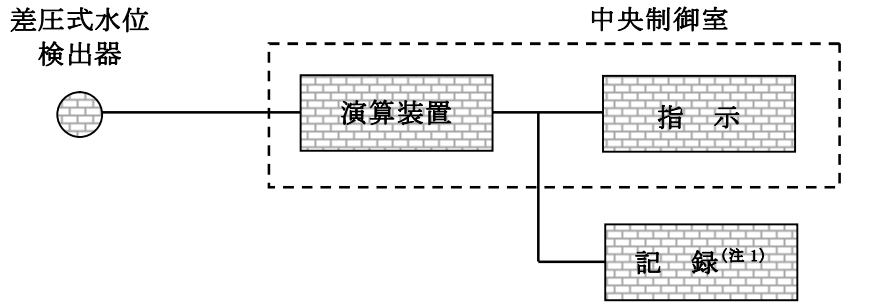
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－42 図　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

3.7　原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1)　サプレッション・プール水位

サプレッション・プール水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，サプレッション･プール水位を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－43 図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。)

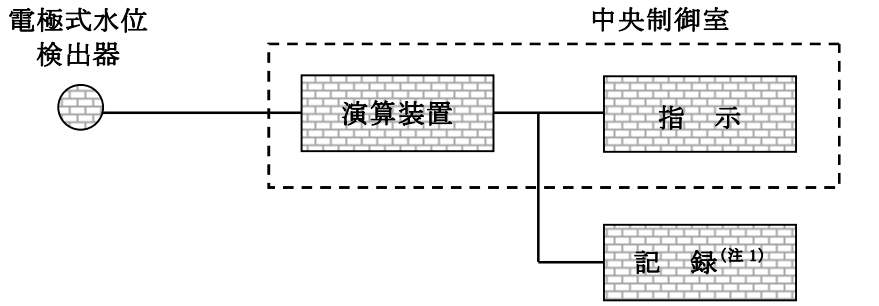


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－43 図　サプレッション・プール水位の概略構成図

(2)　格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器からの水位状態（ON－OFF 信号）を，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－44 図「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



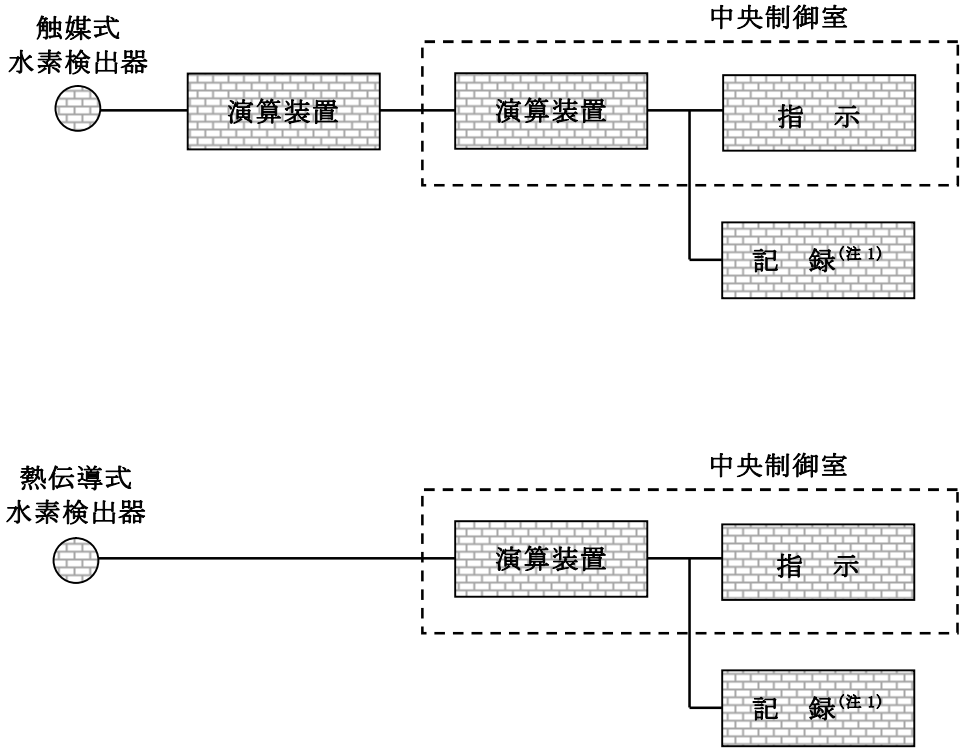
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－44 図　格納容器下部水位の概略構成図

3.8　原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1)　原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉建屋水素濃度の検出信号は，触媒式水素検出器及び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，原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し,記録する。(第 58－6－45 図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。)



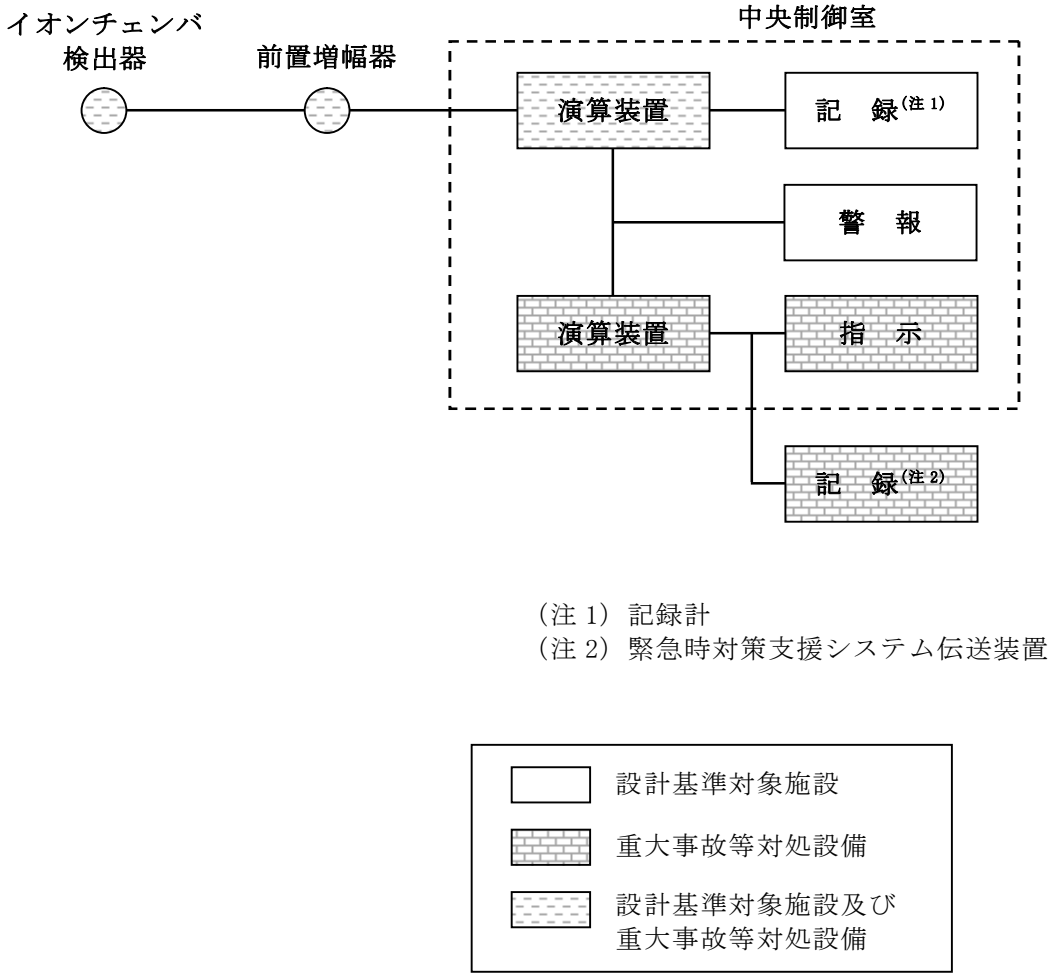
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－45 図　原子炉建屋水素濃度の概略構成図

3.9　放射線管理用計測装置

(1)　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）

格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の検出信号は，イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－46 図「格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の概略構成図」参照。）

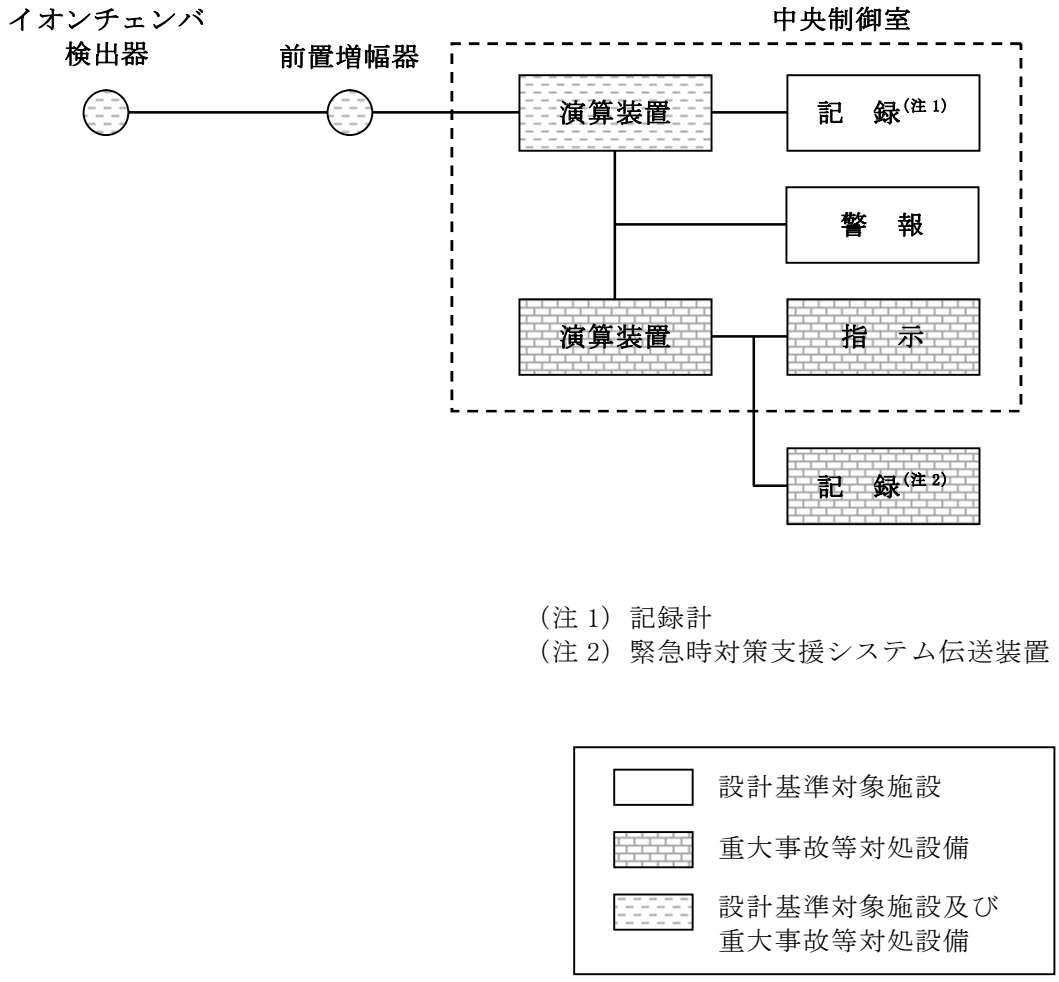


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－46 図　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の概略構成図

(2)　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）

格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－47 図「格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の概略構成図」参照。）

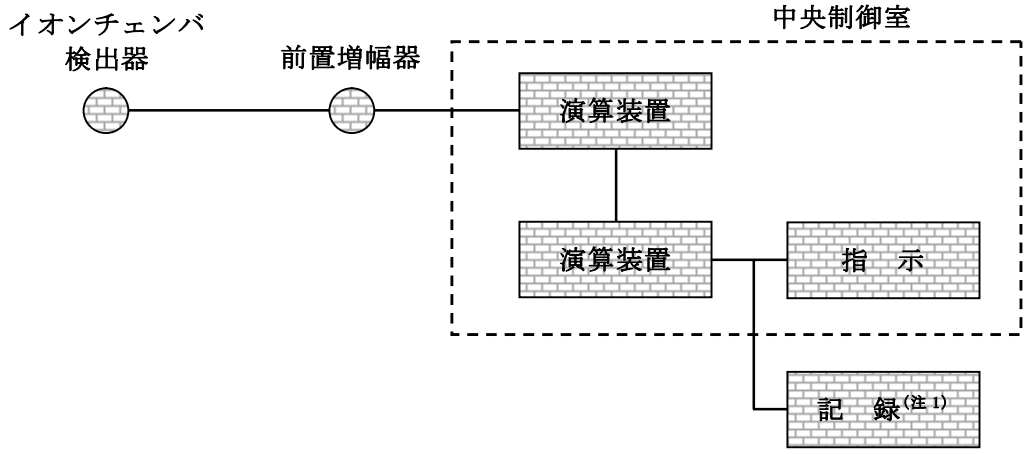


（注 1）記録計
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－47 図　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の概略構成図

(3)　フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－48 図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）

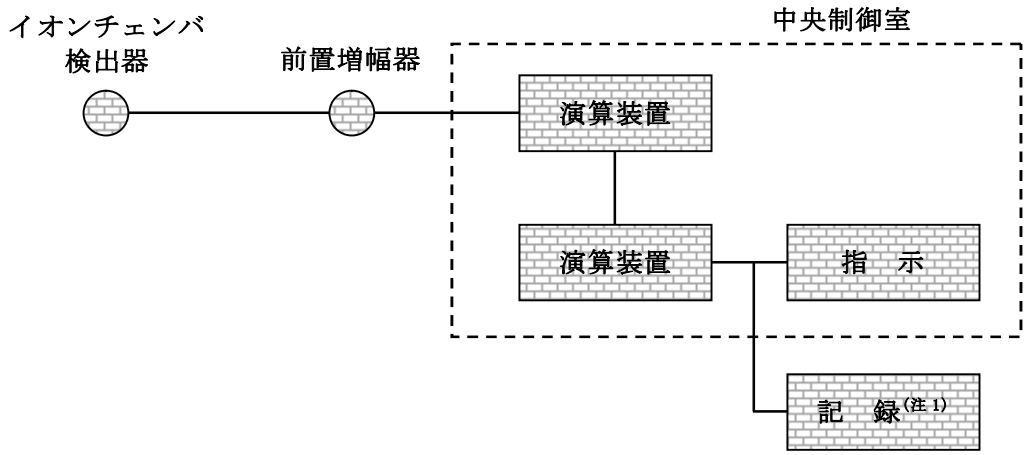


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

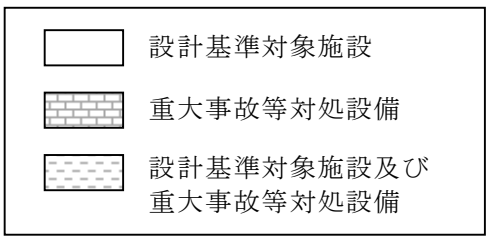
第 58－6－48 図　フィルタ装置出口放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

(4)　耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は，イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－49 図「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。）



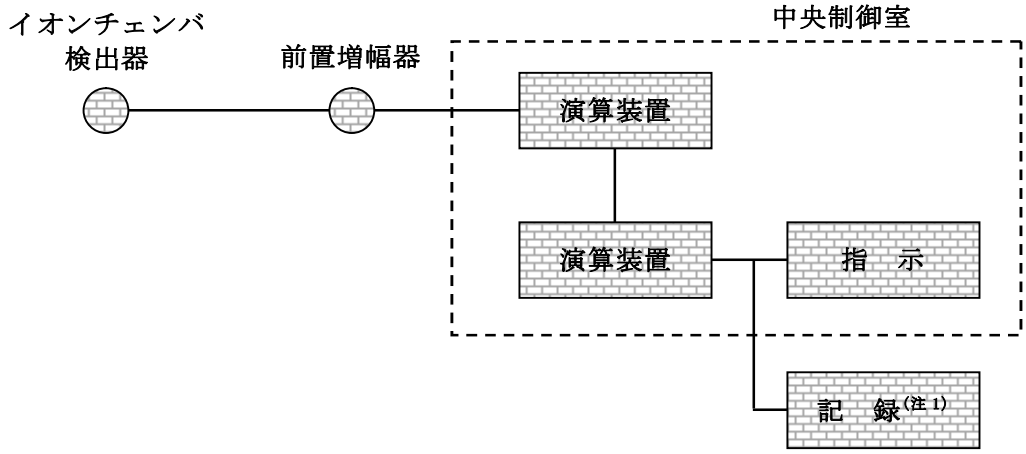
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－49 図　耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5)　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は，イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し，演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後，放射線量率を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－50 図「使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



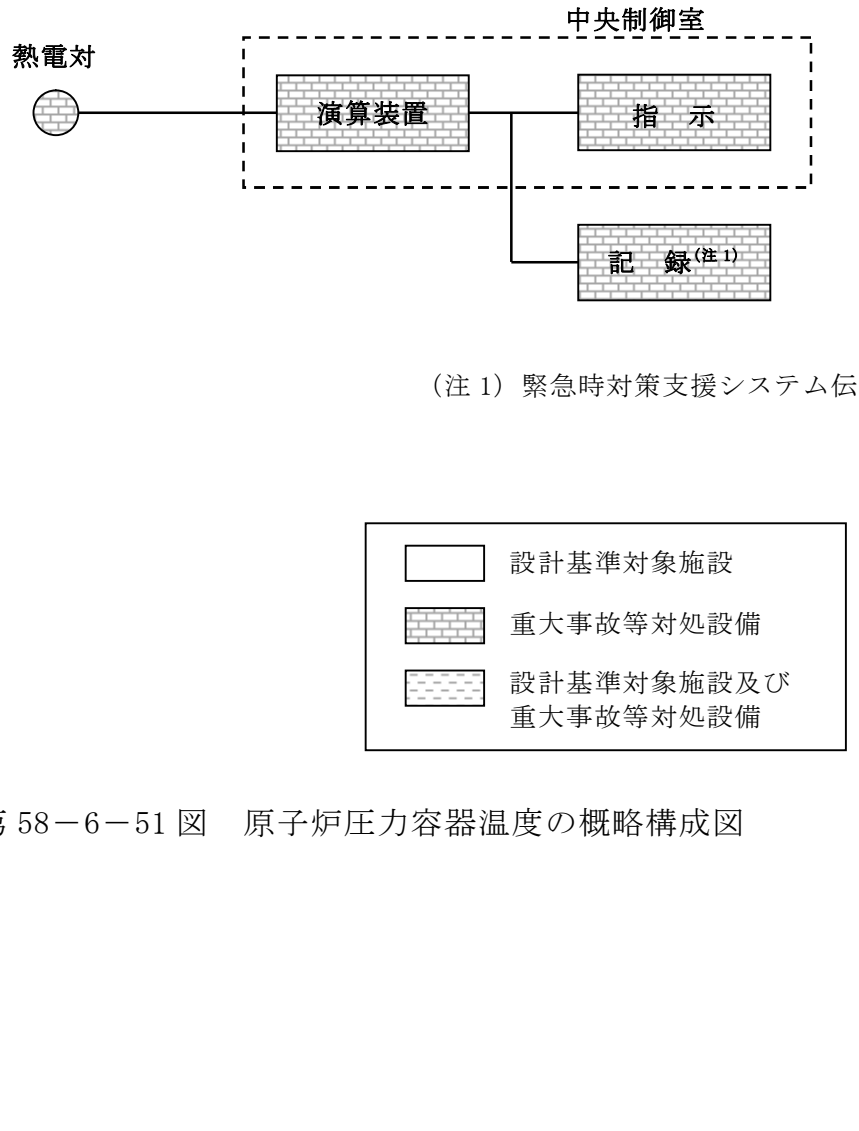
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－50 図　使用済燃料プールエリア放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

3.10　その他重大事故等対処設備の計測装置

(1)　原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉圧力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に変換する処理を行った後，原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－51「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。)

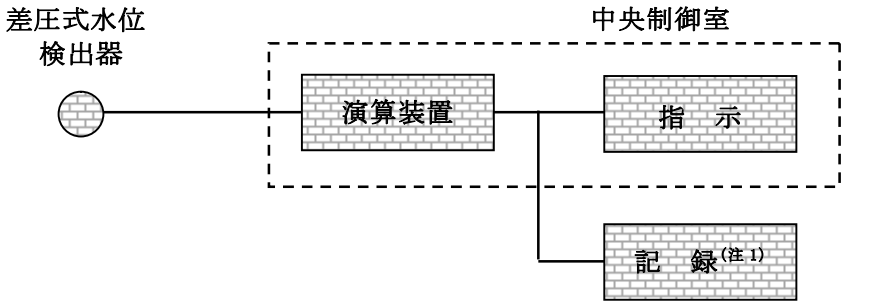


(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

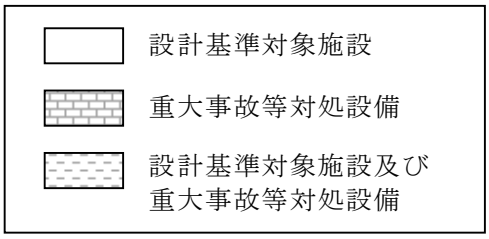
第 58－6－51 図　原子炉圧力容器温度の概略構成図

(2)　フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－52 図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



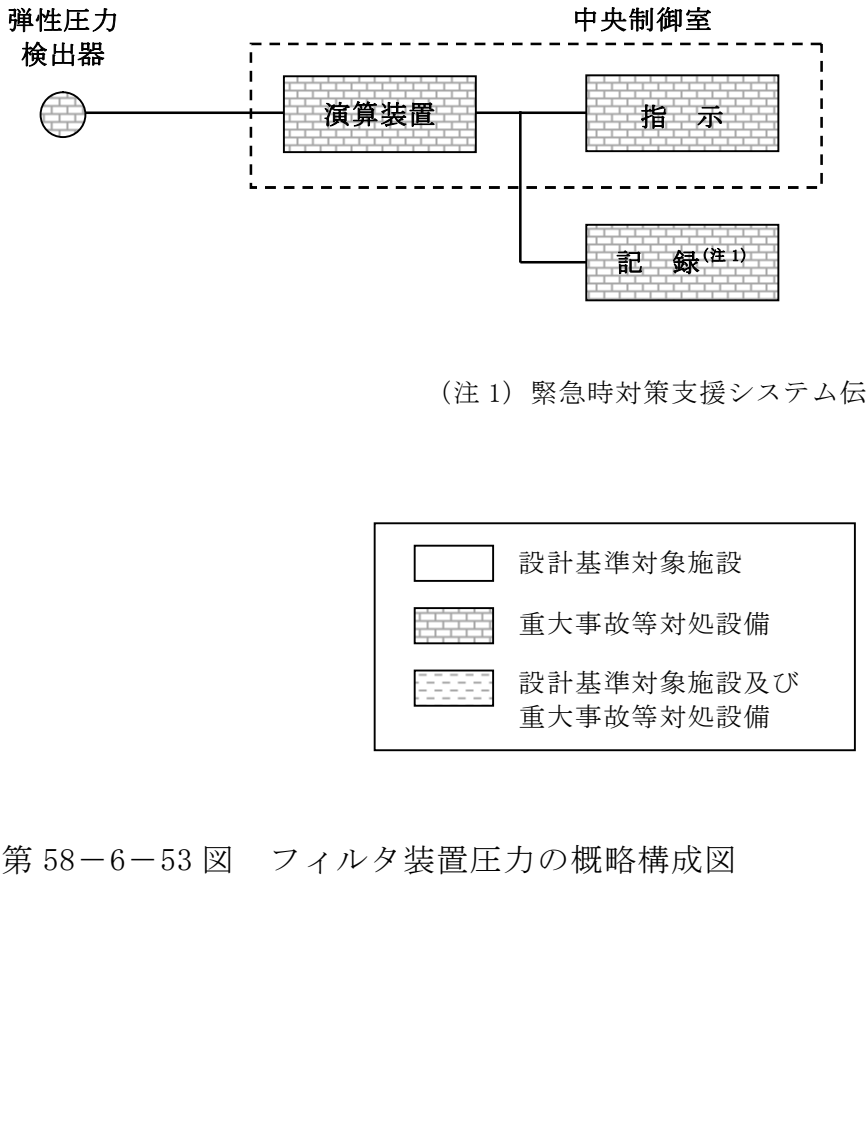
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－52 図　フィルタ装置水位の概略構成図

(3)　フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置圧力の検出信号は，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，フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－53 図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。)

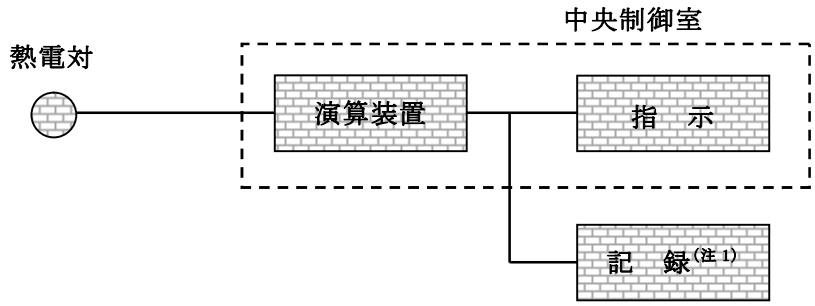


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

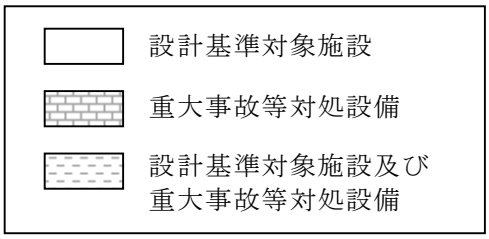
第 58－6－53 図　フィルタ装置圧力の概略構成図

(4)　フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は，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，フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し,記録する。(第 58－6－54 図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。)



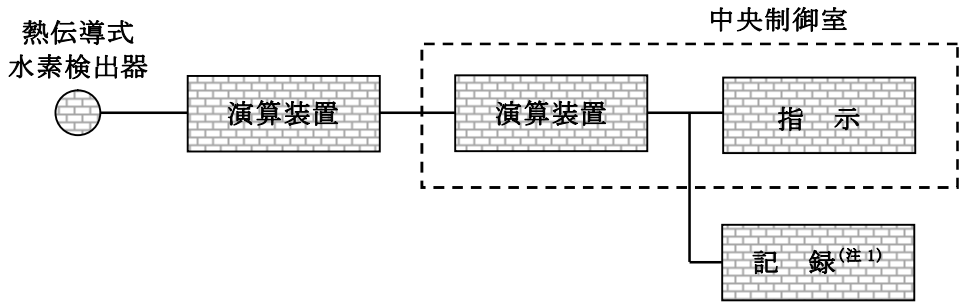
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



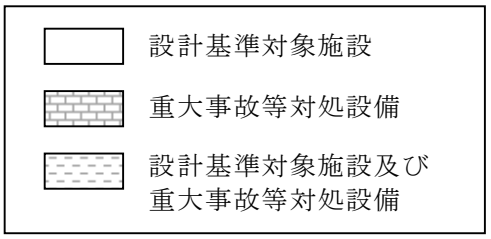
第 58－6－54 図　フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(5)　フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は,重大事故等対処設備の機能を有しており,フィルタ装置入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，演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－55 図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



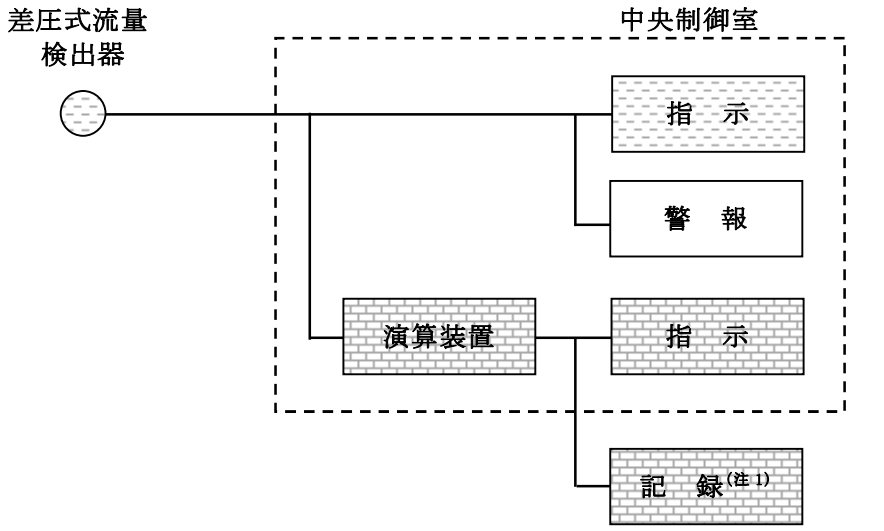
（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置



第 58－6－55 図　フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(6)　残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58－6－56 図「残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」参照。)

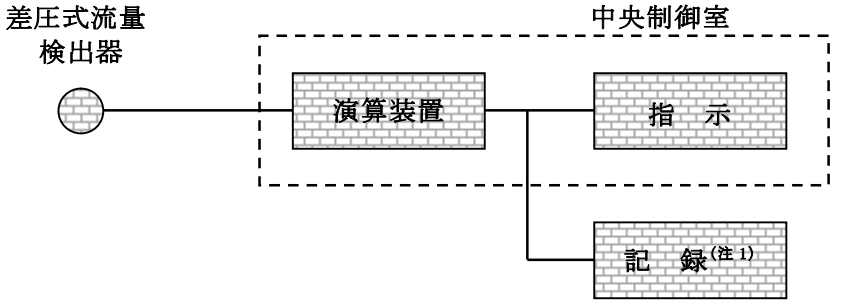


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－56 図　残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

(7)　緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－57 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」参照。）

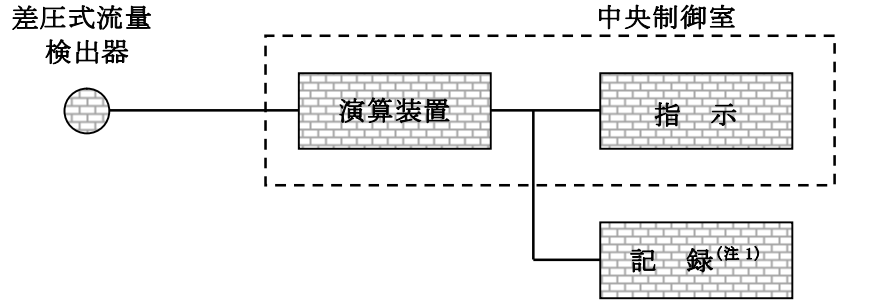


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－57 図　緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

(8)　緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－58 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」参照。）

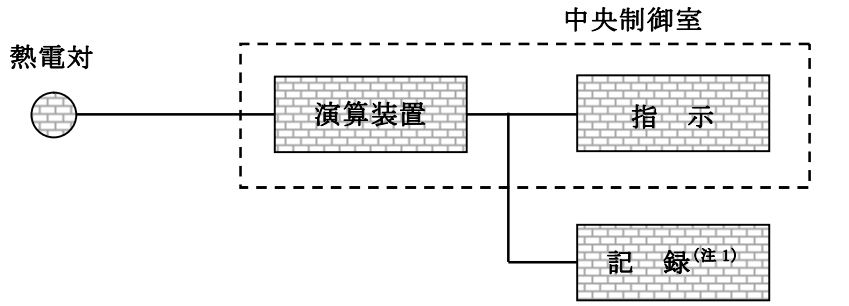


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－58 図　緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

(9)　静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，静的触媒式水素再結合器動作監視装置を中央制御室に指示し，記録する。（第58－6－59 図「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」参照。）

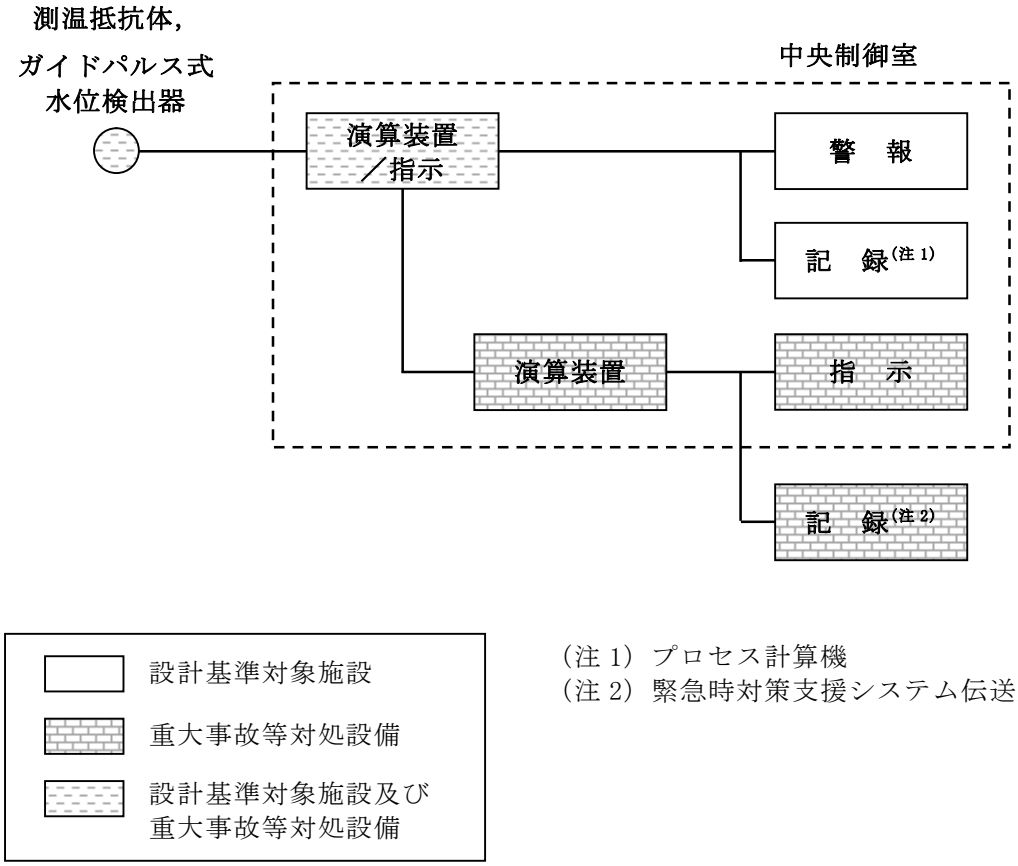


（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

第 58－6－59 図　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

(10)　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）

使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からのパルス信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）を中央制御室に指示し，記録する。使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－60 図「使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の概略構成図」参照。）

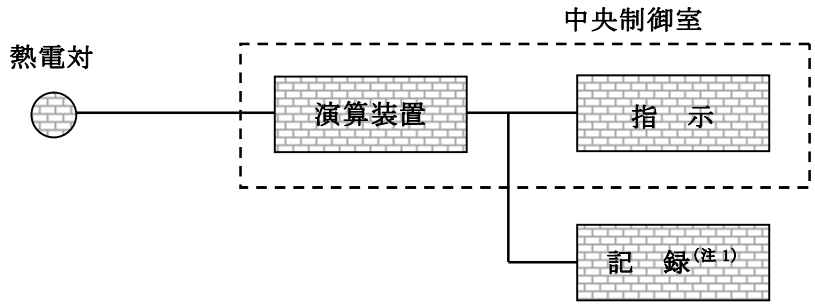


（注 1）プロセス計算機
（注 2）緊急時対策支援システム伝送装置

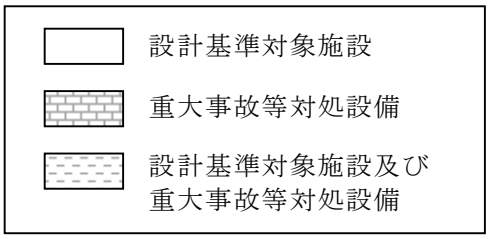
第 58－6－60 図　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）概略構成図

(11)　使用済燃料プール温度（ＳＡ）

使用済燃料プール温度（ＳＡ）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（ＳＡ）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，使用済燃料プール温度（ＳＡ）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－61 図「使用済燃料プール温度（ＳＡ）の概略構成図」参照。）



（注 1）緊急時対策支援システム伝送装置

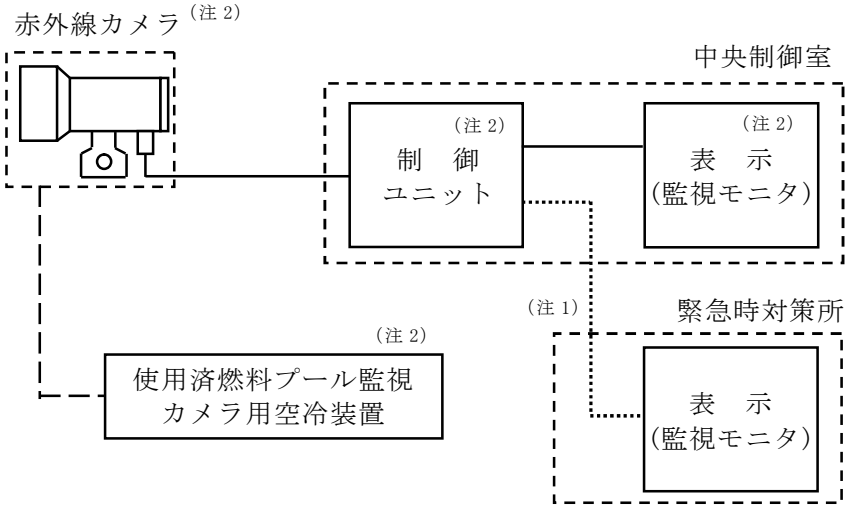


第 58－6－61 図　使用済燃料プール温度（ＳＡ）概略構成図

(12)　使用済燃料プール監視カメラ

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

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は，重大事故等対処設備の機能を有しており，コンプレッサー，ドライヤー，エアクーラー等で構成し，燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 58－6－62 図「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)

