

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)

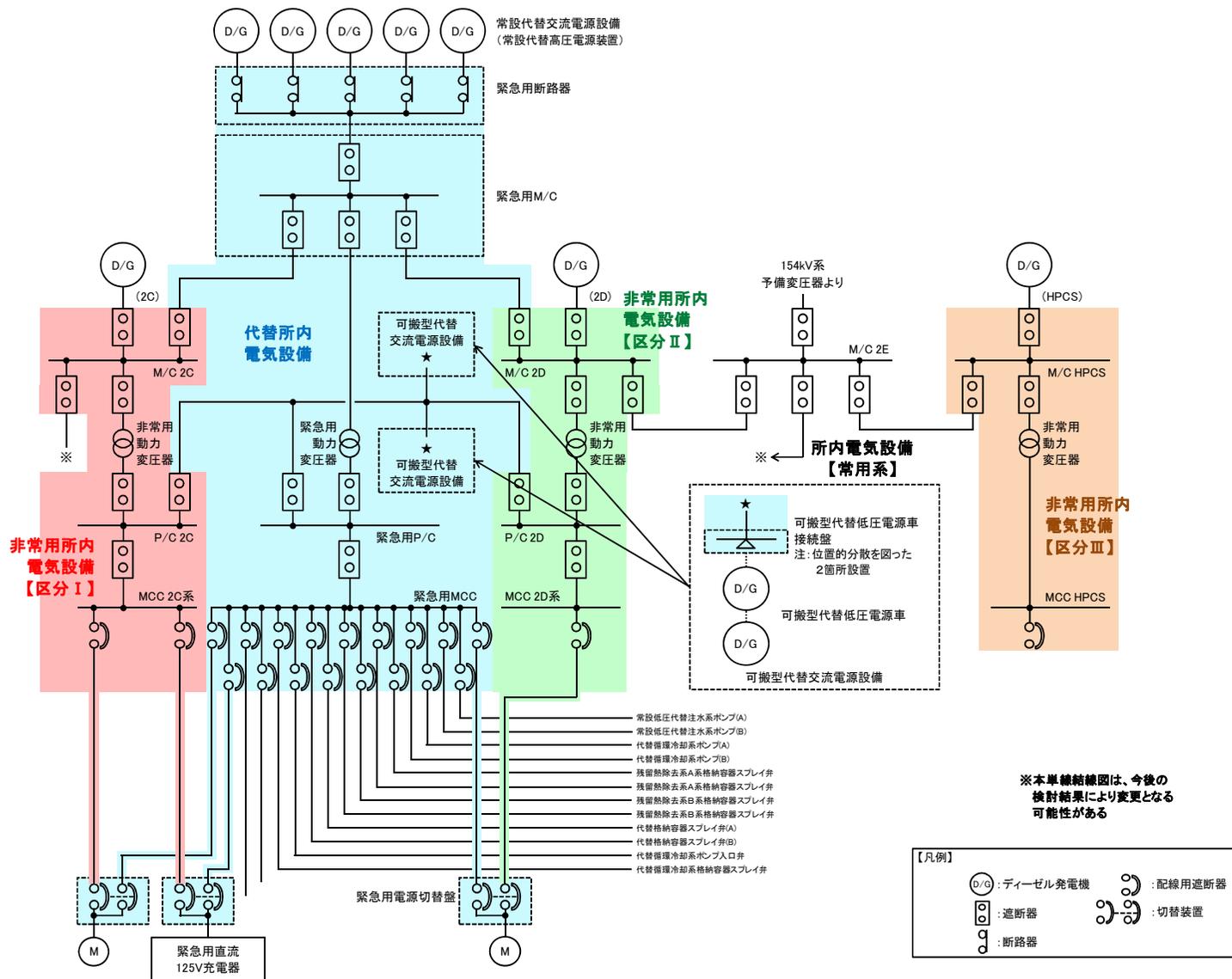
第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	51-3配置図, 51-8保管場所図, 51-11その他設備			
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		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, 弁	A, B		
		関連資料	51-5 試験及び検査				
	第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
		関連資料	51-4 系統図				
	第5号	悪影響防止	系統設計		弁等の操作で系統構成	A	
			その他 (飛散物)		対象外	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				
	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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	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)