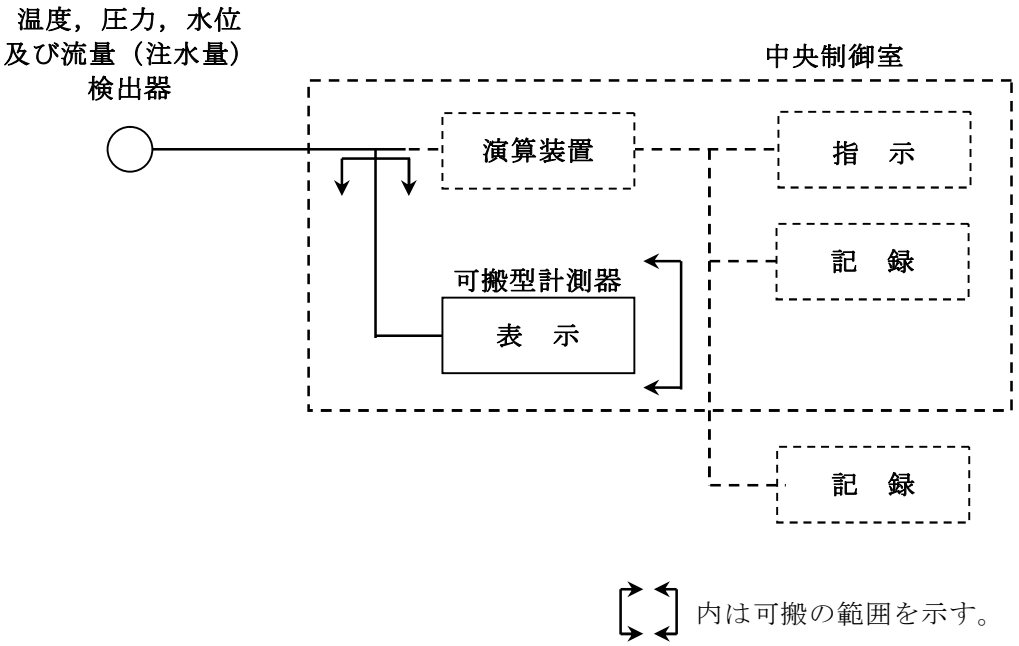


(注 1) 緊急時対策所まで無線通信
(注 2) 重大事故等対処設備

第 58－6－62 図　使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(13)　可搬型計測器

可搬型計測器は，重大事故等対処設備の機能を有しており，重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に，特に重要なパラメータとして，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する計器について，検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後，その計測結果を換算表を用いて温度，圧力，水位及び流量に換算し，監視するとともに，記録用紙に記録し，保存する。（第 58－6－63 図「可搬型計測器の概略構成図」参照。）



第 58－6－63 図　可搬型計測器の概略構成図

第 58－6－1 表　可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度	サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力	サプレッション・プール水位
原子炉圧力（ＳＡ）	格納容器下部水位
原子炉水位（広帯域）	フィルタ装置水位
原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置圧力
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	フィルタ装置スクラビング水温度
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	代替循環冷却系ポンプ入口温度
高圧代替注水系系統流量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
高圧炉心スプレイ系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	残留熱除去系海水系系統流量
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系原子炉注水流量	西側淡水貯水設備水位
残留熱除去系系統流量	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
低圧炉心スプレイ系系統流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
ドライウェル雰囲気温度	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
サプレッション・プール水温度	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
格納容器下部水温	使用済燃料プール温度（ＳＡ広域）
ドライウェル圧力	使用済燃料プール温度（ＳＡ）

4.　計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

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

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（1／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
起動領域計装	10^{-1}cps～10^{6}cps（1.0×10^{3}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}）	約100cps～10^{4}cps前後	定格出力の約19倍	10^{-1}cps～10^{6}cps（1.0×10^{3}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}）	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束（約100cps～10^{4}cps 前後）を測定できる範囲として10^{-1}cps～10^{6}cpsに設定している。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域計装（中性子源領域）が測定できる範囲を超えた場合は，起動領域計装（中間領域），平均出力領域計装によって監視可能である。
	0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}cm^{-2}・s^{-1}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}）	10^{8}cm^{-2}・s^{-1}～10^{13}cm^{-2}・s^{-1}		0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}cm^{-2}・s^{-1}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}）	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として，中性子源領域とのオーバラップを考慮して1.0×10^{8}cm^{-2}・s^{-1}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}に設定している。
平均出力領域計装	0～125%（1.0×10^{12}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{14}cm^{-2}・s^{-1}）	0～100%		定格出力の約6倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時，運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として0～125%に設定している。 なお，設計基準事故時及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻であるため，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（2／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	—	—	8.96MPa［gage］	8.96MPa［gage］	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	—	—	3.14MPa［gage］	3.14MPa［gage］	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	—	—	3.45MPa［gage］	3.45MPa［gage］	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～8.96MPa［gage］	8.96MPa［gage］	8.96MPa［gage］	8.96MPa［gage］	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～8.01MPa［gage］	8.01MPa［gage］	8.01MPa［gage］	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	0～3.45MPa［gage］	3.45MPa［gage］	3.45MPa［gage］	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	0～3.79MPa［gage］	3.79MPa［gage］	3.79MPa［gage］	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（3／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—	—	80℃以下	80℃以下	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下	182℃以下	182℃以下	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下	182℃以下	182℃以下	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧代替注水系系統流量	0～50L／s	—	—	38L／s	38L／s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，常設高圧代替注水系ポンプ最大注水量（38L／s）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m^3／h	—	—	378m^3／h	230m^3／h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（378m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m^3／h	—	—	75m^3／h	75m^3／h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）が計測可能な範囲とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m^3／h	—	—	110m^3／h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（110m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m^3／h	—	—	75m^3／h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m^3／h）が計測可能な範囲とする。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（4／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	—	—	—	100m^3／h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L／s	0～40L／s	40L／s	40L／s	40L／s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（40L／s）に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L／s	0～438L／s	438L／s	438L／s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系系統流量	0～600L／s	0～470L／s	470L／s	470L／s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，残留熱除去系ポンプの最大注水量（470L／s）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L／s	0～456L／s	456L／s	456L／s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（456L／s）に余裕を見込んだ設定とする。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（5／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1 （運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	約 6.93MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下	8.19MPa［gage］以下	8.30MPa［gage］以下	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa[gage]）の 1.2 倍(10.34MPa[gage])を監視可能である。
原子炉圧力 （ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	約 6.93MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下	8.19MPa［gage］以下	8.30MPa［gage］以下	
原子炉水位 （広帯域）	－3,800mm～1,500mm※2	1,260mm※2 1,300mm※3	－3,800mm～1,400 mm※2 397mm～1,300 mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 0～1,300mm※3	1,260mm※2以下 1,300mm※3以下	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位 （燃料域）	－3,800mm～1,300mm※3					
原子炉水位 （ＳＡ広帯域）	－3,800mm～1,500mm※2	1,260mm※2 1,300mm※3	－3,800mm～1,400 mm※2 397mm～1,300 mm※3			
原子炉水位 （ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,300mm※3					

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（6／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウェル圧力	0～1MPa［abs］	5kPa［gage］	279kPa［gage］以下	310kPa［gage］以下	620kPa［gage］以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gage］）に余裕を見込んだ設定とする。
サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa［abs］	5kPa［gage］	279kPa［gage］以下	310kPa［gage］以下	620kPa［gage］以下	
ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	57℃以下	171℃以下	約 123℃	約 202℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，ドライウェル雰囲気温度（約 202℃）に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能である。
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	32℃以下	104℃以下	約 143℃	約 132℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・チェンバ雰囲気温度（約 143℃）に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能である。
サプレッション・プール水温度	0～200℃	32℃以下	104℃以下	約 139℃	約 119℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・プール水温度（約 139℃）に余裕を見込んだ設定とする。また，原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gage］）におけるサプレッション・プール水の飽和温度（約 167℃）を監視可能である。
格納容器下部水温	0～500℃※4（ペデスタル床面 0m，＋0.2m）※5	—	—	—	0℃以下又は 500℃以上	ペデスタル底部にデブリが落下又は堆積した際に温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることでデブリの落下・堆積が検知可能である。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（7／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	2.5vol％以下	約4.4vol％以下	2.5vol％以下	4.3vol％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（0～4.3vol％）を計測可能な範囲とする。
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol％	—	約3.3vol％以下	—	56.6vol％以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol％）を計測可能な範囲とする。
代替淡水貯槽水位	0～20m	—	—	0～20m	0～20m	重大事故等時において，代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル（0～20m）を監視可能である。
西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	—	—	0.5m～4.5m	0.5m～4.5m	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1m から＋5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	0～500m^3／h	—	—	130m^3／h	300m^3／h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	0～500m^3／h	—	—	130m^3／h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0～200m^3／h	—	—	—	80m^3／h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m^3／h	—	—	250m^3／h	250m^3／h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量（250m^3／h）に余裕を見込んだ設定とする。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（8／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サプレッション・プール水位	－1m～9m（EL. 2,030mm～12,030mm）※6	±0m（EL. 3,030mm）※6	－0.5m～0m（EL. 2,530mm～3,030mm）※6	0～7.219m（EL. 3,030mm～10,249mm）※6	0～約7.681m（EL. 3,030mm～約10,711mm）※6	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように，サプレッション・プール水位（0～約7.681m）に余裕を見込んだ設定とする。 （サプレッション・プール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（－0.5m）を監視可能。）
格納容器下部水位	＋1.05m※5,※7（EL. 12,856mm）	—	—	＋1.05m※5,※7（EL. 12,856mm）	＋1.05m※5,※7（EL. 12,856mm）	原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，原子炉圧力容器破損前に溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。
	＋0.50m，＋0.95m※5,※8（EL. 12,306mm，12,756mm）	—	—	—	＋0.50m～＋0.95m※5,※8（EL. 12,306mm～12,756mm）	原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，原子炉圧力容器破損後（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）に溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。
	＋2.25m，＋2.75m※5,※9（EL. 14,056mm，14,556mm）	—	—	—	＋2.25m～＋2.75m※5,※9（EL. 14,056mm～14,556mm）	原子炉格納容器下部における注水状況を確認するため，原子炉圧力容器破損後（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）に溶融炉心の冷却に必要な水深があることを確認できる位置に設置する。
原子炉建屋水素濃度	0～10vol%，0～20vol%	—	—	—	4.0vol%未満	重大事故等時において，水素と酸素の可燃限界（水素濃度：4vol%）を監視可能である（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。

第 58－6－2 表　計測装置の計測範囲（9／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	バックグラウンドレベル	90Sv／h 未満※10	90Sv／h 未満※10	5×10^{4}Sv／h 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	バックグラウンドレベル	90Sv／h 未満※10	90Sv／h 未満※10	5×10^{4}Sv／h 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており，重大事故等時においても監視可能である。
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	—	—	—	約 5×10^{1}Sv／h 以下	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に，想定されるフィルタ装置出口最大放射線量率（約 5×10^{1}Sv／h）を監視可能。
	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	—	—	約 7×10^{0}mSv／h 以下	—	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に，想定されるフィルタ装置出口最大放射線量率（約 7×10^{0}mSv／h）を監視可能。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	—	—	約 9×10^{4}mSv／h 以下	—	耐圧強化ベントによる格納容器ベント実施時に，想定される耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置の最大放射線量率（約 9×10^{4}mSv／h）を監視可能。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	バックグラウンドレベル	—	3.1×10^{0}mSv／h 以下		重大事故等時における使用済燃料プールの変動する範囲（1.0×10^{-2}～2.4×10^{6}mSv／h）にわたり放射線量率を監視可能である。
	10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h					
原子炉圧力容器温度	0～500℃	約 286℃以下	302℃以下	300℃以下	300℃以上※11	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，原子炉圧力容器温度（0～500℃）を設定する。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（10／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	—	—			系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲 を監視可能。
フィルタ装置圧力	0～1MPa［gage］	—	—	0.31MPa［gage］以下	0.62MPa［gage］以下	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa［gage］）を監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—	—	200℃以下	200℃以下	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。
フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—	—	—	56.6vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値（56.6vol%（ドライ条件））を監視可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550L／s	493L／s	493L／s	493L／s	493L／s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L／s）を監視可能。
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m^3／h	—	—	650m^3／h	650m^3／h	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（650m^3／h）を監視可能。
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50m^3／h	—	—	40m^3／h	40m^3／h	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m^3／h）を監視可能。

第58－6－2表　計測装置の計測範囲（11／11）

名称	計測範囲	プラントの状態※1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時※1	設計基準事故時※1（運転時の異常な過渡変化時を含む）	重大事故等時※1		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	－4,300mm～＋7,200mm（EL. 35,077mm～46,577mm）※12	＋6,818mm（EL. 46,195mm）※12	＋6,818mm（EL. 46,195mm）※12	N.W.Lから－0.62m（EL. 45,575mm）※12		重大事故等時に変動する可能性のある使用済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。
	0～120℃	52℃以下	66℃以下	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	0～120℃	52℃以下	—	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	—		重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。

※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，発生する頻度は稀であるが，発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により，発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
※2　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※3　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※4　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
※5　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
※6　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※7　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
※8　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）
※9　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）
※10　炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv／h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
※11　300℃以上となる場合があるが，炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上で問題ない。
※12　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）

第 58－6－3 表　計測装置の警報動作範囲（1／2）

名　　称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	起動領域計装 （中間領域）	原子炉周期(ペリオド)： 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引き抜き等に伴う異常反応度印加投入による燃料損傷を防止するため，中性子束の異常上昇を検知し，原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち,最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して,燃料が安全限界を超える前に原子炉スクラムさせるよう，原子炉周期 10 秒以上を設定値とする。
		中性子束： 120%以下	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度印加による燃料損傷を防止するため，中性子束の緩慢な出力増加を検知し，原子炉をスクラムさせる。 プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち,最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して,燃料が安全限界を超える前に原子炉スクラムさせるよう，中性子束 120%以下を設定値とする。
	平均出力領域計装	120%以下 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	プラント運転時の異常反応度印加による燃焼被覆管損傷の保護を目的とし,異常時に原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として 120%以下とする。
		2%以上 (原子炉モードスイッチが「運転」の時)	プラント運転時の平均出力領域計装の健全性を監視し,異常時に原子炉をスクラムさせる。 測定系の異常を確実に検出できる値として 2%以上とする。
		15%以下 (原子炉モードスイッチが「燃料取替」,「起動」の時)	原子炉の起動時の異常反応度印加による燃料被覆管損傷の保護を目的とし,異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時までに誤トリップを起こさない値として 15%以下とする。
		自動可変設定 (0.72Wd＋54%以下※1, 又は最大値 115%)	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し,燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の関数として自動可変設定とし,再循環流量によって決まる燃料の表面熱流速の制限値を超えない値として（0.72Wd＋54%）以下又は最大値 115%とする。

第 58－6－3 表　計測装置の警報動作範囲（2／2）

名　　称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.39MPa［gage］ 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時,原子炉圧力容器内の圧力上昇を緩和し，かつサプレッション・プール水の温度上昇を抑えるため再循環系ポンプ 2 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム（7.25MPa[gage]）の発生前に本インターロックが動作することなく，かつ事象の早期緩和を図るため，圧力高スクラム設定値に対して計器誤差を見込んだ原子炉圧力 7.39MPa[gage]以下を設定値とする。
	原子炉水位	－970mm 以上※2	原子炉水位が低下した場合に，原子炉隔離時冷却系を起動（冷却材補給機能）し，原子炉の水位低下を防ぐ。 給水が完全に喪失した場合,原子炉水位Ｌ２にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位Ｌ１を下回らないよう十分高い水位にするとともに,原子炉水位Ｌ３以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう，Ｌ３水位より十分に低い水位である，原子炉水位－970mm 以上を設定値とする。
		－3,790mm 以上※2	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため,非常用炉心冷却系を起動し，速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位Ｌ２で原子炉隔離時冷却系,高圧炉心スプレイ系が起動することにより，Ｌ１に達しないように十分低い値とするとともに,非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり,冠水維持されて冷却が十分達成されるよう原子炉水位－3,790mm 以上を設定値とする。
		－3,790mm 以上※2	中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合,原子炉水位Ｌ１で自動減圧系を作動させ，低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）と連携して炉心を冷却するよう原子炉水位－3,790mm 以上を設定値とする。 また，自動減圧系の機能が喪失した場合，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため,原子炉水位Ｌ１で自動減圧機能を有する 7 個のうち 2 個の逃がし安全弁を作動させるよう原子炉水位－3,790mm 以上を設定値とする。

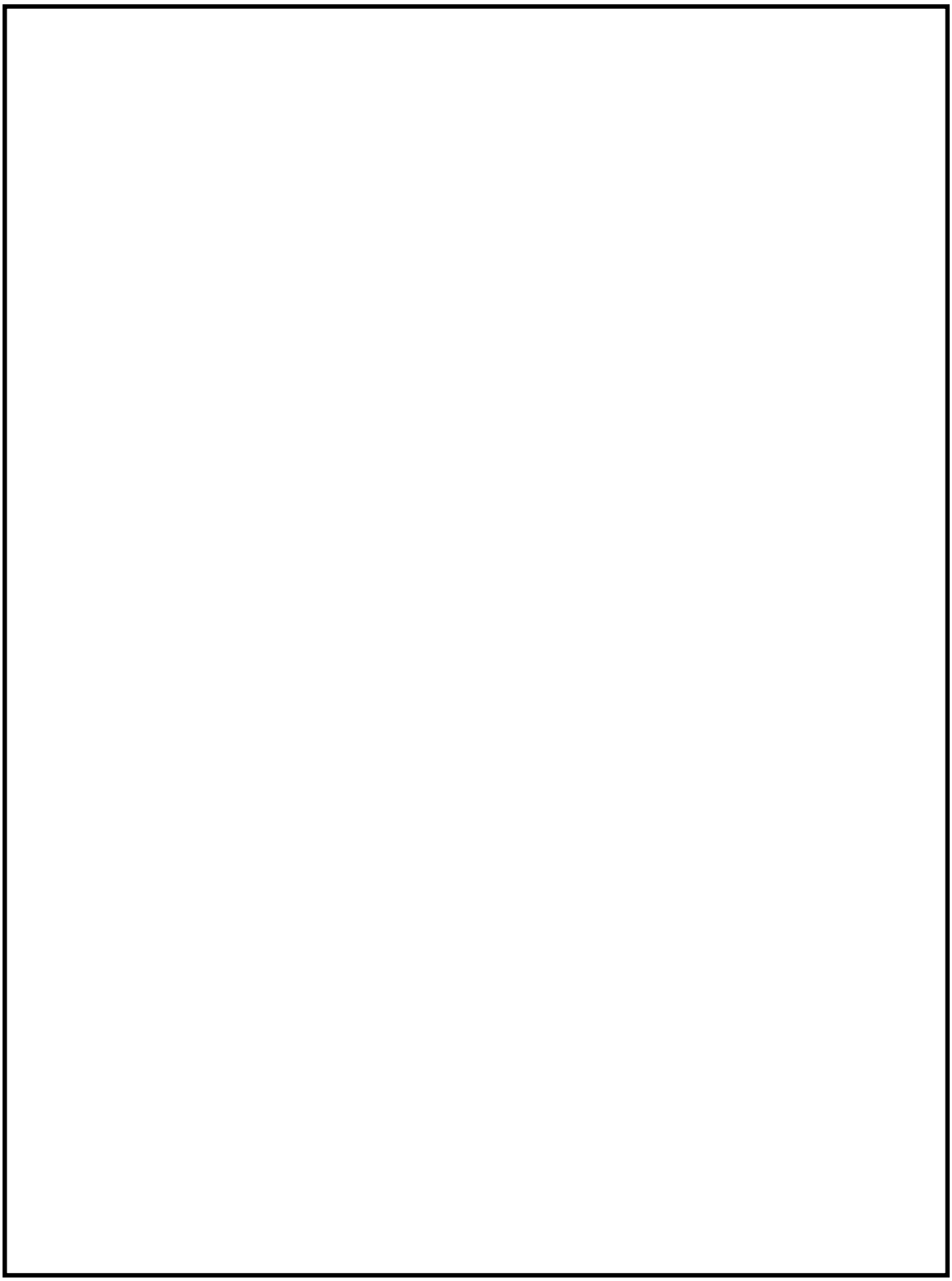
※1　Wd は再循環流量（%）

※2　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）

参考資料

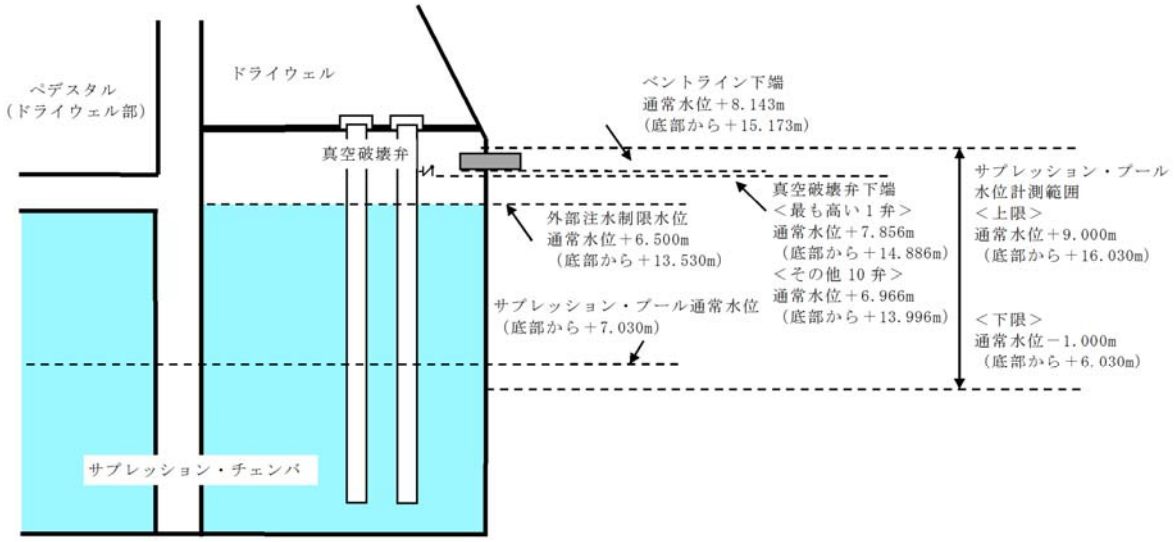
原子炉水位，サプレッション・プール水位，核計装の概要図と計測範囲との関係

１．原子炉水位



第 58－6－64 図　原子炉水位の概要図

２．サプレッション・プール水位

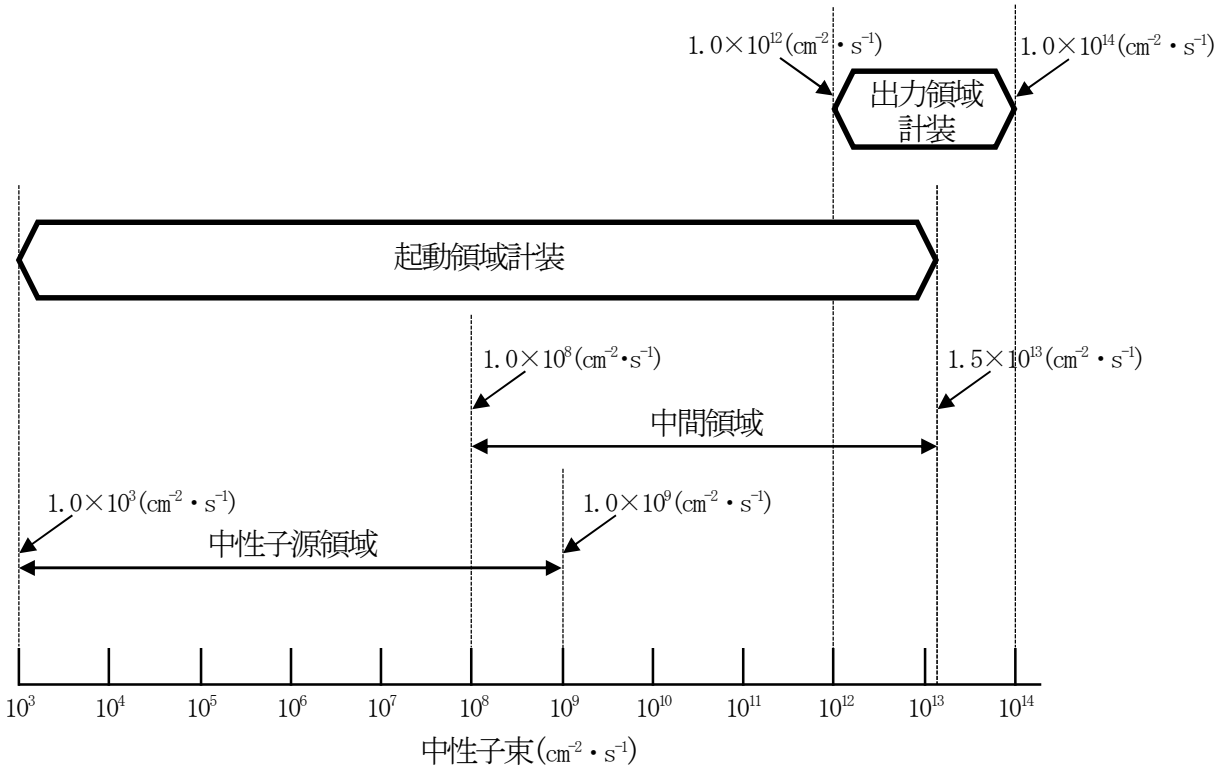


項目	通常水位からの高さ	底部からの高さ
水位計※計測範囲（上限）	9.000m	16.030m
ベントライン（下端）	8.143m	15.173m
真空破壊弁下端 （最も高い１弁）	7.856m	14.886m
真空破壊弁下端 （その他 10 弁）	6.966m	13.996m
外部注水制限	6.500m	13.530m
通常水位	0.000m	7.030m
水位計※計測範囲（下端）	－1.000m	6.030m

※重大事故等対処設備として設置するもの

第 58－6－65 図　サプレッション・プール水位の概要図

３．核計装



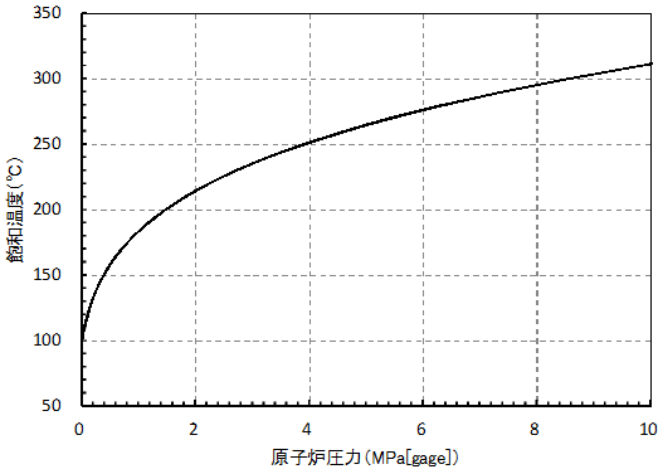
第 58－6－66 図　核計装の概要図

.

58－7　主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

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

項　目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～500℃	302℃以下
代替 パラメータ	①原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	①原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm※1 －3,800mm～1,300mm※2	－3,800mm～1,400mm※1 397mm～1,300mm※2
	①原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,500mm※1 －3,800mm～1,300mm※2	－3,800mm～1,400mm※1 397mm～1,300mm※2
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm） ※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において，原子炉圧力容器への注水に期待できない場合，原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し，炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり，冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合，炉心の冷却状態を把握し，事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。		
推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には，原子炉水位が燃料有効長頂部（ＴＡＦ）以上の場合は，原子炉圧力容器内の水蒸気が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位がＴＡＦに到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位がＴＡＦ以上の場合には，飽和状態と想定し，飽和温度／圧力の関係を利用し，第 58－7－1 図を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100℃～約 315℃		



飽和温度（℃）	原子炉圧力（MPa[gage]）
311	9.9
312	10.0
313	10.2
314	10.3
315	10.5
316	10.6
317	10.7
318	10.9
319	11.0
350	16.4

第 58－7－1 図　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定

推定方法

① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）

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

（専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。）

推定可能範囲：全範囲

※推定概要

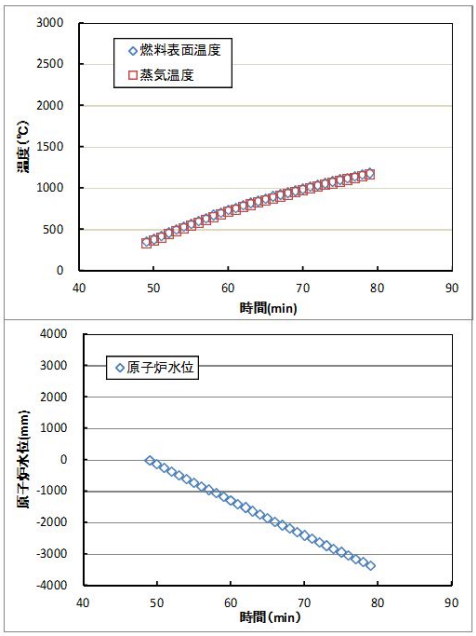
＜推定方法＞

第 58－7－2 図に示すシートに時間（スクラムからの時間），原子炉水位を入力することにより，ＴＡＦ到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

＜注意事項＞

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

入力		結果		
時間 [min]	原子炉水位* （燃料域） [mm]	崩壊熱 [MWt]	燃料表面温度 [℃]	蒸気温度 [℃]
49	−25	46.96	352	329
50	−146	46.63	384	361
51	−266	46.33	424	401
52	−386	46.03	463	440
53	−505	45.74	500	477
54	−624	45.45	534	512
55	−741	45.17	570	548
56	−852	44.89	606	584
57	−963	44.62	639	618
58	−1071	44.35	673	652
59	−1185	44.09	706	684
60	−1299	43.83	734	713
61	−1413	43.58	763	742
62	−1526	43.33	792	771
63	−1638	43.08	821	800
64	−1750	42.84	846	826
65	−1862	42.60	872	852
66	−1973	42.37	898	878
67	−2083	42.15	922	902
68	−2193	41.95	945	925
69	−2303	41.75	969	949
70	−2412	41.55	993	973
71	−2521	41.36	1016	996
72	−2629	41.17	1038	1018
73	−2737	40.98	1060	1040
74	−2844	40.80	1081	1061
75	−2951	40.62	1103	1083
76	−3057	40.44	1123	1104
77	−3163	40.26	1143	1124
78	−3269	40.08	1163	1144
79	−3374	39.91	1183	1164
80	−3479	39.74	1203	1184
81	−3584	39.57	1222	1203



第 58－7－2 図　原子炉内燃料温度推定計算シート

推定方法	②　残留熱除去系熱交換器入口温度 　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を推定する。
推定の評価	①　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広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） 　原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位がＴＡＦ以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度／圧力の関係から推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 　原子炉水位がＴＡＦ以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ②　残留熱除去系熱交換器入口温度 　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。 ＜誤差による影響について＞ 　原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性があることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　※1　原子炉圧力容器の定格圧力：約 7MPa［gage］（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±91kPa から温度に換算した場合は 287±1℃程度，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±84kPa から温度に換算した場合は 287±1℃程度。 　代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差※2を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　※2　残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±3.4℃ 　以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

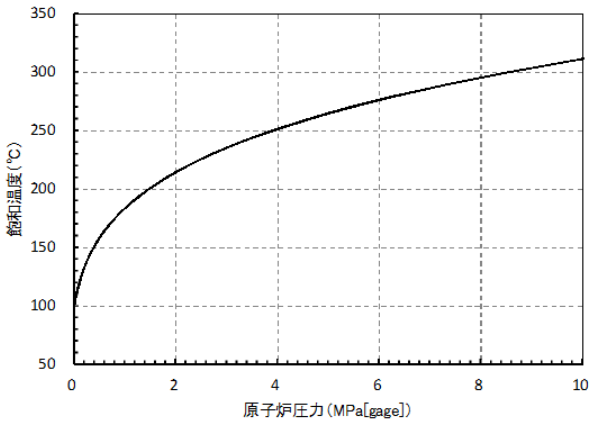
(b) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の圧力）

<table>
<tr><td>項　目</td><td colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</td></tr>
<tr><td></td><td>監視パラメータ</td><td>計測範囲</td><td>設計基準</td></tr>
<tr><td>主要
パラメータ</td><td>原子炉圧力</td><td>0～10.5MPa［gage］</td><td>8.62MPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td></td><td>原子炉圧力（ＳＡ）</td><td>0～10.5MPa［gage］</td><td>8.62MPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td rowspan="6">代替
パラメータ</td><td>①原子炉圧力（ＳＡ）
（原子炉圧力の代替）</td><td>0～10.5MPa［gage］</td><td>8.62MPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td>①原子炉圧力
（原子炉圧力（ＳＡ）の代替）</td><td>0～10.5MPa［gage］</td><td>8.62MPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td>②原子炉水位（広帯域）
原子炉水位（燃料域）</td><td>－3,800mm～1,500mm※1
－3,800mm～1,300mm※2</td><td>－3,800mm～1,400mm※1
397mm～1,300mm※2</td></tr>
<tr><td>②原子炉水位（ＳＡ広帯域）
原子炉水位（ＳＡ燃料域）</td><td>－3,800mm～1,500mm※1
－3,800mm～1,300mm※2</td><td>－3,800mm～1,400mm※1
397mm～1,300mm※2</td></tr>
<tr><td>②原子炉圧力容器温度</td><td>0～500℃</td><td>302℃以下</td></tr>
<tr><td colspan="3">※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことである。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（ＳＡ）（原子炉圧力（ＳＡ）を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。
原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は，不確かさが生じることを考慮する。

推定方法は，以下のとおりである。

①　原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）
同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。

②　原子炉圧力容器温度
飽和温度／圧力の関係を利用し，第 58－7－3 図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお，原子炉圧力容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。
推定可能範囲：0～約 10.3MPa[gage]

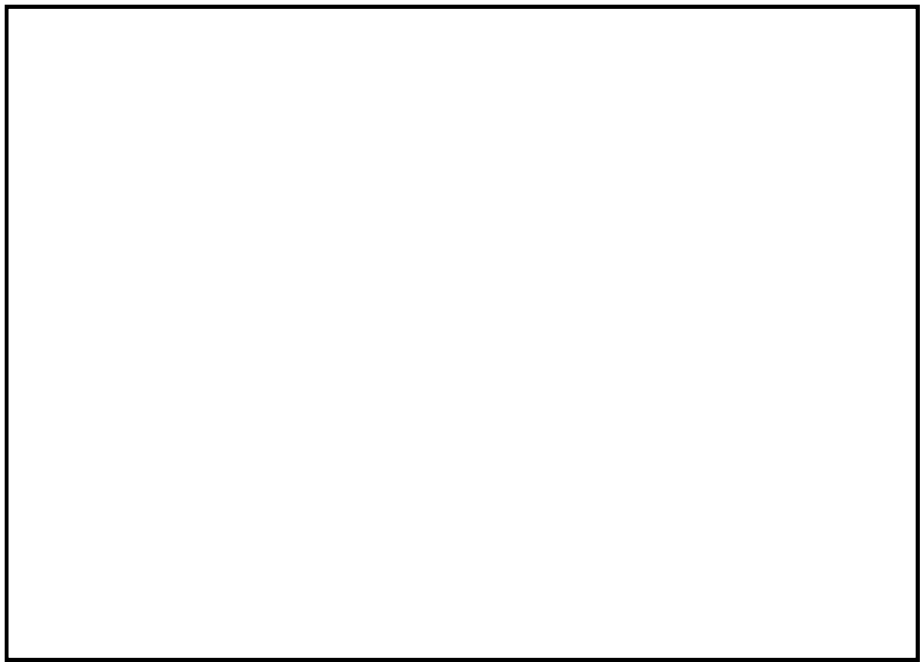
 

<table>
<tr><th>飽和温度
（℃）</th><th>原子炉圧力
（MPa[gage]）</th></tr>
<tr><td>311</td><td>9.9</td></tr>
<tr><td>312</td><td>10.0</td></tr>
<tr><td>313</td><td>10.2</td></tr>
<tr><td>314</td><td>10.3</td></tr>
<tr><td>315</td><td>10.5</td></tr>
<tr><td>316</td><td>10.6</td></tr>
<tr><td>317</td><td>10.7</td></tr>
<tr><td>318</td><td>10.9</td></tr>
<tr><td>319</td><td>11.0</td></tr>
<tr><td>350</td><td>16.4</td></tr>
</table>
図 58－7－3　飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定</td></tr>
</table>

推定の評価	① 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 原子炉圧力容器温度，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことであり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（なお，原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は，原子炉圧力で－0.144MPa 程度，原子炉圧力（ＳＡ）で－0.114MPa 程度ずれる可能性があり，このずれを考慮した上で対応する。以下，原子炉圧力又は原子炉圧力（ＳＡ）を代替パラメータとして用いた場合も同様。） ※1 原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±84kPa 代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，温度を圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差※2を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa［gage］（飽和温度：約 147℃），定格圧力：約 7MPa［gage］（飽和温度：約 287℃）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：±5.4℃から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.07MPa［gage］程度，7.0±0.6MPa［gage］程度。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

項　目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm※1 －3,800mm～1,300mm※2	－3,800mm～1,400mm※1 397mm～1,300mm※2
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,500mm※1 －3,800mm～1,300mm※2	－3,800mm～1,400mm※1 397mm～1,300mm※2
代替パラメータ	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の代替）	－3,800mm～1,500mm※1 －3,800mm～1,300mm※2	－3,800mm～1,400mm※1 397mm～1,300mm※2
	①原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	－3,800mm～1,500mm※1 －3,800mm～1,300mm※2	－3,800mm～1,400mm※1 397mm～1,300mm※2
	②高圧代替注水系系統流量	0～50L／s	—
	②低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m^3／h※3	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～ 80m^3／h※3	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m^3／h※4	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～ 80m^3／h※4	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L／s	40L／s
	②高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L／s	438L／s
	②残留熱除去系系統流量	0～600L／s	470L／s
	②低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L／s	456L／s
	③原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	③原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	③サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm） ※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm） ※3　常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※4　可搬型設備による対応時に使用		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を確認することである。 原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの①原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）（原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）を推定する場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）にて推定），②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系系統流量，低圧代替注水系原子炉注水流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定		

推定方法	することができる。また，③原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 重大事故等時に，設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し，水位不明と判断した場合は，下記の「② 原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。 ② 原子炉圧力容器への注水流量 第 58－7－4 図より原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。 原子炉水位変化率［mm／min］ ＝原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差［m^3／h］ /60［min］/ [redacted] 原子炉圧力容器レベル換算：[redacted] 推定可能範囲：全範囲  第 58－7－4 図 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定 ③ 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により，原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（ＳＡ）とサプレッション・チェンバ圧力の差圧が [redacted]［gage］以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。

推定の評価	① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより，原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ② 原子炉圧力容器への注水流量 原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ③ 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力による推定方法は，原子炉水位の計測が困難※1となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ※1 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力とドライウェル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。 なお，大規模な破断が発生した場合は，原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水流量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサプレッション・プール水位上昇傾向変化により推定する。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差※2を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm 原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm 原子炉水位（ＳＡ広帯域）の誤差：±43mm 原子炉水位（ＳＡ燃料域）の誤差：±41mm 代替パラメータ（原子炉圧力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差※3を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※3 高圧代替注水系系統流量の誤差：±0.5L／s 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の誤差：±4.0m^3／h※4 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の誤差：±0.7m^3／h※4 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の誤差：±2.4m^3／h※5 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の誤差：±0.7m^3／h※5 代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m^3／h 原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±0.5L／s 高圧炉心スプレイ系系統流量の誤差：±4.3L／s 残留熱除去系系統流量の誤差：±5.2L／s 低圧炉心スプレイ系系統流量の誤差：±5.2L／s ※4 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用する流量 ※5 可搬型設備による対応時に使用する流量 代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），サプレッション・チェンバ圧力）による推定では，計器誤差※6を考慮した差圧誤差は約 0.1MPa［gage］であるが，満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位傾向を把握することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※6 原子炉圧力の誤差：±91kPa