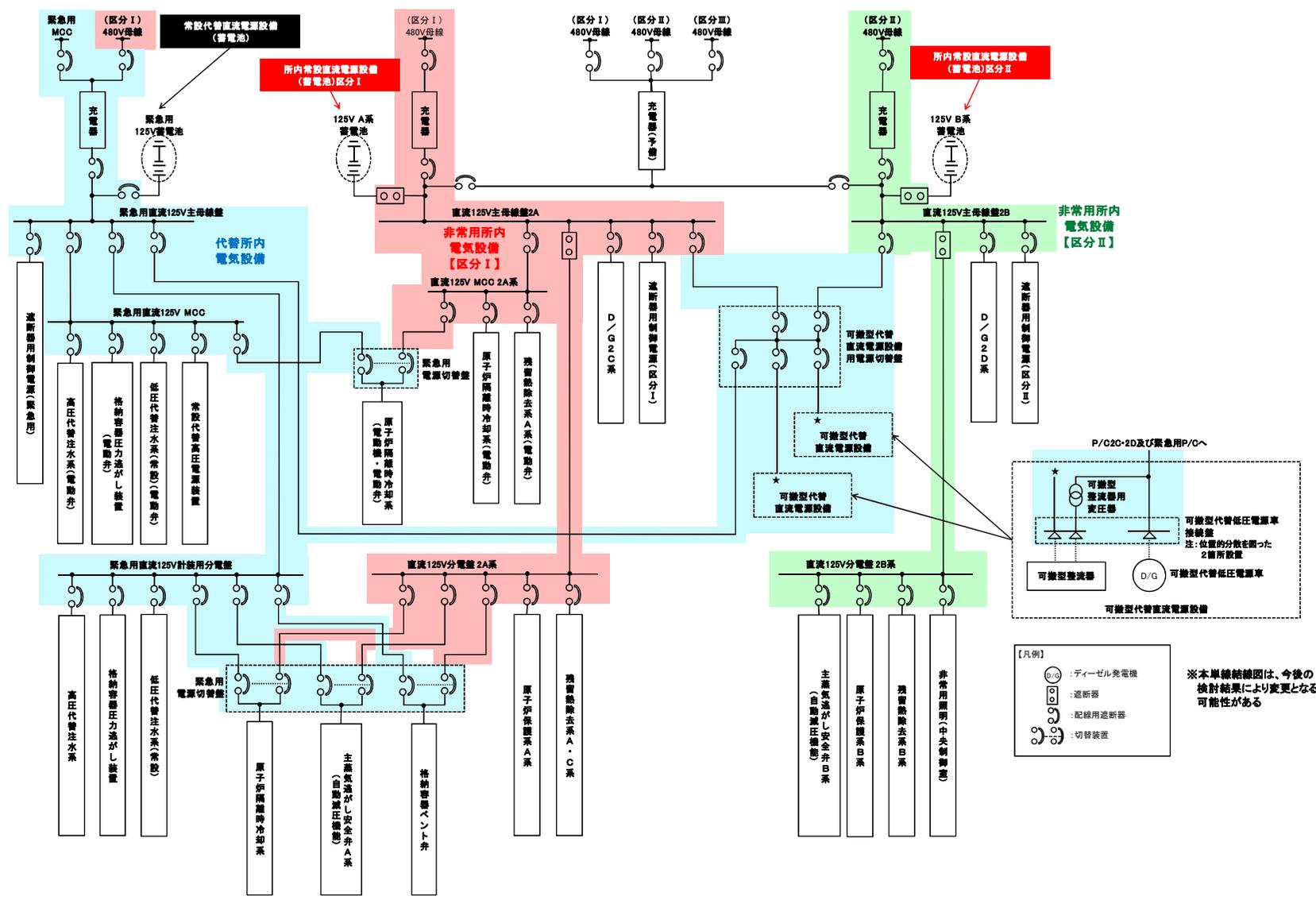
第51条:原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-11 その他設備	
		第2号	操作性	現場操作	B
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ, ホース	A, F	
		関連資料	51-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	51-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	—	対象外
		関連資料	51-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A	
		関連資料	51-3 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	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	複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料	51-3 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			51-3 配置図		
第5号		保管場所	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	51-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	51-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系要因	対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	本文			

51-2 単線結線図

第 51-2-1 図 単線結線図 (交流)