推定の評価	原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±84kPa サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

項　目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	高圧代替注水系系統流量	0～50L／s	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m^3／h※1	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～ 80m^3／h※1	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m^3／h※2	—
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～ 80m^3／h※2	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L／s	40L／s
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L／s	438L／s
	残留熱除去系系統流量	0～600L／s	470L／s
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L／s	456L／s
代替パラメータ	①サプレッション・プール水位（高圧代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低圧炉心スプレイ系系統流量の代替）	－1m～9m (EL. 2，030mm～12，030mm) ※3	－0. 5m～0m (EL. 2，530mm～3，030mm) ※3
	①代替淡水貯槽水位（低圧代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～20m	—
	①西側淡水貯水設備水位（低圧代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～6. 5m	—
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3，800mm～1，500mm※4 －3，800mm～1，300mm※5	－3，800mm～1，400mm※4 397mm～1，300mm※5
	②原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3，800mm～1，500mm※4 －3，800mm～1，300mm※5	－3，800mm～1，400mm※4 397mm～1，300mm※5
	③常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力（高圧代替注水系系統流量の代替）	0～10MPa［gage］	—
	③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	0～5MPa［gage］	—
	③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（原子炉隔離時冷却系系統流量の代替）	0～10MPa［gage］	8. 96MPa［gage］
	③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力（高圧炉心スプレイ系系統流量の代替）	0～10MPa［gage］	8. 01MPa［gage］
	③残留熱除去系ポンプ吐出圧力（残留熱除去系系統流量の代替）	0～4MPa［gage］	3. 45MPa［gage］

<table>
<tr><td rowspan="2">代替
パラメータ</td><td>③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
（低圧炉心スプレイ系系統流量の代替）</td><td>0～4MPa［gage］</td><td>3.79MPa［gage］</td></tr>
<tr><td colspan="3">※1　常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
※2　可搬型設備による対応時に使用
※3　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※4　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※5　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し，炉心冷却状態を把握することである。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合，水源であるサプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備並びに注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。

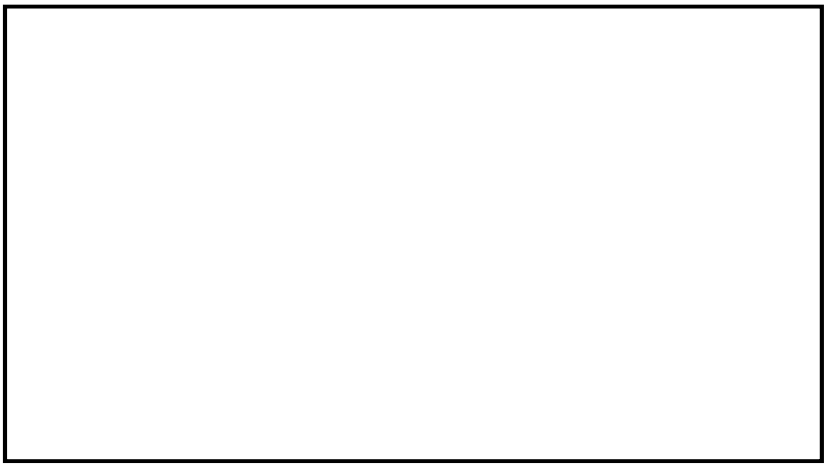
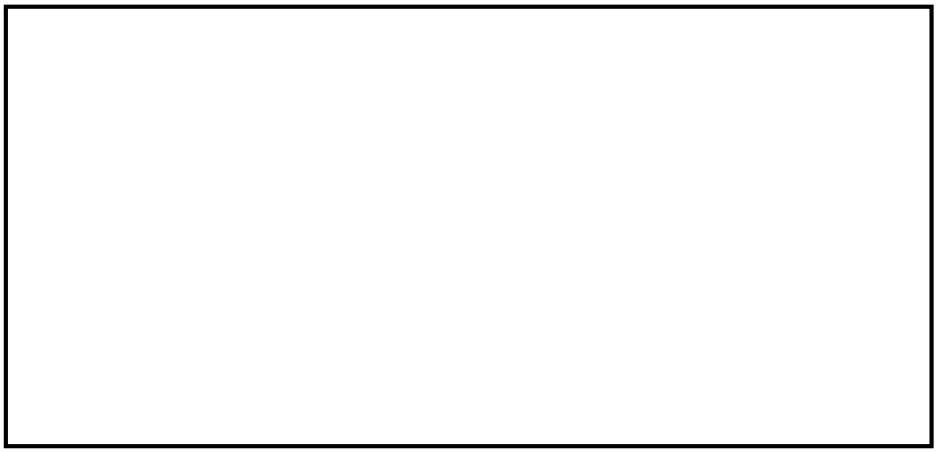
推定方法は，以下のとおりである。

①　サプレッション・プール水位
サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。
原子炉圧力容器注水量［m^3／h］
＝ [redacted] ×1 時間当たりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量［cm／h］

サプレッション・プール水量レベル換算：[redacted]

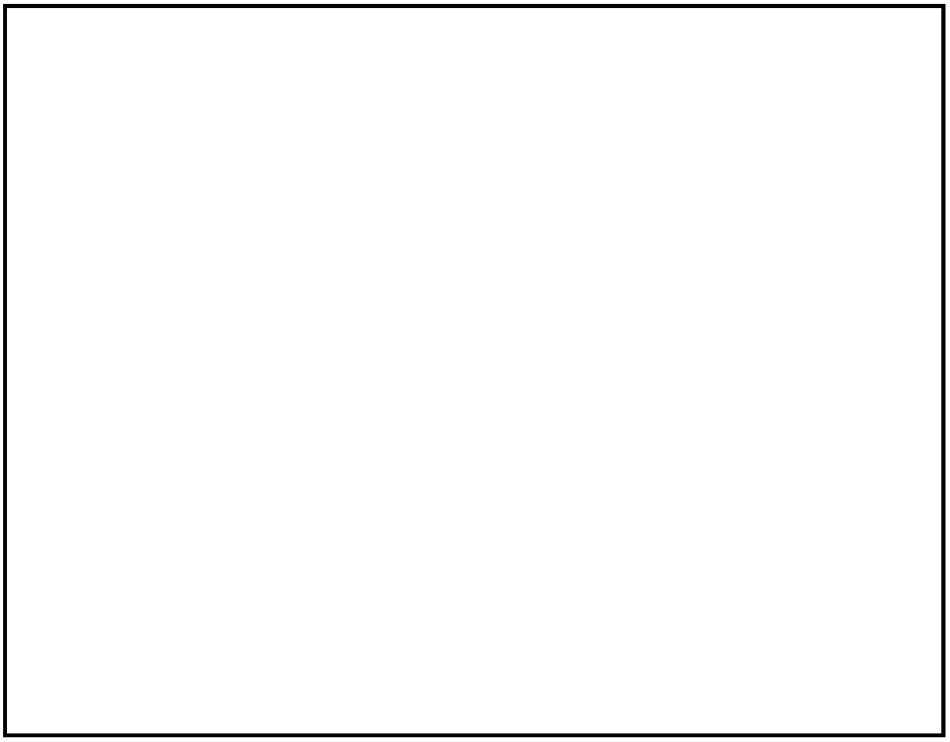
[redacted]

第 58－7－5 図　サプレッション・プールの水位容量曲線</td></tr>
</table>

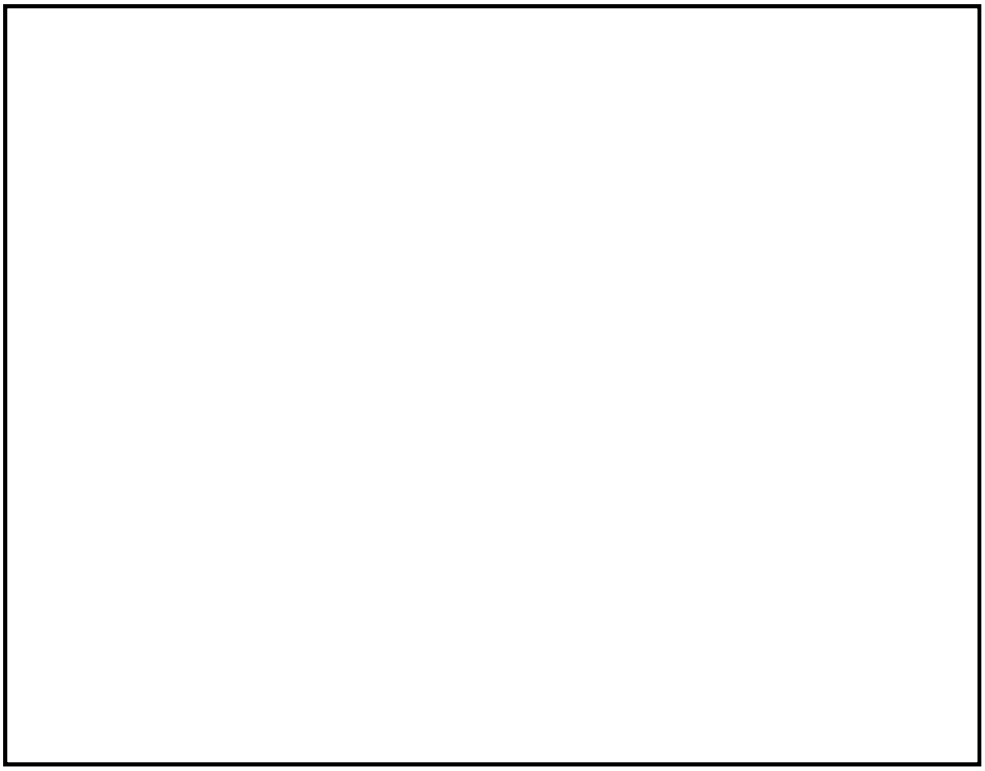
	① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて併わせて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲  第 58－7－6 図　代替淡水貯槽の水位容量曲線
推定方法	① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて併わせて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲  第 58－7－7 図　西側淡水貯水設備の水位容量曲線

推定方法	② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。 (2) 第 58－7－8 図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。 原子炉注水量［m^3／h］ ＝［　　］×原子炉水位変化率［mm／min］×60［min］ ＋崩壊熱除去に必要な注水量［m^3／h］ 原子炉圧力容器水量レベル換算：［　　］ 推定可能範囲：全範囲 ［　　］ 第 58－7－8 図　崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定 ③ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，注水流量の制御を一定に行うため，各系統のポンプ吐出圧力から運転状態であることを確認することで，定格流量が確保されていることを推定する。 上記 2 系統以外の系統流量の監視が不可能となった場合は，各系統のポンプ吐出圧力から各ポンプの注水特性を用いて，系統流量が確保されていることを推定する。

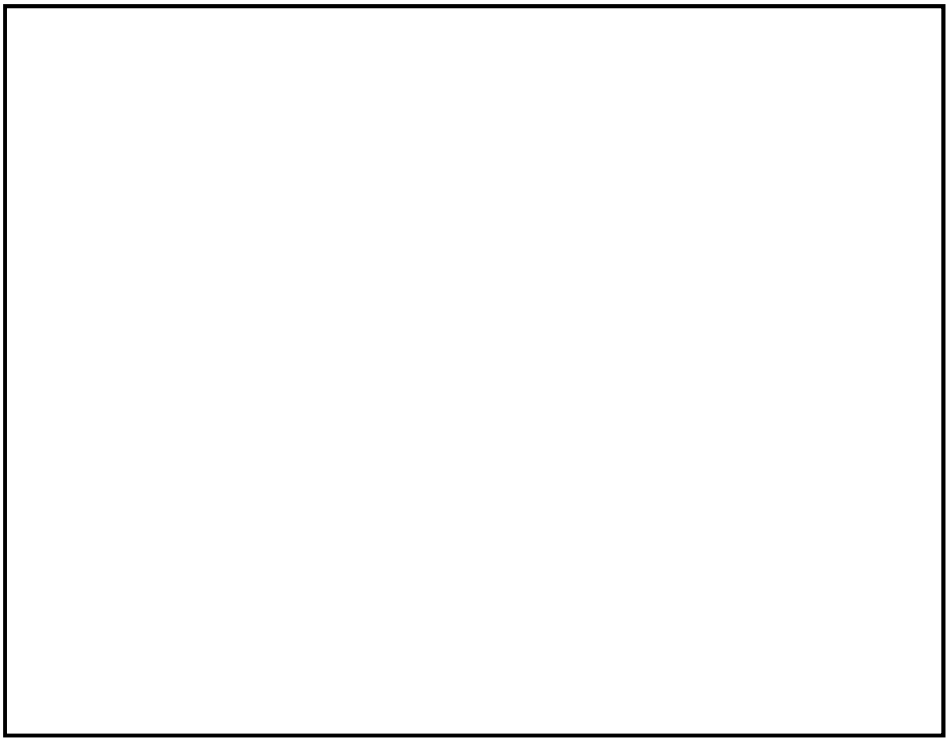
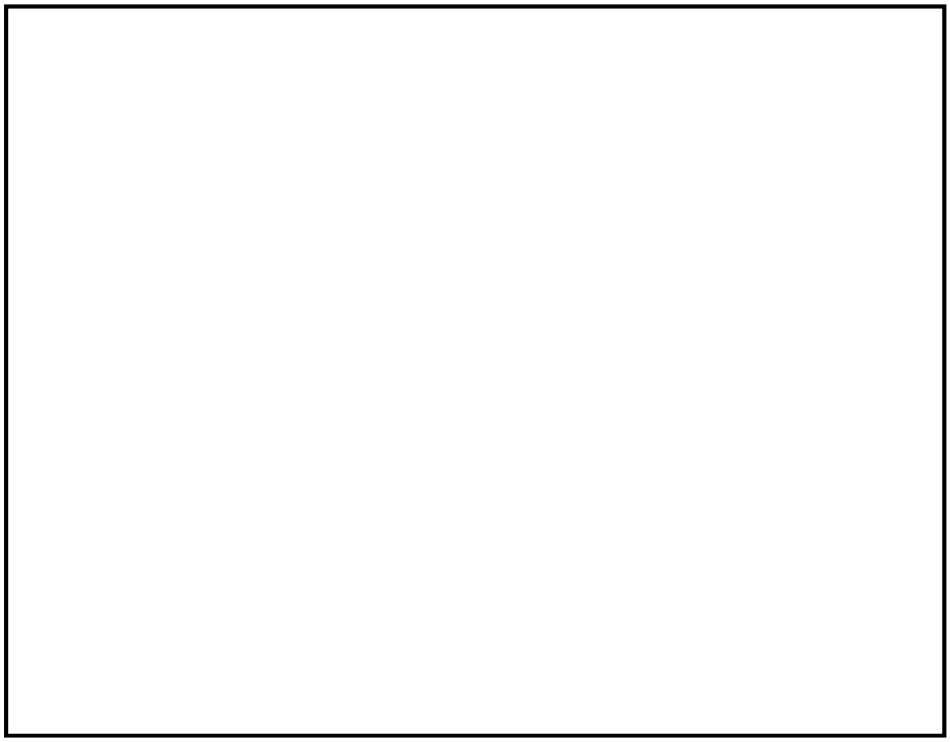
推定方法



第 58－7－9 図　代替循環冷却系ポンプの注水特性



第 58－7－10 図　高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性

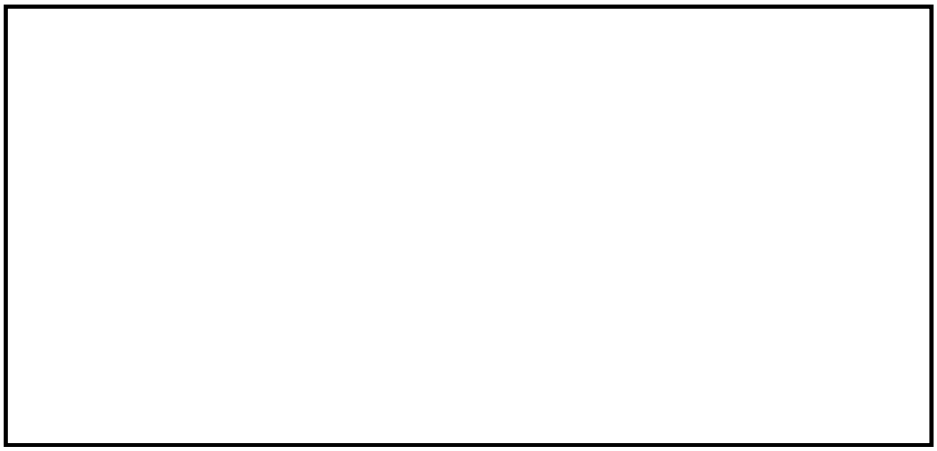
推定方法	 第 58－7－11 図　残留熱除去系ポンプの注水特性  第 58－7－12 図　低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性

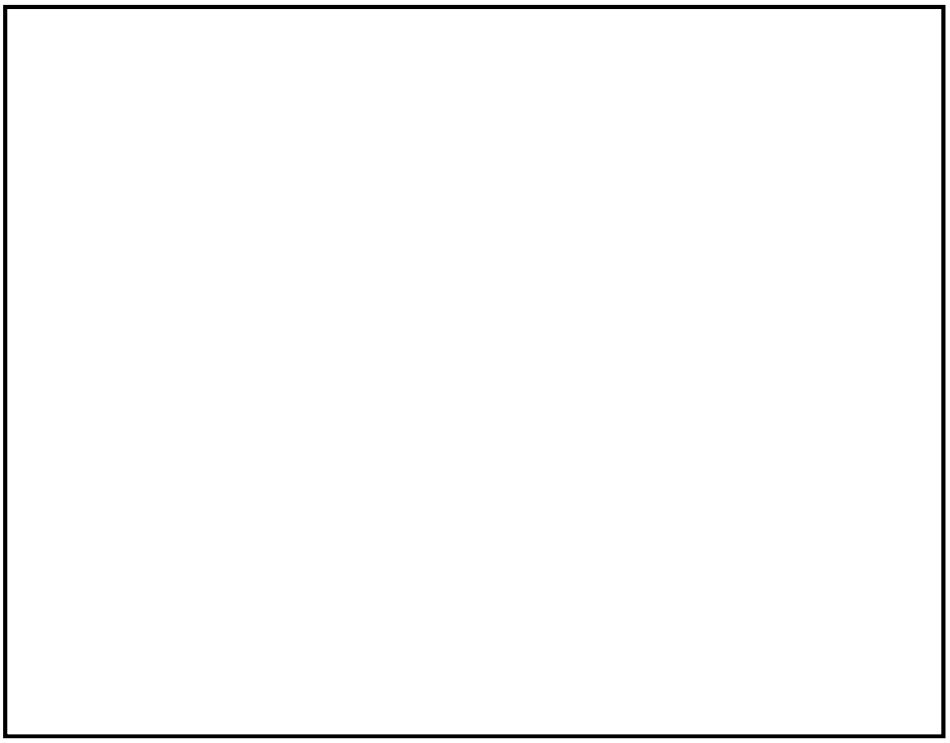
推定の評価	①　サプレッション・プール水位 　サプレッション・プール水位による推定方法は，サプレッション・チェンバを水源として使用し，かつ，サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。 ①　代替淡水貯槽水位 　代替淡水貯槽水位による推定方法は，代替淡水貯槽を水源として使用し，かつ，代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 　本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ①　西側淡水貯水設備水位 　西側淡水貯水設備水位による推定方法は，西側淡水貯水設備を水源として使用し，かつ，西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 　本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ②　原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） 　原子炉水位による推定方法は，崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して，プラントの状態を考慮した推定としており，崩壊熱除去に必要な注水量を確認し，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ③　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 　常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力による推定方法は，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が注水流量が一定となるよう制御される系統であることを考慮したものであり，ポンプの運転状態を確認することで推定可能である。 　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力による推定方法は，ポンプの吐出圧力と流量の関係から推定する方法であるため，流量の推定に適用できる。 ＜誤差による影響について＞ 　原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（サプレッション・プール水位，代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。(「サプレッション・プールの水位容量曲線」より，サプレッション・プールの水位の誤差※1から流量に換算した場合は［　　］程度。「代替淡水貯槽の水位容量曲線」より，代替淡水貯槽の水位の誤差※1から流量に換算した場合は［　　］程度。「西側淡水貯水設備の水位容量曲線」より，西側淡水貯水設備の水位の誤差※1から流量に換算した場合は［　　］程度。) 　※1　サプレッション・プール水位の誤差：±8.0cm，代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm，西側淡水貯水設備水位の誤差：±4.7cm 　代替パラメータ（原子炉水位）による推定では，注水先の水位変化量から，注水設備によって原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき，計器誤差※2を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 　※2　原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm，原子炉水位（ＳＡ広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（ＳＡ燃料域）の誤差：±41mm

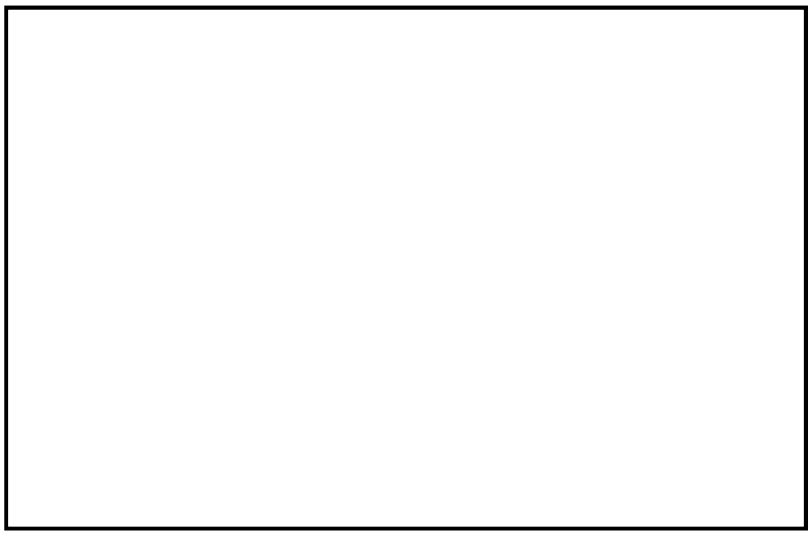
推定の評価	代替パラメータ（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）による推定では，流量が一定で制御される系統であることを考慮すると，計器誤差の推定結果への影響を考慮せず，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）による推定では，計器誤差※3を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば残留熱除去系については，「残留熱除去系ポンプの注水特性」より，流量 1,690m^3／h の場合，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差（±35kPa）から流量に換算した場合は 1,690±60m^3／h 程度である。） ※3　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差：±40kPa，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差：±86kPa，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：±35kPa，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差：±35kPa 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

<table>
<tr><td>項　目</td><td colspan="3">原子炉格納容器への注水量</td></tr>
<tr><td></td><td>監視パラメータ</td><td>計測範囲</td><td>設計基準</td></tr>
<tr><td rowspan="4">主要
パラメータ</td><td>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）</td><td>0～500m^3／h※1</td><td>―</td></tr>
<tr><td>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）</td><td>0～500m^3／h※2</td><td>―</td></tr>
<tr><td>代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</td><td>0～300m^3／h</td><td>―</td></tr>
<tr><td>低圧代替注水系格納容器下部注水流量</td><td>0～200m^3／h</td><td>―</td></tr>
<tr><td rowspan="8">代替
パラメータ</td><td>①代替淡水貯槽水位
（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替）</td><td>0～20m</td><td>―</td></tr>
<tr><td>①西側淡水貯水設備水位
（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替）</td><td>0～6.5m</td><td>―</td></tr>
<tr><td>①代替循環冷却系原子炉注水流量
（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）</td><td>0～150m^3／h</td><td>―</td></tr>
<tr><td>①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）</td><td>0～5MPa［gage］</td><td>―</td></tr>
<tr><td>②サプレッション・プール水位
（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替）</td><td>－1m～9m
(EL.2,030mm～12,030mm)
※3</td><td>－0.5m～0m
(EL.2,530mm～3,030mm)
※3</td></tr>
<tr><td rowspan="3">②格納容器下部水位
（低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替）</td><td>＋1.05m※4,※5
(EL.12,856mm)</td><td>―</td></tr>
<tr><td>＋0.50m，＋0.95m※4,※6
(EL.12,306mm，12,756mm)</td><td>―</td></tr>
<tr><td>＋2.25m，＋2.75m※4,※7
(EL.14,056mm，14,556mm)</td><td>―</td></tr>
<tr><td colspan="3">※1　常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用
※2　可搬型設備による対応時に使用
※3　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※4　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
※5　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
※6　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）
※7　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを確認することである。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測が困難になった場合，以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</td></tr>
</table>

推定方法	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には，水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位より注水量を推定する。また，注水先のサプレッション・プール水位又は格納容器下部水位により注水量を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併わせて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲 第 58－7－13 図　代替淡水貯槽の水位容量曲線 ①　西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併わせて確認する。 推定可能範囲：各注水流量の計測範囲  第 58－7－14 図　西側淡水貯水設備の水位容量曲線

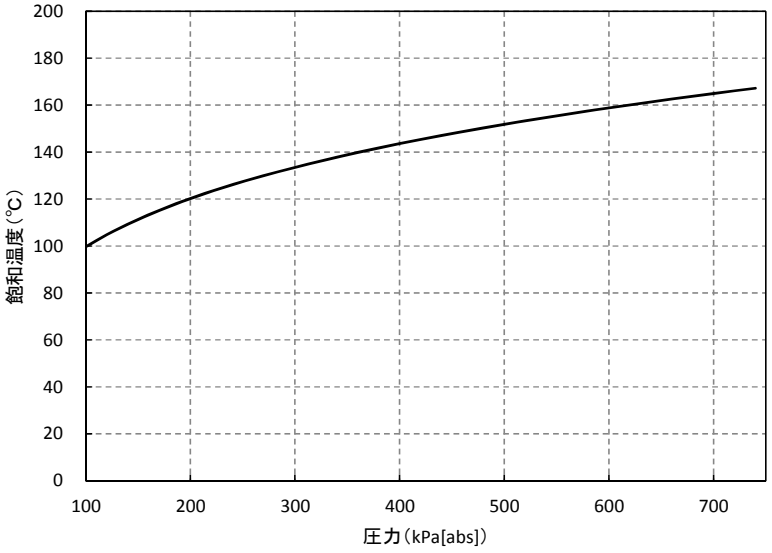
推定方法	① 代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。  第 58－7－15 図　代替循環冷却系ポンプの注水特性 ② サプレッション・プール水位（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替） サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。 原子炉格納容器注水量［m^3／h］ ＝ [redacted] ×1 時間当たりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量［cm／h］ サプレッション・プール水量レベル換算 : [redacted]

推定方法	 第 58－7－16 図　サプレッション・プールの水位容量曲線 ②　格納容器下部水位（低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替） ペデスタル（ドライウェル部）へ注水した場合は，格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。 具体的には，ペデスタル（ドライウェル部）の平面積（約 30m^2）と格納容器下部水位の値から注水量を算出し，注水時間から注水流量を推定する。
推定の評価	①　代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は，代替淡水貯槽を水源として使用し，かつ，代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態による影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ①　西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は，西側淡水貯水設備を水源として使用し，かつ，西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態による影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ①　代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力による推定方法は，ポンプの吐出圧力と流量の関係から代替循環冷却系ポンプの総流量を推定するものであり，総流量と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため，推定に適用できる。 ②　サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は，他の系統からのサプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。

推定の評価	② 格納容器下部水位 ペデスタル（ドライウェル部）へ注水した場合は，計測範囲内において適用可能である。なお，ペデスタル（ドライウェル部）への注水目的は，ペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するため，通常運転時及び原子炉圧力容器破損前確保水位（＋1.05m），原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）高さ（＋0.5m，＋0.95m）及び原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）高さ（＋2.25m，＋2.75m）が計測されれば良いため，事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は，注水設備が機能していることを把握することであり，代替パラメータ（代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位）による推定は，水源の水位変化量から注水されていることの傾向が把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 （「代替淡水貯槽の水位容量曲線」より，代替淡水貯槽の水位の誤差※1から流量に換算した場合は［　　］程度。「西側淡水貯水設備の水位容量曲線」より，西側淡水貯水設備の水位の誤差※1から流量に換算した場合は［　　］程度。） ※1 代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm 西側淡水貯水設備水位の誤差：±4.7cm 代替パラメータ（代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力）による推定では，代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の計器誤差※2を考慮した上で対応することにより，重大事故時の対策を実施することが可能である。（「代替循環冷却系ポンプの注水特性」より，流量 250m^3／h における代替循環冷却系ポンプ吐出圧力での誤差※2を流量に換算した場合は±14m^3／h 程度である。これに代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差を考慮した場合，誤差は±15.6m^3／h 程度である。） ※2 代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m^3／h 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差：±40kPa 代替パラメータ（サプレッション・プール水位，格納容器下部水位）による推定では，注水先の水位から注水量の傾向が把握でき，計器誤差※3を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※3 サプレッション・プール水位の誤差：±8.0cm 格納容器下部水位の誤差：±10mm 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

項　目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	104℃以下
	サプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	格納容器下部水温	0～500℃※1 （ペデスタル床面 0m，＋0.2m）※2	―
代替パラメータ	①ドライウェル圧力 （ドライウェル雰囲気温度の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	①サプレッション・プール水温度 （サプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替）	0～200℃	104℃以下
	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サプレッション・プール水温度の代替）	0～200℃	104℃以下
	②サプレッション・チェンバ圧力 （ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	※1　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器） ※2　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内温度の計測が困難になった場合，代替パラメータの原子炉格納容器内圧力，原子炉格納容器内温度（原子炉格納容器内の他の計測箇所）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　ドライウェル圧力 ドライウェル圧力が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58－7－17 図よりドライウェル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃～170℃		

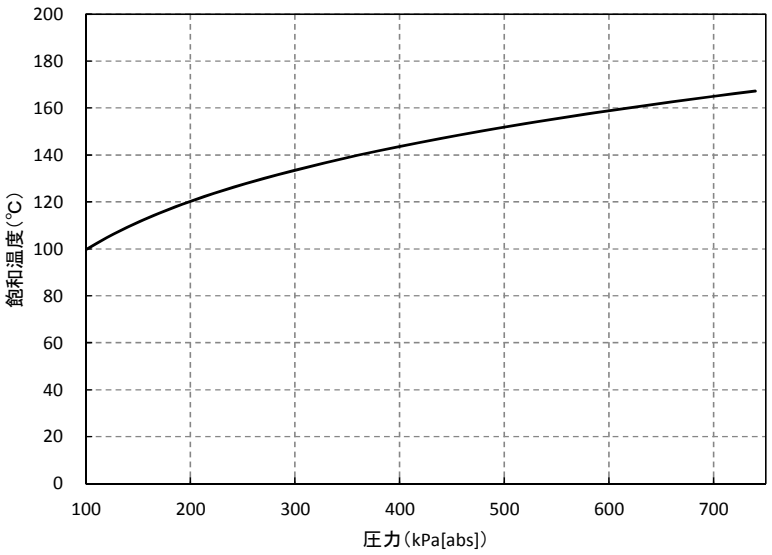
推定方法	 第 58－7－17 図　飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定 ①　サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下のとおり代替パラメータにより推定する。 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・プール水温度により推定する。 ・サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により推定する。 ②　サプレッション・チェンバ圧力 ①ドライウェル圧力の推定方法と同様。
推定の評価	①　ドライウェル圧力 ドライウェル圧力による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができる。 ①　サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ②　サプレッション・チェンバ圧力 ①ドライウェル圧力と同様。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することであり，代替パラメータ（ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力）による推定は，温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa［gage］（飽和温度：約

推定の評価	145℃）に対して，原子炉格納容器内圧力の誤差±8.0kPa から温度に換算した場合は 145±1℃程度） 代替パラメータ（サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1　サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃ サプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃ 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。 なお，原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから，原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず，非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器温度は低くなると推測される。 本推定方法は，このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の温度推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。

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

※1　常用代替監視パラメータ

項　目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウェル圧力	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
代替パラメータ	①サプレッション・チェンバ圧力（ドライウェル圧力の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	①ドライウェル圧力（サプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	②ドライウェル雰囲気温度（ドライウェル圧力の代替）	0～300℃	171℃以下
	②サプレッション・チェンバ雰囲気温度（サプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	104℃以下
	③［ドライウェル圧力］※1（ドライウェル圧力の代替）	0～500kPa［abs］	279kPa［gage］以下
	③［サプレッション・チェンバ圧力］※1（サプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～500kPa［abs］	279kPa［gage］以下
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内圧力の計測が困難になった場合，代替パラメータの原子炉格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所），原子炉格納容器内温度により原子炉格納容器内圧力を推定することができる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，ドライウェル圧力の計測が困難になった場合，サプレッション・チェンバ圧力により推定する（サプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウェル圧力にて推定）。 ②　ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58－7－18 図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0.10MPa［abs］～0.71MPa［abs］		

推定方法	 第 58－7－18 図　飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定 ③　［ドライウェル圧力］及び［サプレッション・チェンバ圧力］ 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，推定する。
推定の評価	①　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内のドライウェル側又はサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 なお，格納容器スプレイ（Ｄ／Ｗスプレイ）時は，サプレッション・チェンバ圧力＞ドライウェル圧力の関係になるため，真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。（代替循環冷却系運転時や格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動）また，サプレッション・チェンバ側の除熱（格納容器ベント（Ｓ／Ｃ側ベント）やサプレッション・プール冷却等）を実施するときは，サプレッション・チェンバ圧力＜ドライウェル圧力の関係になるため，ドライウェル側からベント管を通してサプレッション・チェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウェル圧力からサプレッション・プール水頭圧分を除いた値がサプレッション・チェンバ圧力と同じ挙動を示す。（例えば，通常水位（サプレッション・チェンバ床面から約 7m）のとき，水頭圧は約 69kPa であり，ドライウェル圧力=サプレッション・チェンバ圧力+69kPa の関係）（例えば，外部水源注水制限水位（サプレッション・チェンバ床面から約 13.5m）のとき，水頭圧は約 133kPa であり，ドライウェル圧力=サプレッション・チェンバ圧力+133kPa の関係） ②　ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 ③　［ドライウェル圧力］及び［サプレッション・チェンバ圧力］ 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。

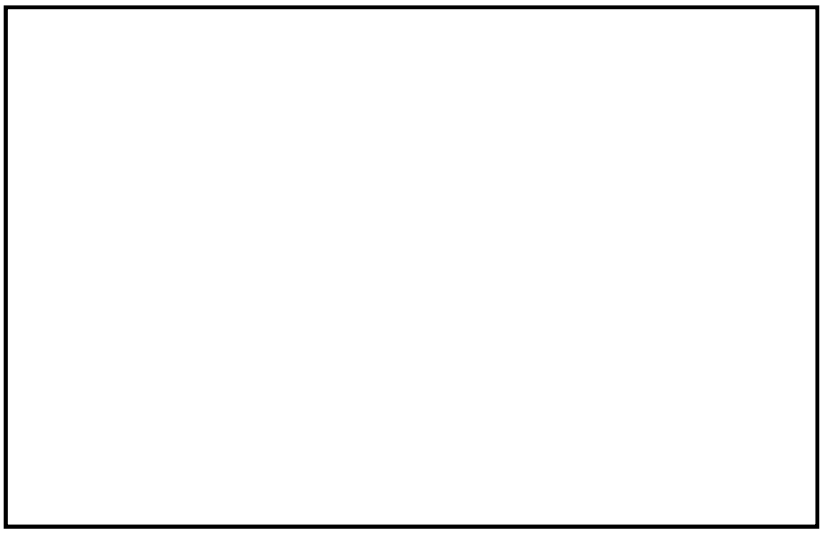
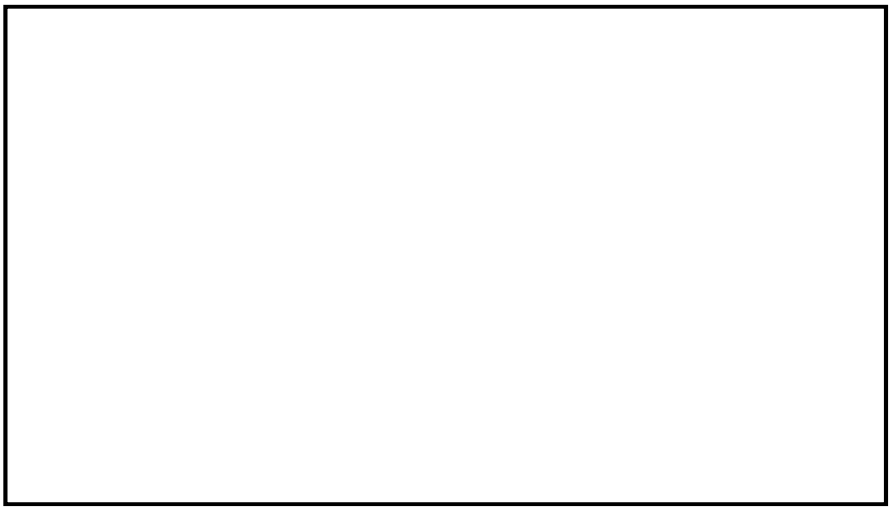
推定の評価	＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は，原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することであり，代替パラメータ（ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1　ドライウェル圧力の誤差：±8.0kPa，サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa 代替パラメータ（ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度）による推定は，圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa［gage］（飽和温度：約 145℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差は，ドライウェル雰囲気温度で±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度で±2.2℃，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は，ドライウェル圧力で 0.31±0.04MPa［gage］程度，サプレッション・チェンバ圧力で 0.31±0.03MPa［gage］程度。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。 なお，原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから，原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず，非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく，原子炉格納容器内の温度が高くなるため，本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内圧力は高くなると推測される。 本推定方法は，このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり，原子炉格納容器内の圧力推移の把握，除熱操作判断をする上で適用できる。

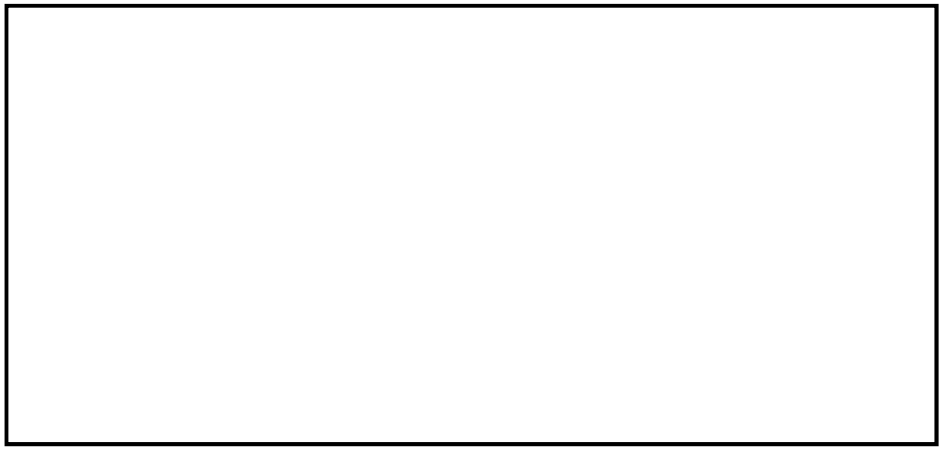
(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）

※1　常用代替監視パラメータ

項　目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	サプレッション・プール水位	－1m～9m (EL.2,030mm～12,030mm) ※2	－0.5m～0m (EL.2,530mm～3,030mm) ※2
	格納容器下部水位	＋1.05m※3,※4 (EL.12,856mm)	—
		＋0.50m，＋0.95m※3,※5 (EL.12,306mm，12,756mm)	—
		＋2.25m，＋2.75m※3,※6 (EL.14,056mm，14,556mm)	—
代替パラメータ	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）（サプレッション・プール水位の代替）	0～500m^3／h※7	—
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）（サプレッション・プール水位の代替）	0～ 80m^3／h※7	—
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）（サプレッション・プール水位の代替）	0～300m^3／h※8	—
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）（サプレッション・プール水位の代替）	0～ 80m^3／h※8	—
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）（サプレッション・プール水位の代替）	0～500m^3／h※7	—
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）（サプレッション・プール水位の代替）	0～500m^3／h※8	—
	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0～200m^3／h	—
	②代替淡水貯槽水位	0～20m	—
	②西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	—
	③ドライウェル圧力（サプレッション・プール水位の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	③サプレッション・チェンバ圧力（サプレッション・プール水位の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	③［格納容器下部雰囲気温度］※1（格納容器下部水位の代替）	0～500℃	—

代替 パラメータ	※2　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm） ※3　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ ※4　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） ※5　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計） ※6　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計） ※7　常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※8　可搬型設備による対応時に使用
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は，格納容器ベントを実施する際のサプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペデスタル（ドライウェル部）水位を確認することである。
推定方法	原子炉格納容器内の主要パラメータであるサプレッション・プール水位，格納容器下部水位の計測が困難になった場合，以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。 ・サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量，水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により，サプレッション・プールの水位を推定する。また，サプレッション・チェンバとドライウェルの差圧によりサプレッション・プールの水位を推定できる。 ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により，ペデスタル（ドライウェル部）水位を推定できる。また，デブリの冠水状態を格納容器下部雰囲気温度により推定できる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し，注水先であるサプレッション・プール水位又はペデスタル（ドライウェル部）水位を推定する。なお，原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 ・サプレッション・プール水位 １時間当たりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量［cm／h］ ＝格納容器スプレイ流量［m^3／h］／ [redacted] 推定可能範囲：通常水位～約 15m（サプレッション・チェンバ側ベントライン付近） サプレッション・プール水量レベル換算：[redacted]

推定方法	 第 58－7－19 図　サプレッション・プールの水位容量曲線 ・格納容器下部水位 １時間当たりに換算したペデスタル（ドライウェル部）水位の上昇量［cm／h］ ＝格納容器下部注水量［m^3／h］／ [redacted] 推定可能範囲：0m 以上 ペデスタル（ドライウェル部）水量レベル換算：[redacted] ②　代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から，原子炉格納容器内の水位を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。  第 58－7－20 図　代替淡水貯槽水位容量曲線 ②　西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお，原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

推定方法	 第 58－7－21 図　西側淡水貯水設備の水位容量曲線 ＜ベント判断基準＞ サプレッション・プール水位不明時は，代替パラメータ（低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサプレッション・プールへ移行する場合を想定し，想定した値からベント実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位＋6.5m（ベントライン下端から－1.64m）の到達確認をもって，ベントを実施する。 ③　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から求める水頭圧力より原子炉格納容器内の水位を推定する。 h1≒Ps-Pd+12m h1：格納容器内水位，Ps：サプレッション・チェンバ圧力，Pd：ドライウェル圧力 推定可能範囲：約 12m～15.1m ④　格納容器下部雰囲気温度 ＲＰＶ破損後のデブリ少量落下時の注水の判断として，格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合，デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで，デブリの冠水状態を推定する。
推定の評価	①　低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており，水位確認に適用できる。 ②　代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は，代替淡水貯槽を水源として使用し，かつ，代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。 ②　西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は，西側淡水貯水設備を水源として使用し，かつ，西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。

推定の評価	＜ベント判断基準＞ ベント判断基準を目的とする場合は，代替パラメータ（低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサプレッション・プールへ移行する場合を想定しており，サプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ない。 ③　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 計測範囲が限定されるものの，原子炉格納容器内の水位は上記①，②（低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位）で推定できるため，事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 ④　格納容器下部雰囲気温度 当該計器は自主対策設備であるが，重大事故等時に計測が可能な場合は，格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合，デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで，デブリの冠水状態を推定可能である。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の水位を監視する目的は，格納容器ベントを実施する際のサプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペデスタル（ドライウェル部）水位を確認することである。 代替パラメータ（低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量）による推定は，注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量については，誤差±4.0m^3／h から，サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約[　　]であり，有効性評価における約 28 時間ベントを想定すると誤差は約[　　]。低圧代替注水系格納容器下部注水流量については，誤差±1.6m^3／h から，ペデスタル（ドライウェル部）の水位に換算した場合の誤差は約[　　]であり，有効性評価における 80m^3／h，約 20 分での水張りを想定すると誤差は約[　　]。） 代替パラメータ（代替淡水貯槽水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替淡水貯槽水位の誤差±16cm から注水量に換算した場合の誤差は約[　　]で，サプレッション・プール水位に換算すると約[　　]であり，有効性評価における約 28 時間ベントを想定すると誤差は約[　　]。また，格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約[　　]。） 代替パラメータ（西側淡水貯水設備水位）による推定は，水源の水位変化量から，注水先の水位の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（西側淡水貯水設備水位の誤差±4.7cm から注水量に換算した場合の誤差は約[　　]で，サプレッション・プール水位に換算すると約[　　]であり，有効性評価における約 28 時間ベントを想定すると誤差は約[　　]。また，格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約[　　]。） 代替パラメータ（ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力）による推定では，ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧の関係から推定するため，誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが，他の推定手段と併せて原子炉格納容器内の水位の傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の誤差±8.0kPa から，原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±1.63m。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

※1　常用代替監視パラメータ

項　目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol％	約 3.3vol％以下
代替 パラメータ	①［格納容器内水素濃度］※1	0～ 20vol％／ 0～100vol％	約 3.3vol％以下
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器内水素濃度により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　［格納容器内水素濃度］ 常用計器で格納容器内水素濃度を計測することにより，推定する。		
推定の評価	①　［格納容器内水素濃度］ 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができる。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することであり，代替パラメータ（格納容器内水素濃度）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき，計器誤差（格納容器内水素濃度の誤差：±1.7vol％）を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。		

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

項　目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）（格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の代替）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）（格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の代替）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は，炉心損傷を推定することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の計測が困難になった場合，格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C），格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の計測が困難になった場合は格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　格納容器雰囲気放射線モニタ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）により推定する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）により推定する。		
推定の評価	①　格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W），格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C） 同じ仕様の検出器で放射線量率を計測することにより，炉心損傷の推定に必要な情報を得ることができる。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は，炉心損傷を推定することであり，代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。		

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

※1　有効監視パラメータ

項　目	未臨界の維持又は確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	起動領域計装	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の 約19倍
	平均出力領域計装	0～125% ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の 約19倍
	［制御棒操作監視系］※1	全挿入～全引抜	—
代替パラメータ	①平均出力領域計装 （起動領域計装，［制御棒操作監視系］※の代替）	0～125% ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の 約19倍
	①起動領域計装 （平均出力領域計装，［制御棒操作監視系］※の代替）	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～ $1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	定格出力の 約19倍
	②［制御棒操作監視系］※1 （起動領域計装，平均出力領域計装の代替）	全挿入～全引抜	—
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認することである。		
推定方法	未臨界を監視する主要パラメータである起動領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域計装（平均出力領域計装を推定する場合は起動領域計装にて推定）により推定する。 制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　起動領域計装，平均出力領域計装 起動領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。 平均出力領域計装の計測が困難になった場合，代替パラメータの起動領域計装により推定する。 ②　［制御棒操作監視系］ 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため，制御棒の位置指示により，未臨界を推定できる。		
推定の評価	①　起動領域計装，平均出力領域計装 起動領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。		

推定の評価	②　［制御棒操作監視系］ 制御棒は，原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため，その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより，原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ＜誤差による影響について＞ 未臨界を監視する目的は，制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり，代替パラメータ（起動領域計装，平均出力領域計装）による推定は，同一物理量からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1　起動領域計装の誤差：$7.3\times10^{N-1}$cps～1.38×10^{N}cps（N：－1～6 又は±2.0%） 平均出力領域計装の誤差：±2.7% 代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は，制御棒の位置からの推定であり，原子炉が停止していることを把握でき，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

項　目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	代替循環冷却系		
	サプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m^3／h	—
	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa［gage］	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	—
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	—
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol％	—
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	—
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下
	残留熱除去系系統流量	0～600L／s	470L／s
代替パラメータ	代替循環冷却系		
	①サプレッション・チェンバ雰囲気温度（サプレッション・プール水温度の代替） ②サプレッション・チェンバ雰囲気温（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃以下
	①残留熱除去系熱交換器出口温度（代替循環冷却系ポンプ入口温度の代替）	0～300℃	182℃以下
	①サプレッション・プール水位（代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	－1m～9m (EL.2,030mm～12,030mm) ※1	－0.5m～0m (EL.2,530mm～3,030mm) ※1
	①代替循環冷却系原子炉注水流量（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～150m^3／h	—
	①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（代替循環冷却系原子炉注水流量の代替） ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力（代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～5MPa［gage］	—

代替 パラメータ	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	－3,800mm～1,500mm※2 －3,800mm～1,300mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 397mm～1,300mm※3
	②原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） （代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	－3,800mm～1,500mm※2 －3,800mm～1,300mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 397mm～1,300mm※3
	②サプレッション・プール水温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃以下
	②ドライウェル雰囲気温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～300℃	171℃以下
	③代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 （代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	0～300m^3／h	―
	④原子炉圧力容器温度 （代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	0～500℃	302℃以下
	格納容器圧力逃がし装置		
	①ドライウェル圧力 （フィルタ装置圧力の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	①サプレッション・チェンバ圧力 （フィルタ装置圧力の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	①フィルタ装置圧力 （フィルタ装置スクラビング水温度の代替）	0～1MPa［gage］	―
	②フィルタ装置スクラビング水温度 （フィルタ装置圧力の代替）	0～300℃	―
	①格納容器内水素濃度（ＳＡ） （フィルタ装置入口水素濃度の代替）	0～100vol％	約3.3vol％以下
	残留熱除去系		
	①原子炉圧力容器温度 （残留熱除去系熱交換器入口温度の代替）	0～500℃	302℃以下
	①サプレッション・プール水温度 （残留熱除去系熱交換器入口温度の代替）	0～200℃	104℃以下
	①残留熱除去系熱交換器入口温度 （残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）	0～300℃	182℃以下
	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 （残留熱除去系系統流量の代替）	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］
	②残留熱除去系海水系系統流量 （残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）	0～550L／s	493L／s

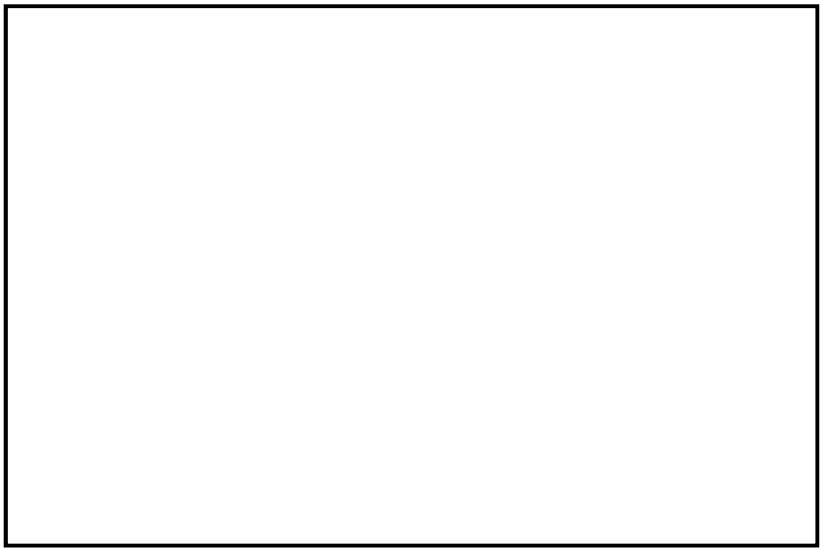
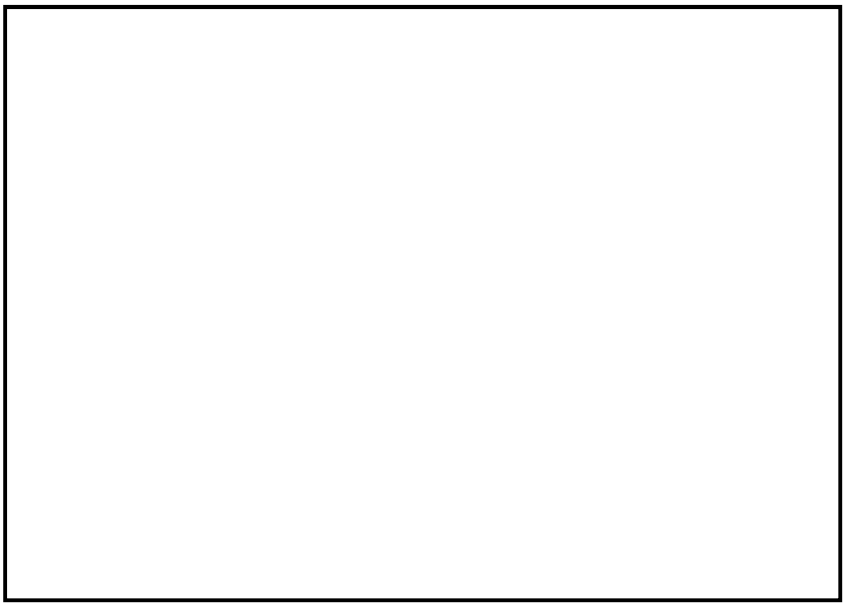
<table>
<tr><td rowspan="3">代替
パラメータ</td><td>②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
（残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）</td><td>0～800m^3／h</td><td>―</td></tr>
<tr><td>②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
（残留熱除去系熱交換器出口温度の代替）</td><td>0～50m^3／h</td><td>―</td></tr>
<tr><td colspan="3">※1　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※2　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※3　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は，原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することである。
なお，最終ヒートシンクの確保は，プラントの状態を監視するため，単一パラメータで確認することは困難であり，複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">推定方法は，以下のとおりである。

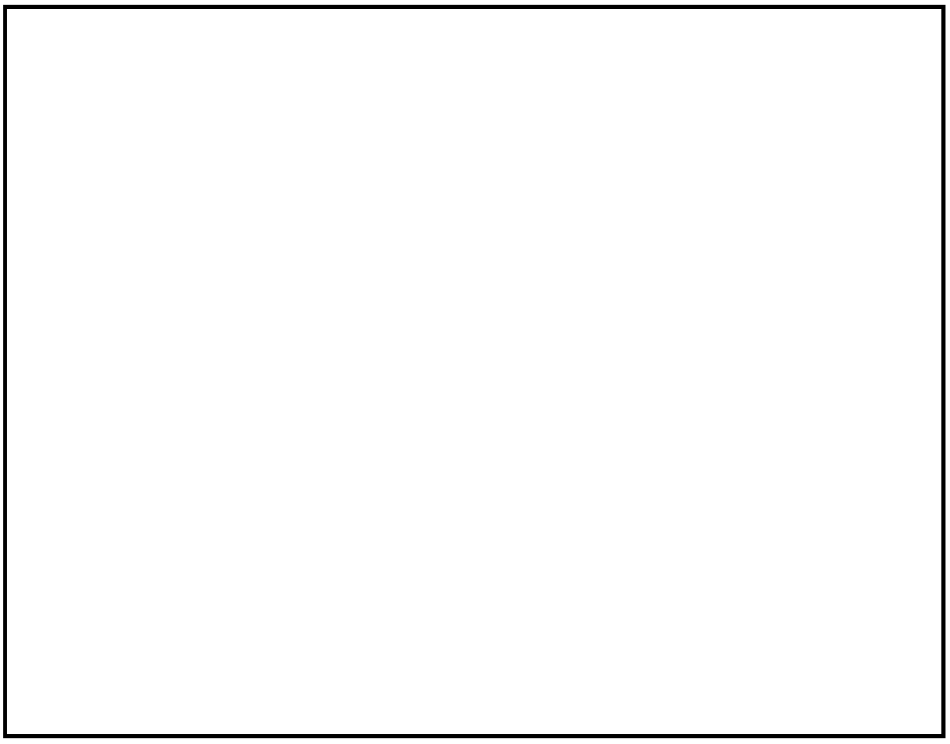
1.　代替循環冷却系
(1)サプレッション・プール水温度
①　サプレッション・チェンバ雰囲気温度
サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあると仮定し，サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。

(2)代替循環冷却系ポンプ入口温度
①　残留熱除去系熱交換器出口温度
代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。

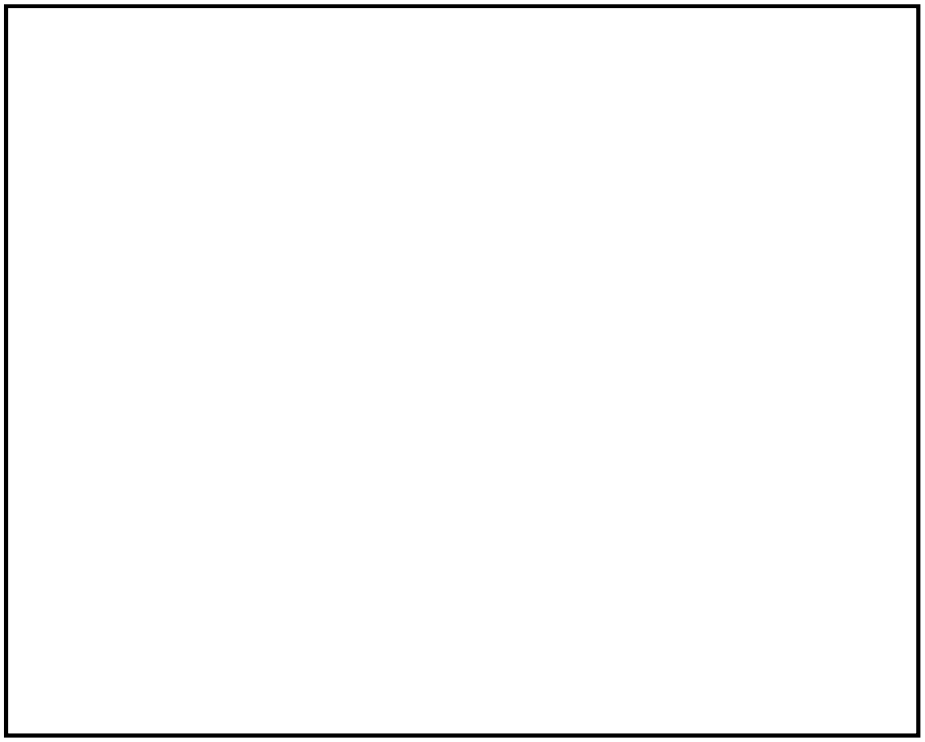
(3)代替循環冷却系原子炉注水流量
①　サプレッション・プール水位
サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，水位の変化量から注水した水量を推定する。なお，炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。
原子炉圧力容器注水量［m^3／h］
＝ [　　] ×1 時間当たりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量［cm／h］

サプレッション・プール水量レベル換算：[　　]</td></tr>
</table>

推定方法	 第 58－7－22 図　サプレッション・プールの水位容量曲線 ② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） (1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。 (2) 第 58－7－23 図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。 原子炉注水量［m^3／h］ ＝［　　］×原子炉水位変化率［mm／min］×60［min］ ＋崩壊熱除去に必要な注水量［m^3／h］ 原子炉圧力容器水量レベル換算：［　　］ 推定可能範囲：全範囲  第 58－7－23 図　崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定

推定方法	③　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて，代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。  第 58－7－24 図　代替循環冷却系ポンプの注水特性 ④　原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 (4)代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ①　代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し，この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を推定する。 ②　サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 代替循環冷却系による冷却において，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

推定方法	2.　格納容器圧力逃がし装置 (1)フィルタ装置圧力 ①　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 　フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。（第 50 条 補足 50-12 別紙 14 参照） ②　フィルタ装置スクラビング水温度 　飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。 (2)フィルタ装置スクラビング水温度 ①　フィルタ装置圧力 　飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。 (3)フィルタ装置入口水素濃度 ①　格納容器内水素濃度（ＳＡ） 　フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（ＳＡ）により推定する。 3.　残留熱除去系 (1)残留熱除去系熱交換器入口温度 ①　原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度 　残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 (2)残留熱除去系熱交換器出口温度 ①　残留熱除去系熱交換器入口温度 　残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②　残留熱除去系海水系系統流量，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） 　残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 (3)残留熱除去系系統流量 ①　残留熱除去系ポンプ吐出圧力 　残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

推定方法	 第 58－7－25 図　残留熱除去系ポンプによる注水特性
推定の評価	1.　代替循環冷却系 (1)サプレッション・プール水温度 ①　サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，サプレッション・プール水温度を推定でき，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃) (2)代替循環冷却系ポンプ入口温度 ①　残留熱除去系熱交換器出口温度 代替循環冷却系ポンプは残留熱除去系熱交換器出口側を吸い込み口としていることから，残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定することができる。 (3)代替循環冷却系原子炉注水流量 ①　サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は，水位の変化量から原子炉へ注水された量を推定するが，原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへ原子炉冷却材が流入するため,炉心冷却状態を併せて確認することで適用できる。(サプレッション・プール水位の誤差：±8.0cm) ②　原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域） 原子炉水位による推定方法は，崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して，プラントの状態を考慮した推定としており，崩壊熱除去に必要な注水量を確認し，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。(原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm，原子炉水位（ＳＡ広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（ＳＡ燃料域）の誤差：±41mm)

	③　代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力による推定方法は，ポンプの吐出圧力と流量の関係から代替循環冷却系ポンプの総流量を推定するものであり，総流量と代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の差分が原子炉圧力容器への注水流量であるため，推定に適用できる。(代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の誤差：±2.4m^3／h，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差：±40kPa) ④　原子炉圧力容器温度 　原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差：±5.4℃) (4)代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ①　代替循環冷却系原子炉注水流量，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 　代替循環冷却系ポンプ吐出圧力による推定方法は，ポンプの吐出圧力と流量の関係から代替循環冷却系ポンプの総流量を推定するものであり，総流量と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分が原子炉格納容器へのスプレイ流量であるため，推定に適用できる。(代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m^3／h，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差：±40kPa) ②　サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 　除熱対象であるサプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃，ドライウェル雰囲気温度の誤差：±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃)
推定の評価	2.　格納容器圧力逃がし装置 (1)フィルタ装置圧力 ①　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ，フィルタ装置入口圧力を推定する。(ドライウェル圧力の誤差：±8.0kPa，サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa) ②　フィルタ装置スクラビング水温度 　フィルタ装置スクラビング水温度による推定手順は，フィルタ装置内が飽和状態にあることが限定されるものの，最終ヒートシンクの確保の確認は，上記①でできるため，事故収束を行う上で問題とならない。 (2)フィルタ装置スクラビング水温度 ①　フィルタ装置圧力 　フィルタ装置圧力による推定手順は，フィルタ装置内が飽和状態にあることが限定されるものの，最終ヒートシンクの確保の確認は，上記(1)①でできるため，事故収束を行う上で問題とならない。 (3)フィルタ装置入口水素濃度 ①　格納容器内水素濃度（ＳＡ） 　格納容器内水素濃度（ＳＡ）による推定は，それぞれ異なる測定原理で計測することから，推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度（ＳＡ）の誤差：±1.7vol%)

推定の評価	3.　残留熱除去系 (1)残留熱除去系熱交換器入口温度 ①　原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差：±5.4℃，サプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃) (2)残留熱除去系熱交換器出口温度 ①　残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から，残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。(残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±3.4℃) ②　残留熱除去系海水系系統流量，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器），緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） 残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(残留熱除去系海水系系統流量の誤差：±4.8L／s，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の誤差：±6.4m^3／h，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の誤差：±0.4m^3／h) (3)残留熱除去系系統流量 ①　残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力による推定方法は，残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し，プラントの状態を考慮した推定としており，原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。(「残留熱除去系ポンプの注水特性」より，例えば流量1,690m^3／hに対して，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差（±35kPa）から流量に換算した場合は1,690±60m^3／h程度である。なお，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度の低下傾向を併せて確認することで，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。) 最終ヒートシンクの確保の監視の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することであり，代替パラメータによる推定は，除熱が適切に行われていることの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上により，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

※1　有効監視パラメータ

項　目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm※2 －3,800mm～1,300mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 397mm～1,300mm※3
	原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,500mm※2 －3,800mm～1,300mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 397mm～1,300mm※3
	原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	ドライウェル圧力	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	原子炉建屋内の状態		
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	8.01MPa［gage］
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	8.96MPa［gage］
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	3.79MPa［gage］
代替パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	－3,800mm～1,500mm※2 －3,800mm～1,300mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 397mm～1,300mm※3
	①原子炉水位（ＳＡ広帯域） 原子炉水位（ＳＡ燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	－3,800mm～1,500mm※2 －3,800mm～1,300mm※3	－3,800mm～1,400mm※2 397mm～1,300mm※3
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	①原子炉圧力（ＳＡ） （原子炉圧力の代替）	0～10.5MPa［gage］	8.62MPa［gage］以下
	②原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）の代替）	0～500℃	302℃以下
	原子炉格納容器内の状態		
	①ドライウェル圧力 （ドライウェル雰囲気温度の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	①サプレッション・チェンバ圧力 （ドライウェル圧力の代替）	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	②ドライウェル雰囲気温度 （ドライウェル圧力の代替）	0～300℃	171℃以下

<table>
<tr><td rowspan="7">代替
パラメータ</td><td>③［ドライウェル圧力］※1
（ドライウェル圧力の代替）</td><td>0～500kPa［abs］</td><td>279kPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td colspan="3">原子炉建屋内の状態</td></tr>
<tr><td>①原子炉圧力</td><td>0～10.5MPa［gage］</td><td>8.62MPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td>①原子炉圧力（ＳＡ）</td><td>0～10.5MPa［gage］</td><td>8.62MPa［gage］以下</td></tr>
<tr><td>②［エリア放射線モニタ］※1</td><td>10^{-4}mSv／h～10^{0}mSv／h
10^{-3}mSv／h～10^{1}mSv／h
10^{-2}mSv／h～10^{2}mSv／h
10^{0}mSv／h～10^{4}mSv／ｈ</td><td>―</td></tr>
<tr><td colspan="3">※2　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※3　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて格納容器バイパスを監視する目的は，原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを確認することである。
なお，格納容器バイパス発生監視は，プラントの状態を監視することで確認でき，単一パラメータで確認することは困難であり，複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">1.　原子炉圧力容器内の状態
①　原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）
同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。

①　原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）
同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。

②　原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力容器温度
飽和温度／圧力の関係を利用し，第 58－7－3 図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は，不確かさが生じることを考慮する。
推定可能範囲：0～約 10.3MPa[gage]

2.　原子炉格納容器内の状態
①　ドライウェル圧力
ドライウェル圧力が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58－7－18 図よりドライウェル雰囲気温度の推定を行う。
推定可能範囲：100℃～170℃

①　サプレッション・チェンバ圧力
ドライウェルとサプレッション・チェンバは，真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから，ドライウェル圧力の計測が困難になった場合，サプレッション・チェンバ圧力により推定する（サプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウェル圧力にて推定）。

②　ドライウェル雰囲気温度
原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58－7－17 図よりドライウェル圧力の推定を行う。
推定可能範囲：0.10MPa［abs］～0.71MPa［abs］

③　［ドライウェル圧力］
常用計器でドライウェル圧力を計測することにより，推定する。</td></tr>
</table>

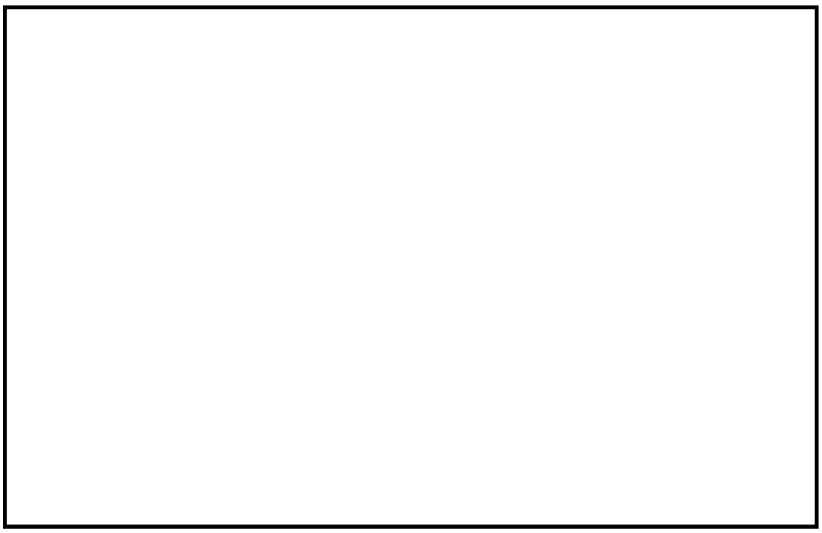
推定方法	3.　原子炉建屋内の状態 ①　原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 格納容器バイパスが発生した場合は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で，高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち，隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから，原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）により推定する。 ②　［エリア放射線モニタ］ エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
推定の評価	1.　原子炉圧力容器内の状態 ①　原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，適用可能である。（原子炉水位（ＳＡ広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（ＳＡ燃料域）の誤差：±41mm，原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm） ①　原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，適用可能である。（原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±84kPa） ②　原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 2.　原子炉格納容器内の状態 ①　ドライウェル圧力 ドライウェル圧力による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能である。（ドライウェル圧力の誤差：±8.0kPa） ①　サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ，適用可能である。（サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa） ②　ドライウェル雰囲気温度 ドライウェル雰囲気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa［gage］（飽和温度：約 145℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差は，ドライウェル雰囲気温度で±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度で±2.2℃，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は，ドライウェル圧力で 0.31±0.03MPa［gage］程度，サプレッション・チェンバ圧力で 0.31±0.02MPa［gage］程度。） ③　［ドライウェル圧力］ 監視可能であれば常用計器でドライウェル圧力を計測することができる。

推定の評価	3.　原子炉建屋内の状態 ①　原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ） 　格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから，破断検知をする上で適用可能である。（原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（ＳＡ）の誤差：±84kPa） ②　［エリア放射線モニタ］ 　エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握するにより，格納容器バイパスが発生したことを推定することができ，適用可能である。 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

項　目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	サプレッション・プール水位	－1m～9m (EL.2,030mm～12,030mm) ※1	－0.5m～0m (EL.2,530mm～3,030mm) ※1
	代替淡水貯槽水位	0～20m	―
	西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	―
代替パラメータ	①高圧代替注水系系統流量 （サプレッション・プール水位の代替）	0～50L／s	―
	①代替循環冷却系原子炉注水流量 （サプレッション・プール水位の代替）	0～150m^3／h	―
	①原子炉隔離時冷却系系統流量 （サプレッション・プール水位の代替）	0～50L／s	40L／s
	①高圧炉心スプレイ系系統流量 （サプレッション・プール水位の代替）	0～500L／s	438L／s
	①残留熱除去系系統流量 （サプレッション・プール水位の代替）	0～600L／s	470L／s
	①低圧炉心スプレイ系系統流量 （サプレッション・プール水位の代替）	0～600L／s	456L／s
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～500m^3／h※2	―
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～ 80m^3／h※2	―
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～300m^3／h※3	―
	①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～ 80m^3／h※3	―
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～500m^3／h※2	―
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～500m^3／h※3	―
	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	0～200m^3／h	―

代替 パラメータ	②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 （サプレッション・プール水位の代替）	0～10MPa［gage］	―
	②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 （サプレッション・プール水位の代替）	0～5MPa［gage］	―
	②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 （サプレッション・プール水位の代替）	0～10MPa［gage］	8.96MPa［gage］
	②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 （サプレッション・プール水位の代替）	0～10MPa［gage］	8.01MPa［gage］
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 （サプレッション・プール水位の代替）	0～4MPa［gage］	3.45MPa［gage］
	②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 （サプレッション・プール水位の代替）	0～4MPa［gage］	3.79MPa［gage］
	②原子炉水位（広帯域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	－3,800mm～1,500mm※4	－3,800mm～1,400mm※4
	②原子炉水位（燃料域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	－3,800mm～1,300mm※5	397mm～1,300mm※5
	②原子炉水位（ＳＡ広帯域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	－3,800mm～1,500mm※4	－3,800mm～1,400mm※4
	②原子炉水位（ＳＡ燃料域） （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	－3,800mm～1,300mm※5	397mm～1,300mm※5
	②サプレッション・プール水位 （代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位の代替）	－1m～9m (EL.2,030mm～12,030mm) ※1	－0.5m～0m (EL.2,530mm～3,030mm) ※1
	②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 （代替淡水貯槽水位の代替）	0～5MPa［gage］	―
	※1　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm） ※2　常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※3　可搬型設備による対応時に使用 ※4　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm） ※5　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）		
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて水源を確認する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを確認することである。		
推定方法	サプレッション・チェンバ，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量，吐出圧力あるいは注水先の原子炉水位及びサプレッション・プール水位から，サプレッション・プール，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 1.　サプレッション・プール水位 ①　サプレッション・チェンバを水源とする注水系の流量 サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて，サプレッション・チェンバから原子炉圧力容器に注水する高圧代替注水系，代替循環冷却系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心スプレイ系，残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。		



第 58－7－26 図　サプレッション・プールの水位容量曲線

② サプレッション・チェンバを水源とする注水系のポンプ吐出圧力

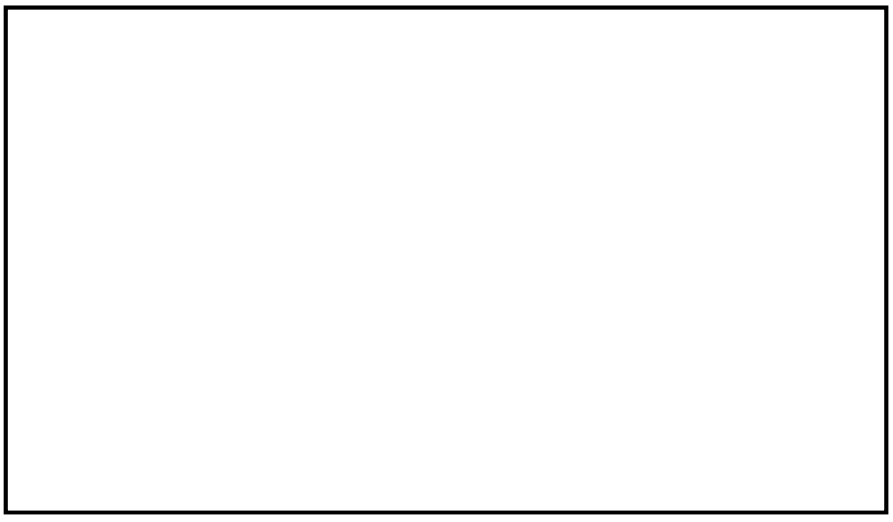
サプレッション・チェンバを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から，各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。

推定方法

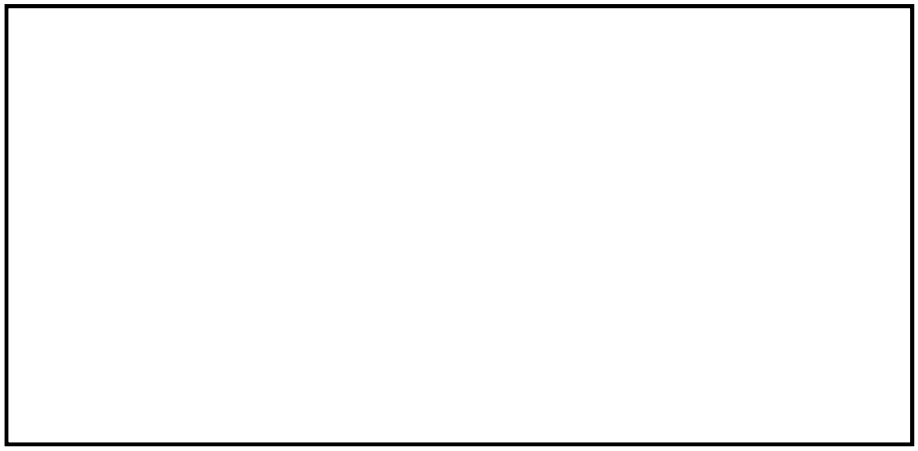
2. 代替淡水貯槽水位

① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量

代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量と経過時間より算出した注水量から推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。



第 58－7－27 図　代替淡水貯槽の水位容量曲線

推定方法	② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），サプレッション・プール水位 注水先である原子炉圧力容器及びサプレッション・プールの水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。 ② 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から，ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 3. 西側淡水貯水設備水位 ① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 西側淡水貯水設備の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量と経過時間より算出した注水量から推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。  第 58－7－28 図　西側淡水貯水設備の水位容量曲線 ② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），サプレッション・プール水位 注水先である原子炉圧力容器及びサプレッション・プールの水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。
推定の評価	1. サプレッション・プール水位 ① サプレッション・チェンバを水源とする注水系の流量 サプレッション・チェンバを水源とする注水系の注水量による推定方法は，直前まで判明していたサプレッション・プール水位に水位容量曲線を用いて推定するため，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定できることから，適用可能である。 ② サプレッション・チェンバを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は，ポンプ運転時における水源であるサプレッション・プール水位の確保を確認することであり，各ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力を確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。