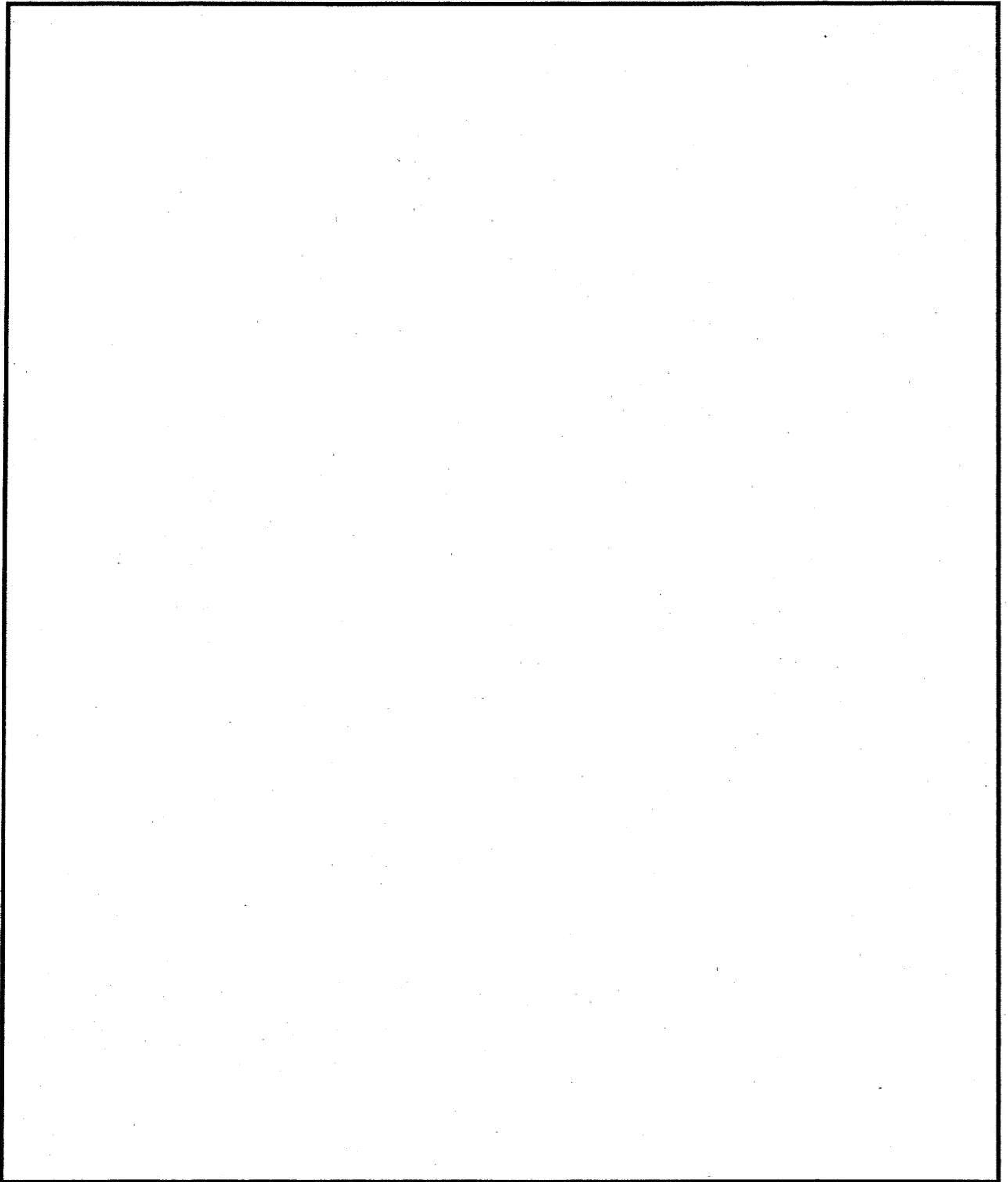
第 51-2-2 図 単線結線図 (直流)