推定の評価	2.　代替淡水貯槽水位 ①　低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量による推定方法は，直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定するため，プラント状態に依存することなく適用可能である。 ②　原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），サプレッション・プール水位 本推定方法の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である代替淡水貯槽水位の確保を確認することであり，注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで，必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。 ②　常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は，常設低圧代替注水系ポンプの運転時における水源である代替淡水貯槽の水位の確保を確認することであり，ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力を確認することで，必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。 3.　西側淡水貯水設備水位 ①　低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量による推定方法は，直前まで判明していた西側淡水貯水設備水位に水位容量曲線を用いて推定するため，プラント状態に依存することなく適用可能である。 ②　原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），サプレッション・プール水位 本推定方法の目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である西側淡水貯水設備水位の確保を確認することであり，注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで，必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。 ＜誤差による影響について＞ 水源を確認する目的は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを把握することであり，代替パラメータ（サプレッション・プールを水源とする系統流量及びポンプ吐出圧力，代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位を水源とする低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力並びに原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域），サプレッション・プール水位）による推定は，注水設備のパラメータ又は注水先の水位のパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（残留熱除去系系統流量の誤差（±5.2L／s）から，サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約[redacted]，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の誤差±4.0m^3／h から，代替淡水貯槽水位に換算した場合の誤差は約[redacted]，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の誤差±4.0m^3／h から，西側淡水貯水設備水位に換算した場合の誤差は約[redacted]，常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の誤差（±86kPa），代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差（±40kPa），原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の誤差（±86kPa），高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差（±86kPa），残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差（±35kPa），低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差（±35kPa），原子炉水位（広帯域）の誤差（±46mm），原子炉水位（燃料域）の誤差（±44mm），原子炉水位（ＳＡ広帯域）の誤差（±43mm），原子炉水位（ＳＡ燃料域）の誤差（±41mm），サプレッション・プール水位の誤差（±8.0cm）。） 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

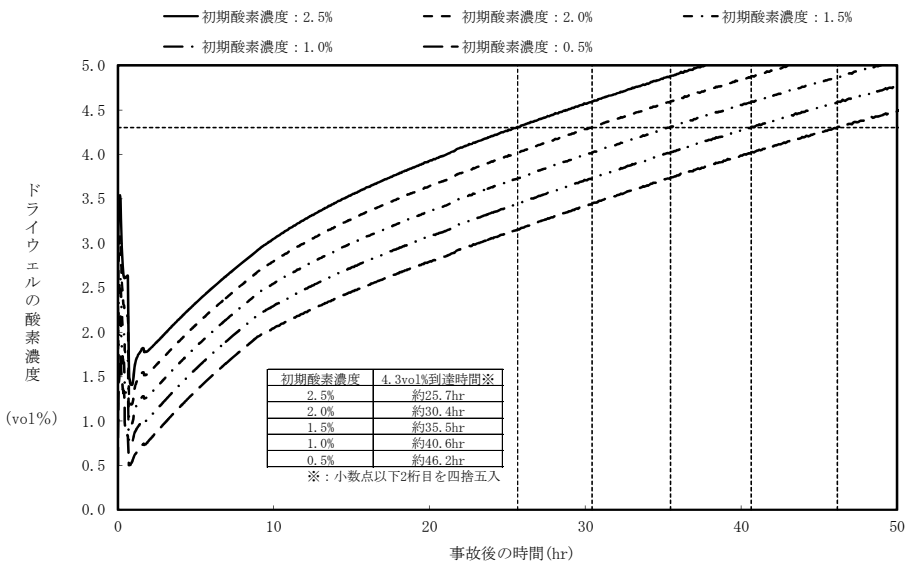
項　目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 6 階）	0～10vol％	―
	原子炉建屋水素濃度（原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）	0～20vol％	―
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	―
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいを確認することである。		
推定方法	原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差から水素濃度を推定）により推定する。 第 58－7－29 図　静的触媒式水素再結合器の入口／出口の温度差と水素濃度の関係 水素濃度 1vol％程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 40K となる。 水素濃度 4vol％程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 170K となる。 推定可能範囲：0～約 4vol％		

推定の評価	①　静的触媒式水素再結合器動作監視装置 　原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合器で処理された場合，発熱反応が生じ，装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度を推定することができることから，原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。 ＜誤差による影響について＞ 　原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり，代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無並びに入口及び出口の温度差から，水素漏えいの傾向を把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計の誤差±3.5℃から温度差として最大 7℃程度の誤差。） 　以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

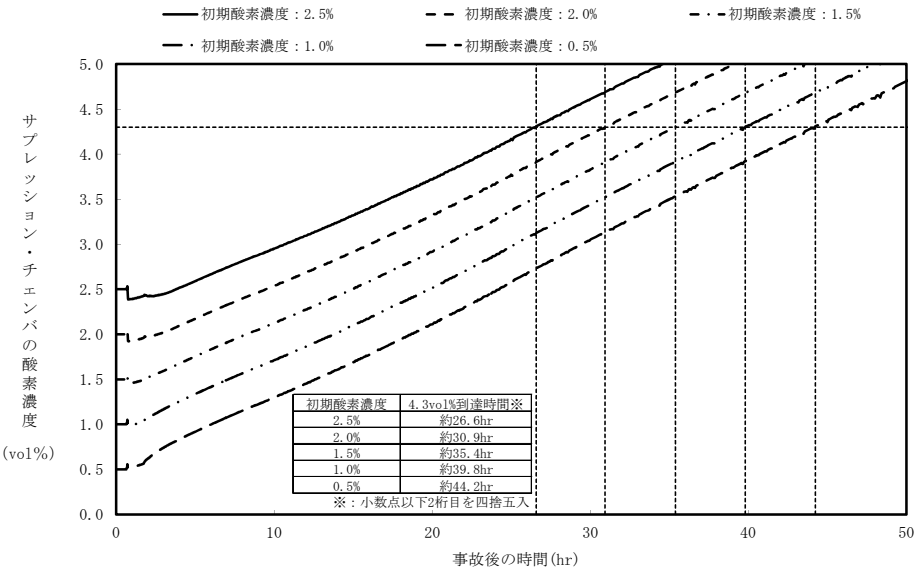
※1　常用代替監視パラメータ

項　目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	約 4.4vol％以下
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	90Sv／h 未満
	①ドライウェル圧力	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	①サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa［abs］	279kPa［gage］以下
	②［格納容器内酸素濃度］※1	0～10vol％／ 0～30vol％	約 4.4vol％以下
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内酸素濃度を推定する。 また，事故後の原子炉格納容器内圧力を監視することで，原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し，水素が燃焼を生じる可能性を推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ①　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） 原子炉格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）にて炉心損傷を判断した後，第 58－7－30 図及び第 58－7－31 図に示す，初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なＧ値（沸騰状態の場合 G(H2)=0.4，G(O2)=0.2，非沸騰状態の場合 G(H2)=0.25，G(O2)=0.125）を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。 推定可能範囲：0～約 5vol％		



第 58－7－30 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却を使用する場合のドライウェルの酸素濃度変化（原子炉格納容器内への窒素供給なし）

推定方法



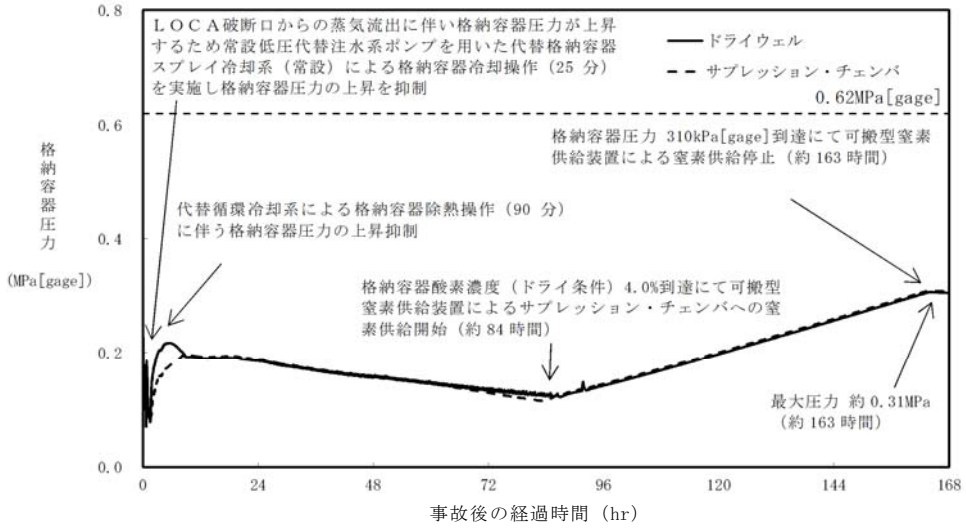
第 58－7－31 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却を使用する場合のサプレッション・チェンバの酸素濃度変化（原子炉格納容器内への窒素供給なし）

① ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。

ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，原子炉格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。

なお，事故時操作手順において，原子炉格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が13.7kPa［gage］以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

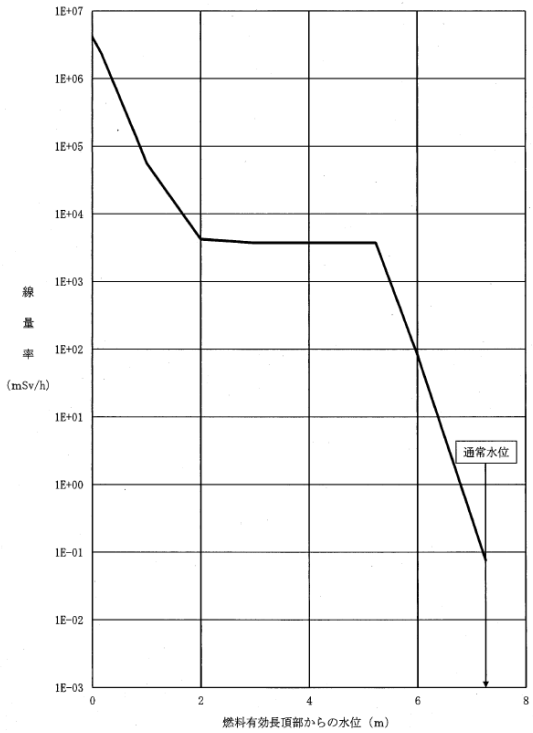
推定方法	格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて代替循環冷却を使用する場合の原子炉格納容器内圧力の変化を第 58－7－32 図に示す。有効性評価の結果では，原子炉格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており，原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。  第 58－7－32 図　「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却を使用する場合の格納容器内圧力変化
推定の評価	①　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ） 初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）では，実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが，原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには，妥当な推定手段である。 ①　ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内圧力を確認し，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握することは，炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なＧ値を入力とした評価結果（解析結果）の信頼性を上げることとなることから，原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには，妥当な推定手段である。 ＜誤差による影響について＞ 原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することであり，代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ），格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ），ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力）により原子炉格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1　格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）の誤差： $5.3\times10^{N-1}$Sv／h～1.9×10^{N}Sv／h，Ｎ：－2～5 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）の誤差： $5.3\times10^{N-1}$Sv／h～1.9×10^{N}Sv／h，Ｎ：－2～5 ドライウェル圧力の誤差：±8.0kPa サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

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

<table>
<tr><td>項　目</td><td colspan="3">使用済燃料プールの監視</td></tr>
<tr><td></td><td>監視パラメータ</td><td>計測範囲</td><td>設計基準</td></tr>
<tr><td rowspan="6">主要
パラメータ</td><td rowspan="2">使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）</td><td>－4,300mm～＋7,200mm
（EL. 35,077mm～
46,577mm）※1</td><td>＋6,818mm
（EL. 46,195mm）
※1</td></tr>
<tr><td>0～120℃</td><td>66℃以下</td></tr>
<tr><td>使用済燃料プール温度（ＳＡ）</td><td>0～120℃</td><td>—</td></tr>
<tr><td rowspan="2">使用済燃料プールエリア放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）</td><td>10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h</td><td rowspan="2">—</td></tr>
<tr><td>10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h</td></tr>
<tr><td>使用済燃料プール監視カメラ</td><td>—</td><td>—</td></tr>
<tr><td rowspan="7">代替
パラメータ</td><td>①使用済燃料プール温度（ＳＡ）
（使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール監視カメラの代替）
②使用済燃料プール温度（ＳＡ）
（使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）</td><td>0～120℃</td><td>—</td></tr>
<tr><td rowspan="2">①使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）
（使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラの代替）</td><td>－4,300mm～＋7,200mm
（EL. 35,077mm～
46,577mm）※1</td><td>＋6,818mm
（EL. 46,195mm）
※1</td></tr>
<tr><td>0～120℃</td><td>66℃以下</td></tr>
<tr><td rowspan="2">①使用済燃料プールエリア放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）
（使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール監視カメラの代替）
②使用済燃料プールエリア放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）
（使用済燃料プール温度（ＳＡ）の代替）</td><td>10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h</td><td rowspan="2">—</td></tr>
<tr><td>10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h</td></tr>
<tr><td>②使用済燃料プール監視カメラ
（使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替）</td><td>—</td><td>—</td></tr>
<tr><td colspan="3">※1　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）</td></tr>
<tr><td>計測目的</td><td colspan="3">重大事故等時において，主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。</td></tr>
<tr><td>推定方法</td><td colspan="3">使用済燃料プール監視の主要パラメータの計測等が困難になった場合，下記のとおり推定する。

・使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</td></tr>
</table>

推定方法	・使用済燃料プール温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難となった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により推定する。 推定方法は，以下のとおりである。 ＜使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）＞ ①　使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール温度（ＳＡ）により，使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また，代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位／放射線量の関係を利用して第 58－7－33 図より，必要な水位が確保されていることを推定する。 ②　使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 ＜使用済燃料燃料プール温度（ＳＡ）＞ ①　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プール温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）により，使用済燃料プールの冷却状況を推定する。 ②　使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール温度（ＳＡ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 ＜使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）＞ ①　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域） 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）により水位／放射線量率の関係を利用して第 58－7－33 図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。 ②　使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 ＜使用済燃料プール監視カメラ＞ ①　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により，使用済燃料プールの状態を監視する。

推定方法	 第 58－7－33 図　水位と放射線量率の関係
推定の評価	使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は，使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。 いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ，使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。 ＜誤差による影響について＞ 使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり，代替パラメータ（使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域），使用済燃料プール温度（ＳＡ），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき，計器誤差※1を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※1　使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）のうち水位の誤差：±173mm 使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）のうち温度の誤差：±3.0℃ 使用済燃料プール温度（ＳＡ）の誤差：±1.1℃ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の誤差： $5.3\times10^{N-1}$Sv／h～1.9×10^{N}Sv／h，Ｎ：－2～5 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の誤差： $5.3\times10^{N-1}$mSv／h～1.9×10^{N}mSv／h，Ｎ：－2～5 以上より，これらの代替パラメータによる推定で，使用済燃料プールにおける燃料体等の冷却，放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

（参考）第58－7－1表　計装設備の計器誤差について（1／4）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～500℃	4	原子炉格納容器内	±5.4℃
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10.5MPa［gage］	2	原子炉建屋原子炉棟3階	±91kPa
原子炉圧力（ＳＡ）	弾性圧力検出器	0～10.5MPa［gage］	2	原子炉建屋原子炉棟3階	±84kPa
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器	－3,800mm～1,500mm※1	2	原子炉建屋原子炉棟3階	±46mm
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器	－3,800mm～1,300mm※2	2	原子炉建屋原子炉棟2階	±44mm
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	差圧式水位検出器	－3,800mm～1,500mm※1	1	原子炉建屋原子炉棟3階	±43mm
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	差圧式水位検出器	－3,800mm～1,300mm※2	1	原子炉建屋原子炉棟2階	±41mm
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	0～50L／s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	±0.5L／s
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	差圧式流量検出器	0～500m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟3階	±4.0m^3／h
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	差圧式流量検出器	0～80m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟3階	±0.7m^3／h
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	差圧式流量検出器	0～300m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟2階	±2.4m^3／h
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	差圧式流量検出器	0～80m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟2階	±0.7m^3／h
代替循環冷却系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	0～150m^3／h	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階，2階	±1.2m^3／h
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	0～50L／s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	±0.5L／s
高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	0～500L／s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	±4.3L／s
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	0～600L／s	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階	±5.2L／s
低圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	0～600L／s	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	±5.2L／s
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	差圧式流量検出器	0～500m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	±4.0m^3／h
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	差圧式流量検出器	0～500m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟3階	±4.0m^3／h
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	0～200m^3／h	1	原子炉建屋原子炉棟3階	±1.6m^3／h
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	0～300m^3／h	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階	±2.4m^3／h

（参考）第 58－7－1 表　計装設備の計器誤差について（2／4）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0～300℃	8	原子炉格納容器内	±3.5℃
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	0～200℃	2	原子炉格納容器内	±2.2℃
サプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0～200℃	3	原子炉格納容器内	±2.1℃
格納容器下部水温	測温抵抗体	0～500℃※3 （ペデスタル床面 0m，＋0.2m）※4	各 5	原子炉格納容器内	±4.8℃
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	0～1MPa［abs］	1	原子炉建屋原子炉棟 4 階	±8.0kPa
サプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器	0～1MPa［abs］	1	原子炉建屋原子炉棟 1 階	±8.0kPa
サプレッション・プール水位	差圧式水位検出器	－1m～9m （EL.2,030mm～12,030mm）※5	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	±8.0cm
格納容器下部水位	電極式水位検出器	＋1.05m※4,※6 （EL.12,856mm）	2	原子炉格納容器内	±10mm
		＋0.50m，＋0.95m※4,※7 （EL.12,306mm，12,756mm）	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
		＋2.25m，＋2.75m※4,※8 （EL.14,056mm，14,556mm）	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	熱伝導式水素検出器	0～100vol％	2	原子炉建屋原子炉棟 2，3 階	±1.7vol％
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	イオンチェンバ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階	$5.3\times10^{N-1}$Sv／h ～ 1.9×10^{N}Sv／h N:－2～5
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	イオンチェンバ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$5.3\times10^{N-1}$Sv／h ～ 1.9×10^{N}Sv／h N:－2～5
起動領域計装	核分裂電離箱	10^{-1}cps～10^{6}cps （1.0×10^{3}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40％又は 0～125％ （1.0×10^{8}cm^{-2}・s^{-1}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}）	8	原子炉格納容器内	$7.3\times10^{N-1}$cps ～ 1.38×10^{N}cps N:－1～6 又は±2.0％
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0～125％ （1.0×10^{12}cm^{-2}・s^{-1}～1.0×10^{14}cm^{-2}・s^{-1}）	2※9	原子炉格納容器内	±2.7％
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	180mm～5,500mm	2	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	±43mm
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器	0～1MPa［gage］	1	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	±8.0kPa
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	0～300℃	1	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	±3.3℃

（参考）第 58－7－1 表　計装設備の計器誤差について（3／4）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	イオンチェンバ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3\times10^{N-1}$Sv／h ～ 1.9×10^{N}Sv／h N：－2～5
		10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	1	屋外（原子炉建屋南側外壁面）	$5.3\times10^{N-1}$Sv／h ～ 1.9×10^{N}Sv／h N：－2～5
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3\times10^{N-1}$mSv／h ～ 1.9×10^{N}mSv／h N：－3～4
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～100vol％	2	原子炉建屋付属棟 3 階	±2.1vol％
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	2	屋外（原子炉建屋東側外壁面）	$5.3\times10^{N-1}$mSv／h ～ 1.9×10^{N}mSv／h N：－2～5
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0～100℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	±1.1℃
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉建屋原子炉棟 1 階	±3.4℃
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	±3.4℃
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0～550L／s	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	±4.8L／s
			1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	±4.8L／s
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	差圧式流量検出器	0～800m^3／h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	±6.4m^3／h
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	差圧式流量検出器	0～50m^3／h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	±0.4m^3／h
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0～20m	1	常設低圧代替注水系ポンプ室内	±16cm
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0～6.5m	1	常設代替高圧電源装置置場（地下）	±4.7cm
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa［gage］	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	±86kPa
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～5MPa［gage］	2	常設低圧代替注水系ポンプ室内	±40kPa
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～5MPa［gage］	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	±40kPa
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa［gage］	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	±86kPa
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa［gage］	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	±86kPa

（参考）第 58－7－1 表　計装設備の計器誤差について（4／4）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～4MPa［gage］	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	±35kPa
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0～4MPa［gage］	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	±35kPa
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol％	2	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±0.6vol％
	熱伝導式水素検出器	0～20vol％	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階，2 階	±1.1vol％
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※10	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±3.5℃
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	磁気力式酸素検出器	0～25vol％	2	原子炉建屋原子炉棟 2，3 階	±0.6vol％
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	ガイドパルス式水位検出器	－4,300mm～＋7,200mm（EL.35,077mm～46,577mm）※11	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±173mm
	測温抵抗体	0～120℃	1※12		±3.0℃
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	熱電対	0～120℃	1※13	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±1.1℃
使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階	$5.3\times10^{N-1}$Sv／h～1.9×10^{N}Sv／h N：－2～5
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	1		$5.3\times10^{N-1}$mSv／h～1.9×10^{N}mSv／h N：－3～4
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	－（映像）	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階	－（映像）

※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※3　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
※4　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
※5　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※6　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
※7　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）
※8　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）
※9　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※10　2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
※11　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※12　検出点 2 箇所
※13　検出点 8 箇所
※14　検出器～ＳＰＤＳ表示装置の誤差（詳細設計により，今後変更になる可能性がある）

58－8　可搬型計測器について

第 58－8－1 表　可搬型計測器の必要個数整理（1／4）

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	0～900℃	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	0～10.5MPa［gage］	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	0～10.5MPa［gage］	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	－3,800mm～1,500 mm※1	－3,800mm～1,500 mm※1	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,300 mm※2	－3,800mm～1,300 mm※2	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	－3,800mm～1,500 mm※1	－3,800mm～1,500 mm※1	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,300 mm※2	－3,800mm～1,300 mm※2	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～50L／s	0～50L／s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L／s	0～50L／s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L／s	0～500L／s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m^3／h	0～500m^3／h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m^3／h	0～80m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m^3／h	0～300m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m^3／h	0～80m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	0～150m^3／h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0～600L／s	0～600L／s	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L／s	0～600L／s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

第 58－8－1 表　可搬型計測器の必要個数整理（2／4）

分類	監視パラメータ		監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）		0～500m^3／h	0～500m^3／h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）		0～500m^3／h	0～500m^3／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量		0～300m^3／h	0～300m^3／h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	－
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量		0～200m^3／h	0～200m^3／h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	－
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度		0～300℃	0～350℃	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度		0～200℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・プール水温度		0～200℃	0～500℃	3	1	測温抵抗体	中央制御室	
	格納容器下部水温		0～500℃※3（ペデスタル床面 0m，＋0.2m）※4	0～500℃	各 5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さごとに必要な個数（4 個×2 高さ分）を設定する。
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力		0～1MPa［abs］	0～1MPa［abs］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	サプレッション・チェンバ圧力		0～1MPa［abs］	0～1MPa［abs］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位		－1m～9m（EL.2,030mm～12,030mm）※5	－1m～9m（EL.2,030mm～12,030mm）※5	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	格納容器下部水位	（高さ 1m 超検知用）	＋1.05m※4,※6（EL.12,856mm）	＋1.05m※4,※6（EL.12,856mm）	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
		（高さ 0.5m，1.0m 未満検知用）	＋0.50m，＋0.95m※4,※7（EL.12,306mm，12,756mm）	＋0.50m，＋0.95m※4,※7（EL.12,306mm，12,756mm）	各 2				
		（満水管理用）	＋2.25m，＋2.75m※4,※8（EL.14,056mm，14,556mm）	＋2.25m，＋2.75m※4,※8（EL.14,056mm，14,556mm）	各 2				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）		0～100vol％	－	2	－※9	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）		10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）		10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。

第 58－8－1 表　可搬型計測器の必要個数整理（3／4）

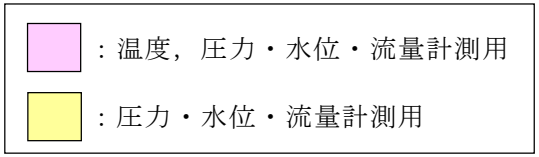
分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は 0～125% ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.5\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	－	8	－※9	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0～125% ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	－	2※10	－※9	核分裂電離箱	－	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	－
	フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	180mm～5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	フィルタ装置圧力	0～1MPa［gage］	0～1MPa［gage］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	－
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	0～350℃	1	1	熱電対	中央制御室	－
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－	1	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	－	2	－※9	熱伝導式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	－	2	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L／s	0～550L／s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m^{3}／h	0～800m^{3}／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	0～50m^{3}／h	0～50m^{3}／h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

第58－8－1表　可搬型計測器の必要個数整理（4／4）

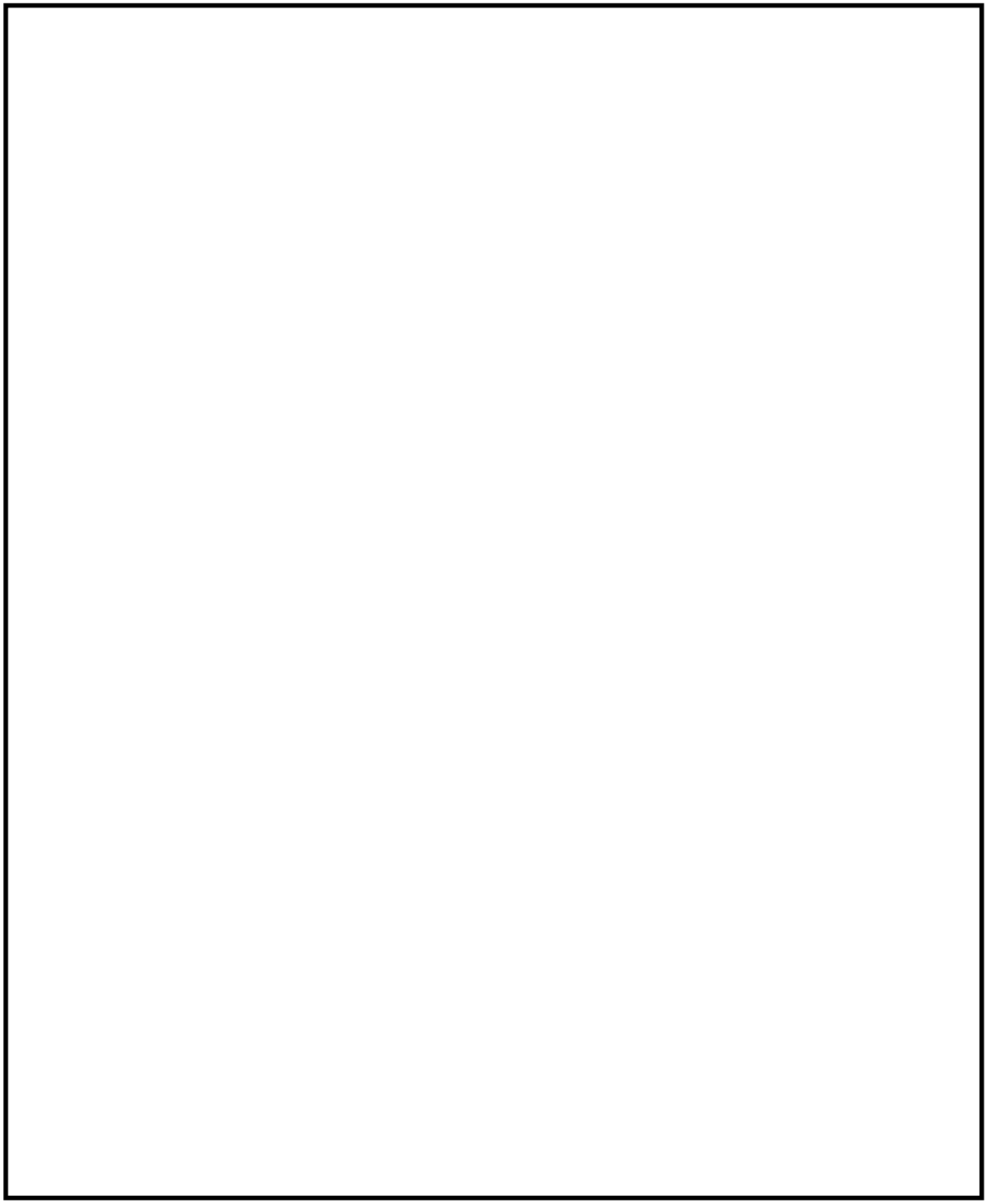
分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0～20m	0～20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	－
	西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	0～6.5m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	－
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	0～10MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	0～5MPa［gage］	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	0～5MPa［gage］	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	0～4MPa［gage］	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	0～4MPa［gage］	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～10vol％	－	2	－※9	触媒式水素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
		0～20vol％	－	3		熱伝導式水素検出器	－	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	0～350℃	4※11	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	－	2	－※9	磁気力式酸素検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	－4,300mm～＋7,200mm（EL.35,077mm～46,577mm）※12	－	1	－※9	ガイドパルス式水位検出器	－	可搬型計測器での測定対象外。
		0～120℃	0～500℃	1※13	1	測温抵抗体	中央制御室	複数チャンネルが存在するが，代表して１チャンネルを測定する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	0～120℃	0～350℃	1※14		熱電対	中央制御室	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	－	1	－※9	イオンチェンバ	－	可搬型計測器での測定対象外。
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	－	1				
	使用済燃料プール監視カメラ	－	－	1	－※9	赤外線カメラ	－	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を 20 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 20 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

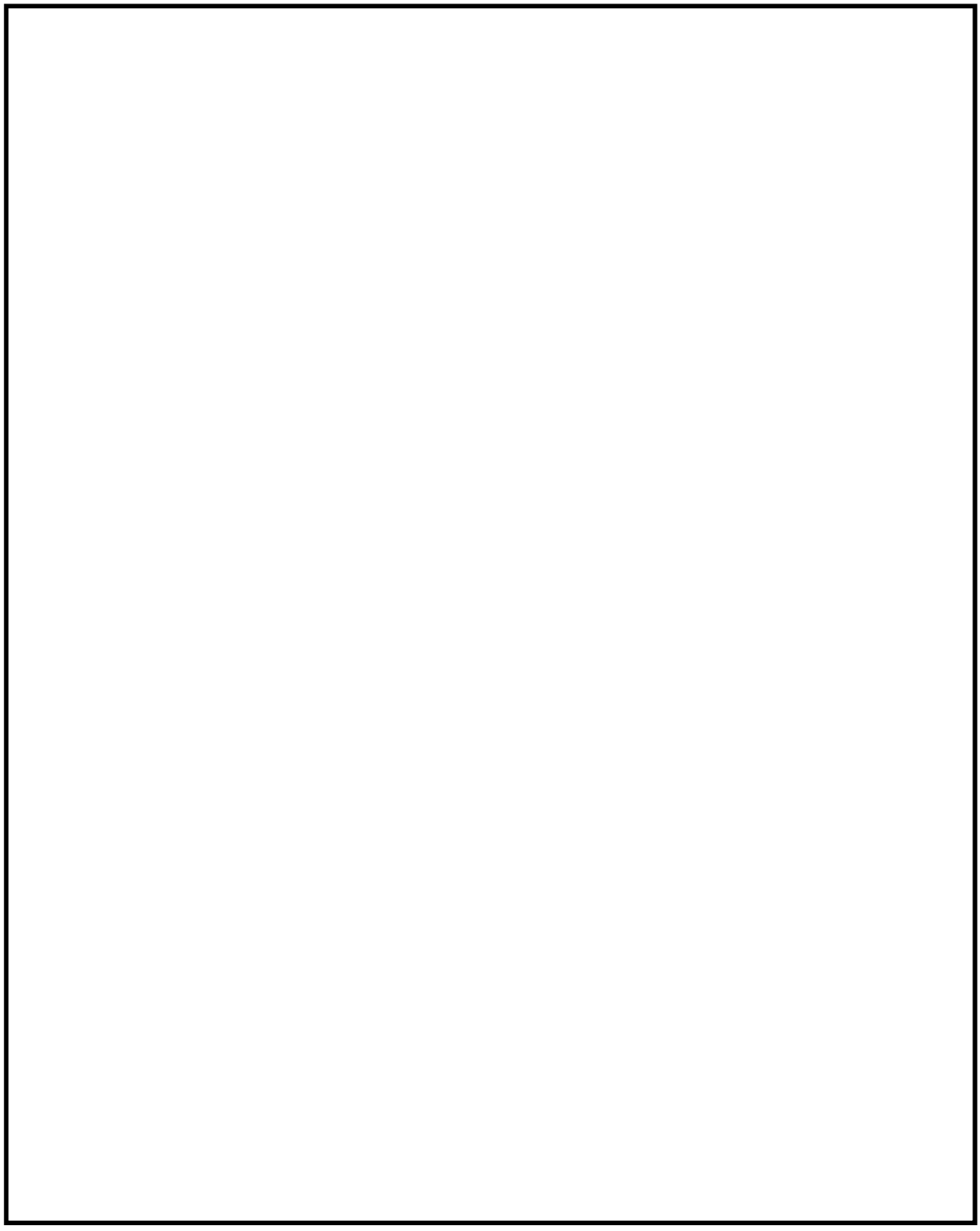
：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を 19 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 19 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）



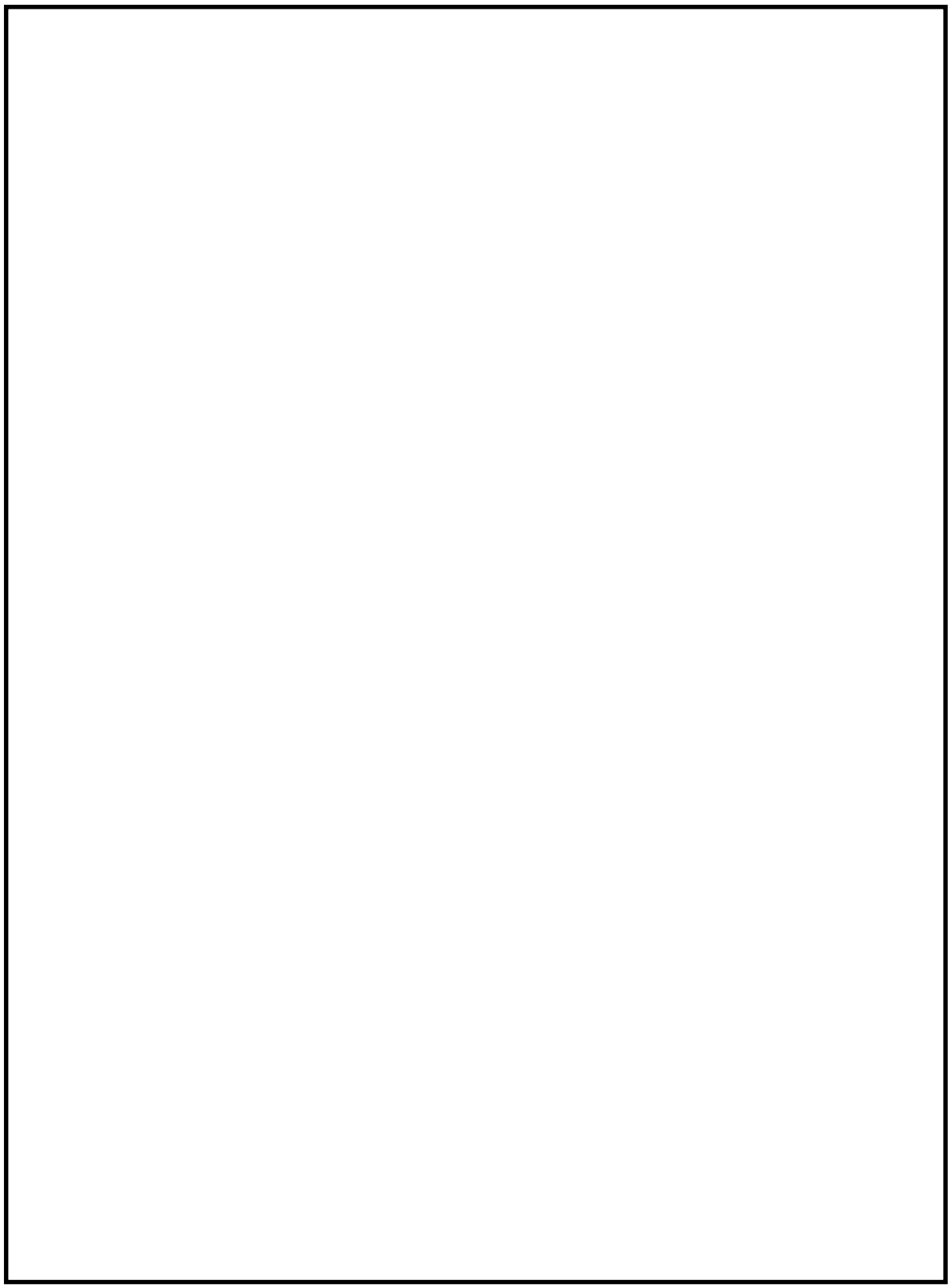
※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※3　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
※4　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
※5　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※6　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
※7　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）
※8　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）
※9　全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（ＳＡ広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。
※10　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※11　2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
※12　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※13　検出点 2 箇所
※14　検出点 8 箇所



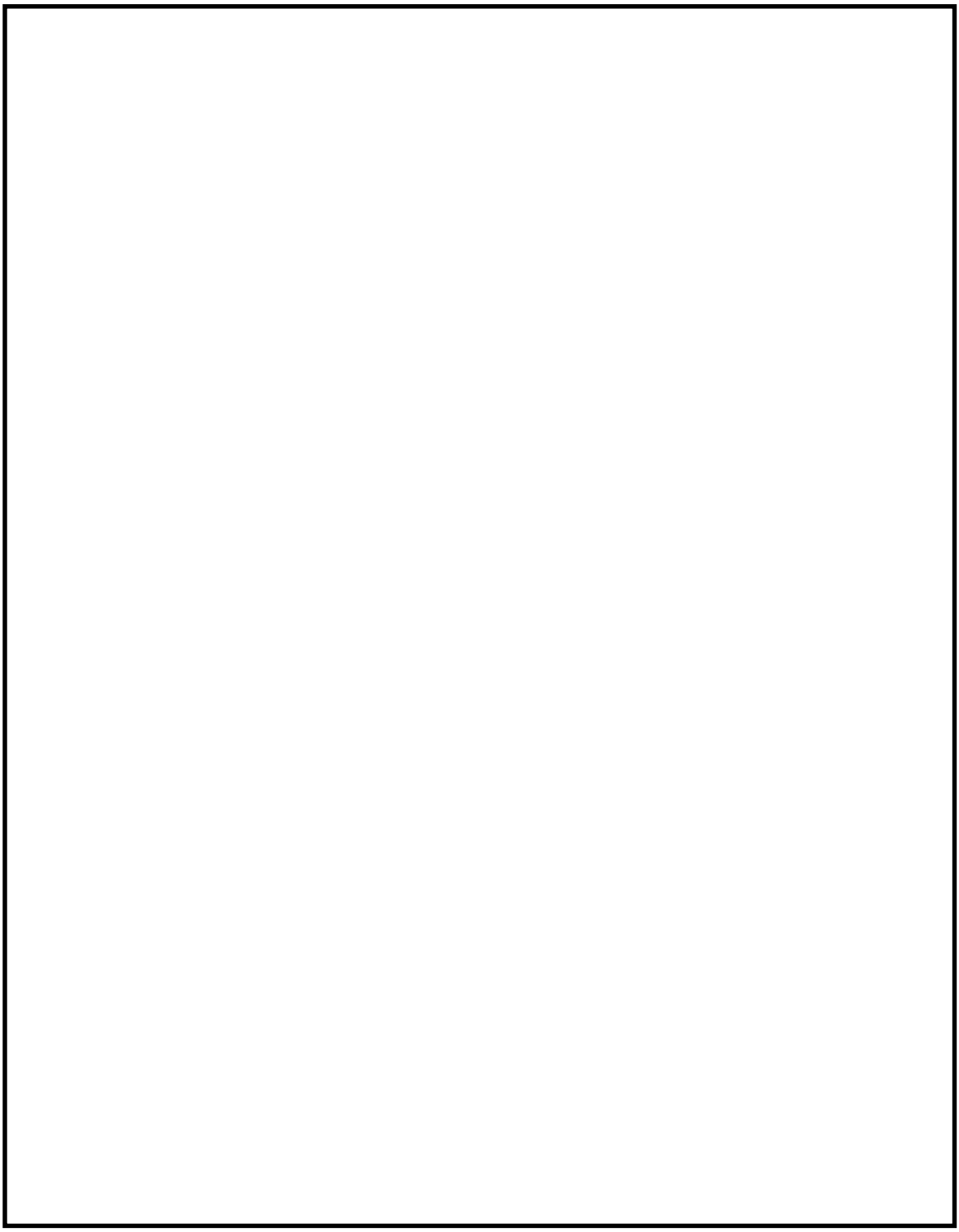
第 58－8－1 図　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（1／4）



第 58－8－1 図　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（2／4）



第 58－8－1 図　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（3／4）



第 58－8－1 図　可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート（4／4）

58－9　主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

重大事故等対処設備である重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備について，耐環境性等を整理した結果は以下のとおりである。

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては，有効性評価の格納容器過圧・過温破損シナリオ「大ＬＯＣＡ＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」における最大温度，圧力，積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

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

第 58－9－1 表　原子炉格納容器内の耐環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期（5 分間）：235℃　長期：200℃	0.62MPa［gage］	

第 58－9－2 表　原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において，蒸気暴露と放射線照射を実施し，事故時雰囲気（温度，圧力，放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度	熱電対		同上
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上

2.　原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内，屋外

重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内及び屋外に設置の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件を考慮し耐環境性を有する設計とする。

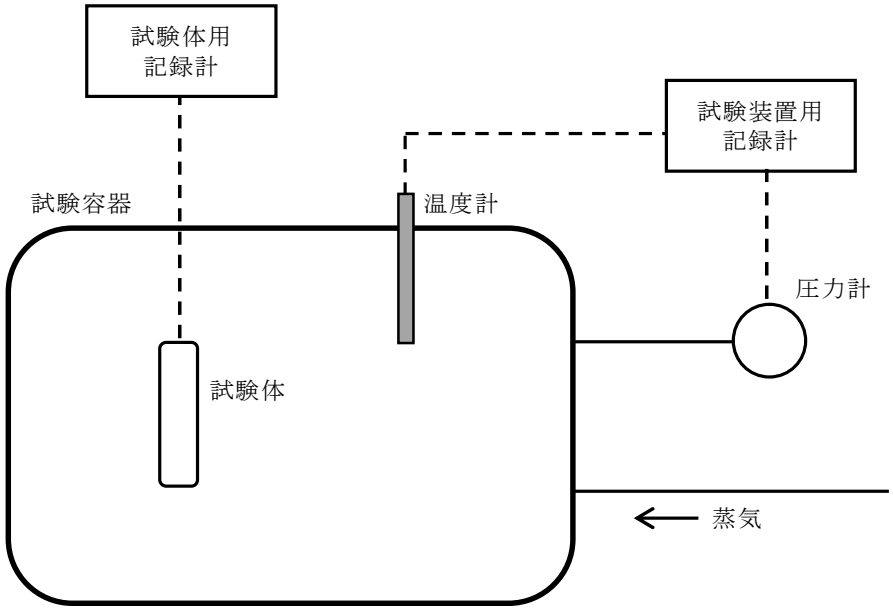
別紙 1

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気の環境が厳しくなるのは，原子炉格納容器内設置の計器であり，重大事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは，格納容器過圧・過温破損シナリオ「大ＬＯＣＡ＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」である。次項以降において，重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

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



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

第 58－9－1 図　蒸気暴露試験装置イメージ図

3.　原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境性評価試験結果

重大事故等時模擬試験の結果，圧力 0.62MPa［gage］以上，温度 200℃以上（短期（5 分間）235℃），積算線量[redacted]以上の重大事故等時環境の印加に対し，試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており，同試験条件が原子炉格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上回っていることから，計器の健全性に問題はない。

第 58－9－3 表　原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対	[redacted]	耐環境性試験において，蒸気暴露と放射線照射を実施し，事故時雰囲気（温度，圧力，放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウェル雰囲気温度	熱電対		同上
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式 水位検出器		同上

第 58－9－4 表　重大事故等時における耐環境条件※1，3，4

設置場所	類型化区分	環境条件				備考
		環境温度	環境圧力	湿度	放射線	
原子炉格納容器内	A	200℃（5 分間は 235℃を考慮）	0.62MPa［gage］	蒸気	640kGy（168hour）又はそれ以下	
原子炉建屋原子炉棟内※2	B	65.6℃又はそれ以下	6.9kPa［gage］又はそれ以下	従来設計と同等（100%RH）※5 又はそれ以下	従来設計と同等（1.7kGy）※6 又はそれ以下	
原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋	C	通常状態における設計値と同等（40℃）※7	大気圧	通常状態における設計値と同等（90%RH）※7	設置場所及び格納容器圧力逃がし装置の使用可否によるため個別評価（3Gy（168hour））	
屋外	D	外気温（最大 40℃）	大気圧	通常状態における設計値と同等	設置場所及び格納容器圧力逃がし装置の使用可否によるため個別評価（3Gy（168hour））	

※1　表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また，評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。
※2　IS-LOCA，使用済燃料プール沸騰時等の原子炉建屋原子炉棟内の環境への影響が大きく，必要な設備が限定される事象については，個別に設定する。
※3　設備設置場所や設備の固有の条件（付近に発熱源や線源があるもの）の影響を受けるものは個別に評価する。
※4　炉心損傷の有無や格納容器圧力逃がし装置の使用可否，設備の配置場所等により大きく異なるため，それらの影響が大きいものは個別に評価する。
※5　従来設計値は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す。
※6　従来設計値は非常状態における一般階の設計値の一例を示す。
※7　従来設計値は通常状態における原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の設計値の一例を示す。

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（1／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
原子炉圧力容器温度	熱電対	A	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力（ＳＡ）	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 2 階
原子炉水位（ＳＡ広帯域）	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位（ＳＡ燃料域）	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 2 階
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 2 階

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（2／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
代替循環冷却系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階,2 階
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
低圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	A	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	A	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サプレッション・プール水温度	測温抵抗体	A	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（3／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
格納容器下部水温	測温抵抗体	A	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 4 階
サプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 1 階
サプレッション・プール水位	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	A	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認済 取付箇所：原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度（ＳＡ）	熱伝導式水素検出器	B					メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 2 階，3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	イオンチェンバ	B	短期（5 分間）：220℃ 長期（7 日間）：200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 3 階（配管ペネトレーション内）
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	イオンチェンバ	B	短期（5 分間）：220℃ 長期（7 日間）：200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階（サンドクッションエリア）
起動領域計装	核分裂電離箱	A	－※1	－※1	－※1	－※1	※1：重大事故等発生初期に監視機能が求められるものであり，設計基準対象施設としての設計で仕様を満足する。 取付箇所：原子炉格納容器内
平均出力領域計装	核分裂電離箱	A	－※1	－※1	－※1	－※1	

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（4／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	C	短期（5 分間）：235℃ 長期（7 日間）：200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	イオンチェンバ（高レンジ用）	C	短期（5 分間）：220℃ 長期（7 日間）：200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
	イオンチェンバ（高レンジ用）	D	短期（5 分間）：220℃ 長期（7 日間）：200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：屋外（原子炉建屋南側外壁面）
	イオンチェンバ（低レンジ用）	C	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	C	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	※1：メーカー仕様値 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	D	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：屋外（原子炉建屋東側外壁面）
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 1 階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（5／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
		C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：常設低圧代替注水系ポンプ室内
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	C	－15～70℃ ※1	－0.1～4MPa※1	5～95%RH ※1	－※2	※1：メーカー仕様値 ※2：放射性物質を内包する建屋とは隣接せず，地下設置のため放射線の影響を受けない。 取付箇所：常設代替高圧電源装置置場（地下）
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：常設低圧代替注水系ポンプ室内
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（6／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	1 蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	12kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 6 階
	熱伝導式水素検出器	B	□	□	□	□	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階，2 階
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100％RH	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 6 階
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	磁気力式酸素検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 2 階，3 階

（参考）第 58－9－5 表　計装設備の耐環境性について（7／7）

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	ガイドパルス式水位検出器 測温抵抗体	B	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 ※1：飽和蒸気下で健全性確認済 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟６階
使用済燃料プール温度（ＳＡ）	熱電対	B	100℃	水頭圧	蒸気	2.5MGy	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟６階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	イオンチェンバ（高レンジ用）	B	121℃	147kPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟６階
	イオンチェンバ（低レンジ用）	B	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟６階
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	B	≦50℃※1	耐圧防爆構造	防水※2（IP65）	[redacted]	※1：耐環境試験にて[redacted]で機能維持確認済み。雰囲気温度100℃環境で使用も想定し，空気による冷却等により[redacted]以下に維持することで，耐環境性向上を図る。 ※2：防止仕様であり問題ない。 ※3：ある値以上水位が低下し，空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため，その後は使用済燃料プール水位（ＳＡ広域）を主体とし，線量率も含め状態の監視を行う。 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟６階

58－10　パラメータの抽出について

１．設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは,その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり，各条文との関連性を明確にした（第 58－10－1 表参照)。

２．重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

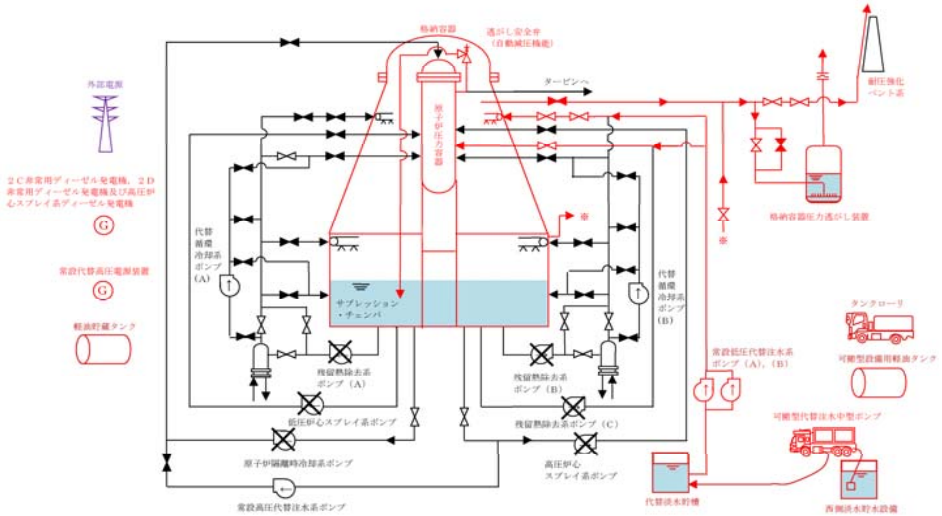
重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは，炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり，これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（第 58－10－1 表参照)。

第58－10－1表　設置許可基準規則の第58条における計装設備

主要設備	設置許可基準規則※1															有効性評価※2																						
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	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
原子炉圧力容器温度			○						○						○														○									
原子炉圧力	○	○	○	○			○								○	○	○	○		○	○	○		○	○	○	○	○	○						○	○		
原子炉圧力（ＳＡ）	○	○	○	○			○								○	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○	○	○						○	○		
原子炉水位（広帯域）		○	○	○			○								○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○						○	○	○	
原子炉水位（燃料域）		○	○	○			○								○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
原子炉水位（ＳＡ広帯域）		○	○	○			○								○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○						○	○	○	
原子炉水位（ＳＡ燃料域）		○	○	○			○								○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
高圧代替注水系系統流量		○						○							○				○																		
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）				○											○	○		○	○	○	○	○		○	○	○	○	○									
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）				○											○																				○		
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）				○											○																						
低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）				○											○																						
代替循環冷却系原子炉注水流量				○			○	○							○												○		○								
原子炉隔離時冷却系系統流量		○	○												○	○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○									
高圧炉心スプレイ系系統流量		○	○												○	○	○					○	○	○														
残留熱除去系系統流量	○			○	○	○			○						○		○	○	○	○	○		○		○	○							○	○	○	○	○	
低圧炉心スプレイ系系統流量				○											○		○								○												
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）						○			○						○	○		○	○	○		○		○		○	○	○	○									
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）						○			○						○																						
低圧代替注水系格納容器下部注水流量								○							○														○								
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量							○		○						○												○		○								
ドライウェル雰囲気温度			○	○	○	○	○	○	○						○			○	○	○	○				○	○	○	○									
サプレッション・チェンバ雰囲気温度				○	○	○	○	○	○						○			○	○	○	○					○											
サプレッション・プール水温度	○		○		○	○	○	○	○		○				○		○	○	○	○	○	○	○		○	○	○		○								
格納容器下部水温								○							○														○								
ドライウェル圧力			○	○	○	○	○		○						○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								
サプレッション・チェンバ圧力				○	○	○	○		○						○	○		○	○	○	○	○		○		○	○	○	○								
サプレッション・プール水位		○	○	○	○	○	○		○				○		○	○						○		○				○								○		
格納容器下部水位								○							○														○								
格納容器内水素濃度（ＳＡ）					○		○		◎						○												○	○	○								
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）			○				○		○						○	○						○		○			○	○	○								
格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）			○				○		○						○	○						○		○			○	○	○								
起動領域計装	○														○	○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								○
平均出力領域計装	○														○	○	○	○		○	○	○	○	○	○	○	○	○	○								
フィルタ装置水位					○		○		○						○																						
フィルタ装置圧力					○		○		○						○	○						○		○				○									
フィルタ装置スクラビング水温度					○		○		○						○																						
フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）					○		○		◎						○	○						○		○				○									
フィルタ装置入口水素濃度					○		○		◎						○																						
耐圧強化ベント系放射線モニタ					○										○																						
代替循環冷却系ポンプ入口温度				○			○	○							○																						
残留熱除去系熱交換器入口温度	○			○	○	○	○		○						○																				○	○	
残留熱除去系熱交換器出口温度	○			○	○	○			○						○																				○		
残留熱除去系海水系系統流量	○			○	○	○									○						○																
緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）				○	○	○					○				○												○		○							○		
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）				○	○	○					○				○																					○		
代替淡水貯槽水位				○		○		○	○		○		○		○	○					○	○		○	○		○	○	○							○		
西側淡水貯水設備水位				○		○		○			○		○		○																					○		
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		○						○							○																						
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力			○	○		○		○	○		○				○																						
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力			○	○			○	○	○						○																						
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力		○	○												○																						
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		○	○												○																						
残留熱除去系ポンプ吐出圧力			○	○	○	○			○						○	○	○					○		○	○								○	○	○			
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力			○	○											○	○	○							○													
原子炉建屋水素濃度							○			◎					○																						
静的触媒式水素再結合器動作監視装置										◎					○																						
格納容器内酸素濃度（ＳＡ）					○		○		◎						○												○	○	○								
使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）											◎				○																				○	○	
使用済燃料プール温度（ＳＡ）											◎				○																				○	○	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）											◎				○																				○	○	
使用済燃料プール監視カメラ											◎				○																				○	○	

※1　「◎」は各設置許可基準規則で設置要求のある計装設備，　※2　3.3及び3.5は3.2，3.4は3.1.2のシナリオに包絡

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（1／27）

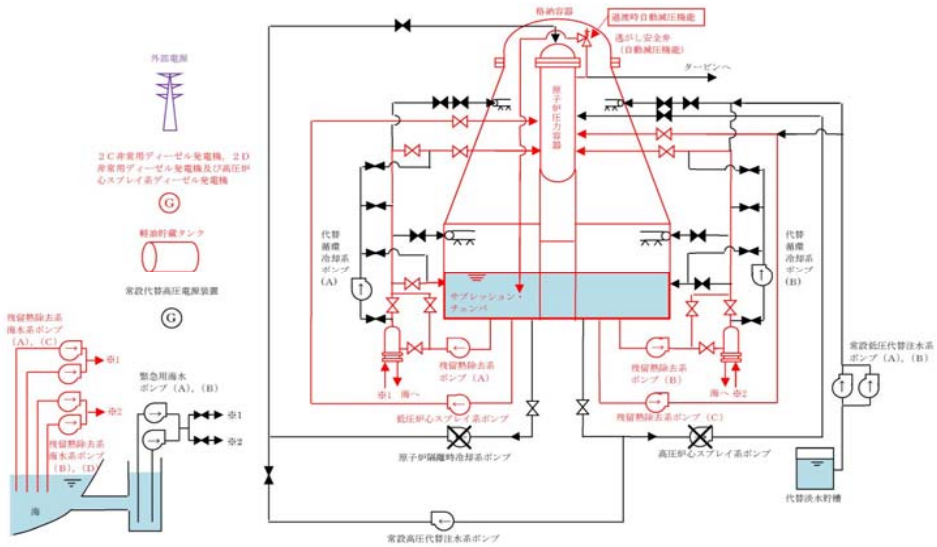
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条（ベント元），49条（注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化ベント系	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条（水源），49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		常設代替高圧電源装置※1	57条
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）

※1　解析上は外部電源ありを仮定しているが，外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2／27）

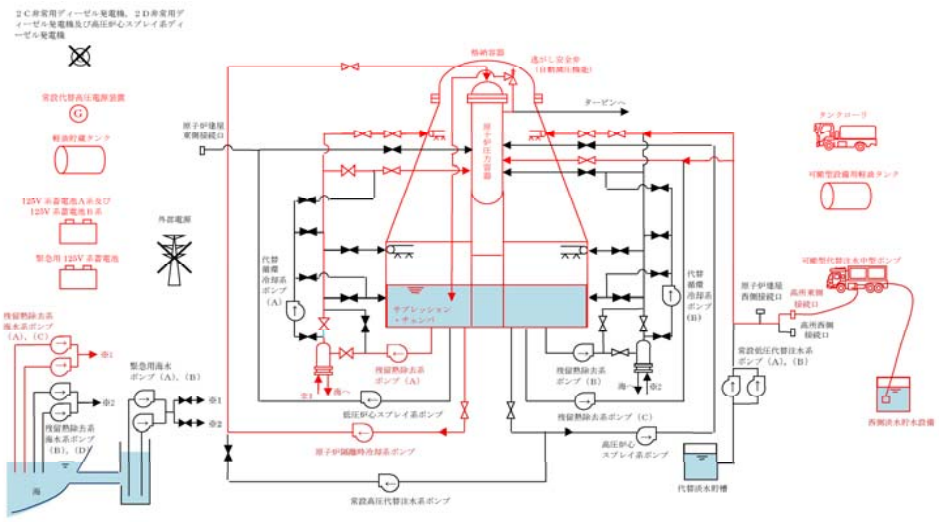
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失 （つづき）	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.2	高圧注水・減圧機能喪	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	過渡時自動減圧機能	46条
		低圧炉心スプレイ系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧炉心スプレイ系配管（低圧炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレイ系弁（低圧炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレイ系スパージャ（低圧炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（サプレッション・プール冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（サプレッション・プール冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（サプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		サプレッション・チェンバ（水源）	47条，49条（水源）
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水設備の運転確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水設備の運転確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		低圧炉心スプレイ系系統流量	58条（低圧時の原子炉冷却）

※1　解析上は外部電源ありを仮定しているが，外部電源喪失を想定すると必要となる設備

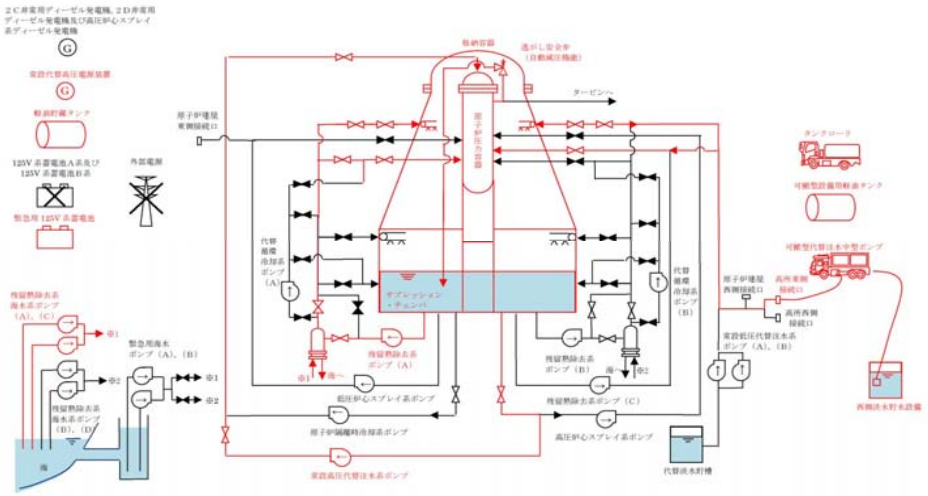
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		125V系蓄電池Ａ系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池Ｂ系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期ＴＢ） （つづき）	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

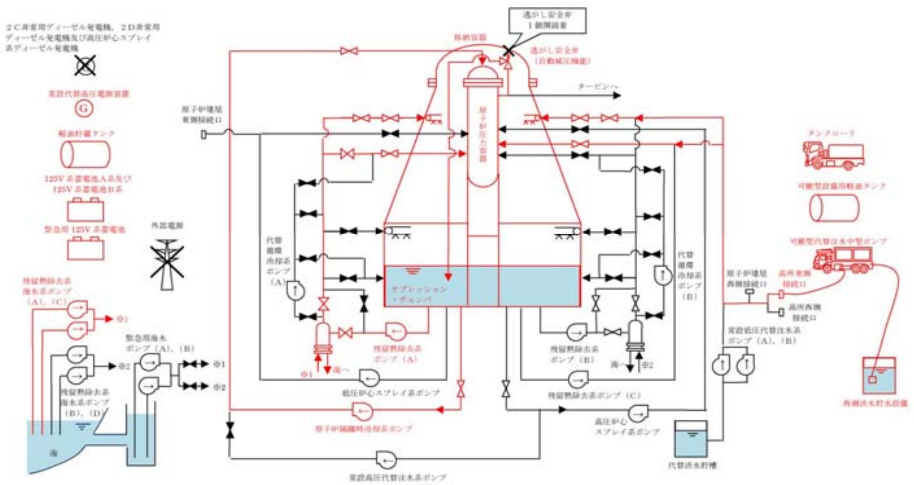
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（6／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	常設高圧代替注水系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条，49条（流路）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＵ） （つづき）	原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		高圧代替注水系系統流量	58条（代替注水設備の運転確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）

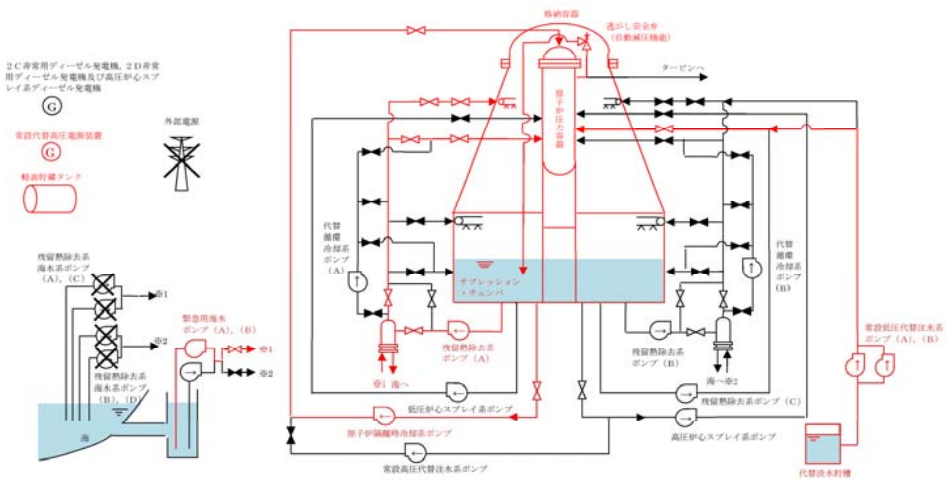
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（8／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条，49条（流路）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		125V系蓄電池Ａ系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池Ｂ系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

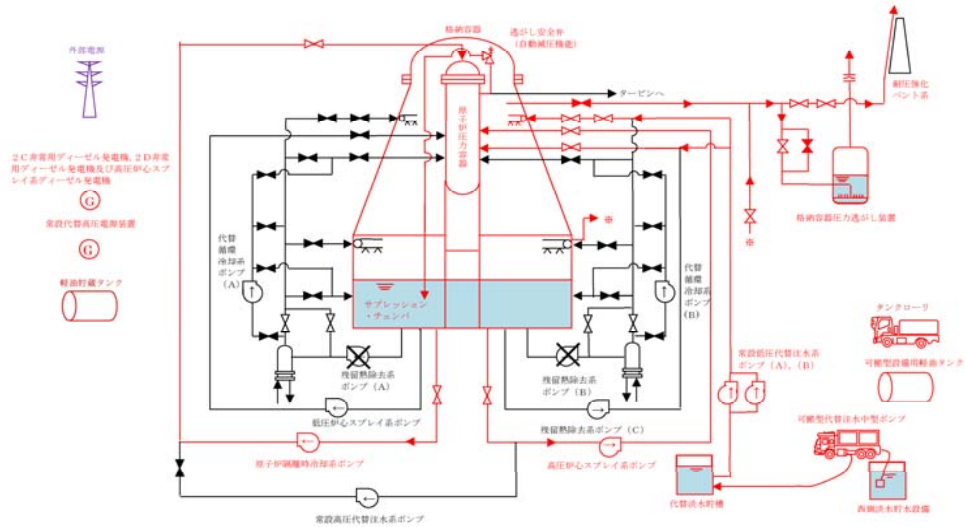
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（9／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3,3	全交流動力電源喪失（ＴＢＰ） （つづき）	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		残留熱除去系海水系系統流量	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（11／27）

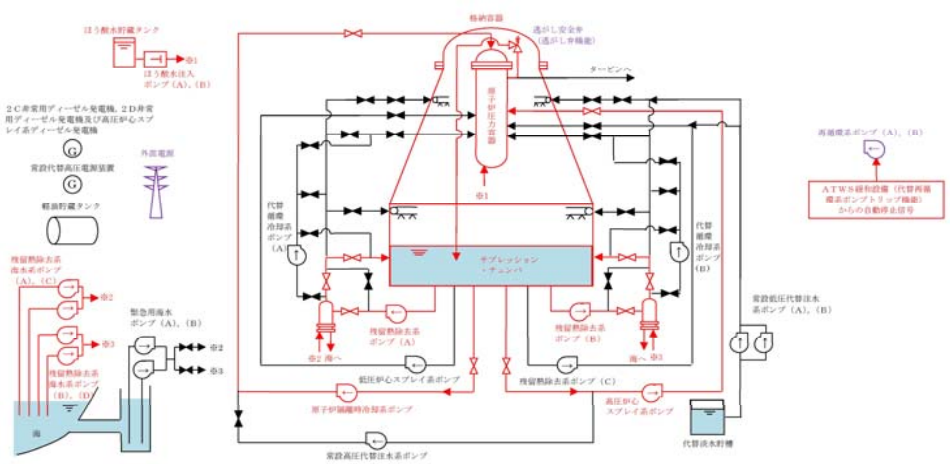
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	高圧炉心スプレイ系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧炉心スプレイ系配管（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレイ系弁（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレイ系スパージャ（高圧流水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化ベント系	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		常設代替高圧電源装置※1	57条
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）

※1　解析上は外部電源ありを仮定しているが，外部電源喪失を想定すると必要となる設備

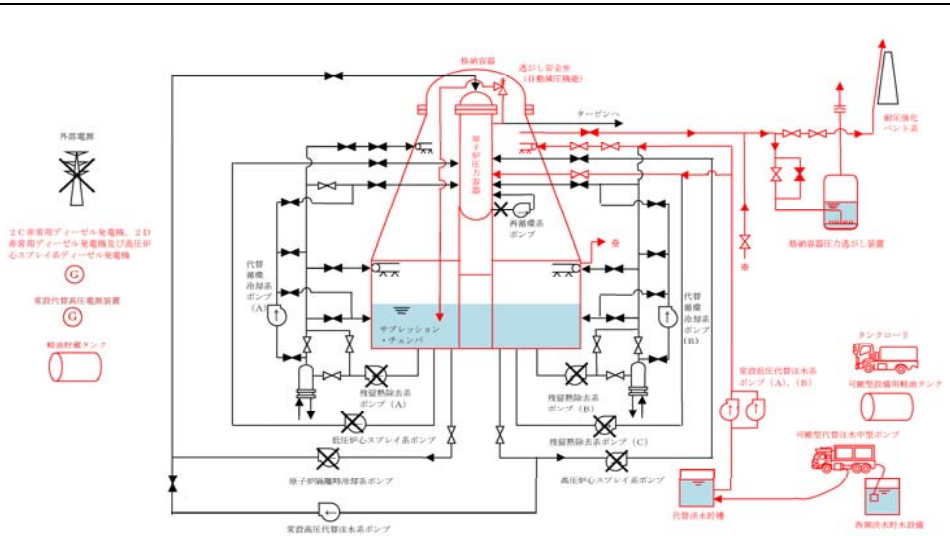
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
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） （つづき）	原子炉圧力,原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失	ＡＴＷＳ緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	44条
		ほう酸水注入ポンプ	44条（ポンプ）
	系統概要図	ほう酸水貯蔵タンク	44条（流路）
		ほう酸水注入系配管	44条（流路）
		ほう酸水注入系弁	44条（流路）
		逃がし安全弁（逃がし弁機能）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		原子炉圧力容器	44条，45条（注入先）
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	44条
		高圧炉心スプレイ系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧炉心スプレイ系配管（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレイ系弁（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレイ系スパージャ（高圧流水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（サプレッション・プール冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（サプレッション・プール冷却流路）	47条，49条（流路）と分類
		残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（サプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		平均出力領域計装	58条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認）
		起動領域計装	58条（スクラム失敗確認，ＳＬＣ注入確認，未臨界確認）
		ドライウェル圧力	49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

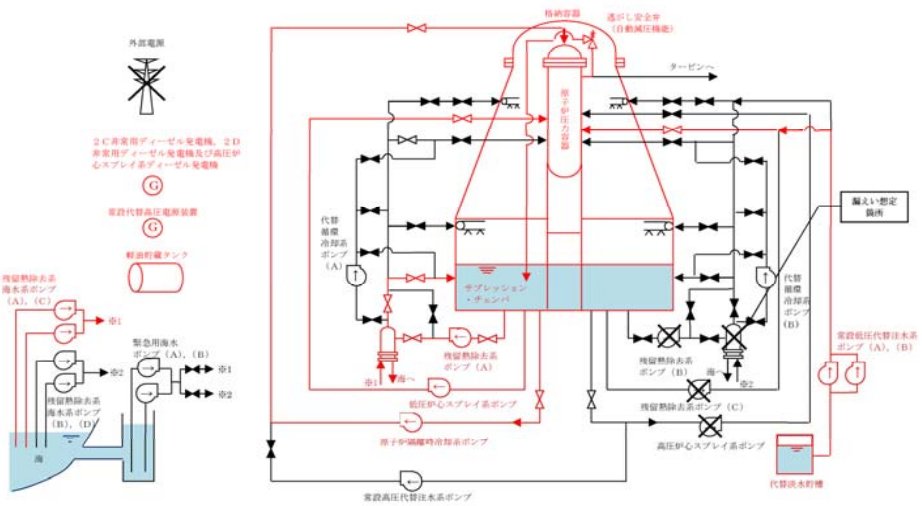
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化ベント系	48条
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）

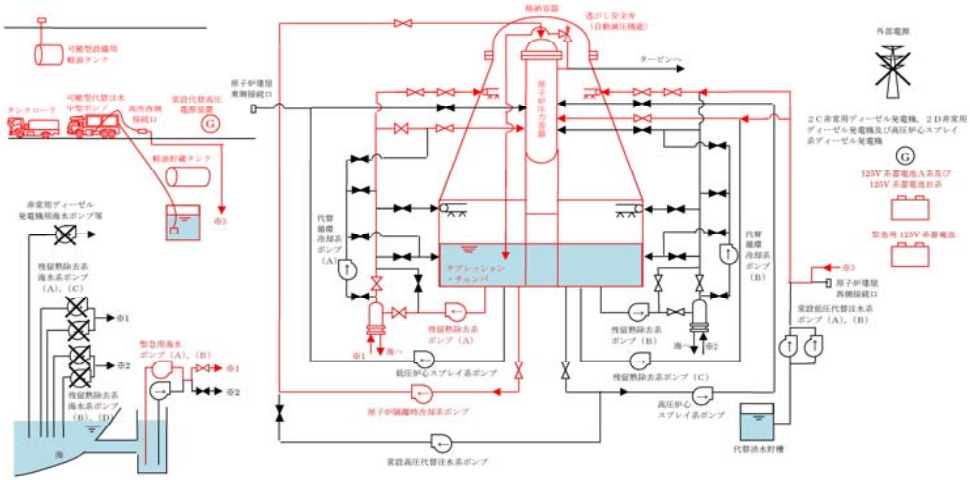
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失 （つづき）	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		低圧炉心スプレイ系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧炉心スプレイ系配管（低圧炉心スプレイ流路）	47条ポンプ（流路）
		低圧炉心スプレイ系弁（低圧炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレイ系スパージャ（低圧炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		残留熱除去系ポンプ	49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（サプレッション・プール冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（サプレッション・プール冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（サプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	48条，49条（熱交換器）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条（水源）
		外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度	58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（ISLOCA発生の確認）
		低圧炉心スプレイ系系統流量	58条（低圧時の原子炉冷却）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備） 58条（水源確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

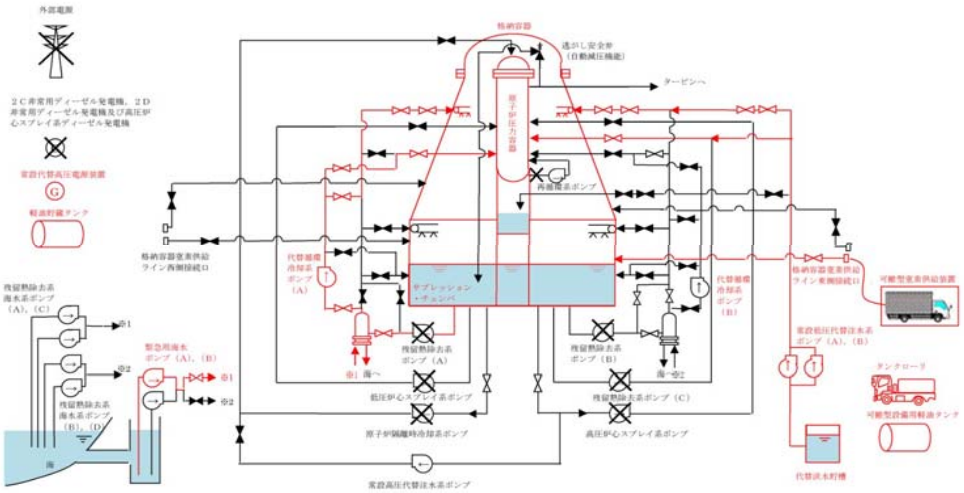
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水系）（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		125V系蓄電池Ａ系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池Ｂ系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失 （つづき）	平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条

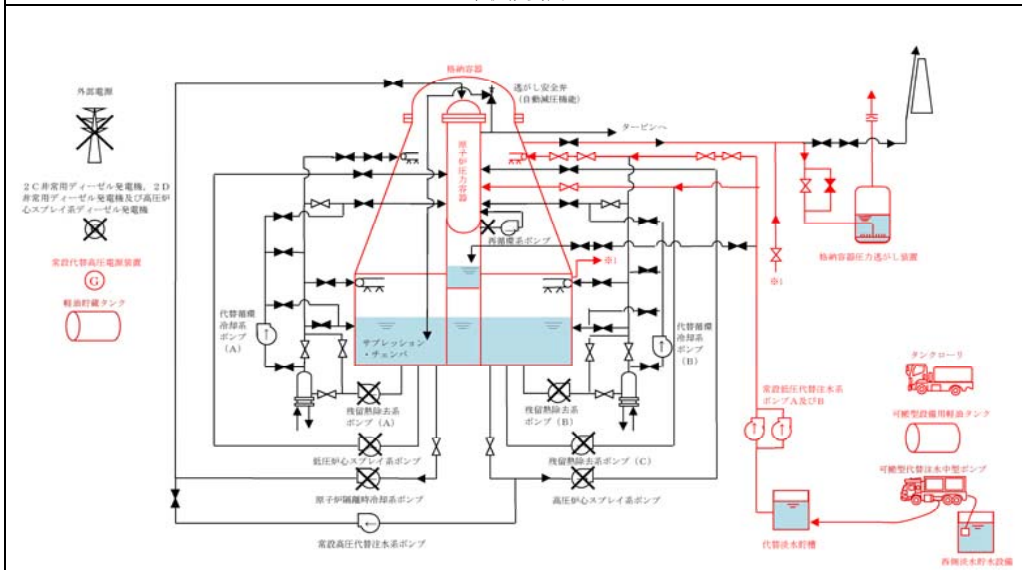
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（19／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		緊急用海水ポンプ	50条（ポンプ）
	系統概要図	緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（代替循環冷却流路）	50条（熱交換器）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条，50条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条（ベント元），49条，52条（注入先）
		代替循環冷却系ポンプ	50条（ポンプ）
		代替循環冷却系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		代替循環冷却系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ（可搬型窒素供給装置給油）	57条（燃料輸送）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	58条（炉心損傷有無判断）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）