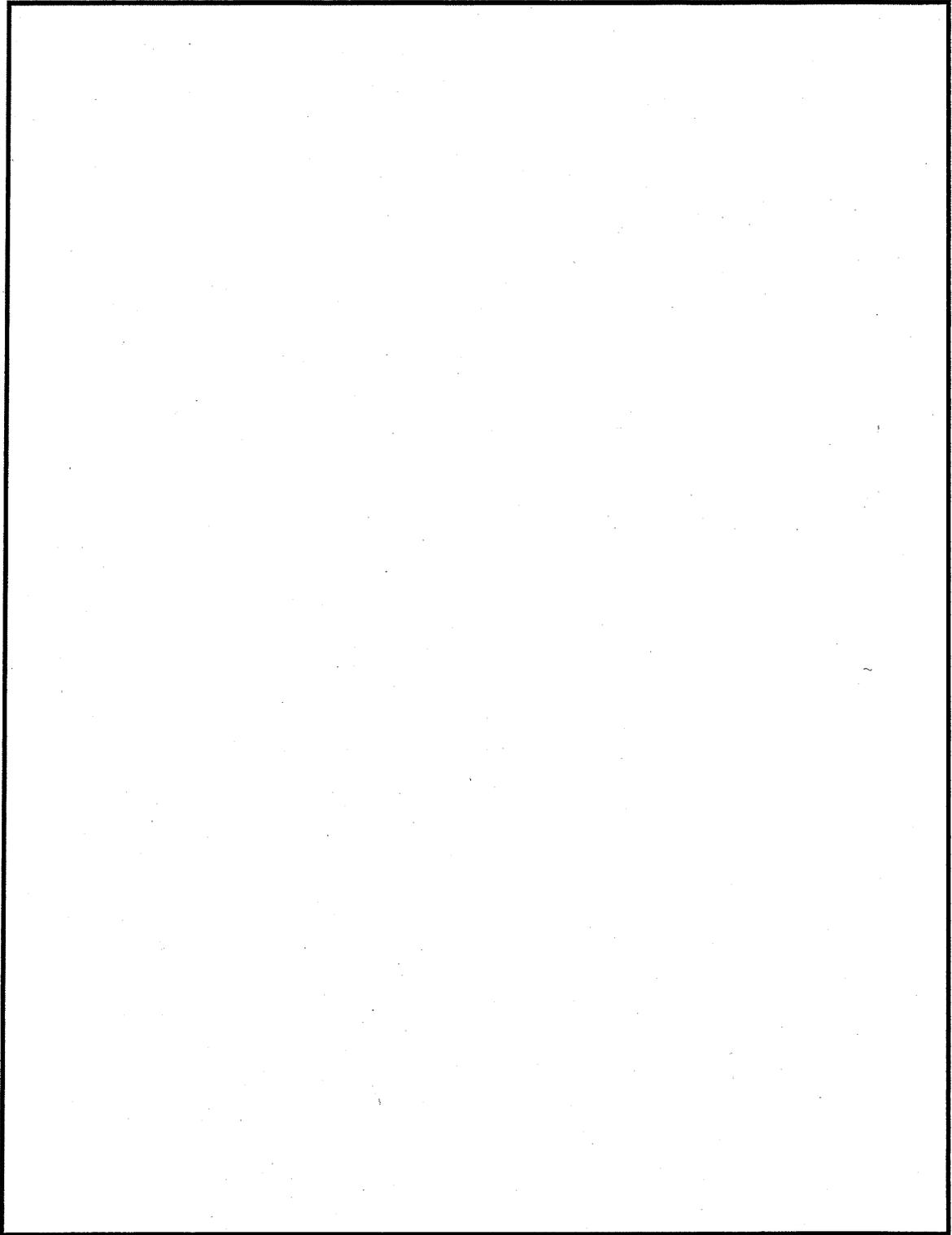
51-2-2

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

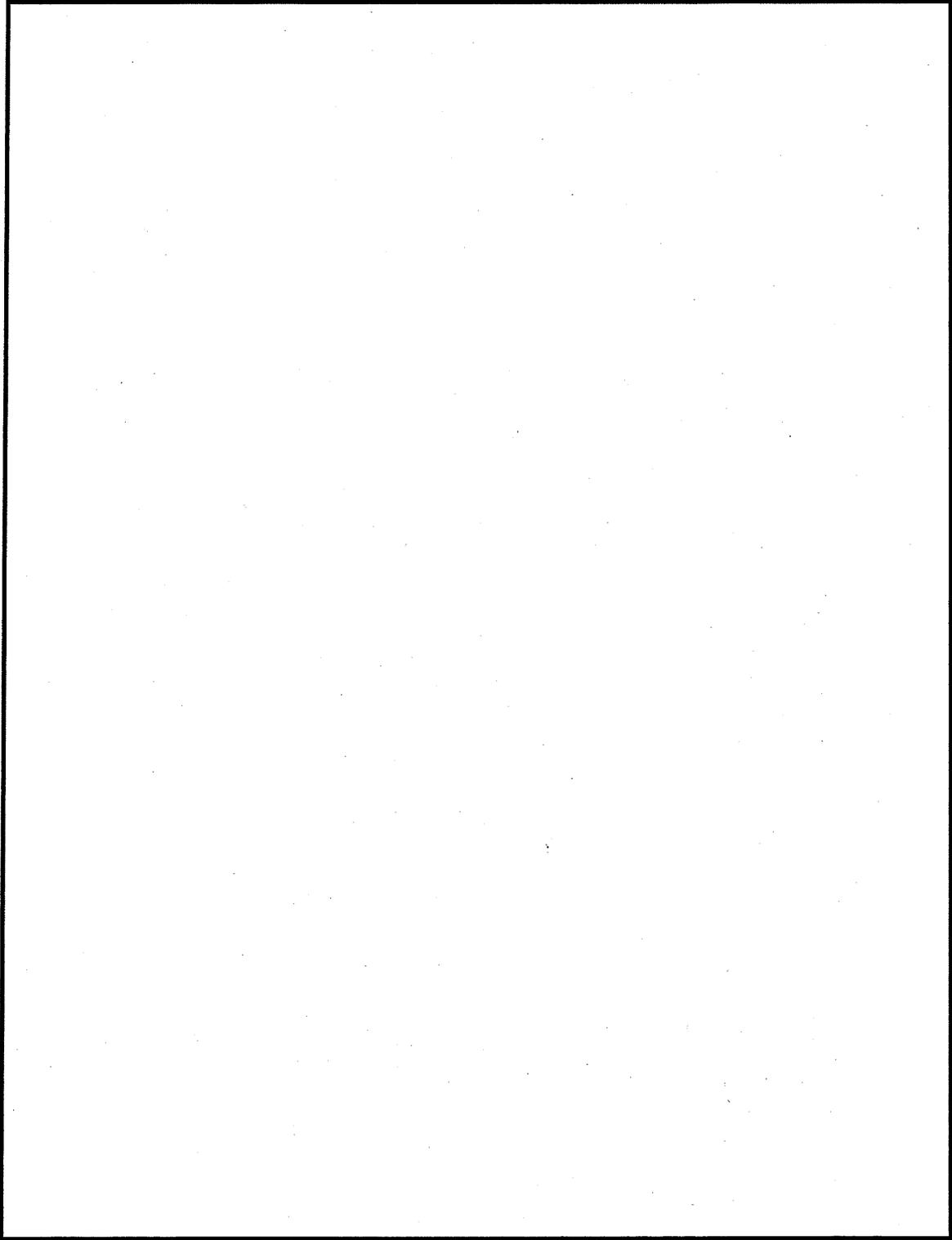
51-3 配置図



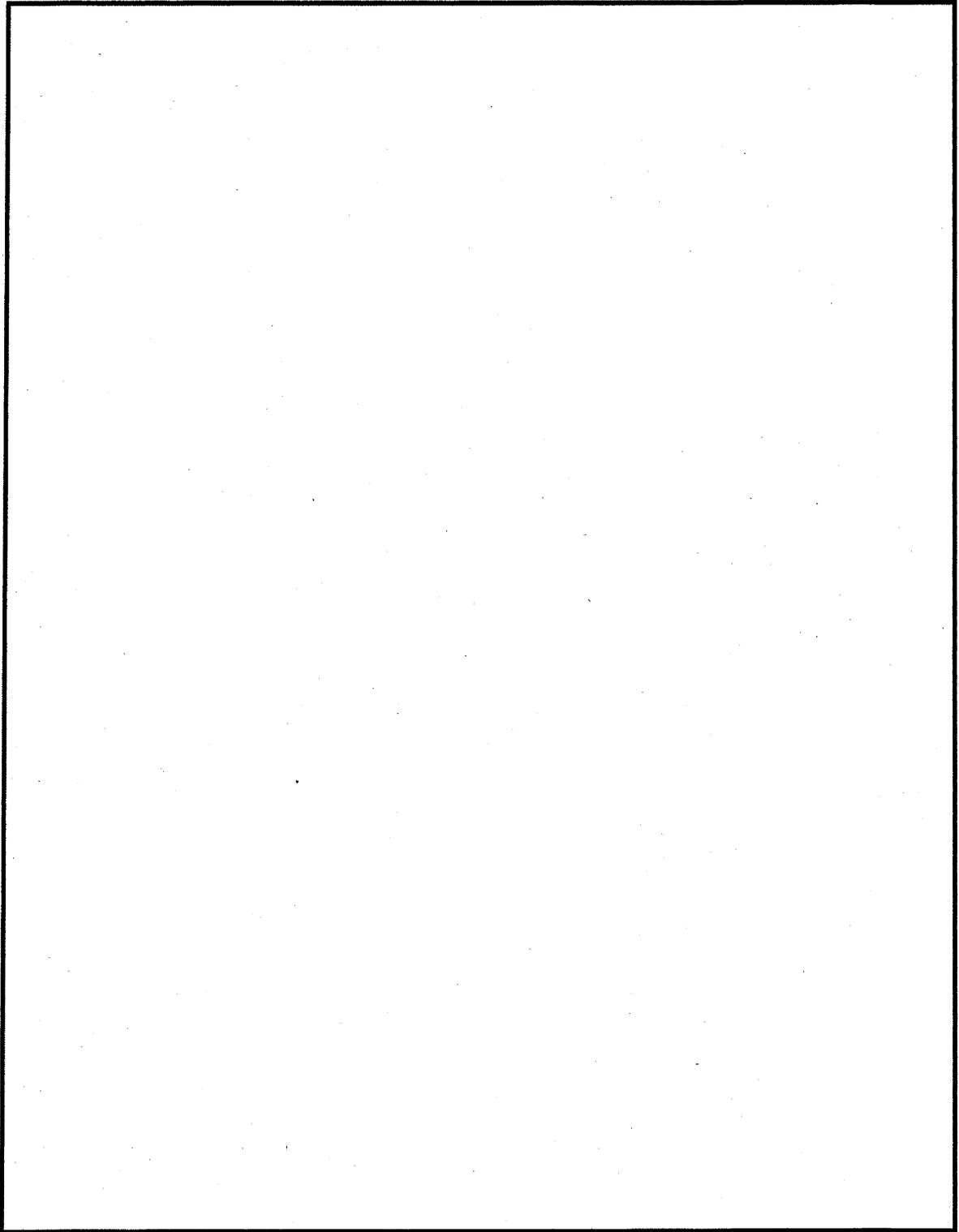
第 51-3-1 図 配置図（常設低圧代替注水系格納槽）



第 51-3-2 図 配置図 (原子炉建屋 3 階)



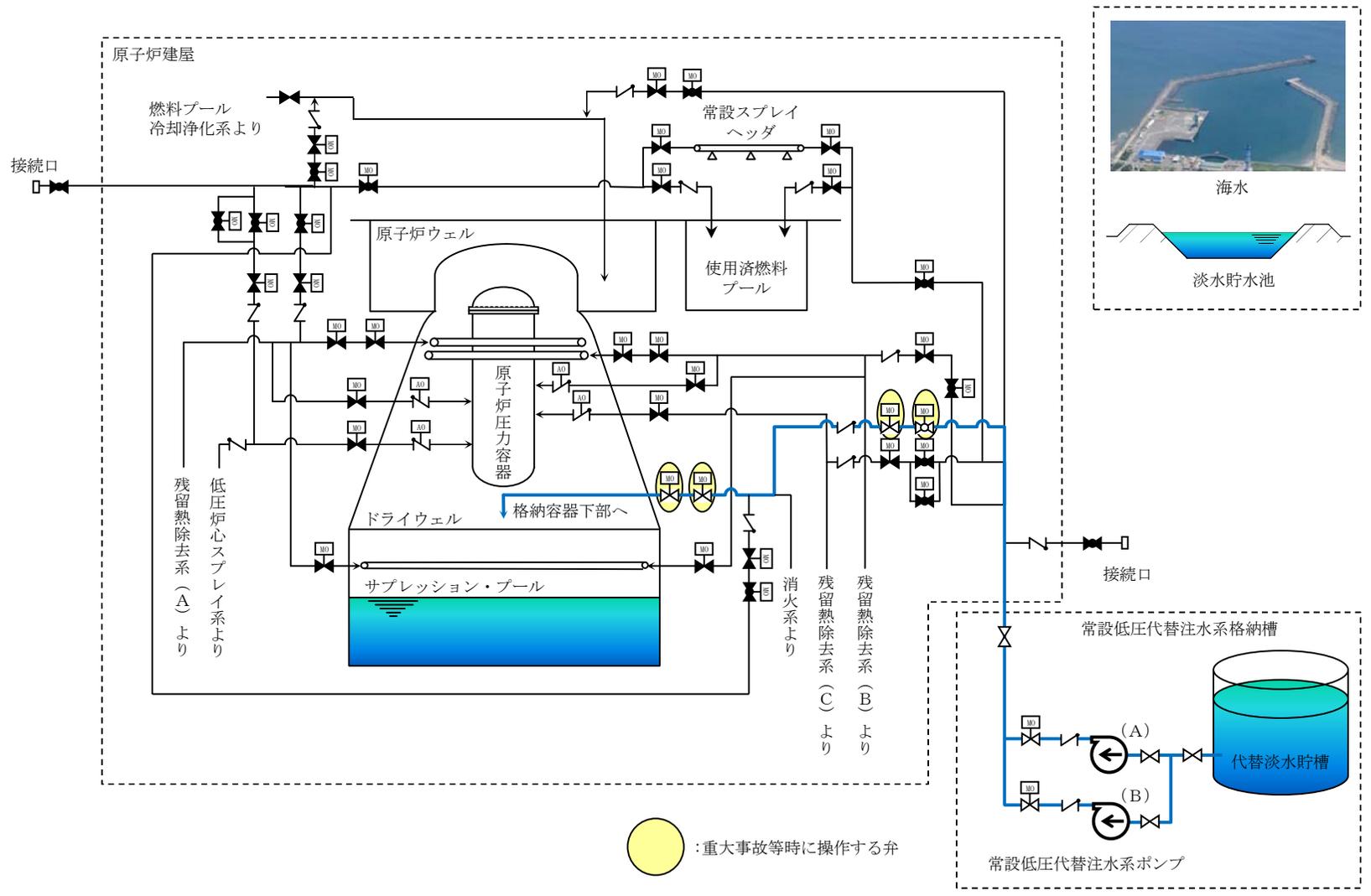
第 51-3-3 図 配置図 (原子炉建屋 4 階)



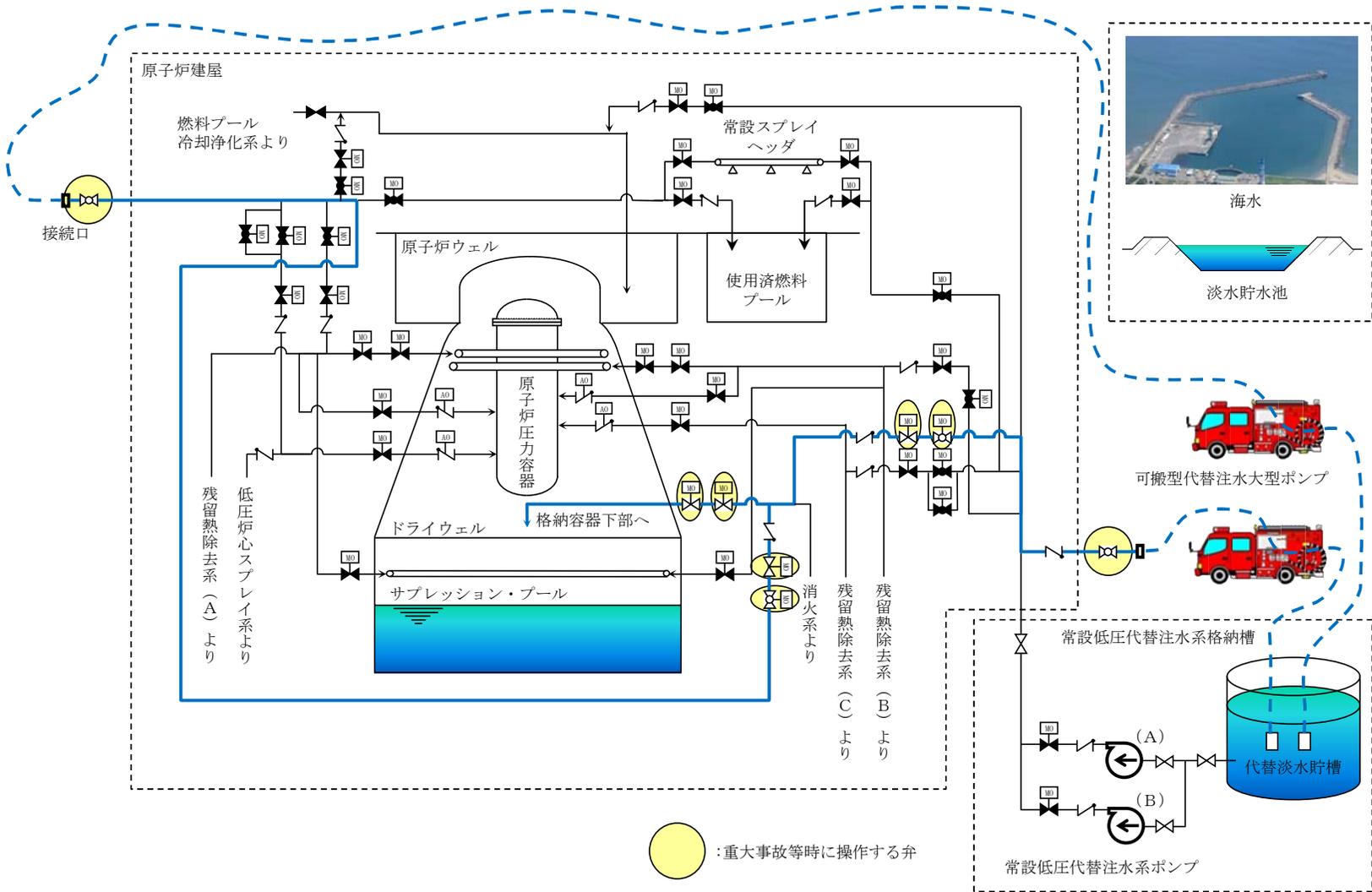
第 51-3-4 図 配置図（中央制御室（原子炉建屋 2 階））

51-4 系統図

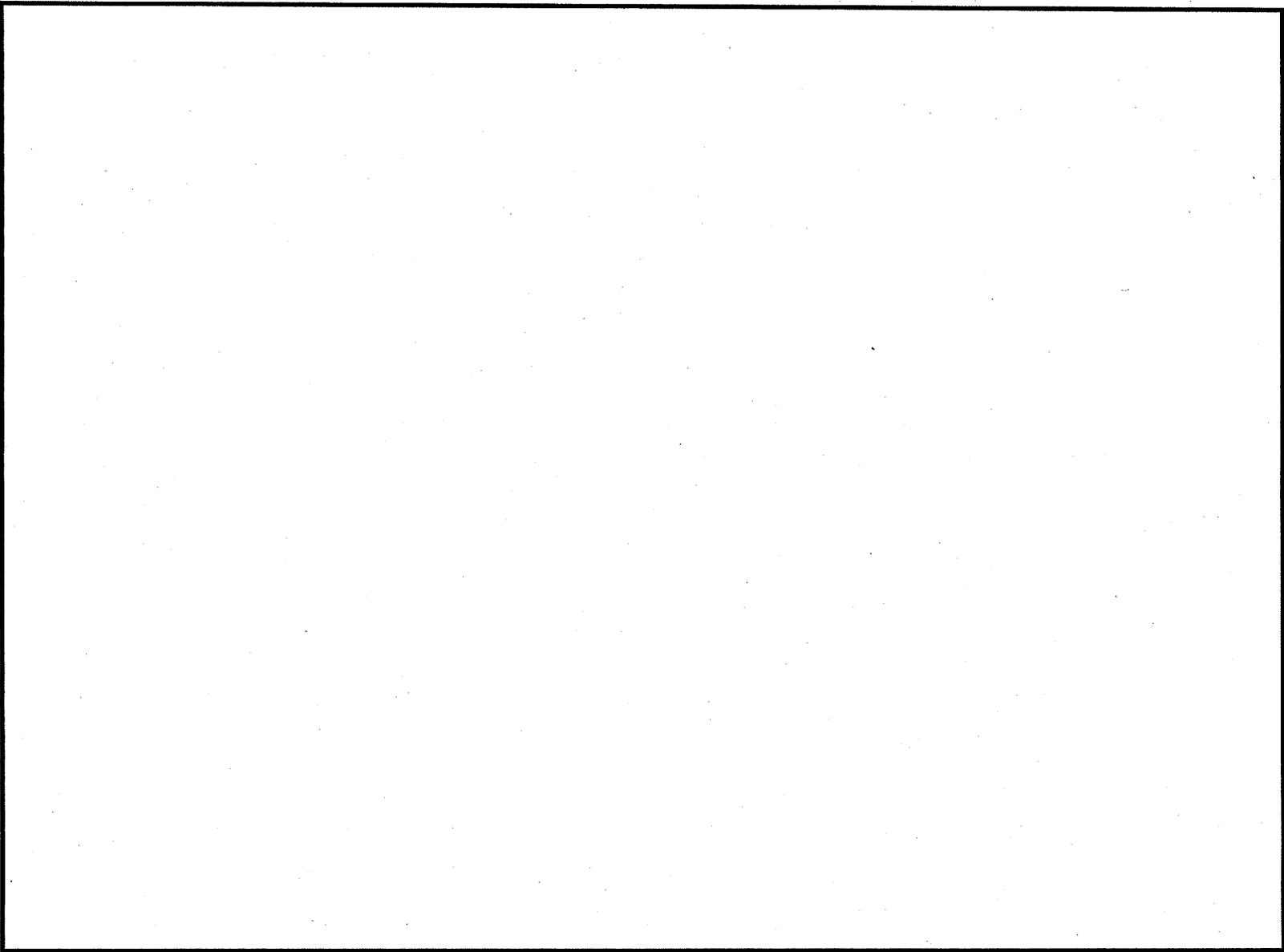
第 51-4-1 図 格納容器下部注水系 (常設) の系統概要図



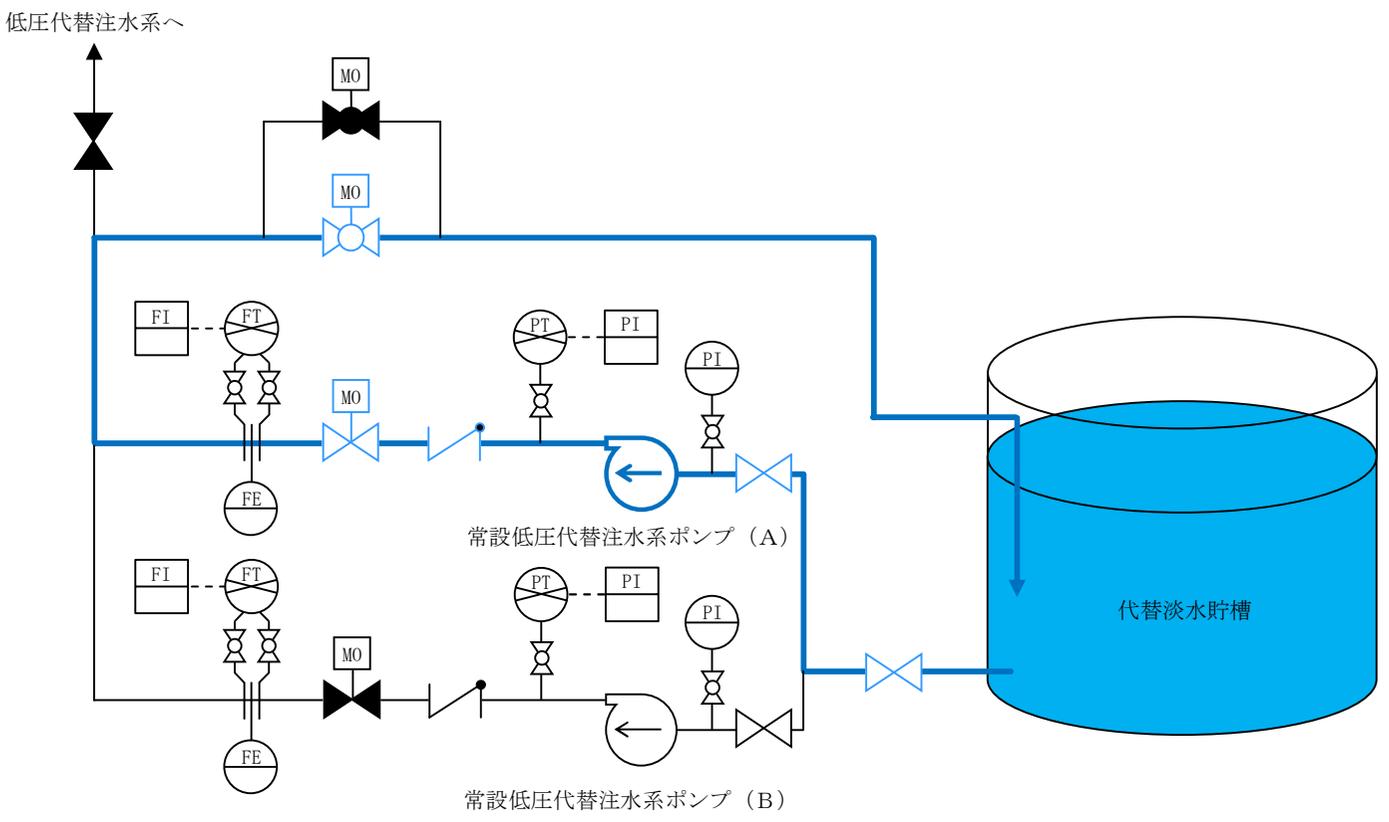
第 51-4-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図