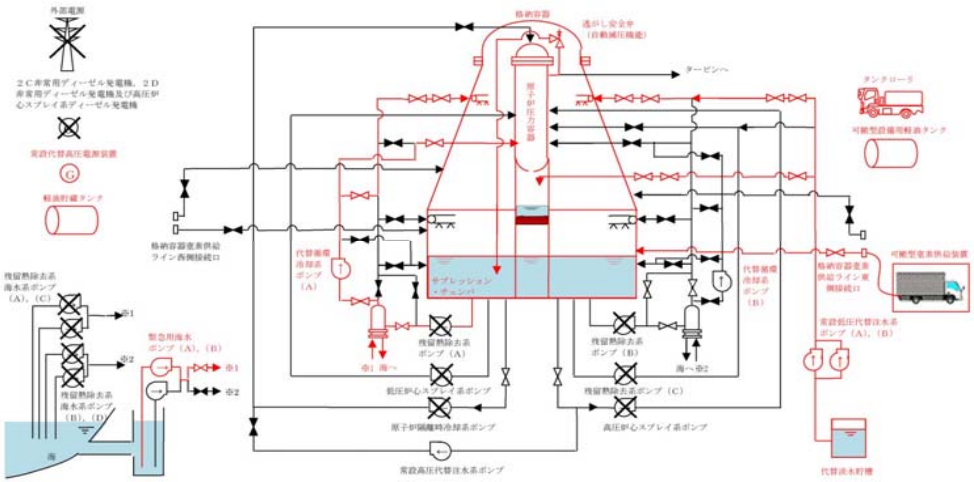
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合） （つづき）	ドライウェル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		代替循環冷却系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		格納容器内水素濃度（ＳＡ）	58条（格納容器水素濃度確認）
		格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	58条（格納容器酸素濃度確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.3	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）
	系統概要図	低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条，50条（注入先，ベント元）
		格納容器圧力逃がし装置	50条
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替交流電源設備	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	58条（炉心損傷有無判断）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		サプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		格納容器内水素濃度（ＳＡ）	58条（格納容器水素濃度確認）
		格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	58条（格納容器酸素濃度確認）
		フィルタ装置圧力	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）

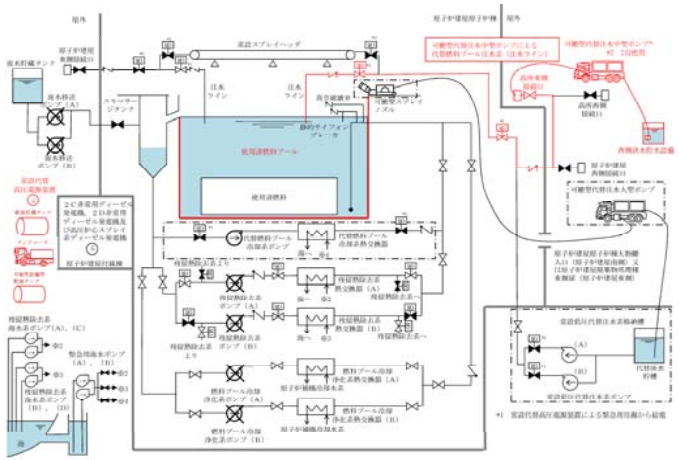
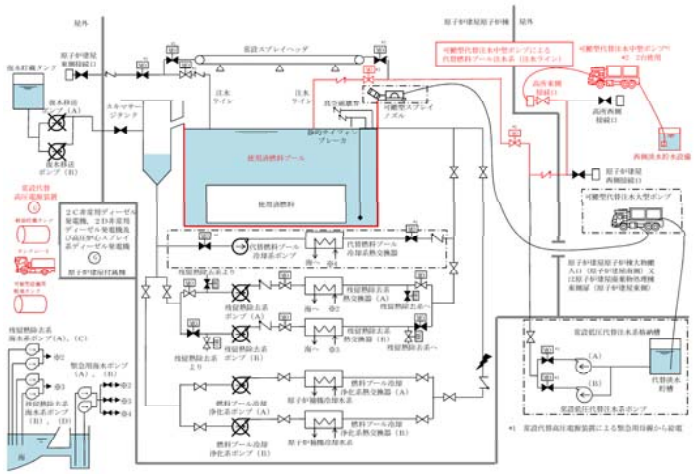
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（22／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉スクラム機能	ＤＢ（ＳＡ発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	緊急用海水ポンプ	50条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（代替循環冷却流路）	50条（熱交換器）
		常設低圧代替注水系ポンプ	49条，51条（ポンプ）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		原子炉圧力容器	50条（注入先）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条，51条，52条（注入先）
		代替循環冷却系ポンプ	50条（ポンプ）
		代替循環冷却系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		代替循環冷却系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		コリウムシールド	51条
		格納容器下部注水系配管（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		格納容器下部注水系弁（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		低圧代替注水系配管（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		低圧代替注水系弁（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ（可搬型窒素供給装置給油）	57条（燃料輸送）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ広帯域），原子炉水位（ＳＡ燃料域）	58条（原子炉状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）

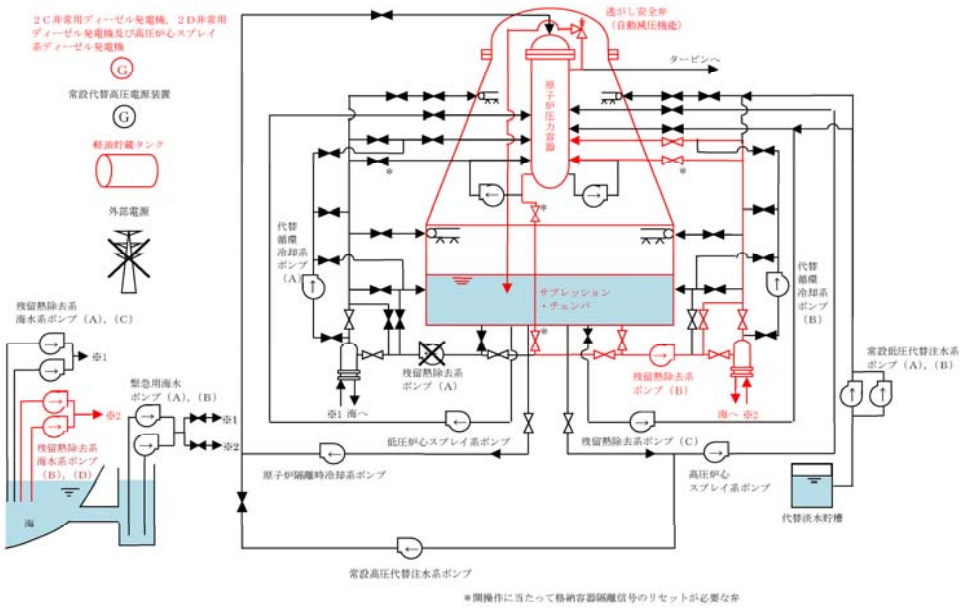
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（23／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 （つづき）	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	58条（炉心損傷有無判断）
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	51条（格納容器下部の溶融炉心冷却）
		格納容器下部水温	58条（格納容器状態確認），58条（格納容器状態確認）
		格納容器下部水位	51条（格納容器下部の溶融炉心冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		原子炉圧力容器温度	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		代替循環冷却系原子炉注水流量	50条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		格納容器内水素濃度（ＳＡ）	58条（格納容器水素濃度確認）
		格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	58条（格納容器酸素濃度確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）

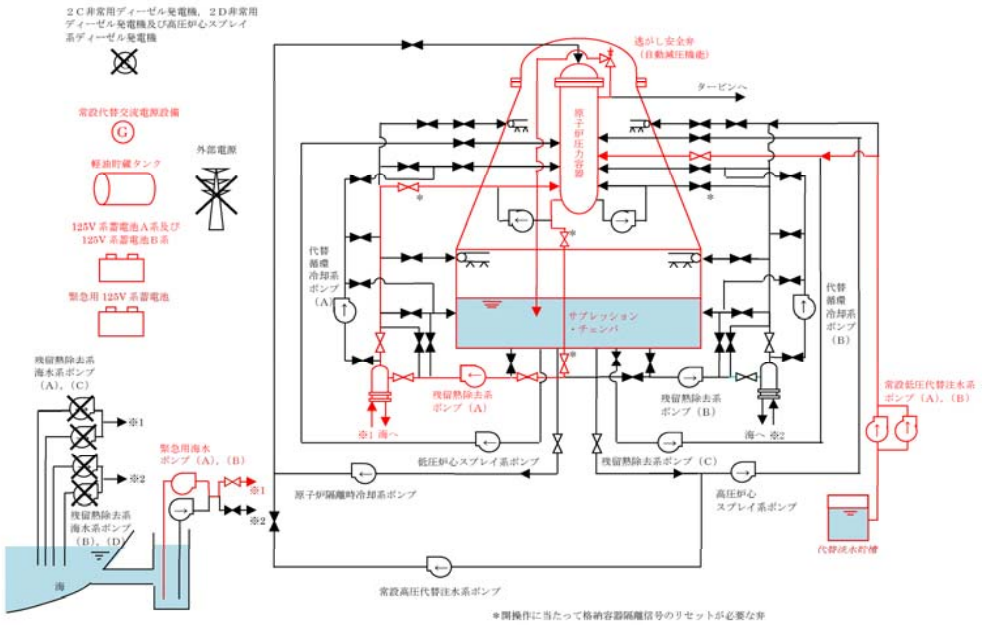
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（24／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	—	—
3.4	水素燃焼	—	—
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—
4.1	想定事故１ （使用済燃料プール）	可搬型代替注水中型ポンプ	54条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
	系統概要図	低圧代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		低圧代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		使用済燃料プール	54条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		残留熱除去系系統流量	58条（ＳＦＰ冷却機能喪失を確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（ＳＦＰ冷却機能喪失を確認）
		使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	54条（ＳＦＰ状態確認）
		使用済燃料プール温度（ＳＡ）	54条（ＳＦＰ状態確認）
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	54条（ＳＦＰ上部空間線量確認）
		使用済燃料プール監視カメラ	54条（ＳＦＰ状態確認）
4.2	想定事故２ （使用済燃料プール）	可搬型代替注水中型ポンプ	54条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
	系統概要図	低圧代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		低圧代替注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系配管（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		代替燃料プール注水系弁（代替燃料プール注水流路）	54条（流路）
		使用済燃料プール	54条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張（ＳＦＰ冷却機能喪失を確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（ＳＦＰ冷却機能喪失を確認）
		使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	54条（ＳＦＰ状態確認）
		使用済燃料プール温度（ＳＡ）	54条（ＳＦＰ状態確認）
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	54条（ＳＦＰ上部空間線量確認）
		使用済燃料プール監視カメラ	54条（ＳＦＰ状態確認）

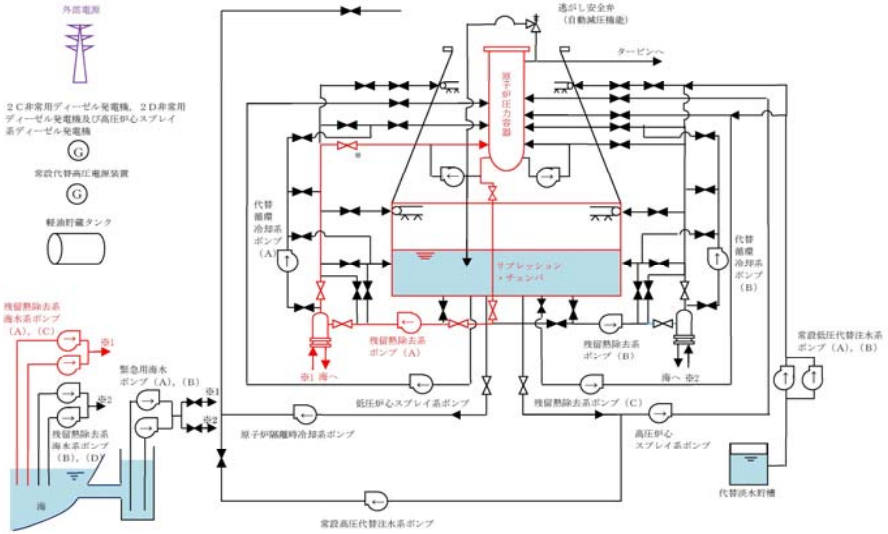
第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（25／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.1	崩壊熱除去機能喪失（運転停止中の原子炉）	非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条（熱交換器）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		格納容器	48条（注入先）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		残留熱除去系熱交換器入口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		残留熱除去系熱交換器出口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（ＳＡ広帯域）	58条（原子炉状態確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（26／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.2	全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉）	逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）
	系統概要図	低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（原子炉停止時冷却流路）	48条（熱交換器）
		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		格納容器	47条，48条（ベント元，注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		125V系蓄電池Ａ系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池Ｂ系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ）	58条（原子炉状態確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（ＳＡ広帯域）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		残留熱除去系熱交換器入口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）

第58－10－2表　37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（27／27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.3	原子炉冷却材の流出（運転停止中の原子炉）	外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
	系統概要図	残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（残留熱除去系海水流路）	48条（熱交換器）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（ＳＡ広帯域）	58条（原子炉状態確認）
		サプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
5.4	反応度の誤投入（運転停止中の原子炉）	外部電源（電源）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		原子炉スクラム機能（原子炉出力ペリオド短短）	ＤＢ（解析上使用を仮定）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

58－11　別紙

＜別紙　目次＞

別紙１　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について

別紙２　サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

別紙３　ペデスタル内に設置する計器について

別紙４　原子炉水位不明時の対応について

別紙５　原子炉圧力容器の破損判断について

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について

第 1.15－2 図「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を，第 1 表に示す。

以　上

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（1／6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	4	原子炉圧力容器（以下，「ＲＰＶ」という。）破損徴候の検知に用いる下鏡部に１個，また，ＲＰＶ下鏡部と位置的に分散させ検知性の向上を図るためボトムスカート上部に１個，その他にＲＰＶの縦方向へ給水ノズル部に１個，ＲＰＶフランジ部近辺に１個，合計４個を新規に設置する。（別紙５参照）
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10.5MPa［gage］	2	安全機能の重要度分類ＭＳ－２（事故時監視計器）の設計要求により既に多重化された２個を設定する。なお，過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ，計器電源を交流から直流電源（区分Ⅰ，Ⅱ）仕様の計器へ変更する。
	原子炉圧力（ＳＡ）	0～10.5MPa［gage］	2	監視の重要性に鑑み，計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉圧力とは別に既設２個（ＡＴＷＳ用）を設定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	－3,800mm～1,500mm※1	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,300mm※2	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（ＳＡ広帯域）	－3,800mm～1,500mm※1	1	監視の重要性に鑑み，計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位（広帯域）とは別に新規に１個設置する。
	原子炉水位（ＳＡ燃料域）	－3,800mm～1,300mm※2	1	監視の重要性に鑑み，計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位（燃料域）とは別に新規に１個設置する。
原子炉圧力容器内への注水量	高圧代替注水系系統流量	0～50L／s	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m^3／h	1	系統流量（常設ライン）とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各１個設置する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～ 80m^3／h	1	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m^3／h	1	系統流量（可搬ライン）とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各１個設置する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～ 80m^3／h	1	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m^3／h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に２個設置する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L／s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を１個設定する。
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0～500L／s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を１個設定する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（2／6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内への注水量	残留熱除去系系統流量	0～600L／s	3	系統流量を監視可能な既設流量計を３個設定する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0～600L／s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を１個設定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	0～500m^3／h	1	系統流量（常設ライン）を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）	0～500m^3／h	1	系統流量（可搬ライン）を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m^3／h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に２個設置する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0～200m^3／h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	0～300℃	8	ドライウェル内の温度分布を把握するため，ＲＰＶフランジの高さ（ドライウェル上部）に２個，燃料有効長頂部の高さ（ドライウェル中部）に２個，ドライウェル機器ハッチ及び所員用エアロックの高さ（ドライウェル下部）に２個，ペデスタル上部に２個，合計８個を新規に設置する。
	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	2	サプレッション・チェンバ内の温度分布を把握するため，既設と同程度の高さに新規に２個設置する。
	サプレッション・プール水温度	0～200℃	3	サプレッション・プール水の温度分布を把握するため，縦方向へ，既設と同程度の高さ（上部，中部，下部）に新規に３個設置する。
	格納容器下部水温	0～500℃※3 （ペデスタル床面 0m） ※4	5	ペデスタル底部にデブリが落下した際に，水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ落下を検知する。デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計５個（予備１個含む）を設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，２個以上が上昇傾向（デブリの落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。
		0～500℃※3 （ペデスタル床面＋0.2m） ※4	5	ペデスタル床面から 0.2m 以上のデブリが堆積した際に，水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ堆積を検知する。デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計５個（予備１個含む）を設置し，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，３個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合にペデスタル満水までの注水を判断する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（3／6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	0～1MPa［abs］	1	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gege］）を監視可能な圧力計を新規に 1 個設置する。
	サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa［abs］	1	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa［gege］）を監視可能な圧力計を新規に 1 個設置する。
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	－1m～9m （EL.2,030mm～ 12,030mm）※5	1	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握可能な水位計を新規に 1 個設置する。
	格納容器下部水位	＋1.05m※4,※6 （EL.12,856mm）	2	ＲＰＶ破損前の水位管理のため，原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための高さを検知する。約 180°間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。
		＋0.50m，＋0.95m※4,※7 （EL.12,306mm，12,756mm）	各 2	ＲＰＶ破損後の水位管理のため，デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）にペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため，水位 0.5m，1m を検知する。それぞれの水位計を約 180°間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。また，水位 1m 到達を検知した場合はペデスタル注水停止を判断する。
		＋2.25m，＋2.75m※4,※8 （EL.14,056mm，14,556mm）	各 2	ＲＰＶ破損後の水管理のため，デブリ大量落下時（堆積高さ 0.2m 以上）にペデスタル水位を 2.25m～2.75m の範囲に維持するため，水位 2.25m，2.75m を検知する。ペデスタル側壁の貫通孔を通じたペデスタル外側のボックス内に，2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計（予備 1 個含む）を設置し，1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペデスタル注水開始，2.75m 到達を検知した場合にペデスタル注水停止を判断する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度（ＳＡ）	0～100vol％	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を監視するため，Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ運転切替（サンプリング式）により計測可能な水素濃度計を新規に設置する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｄ／Ｗ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	2	安全機能の重要度分類ＭＳ－２（事故時監視計器）の設計要求により既に多重化されたＤ／Ｗ及びＳ／Ｃそれぞれ 2 個設定する。なお，過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ，計器電源を交流から直流電源（区分Ⅰ，Ⅱ又は緊急用直流電源）仕様の計器へ変更する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ（Ｓ／Ｃ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	2	

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（4／6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	10^{-1}cps～10^{6}cps ($1.0\times10^{3}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$) 0～40%又は0～125% ($1.0\times10^{8}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.5\times10^{13}\ cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	8	原子炉出力を監視可能な既設の起動領域計装全８チャンネルを設定する。
	平均出力領域計装	0～125% ($1.0\times10^{12}cm^{-2}\cdot s^{-1}$～$1.0\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$)	2※9	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域計装を全６チャンネルのうち，２チャンネルを設定する。局部出力領域計装（ＬＰＲＭ）の検出器は，炉内43箇所に万遍なく配置されており，その各々の集合体に４個の独立した検出器が軸方向に等間隔に配置し，計172（43×4）個から構成されている。このため，１チャンネルでも未臨界確認は可能であるが，単一故障を想定し，パラメータの監視機能喪失を防ぐため，Ａ系１チャンネル，Ｂ系１チャンネル，計２チャンネル設定する。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	2	系統温度を監視可能な温度計を新規に２個設置する。
	フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	2	系統運転時において，計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係る「フィルタ装置水位」と，除去性能が保持されていることを監視する「フィルタ装置出口放射線モニタ」の高レンジを対象に２個設置する。その他の計器は，直接それに当たらないため単一設計とする。なお，フィルタ装置入口水素濃度は，単一故障にした場合，代替パラメータの設定が他にできないため２個設置する。
	フィルタ装置圧力	0～1MPa［gage］	1	
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	2	
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	1	
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	2	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10^{-2}mSv／h～10^{5}mSv／h	2	耐圧強化ベント時に想定される排気ラインの放射線量率を監視可能な放射線モニタを新規に２個設置する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を２個設定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を２個設定する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（5／6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L／s	2	系統流量を監視可能な既設流量計を２個設定する。
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	0～800m^3／h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
	緊急用海水系量流量（残留熱除去系補機）	0～50m^3／h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に１個設置する。
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0～20m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に１個設置する。
	西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に１個設置する。
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に１個設置する。
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に１個設置する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0～5MPa［gage］	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に２個設置する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を１個設定する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa［gage］	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を１個設定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	3	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を３個設定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa［gage］	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を１個設定する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0～10vol％	2	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，格納容器フランジ面からの水素漏えいがほぼ均一に拡散する南北の壁面天井付近に，新規に２個設置する。
		0～20vol％	3	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，格納容器から局所的に水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺に，それぞれ１個，合計３個を新規に設置する。 ・原子炉建屋原子炉棟２階 Ｄ／Ｗ所員用エアロック ・原子炉建屋原子炉棟２階 機器ハッチ及びＣＲＤ搬出用ハッチ ・原子炉建屋原子炉棟地下１階 Ｓ／Ｃアクセスハッチ
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	4※１０	ＧＯＴＨＩＣ解析の結果に基づき，ＰＡＲ24 基のうち，東西の壁に設置する 2 基のＰＡＲを代表して，出入口に１個ずつ，合計４個を新規に設置する。

第１表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数（6／6）

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（ＳＡ）	0～25vol％	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性（酸素濃度：5vol%）を監視するため，Ｄ／Ｗ，Ｓ／Ｃ運転切替（サンプリング式）により計測可能な酸素濃度計を新規に設置する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（ＳＡ広域）	－4,300mm～＋7,200mm（EL.35,077mm～46,577mm）※11	1	通常水位から燃料貯蔵ラック下端（EL.35,097mm）まで監視可能な水位計を新規に 1 個設置する。
		0～120℃	1※12	通常水温から沸騰水温（水位高さ：燃料貯蔵ラック中央付近）まで監視可能な温度計を新規に 1 個設置する。
	使用済燃料プール温度（ＳＡ）	0～120℃	1※13	通常水温から沸騰水温（水位高さ：ＴＡＦ1m下）まで監視可能な温度計を新規に 1 個設置する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	10^{-2}Sv／h～10^{5}Sv／h	1	通常水位からＢＡＦまで水位変動した際の放射線量率を監視可能な高レンジ・低レンジモニタを新規に各 1 個設置する。
		10^{-3}mSv／h～10^{4}mSv／h	1	
	使用済燃料プール監視カメラ	－	1	通常水位からＴＡＦまで監視可能な監視カメラを新規に 1 個設置する。

※1　基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
※2　基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
※3　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m，0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
※4　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ
※5　基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
※6　ＲＰＶ破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
※7　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）（高さ 0.5m，1.0m 未満水位計）
※8　ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）（満水管理水位計）
※9　平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
※10　2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
※11　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
※12　検出点 2 箇所
※13　検出点 8 箇所

サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

1. はじめに

格納容器破損防止対策において，原子炉注水，格納容器スプレイを継続した場合，サプレッション・プール水位は上昇するが，ウェットウェル側からの格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベントを実施するためには，ウェットウェルベントラインの水没を防止する必要があることから，外部水源注水量制限（通常水位＋6.5m）を設け，制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。

有効性評価シナリオにおいて,最も格納容器内の水位が上昇するシナリオは,格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）シナリオであり,格納容器ベント実施による圧力低下によりサプレッション・プール水位は,サプレッション・チェンバ底面（EL. ）から約 15m（EL. ）まで上昇する評価となる。ここでは，サプレッション・プール水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。

また，ペデスタル（ドライウェル部）に蓄水する状況として，当該部への注水による格納容器下部水位の上昇が考えられることから，ペデスタル（ドライウェル部）における計装設備への影響も評価する。

2. 評価結果

原子炉格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は，原子炉圧力容器温度計，ドライウェル雰囲気温度計，サプレッション・チェンバ雰囲気温度計，サプレッション・プール水温度計，格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計がある。サプレッション・プール水位が EL. まで上昇

した場合，通常運転時から水面下に設置しているサプレッション・プール水温度計は水面以下となる状態が継続する。また，格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計は，通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位を形成すること及び事故時に当該部への注水を行うことにより水没する。これらの重大事故等時に使用する計装設備は，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，水没により機能喪失しない設計としている。また，重大事故等時の耐環境性向上（格納容器の限界温度・圧力である 200℃,2Pd の蒸気条件下での健全性確保）を図る設計としている。

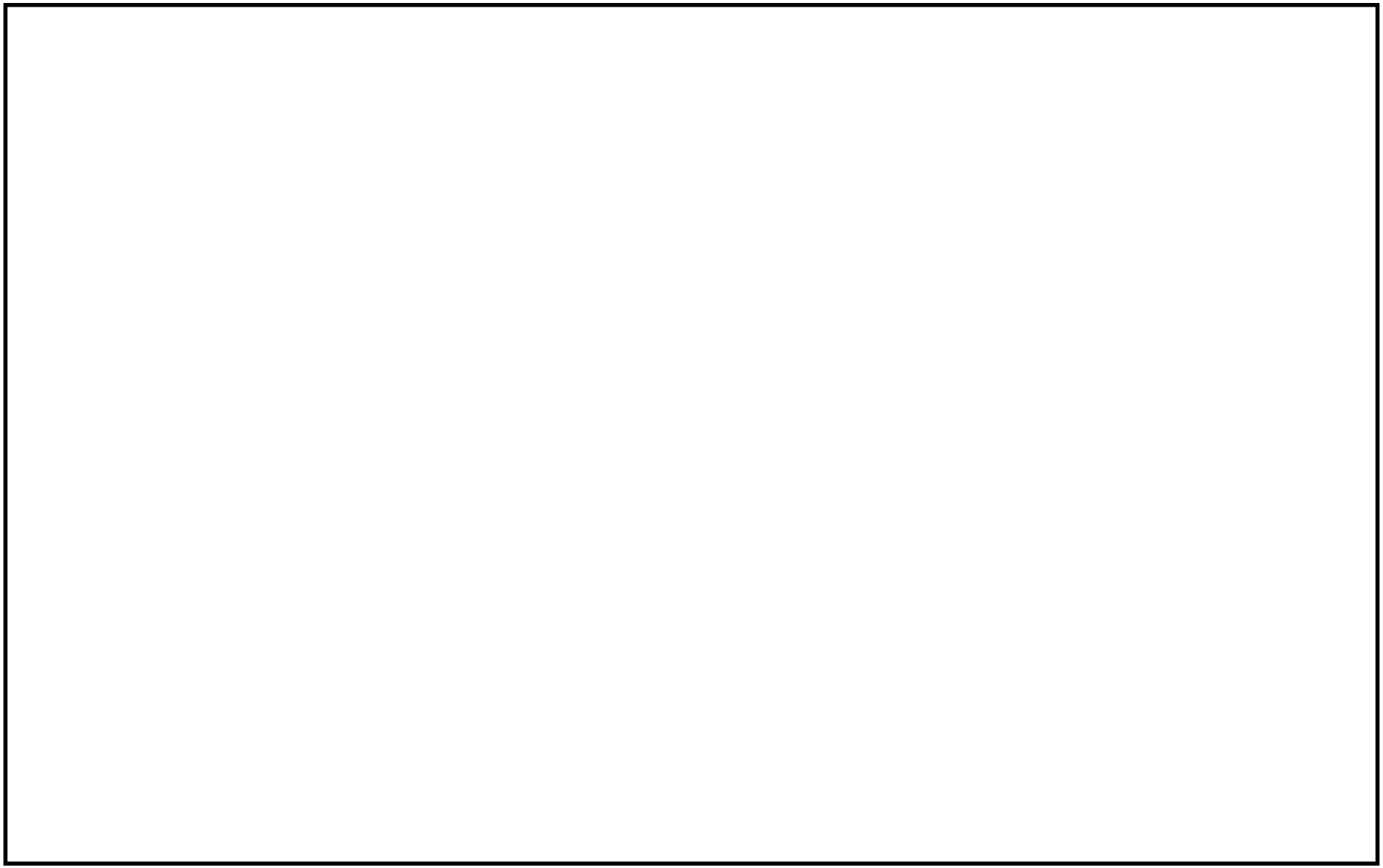
第 1 表に原子炉格納容器内の計装設備の設置高さを，第 1 図に原子炉格納容器内の計装設備の配置を示す。

第１表　原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

計装設備※1	個数	検出器設置高さ	影響評価
①原子炉圧力容器温度計	4		原子炉圧力容器温度計４個は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
②ドライウェル雰囲気温度計	8		ドライウェル雰囲気温度計８個は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
③サプレッション・チェンバ雰囲気温度計	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度計２個は水没しない。なお，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
④サプレッション・プール水温度計	3		サプレッション・プール水温度計３個は水没するが，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑤格納容器下部水温計	10		格納容器下部水温計10個は水没するが，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑥格納容器下部水位計	10		格納容器下部水位計（電極式）10個は水没するが，水位計であり，また，検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで，事故時の耐環境性向上を図る設計としている。

※1　表中の丸数字は第１図の丸数字に対応する。

別紙２－４



第１図　原子炉格納容器内の計装設備の配置

ペデスタル内に設置する計器について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について，概要及び設置位置を第 1 表及び第 1 図に示す。また，各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) ＲＰＶ破損前までの水位管理

①格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ＋1.05m 検知用）

ペデスタル底面から 1m 超の水位を検知できるよう，測定誤差を考慮した高さに水位計を設置し，炉心損傷後は当該水位計設置高さまで事前注水を実施する。注水停止後は，排水配管等によりＲＰＶ破損までに 1m 水位まで排水される。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。

なお，水位 1.05m まで排水されたことを検知した後，水位 1m まで排水される時間遅れを考慮して，排水弁は自動閉止することとする。

(2) ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知（第 2 表）

②格納容器下部水温（ペデスタル床面高さ 0m 検知用）

ペデスタル底部に温度計を設置し，指示値の上昇又は喪失によりＲＰＶ破損検知に用いる。測温抵抗体式温度計を採用することで，ペデスタルにデブリが落下した際の水温上昇や高温のデブリに接触した際に指示値がダウンスケールとなる特性を利用し，ＲＰＶからのデブリ落下検知が可能である。

デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デ

ブリの落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。

③格納容器下部水温（ペデスタル床面高さ＋0.2m 検知用）

ペデスタル底面から 0.2m の高さに測温抵抗体式温度計を設置し，0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し，ペデスタル満水までの注水可否を判断する。また，指示値の上昇又は喪失により，ＲＰＶ破損検知に用いる。

デブリの落下，堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し，十分な量のデブリ堆積検知の観点から，3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合にペデスタル満水までの注水を判断する。また，ＲＰＶ破損の早期判断の観点から，2 個以上が上昇傾向（デブリの落下による水温上昇)又はダウンスケール(温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に，ＲＰＶ破損を判断する。

(3) ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≧0.2m の場合）

④格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ＋2.25m 及び 2.75m 満水管理用）

ペデスタル底面から 2.25m 及び 2.75m の高さに水位計を設置し，デブリの多量落下時（堆積高さ 0.2m 以上）においてペデスタル水位を 2.25m～2.75m の範囲に維持するため，各高さにおける水位の有無を検知しペデスタル注水開始及び停止を判断する。

ペデスタル側壁の貫通孔を通じたペデスタル外側のボックス内に，2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計（予備 1 個含む）を設置し，1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペデスタル注水開始,2.75m 到達を検知した場合にペデスタル注水停止を判断する。

(4) ＲＰＶ破損後の水位管理（デブリ堆積高さ＜0.2m の場合）

⑤格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ＋0.50m 検知用）

ペデスタル底面から 0.5m の高さに水位計を設置し，デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため，水位 0.5m 未満を検知しペデスタル注水開始を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。

⑥格納容器下部水位（ペデスタル床面高さ＋0.95m 検知用）

ペデスタル底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し，デブリの少量落下時（堆積高さ 0.2m 未満）においてペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため，水位 0.95m 到達を検知しペデスタル注水停止を判断する。

約 180° 間隔で計 2 個（予備 1 個含む）設置し，1 個以上が水位 0.95m 到達を検知した場合に注水停止を判断する。

⑦格納容器下部雰囲気温度

自主対策設備としてペデスタル底面から 1.1m の高さに温度計を設置し，デブリの少量落下時にペデスタル水位を 0.5m～1m の範囲に管理している間において，デブリが冠水されていることを確認する。

約 180° 間隔で計 2 個設置し，1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に，測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また，各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペデスタル内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物で構成し，ペデスタル外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペネトレーシ

ョンボックス内にてペネトレーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は，重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペデスタル内のSA環境条件としては，格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果の最高値は約 212℃－約 1 秒間，0.465MPa[gage]であり，これを包絡するペデスタル内環境条件200℃（ピーク温度215℃－1分間），0.62MPa[gage]を設定している。また，ペデスタル内はＲＰＶ破損後のデブリの落下に配慮した設計とする。

・各計器のMIケーブルは，第5図に示すとおり，チャンネル毎に別ルートで敷設し，デブリの落下に伴うペデスタル内構造物等の落下物を考慮した場合においても，複数のチャンネルが同時に損傷し，機能喪失することがない設計とする。

・ＲＰＶからデブリが大量に落下した場合は，デブリはペデスタル内の構造物に付着せずに，ペデスタル下部のプールに落下すると考えられる。仮に，ＲＰＶから少量のデブリが落下した場合に僅かなデブリが構造物に付着したとしても，プールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため，輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられる。ただし，各計器の検出部及びMIケーブルに対して金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）することで，ＲＰＶ破損後のペデスタル内計器の健全性に配慮した設計とする。

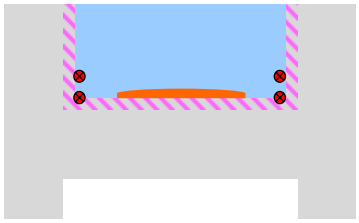
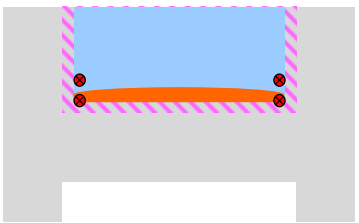
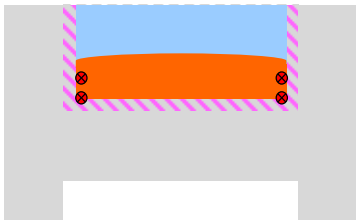
なお，ペデスタル内の検出器・MIケーブル，保護カバーは無機物で構成されており，放射線による影響はない。

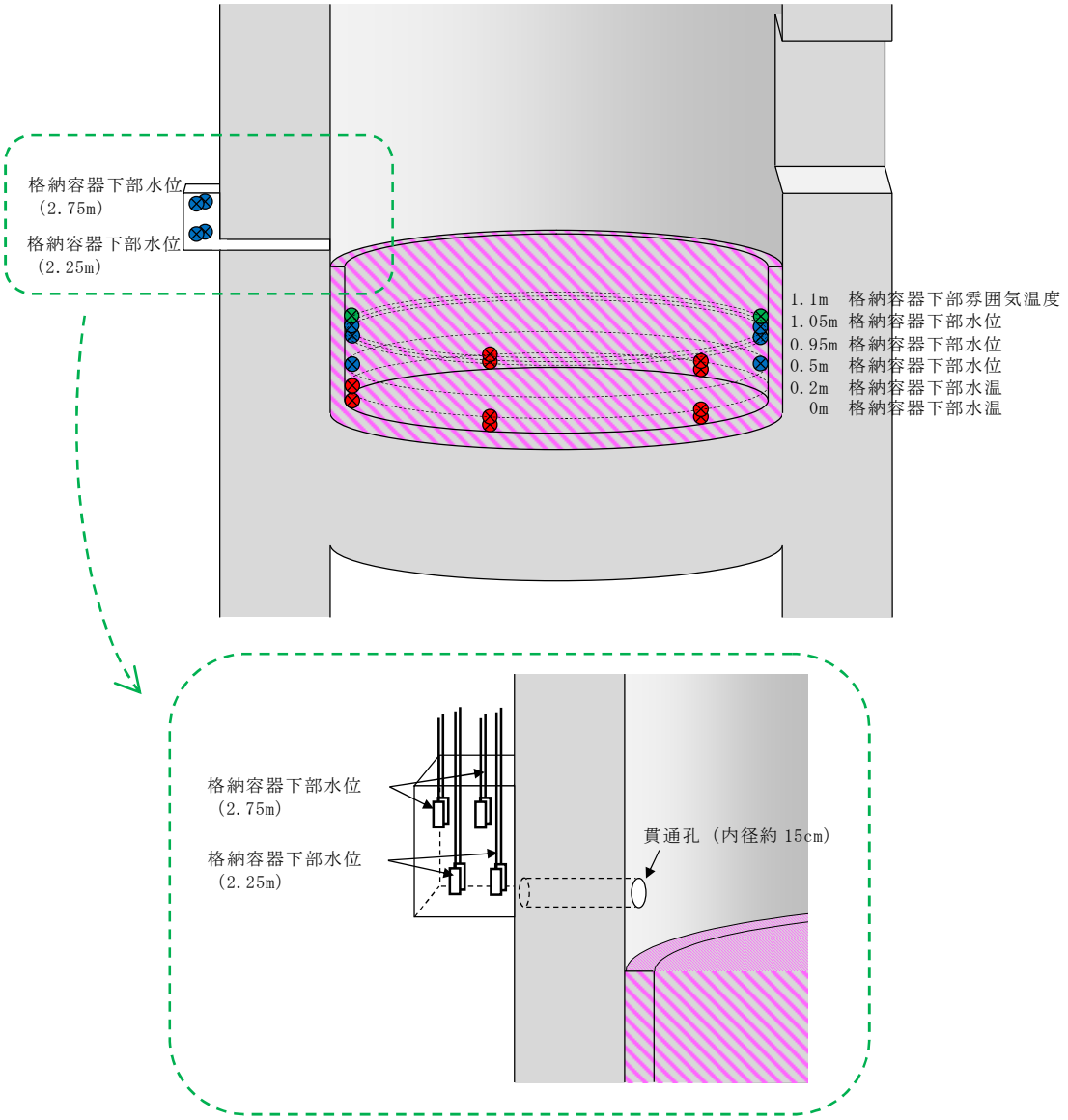
第１表　ペデスタル内計器の概要

	設置高さ※1	設置数	計器種別
格納容器下部 水温	0m	各高さに５個	測温抵抗体式 温度計
	0.2m		
格納容器下部 水位	0.5m	各高さに２個	電極式 水位計
	0.95m		
	1.05m		
	2.25m		
	2.75m		

※1　ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第２表　ＲＰＶ破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

デブリの堆積状態	格納容器下部水温		判断
	0m 位置	0.2m 位置	
	上昇	上昇	ＲＰＶ破損， デブリ少量落下
	上昇／喪失	上昇	ＲＰＶ破損， デブリ少量落下
	上昇／喪失	上昇／喪失	ＲＰＶ破損， デブリ多量落下

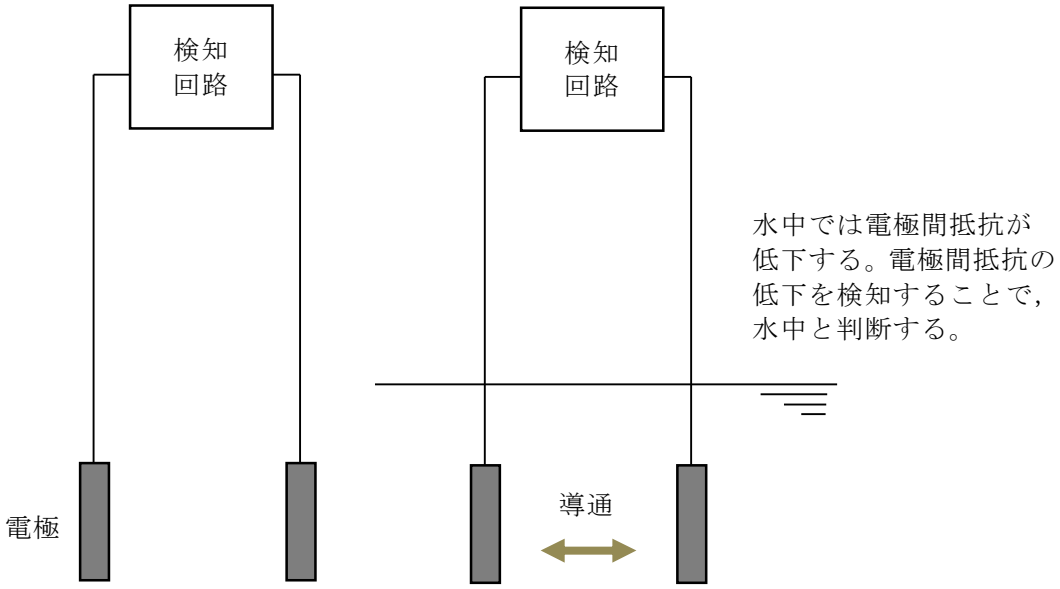


第１図　ペデスタル内の計器設置図

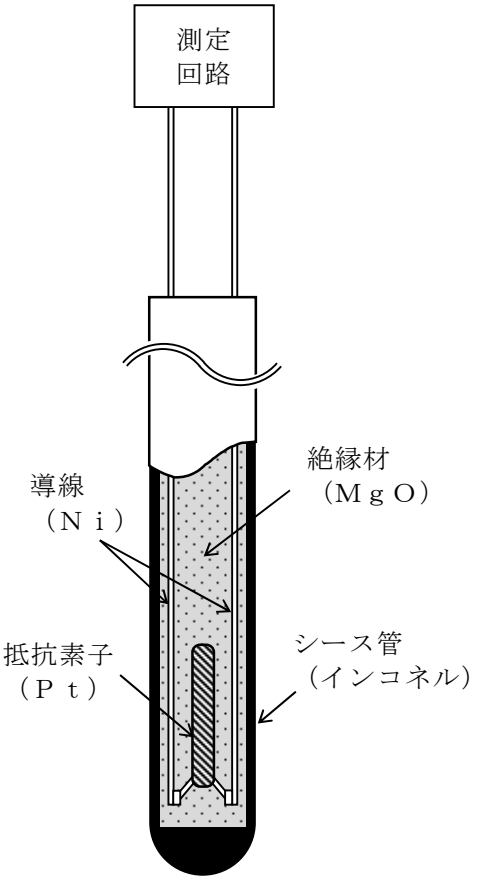
第 3 表　検出部の仕様等

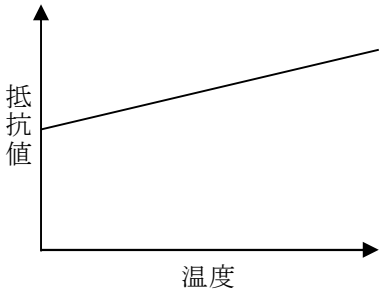
計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	±(0.3＋0.005|t|) t：測定温度	温度：短期 235℃, 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：－※2
電極式 水位計	－ （レベルスイッチ）	±10mm	温度：短期 235℃, 長期 200℃ 圧力：620kPa[gage] 放射線：－※2

※2　検出部は無機物で構成しており，放射線による影響はない



第 2 図　電極式水位計の動作原理





金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し，抵抗素子の抵抗値を基に温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると，温度指示値は急上昇しオーバースケールとなる。
また，以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると，抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。
・シース管の溶融，水及びデブリの浸入
・水との反応による絶縁材の膨張，剥離
・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融，蒸発

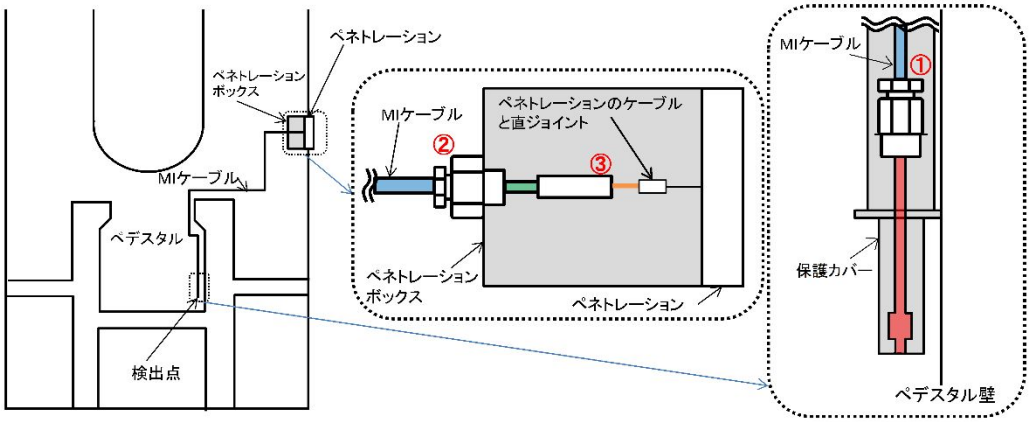
測温抵抗体構成材料の融点

	材質	融点
シース管	インコネル（NCF600）	1,370℃～1,425℃
導線	Ｎｉ	1,455℃
抵抗素子	Ｐｔ	1,768℃
絶縁材	ＭｇＯ※	約 2,800℃

※　デブリ中のＺｒ等により還元されると，融点約 650℃，沸点約 1,100℃のＭｇとなり，溶融又は蒸発する。

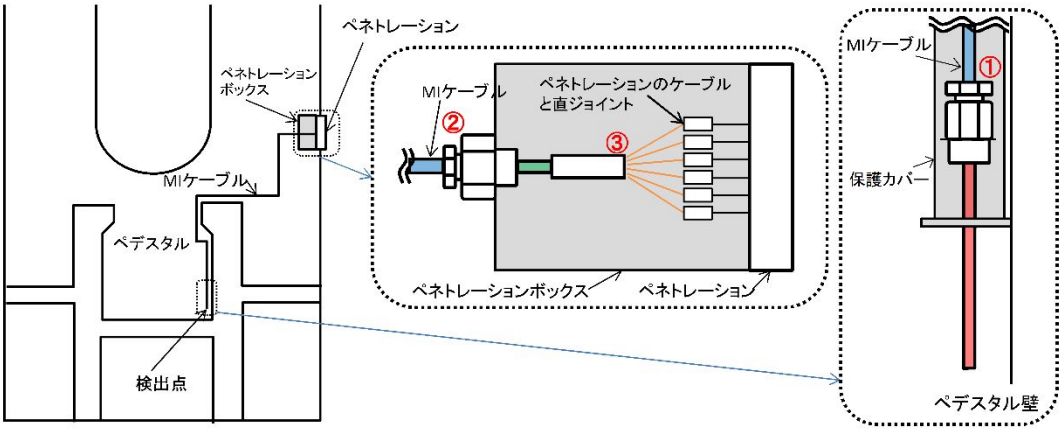
第 3 図　測温抵抗体式温度計の動作原理

格納容器下部水位（電極式）構造図



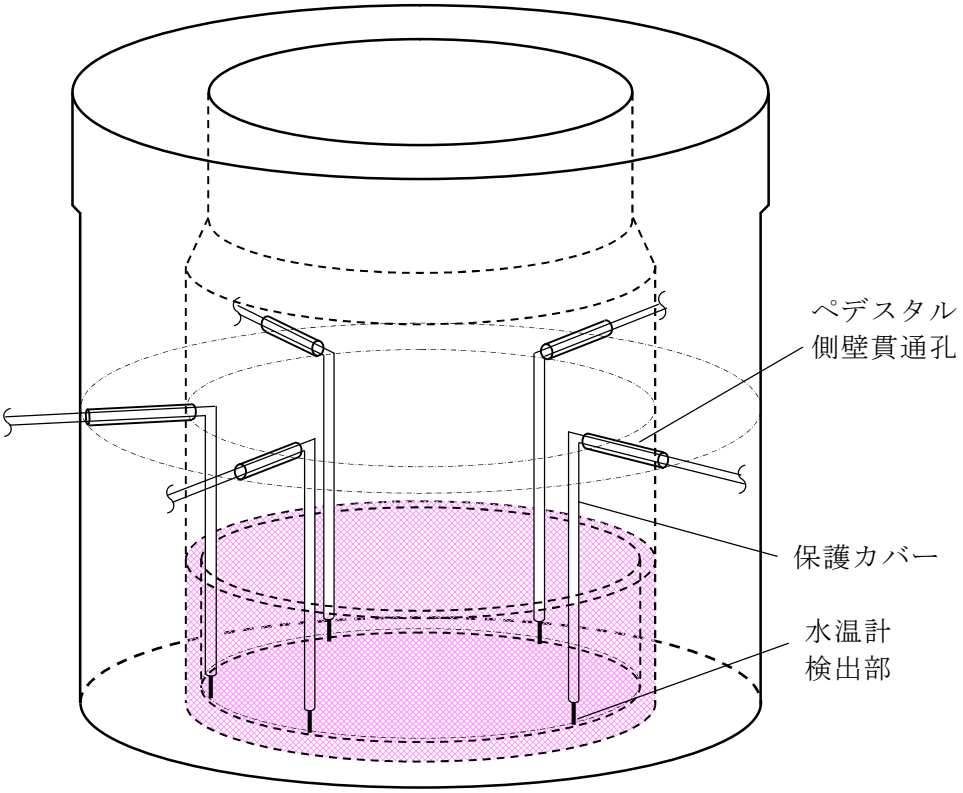
格納容器下部水位の設置概略図

格納容器下部水温（測温抵抗体式）構造図

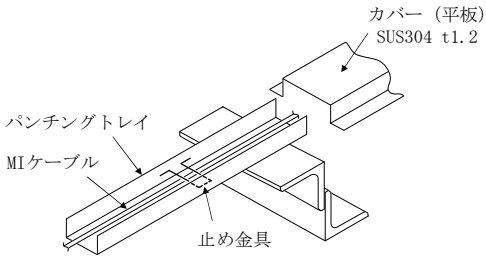


格納容器下部水温の設置概略図

第 4 図　格納容器下部水位及び格納容器下部水温の構造図及び設置概略図



図は格納容器下部水温（0m）の場合のイメージ



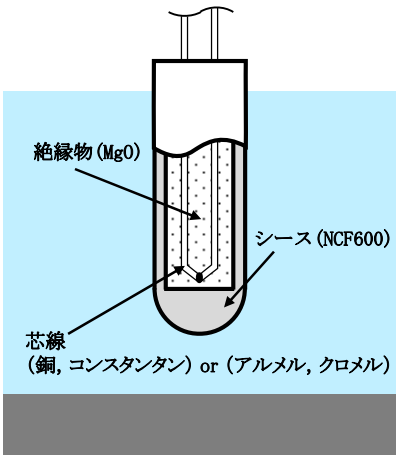
保護カバー概略図

第 5 図　ペデスタル内検出器及びケーブル（MI ケーブル）設置概略図

格納容器下部水温の測定原理とデブリ検知性について

ペデスタル内に設置する格納容器下部水温によるデブリ検知性について，熱電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図，仕様，構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃（-40～133℃） 0.75%（133～350℃）	±2.5℃（-40～333℃） 0.75%（333～1200℃）

熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370～1425℃	－
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	－

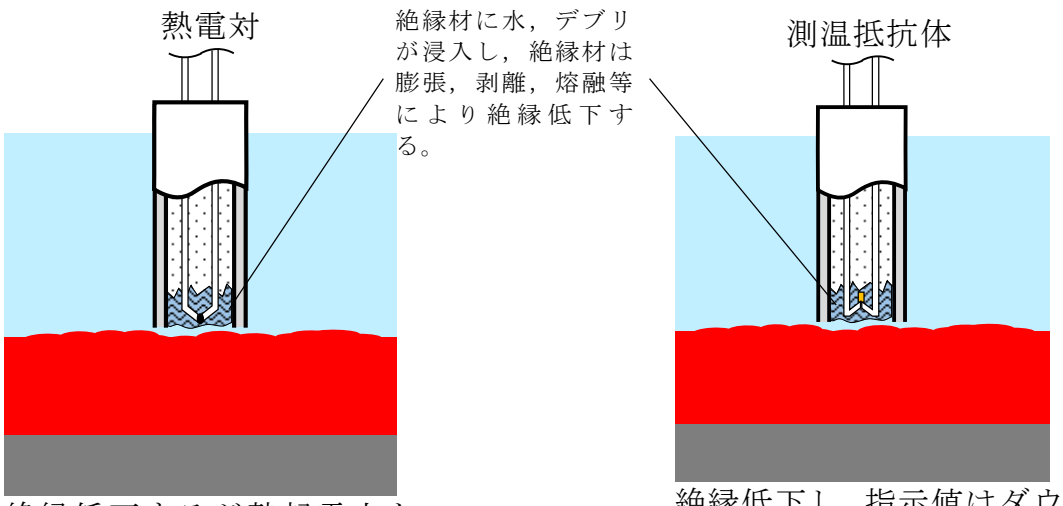
(1)　耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成されており，いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において，十分な耐性を有する。

(2)　デブリと水温計の接触により発生する現象

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

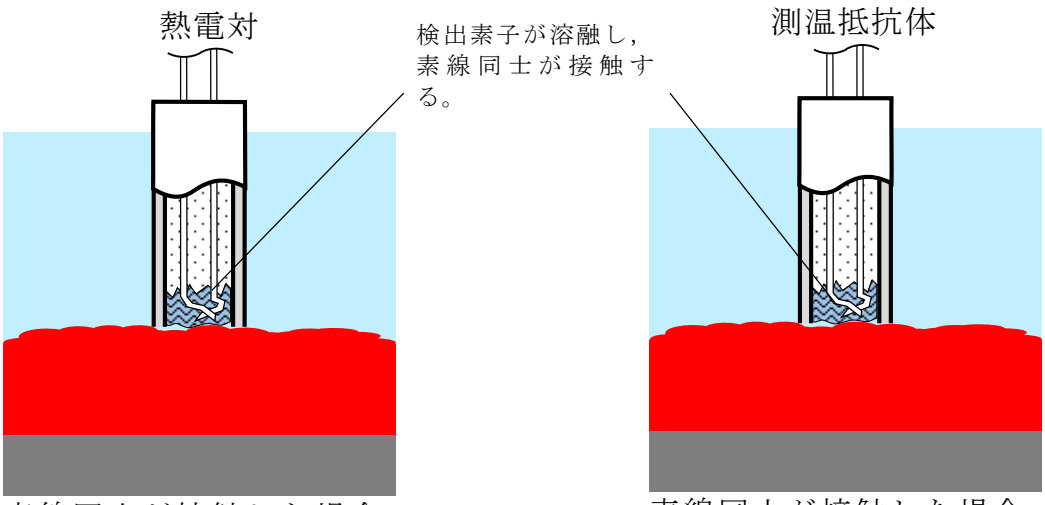
① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは溶融し，絶縁材が露出する。



絶縁低下するが熱起電力を発生。

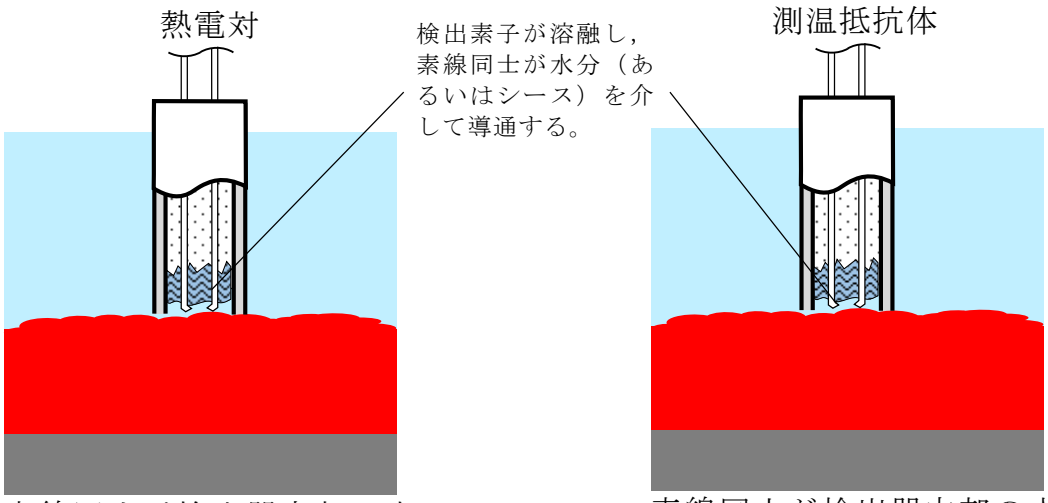
絶縁低下し，指示値はダウンスケールする。

② デブリが検出素子に接触し，熔融する。



素線同士が接触した場合，熱起電力を発生。

素線同士が接触した場合，ダウンスケールする。



素線同士が検出器内部の水分（あるいはシース）を介して導通した場合，熱起電力を発生。

素線同士が検出器内部の水分（あるいはシース）を介して導通した場合，ダウンスケールする。

以上より，検出器とデブリが接触すると，測温抵抗体式の場合はダウンスケール，熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不確実な指示値を示すこととなる。

(3)　測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を，測温抵抗体式は抵抗値を測定することにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値測定が可能であり，測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端に接続することで熱電対式，測温抵抗体式のいずれの場合においても温度測定が可能である。

(4)　まとめ

熱電対式，測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も，耐環境性を有し，デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し，測定回路が故障した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし，熱電対式の場

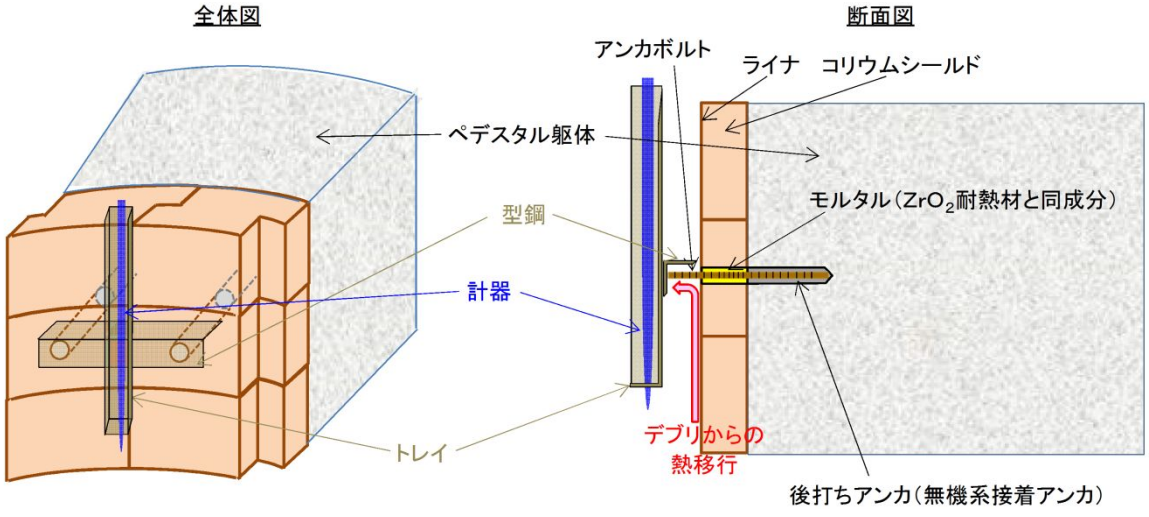
合には，指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが，デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから，仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は，デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で，測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり，デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって，採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

ペデスタル内計器の設置方法について

ペデスタル内の水位管理のために設置する計器について，設置概念を第１図に示す。

第１図のとおり，計器はペデスタル側壁のコンクリートに埋め込むアンカボルト，型鋼，トレイにより固定することとしている。

ここで，計器の下部にデブリが堆積した場合，コリウムシールド表面のライナを介してアンカボルト，型鋼，トレイ及び計器に熱が移行することが考えられる。しかし，ライナとアンカボルトの間はZrO_2耐熱材と同成分のモルタルで埋めるため熱が選択的に移行することはないこと，デブリを冠水維持することでデブリ上部の計器は水没していることを考慮すると，デブリからの熱移行により計器の健全性が損なわれることはないと考えられる。



第１図　ペデスタル内計器の設置概念図

原子炉水位不明時の対応について

1. 概　要

重大事故等対処設備とする原子炉水位は，原子炉水位（ＳＡ広帯域）及び原子炉水位（ＳＡ燃料域）があり，それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。

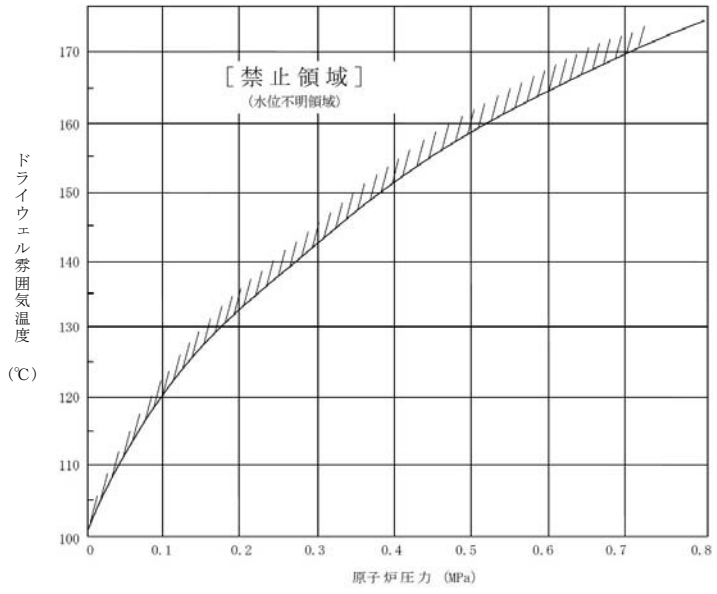
2. 水位不明判断条件

以下のいずれかに該当する場合，原子炉水位不明と判断する。

ａ．原子炉水位の電源が喪失した場合

ｂ．原子炉水位の指示に「ばらつき」があり，原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合

ｃ．ドライウェル雰囲気温度が，原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（非常時運転手順書Ⅱの中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図　水位不明判断曲線

3. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは，原子炉冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ発生）により，第1図に示す水位不明領域となるため，運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合，原子炉水位Ｌ０まで冠水させるために必要な水量を注水し，その後，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで，損傷炉心の冷却を維持することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり，炉心損傷後の対応手順として，水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には，手順に従い，第1表に示す原子炉水位Ｌ０まで水位回復させるために必要な注水時間を230m^3／h以上で継続して注水する。原子炉水位Ｌ０到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には，原子炉に持ち込んだ水がＬＯＣＡ破断口から格納容器へ流出しサプレッション･プール水位の上昇につながるため，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため，原子炉水位Ｌ０到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため，崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。

なお，代替循環冷却系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には，崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず，所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は,原子炉底部から原子炉水位Ｌ０まで冠水させるために必要な注水量に加え，注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量

を考慮し設定した。

第1表　水位不明時の必要注水時間

原子炉水位Ｌ０到達までに必要な注水時間 （注水流量230m^3／h以上）	
原子炉注水開始時間 （原子炉停止後の経過時間）	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5.　水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり，水位不明と判断した場合，原子炉注水流量及び必要な注水時間により，原子炉水位Ｌ０位置までの水位回復を判断する。

その後，原子炉水位をＬ０以上で維持するためには，崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には，原子炉水位Ｌ０以上を維持できない可能性があるが，漏えい水がペデスタル（ドライウェル部）へ落下することで，格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため，以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること

・格納容器下部水位又は格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には，崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで，原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも，サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方，代替循環冷却系が使用できない場合において，原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には，原子炉水位Ｌ０到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量とすると，原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合，その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが，原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で，損傷炉心の冷却失敗を判断し，原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合，損傷炉心の冷却維持ができず，いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが，崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても，いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施することとなり，サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり，その後，原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため，格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により，損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には，原子炉注水流量を増加させることはせず，原子炉水位Ｌ０到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより，サプレッション・プール水位上昇を抑制し，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって，破断位置等の違いによる注水手順の差異は生

じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお，流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には，流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが,その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等，状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが，第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし，注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し，最終的には原子炉圧力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表　原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位Ｌ０までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 （原子炉水位Ｌ０以上の水位維持）	原子炉水位Ｌ０到達判断後，以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する ・原子炉注水流量　：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保 ・格納容器下部水位　：上昇がないこと ・格納容器下部水温　：上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 （原子炉水位Ｌ０以下に低下，炉心損傷の進展）	原子炉圧力容器温度（下鏡部）：300℃到達

第3表　パラメータ推移

漏えい個所	パラメータの推移
原子炉建屋内で 漏えいしている場合	・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により，注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で 漏えいしている場合	・原子炉へ注入する冷却水がドライウェルからベント管を通じてサプレッション・チェンバに移行することで，サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合，発生した蒸気が炉心部で過熱され，過熱蒸気として格納容器内に流出するため，格納容器スプレイを実施していない場合においては，ドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

原子炉圧力容器の破損判断について

1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合，溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「ＲＰＶ」という。）の炉心下部プレナムに落下（リロケーション）し，その後ＲＰＶが破損することとなるが，リロケーション後のＲＰＶ破損のタイミングには不確かさが存在する。ＲＰＶ破損後は，ペデスタル（ドライウェル部）に溶融炉心が落下することにより，ペデスタル（ドライウェル部）のプール水の蒸発及び水蒸気発生に伴う格納容器圧力上昇が生じることから，格納容器スプレイ及びペデスタル(ドライウェル部)注水を実施するために，ＲＰＶ破損を速やかに判断する必要がある。

このため，ＲＰＶ破損前に，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，徴候を検知した以降のＲＰＶ破損に至るまでの間はＲＰＶ破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって，ＲＰＶ破損の速やかな判断が可能となるようにする。

2.　個別パラメータ設定の考え方（第１表）

破損徴候パラメータとしては，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。

また，破損判断パラメータは，次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

①ＲＰＶ破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により，ＲＰＶ破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（ＲＰＶ破損の誤検知防止）（別添）

②溶融炉心の落下挙動の不確かさ※を考慮した場合でも，変化幅が大きいパラメータ（ＲＰＶ破損の速やかな判断）

※　原子炉注水機能が喪失した状態でＲＰＶが破損した場合には，制御棒駆動機構ハウジング等のＲＰＶ貫通部溶接箇所が破損し，アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペデスタル（ドライウェル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし，ＲＰＶ破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等，少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる。

破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし，ＲＰＶ破損の速やかな判断を可能とする。

【破損徴候パラメータ】

・原子炉水位の「低下（喪失）」

・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」

・ＲＰＶ下鏡部温度（第１図）が「300℃到達」

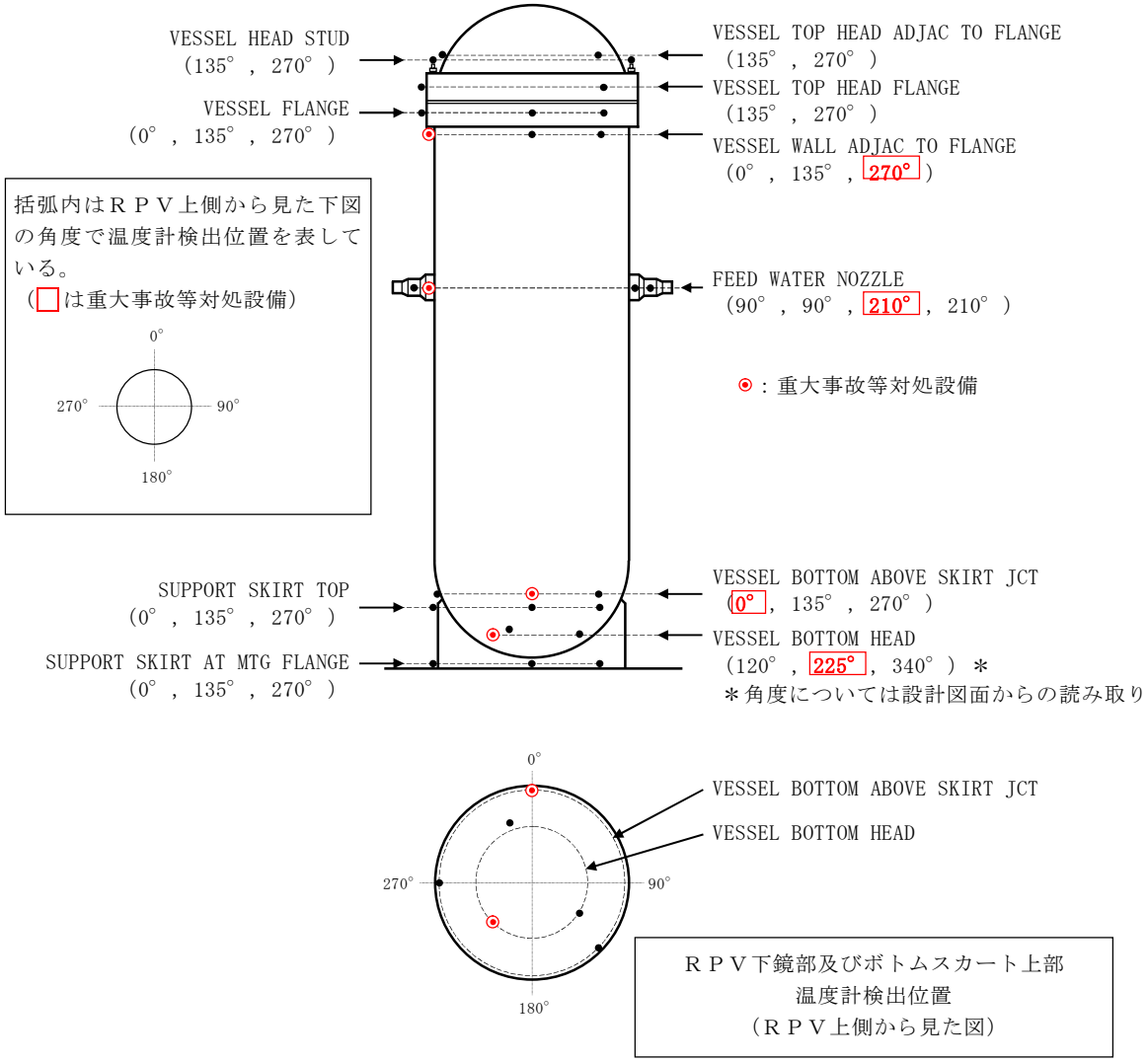
【破損判断パラメータ】

・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお，従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは，“原子炉圧力の低下”“ドライウェル圧力の上昇”“ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（ＲＰＶ破損時の変化が顕著で，同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（ＲＰＶ破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやＲＰＶ破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め，パラメータの挙動から総合的にＲＰＶ破損を判定することとしていた。しかし，これらのパラメータは，溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など，上記①②のいずれかを満足せず，ＲＰＶ破損を誤検知する可能性や速やかな判断に支障を来す可能性がある。このため，ＲＰＶ破損の判断パラメータから除外するとともに，新規にペデスタル（ドライウェル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し，破損判断パラメータとして設定する。

第１表　過渡事象及びＬＯＣＡ事象時のＲＰＶ破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	ＲＰＶ下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，ＲＰＶ破損前における事象進展の把握のため設定。
ＲＰＶ下鏡部温度	ＲＰＶ下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるＲＰＶ下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，ＲＰＶ内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，ＲＰＶ内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	・ＲＰＶ下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペデスタル（ドライウェル部）の水温が顕著に上昇するのはＲＰＶ破損時のみであり，ＲＰＶ破損の誤検知のおそれはない。 ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，ＲＰＶ破損の速やかな判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
・原子炉圧力 ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル雰囲気温度 ・ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度，等	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない （・ＬＯＣＡ事象のリロケーション時等，ＲＰＶ破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。）



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮してＲＰＶ上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると，炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後，溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し，炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれはＲＰＶ破損に至る。このようにＲＰＶ破損前には，下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると，ＲＰＶ破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが，東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし，ＲＰＶ破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図　ＲＰＶ温度計検出位置

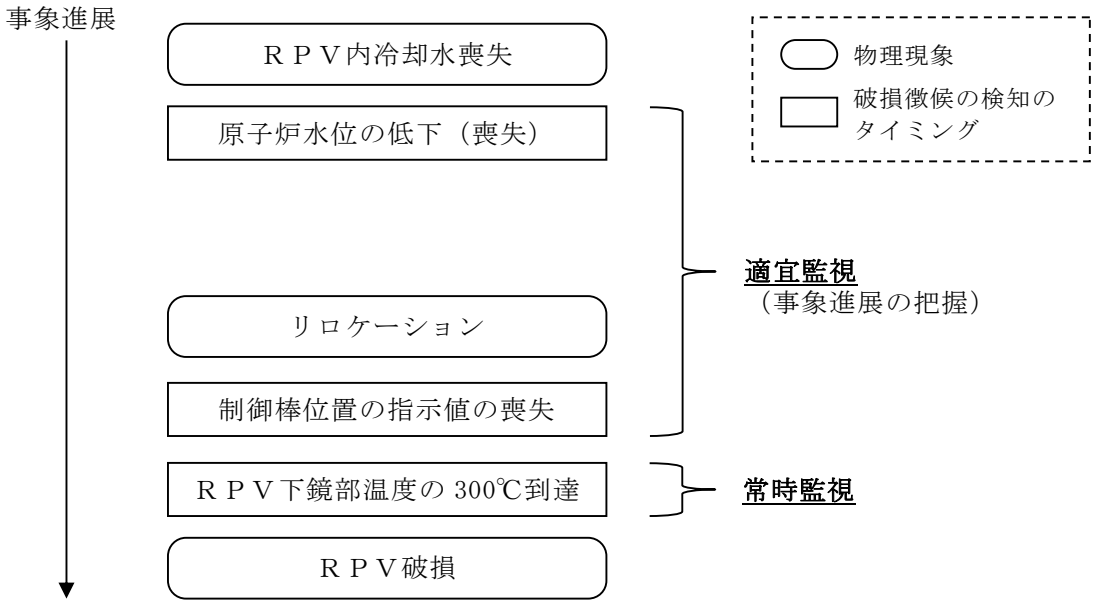
3.　個別パラメータによる検知の考え方について

2.で示した複数の個別パラメータを用いた，ＲＰＶ破損の徴候及びＲＰＶ破損の検知方法について以下に記載する。

(1)　ＲＰＶ破損の徴候の検知方法について

第2図のとおり，事象発生後は，ＲＰＶ内冷却水喪失，炉心損傷，リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが，その間に“原子炉水位の低下（喪失）”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知され，その後ＲＰＶが破損することとなる。

そこで，“原子炉水位の低下（喪失）”や“制御棒位置の指示値の喪失”を検知している状態では，機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”を検知すればやがてＲＰＶ破損に至る可能性が高い状況であると判断し，破損判断パラメータを常時監視することとする。



第2図　ＲＰＶ破損までの事象進展

(2)　ＲＰＶ破損の検知方法について

ＲＰＶ破損の誤検知防止及びＲＰＶ破損の速やかな判断の観点から，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，ＲＰＶ破損を判断することとする。

なお，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の溶融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇)。また，溶融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（ＭｇＯ）の溶融等が発生すると，導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより，温度指示値がダウンスケールする（指示値喪失)。

(3)　ＲＰＶ下鏡部温度の監視に使用する計器について

ＲＰＶ下鏡部温度を計測する計器については，重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが，このうち設計基準対象施設の計器については，重大事故等時の耐環境性を有していない等の理由により，重大事故等時に正しく指示値が出力されない可能性がある。

また，重大事故等対処設備の計器は重大事故等時においても信頼性を有する設計であり，かつ位置的に分散して２箇所に設置することから，重大事故等対処設備の計器の監視によりＲＰＶ破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。

以上より，重大事故等対処設備の計器が 300℃に到達した場合にＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が１つでも 300℃に到達するような場合には，万が一のＲＰＶ破損判断の遅れを防止する観点から，ＲＰＶ破損の徴候を検知し，破損判断パラメータで

ある格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため，重大事故等時にパラメータ変動を検知可能であるが，制御棒位置の指示値については，全交流動力電源喪失時等，重大事故等時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし，その他のＲＰＶ破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びＲＰＶ破損の徴候が確認可能であり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって，重大事故等時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも，ＲＰＶ破損判断の成立性に与える影響はない。

4. ＲＰＶ破損の判断時間について

上述のとおり，“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は，破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため，実機においてＲＰＶが破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合，時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり，「実機においてＲＰＶが破損したタイミング」から「ＲＰＶ破損判断の個別パラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。

したがって，有効性評価においては，上記時間遅れを考慮せず，3.に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ，5 分と想定している。さらに，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間 1 分，格納容器下部注水系（常設）の操作時間 1 分を加え，

ＲＰＶ破損から 7 分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始する設定としている。

なお，ペデスタル（ドライウェル部）水位を 1m とした場合，ＲＰＶ破損時点から溶融炉心露出までの時間は，過渡事象の場合で約 21 分間，事象進展の早い大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 15 分間であり，ＲＰＶ破損から 7 分後にペデスタル（ドライウェル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される※。

※　格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）注水流量は 80m^3／h であり，溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より十分多いため，溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は，過渡事象の場合で約 14 分間（21 分－7 分），大破断ＬＯＣＡ事象の場合で約 8 分間（15 分－7 分）である。

別添

事象進展を踏まえたＲＰＶ破損判断の成立性

1. はじめに

ＲＰＶ破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが，ＲＰＶ破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に,“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによるＲＰＶ破損の誤判断の可能性について整理する。

別紙 5 の 3.(1)に記載のとおり，ＲＰＶ破損の徴候については，事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下，リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“ＲＰＶ下鏡部温度の 300℃到達”は，リロケーションに伴うＲＰＶ下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり，徴候を誤検知することはないと考えられるため，以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において，ＲＰＶ破損を誤判断する可能性について整理する。

2. 考慮する事象

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。

(1) 過渡事象

ＲＰＶ破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため，原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，「逃がし安全弁の作動」が考えられる。

(2) ＬＯＣＡ事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては，リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，ＬＯＣＡ事象のそれぞれについて，ＲＰＶ破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，ＲＰＶ破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はＲＰＶ破損時特有の挙動を示すことから，ＲＰＶ破損以外の要因を考慮しても，ＲＰＶ破損を誤判断することはなく，ＲＰＶ破損判断の成立性に影響はない。

第１表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル圧力に有意な変化はない
ドライウェル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ＲＰＶ破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からＳ／Ｐ経由で排出されるため，ドライウェル雰囲気温度に有意な変化はない
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペデスタル（ドライウェル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第２表　原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（ＬＯＣＡ事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	ＲＰＶ破損	判　断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	ＲＰＶ破損時には，格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウェル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウェル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペデスタル（ドライウェル部）雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが，ＲＰＶ破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる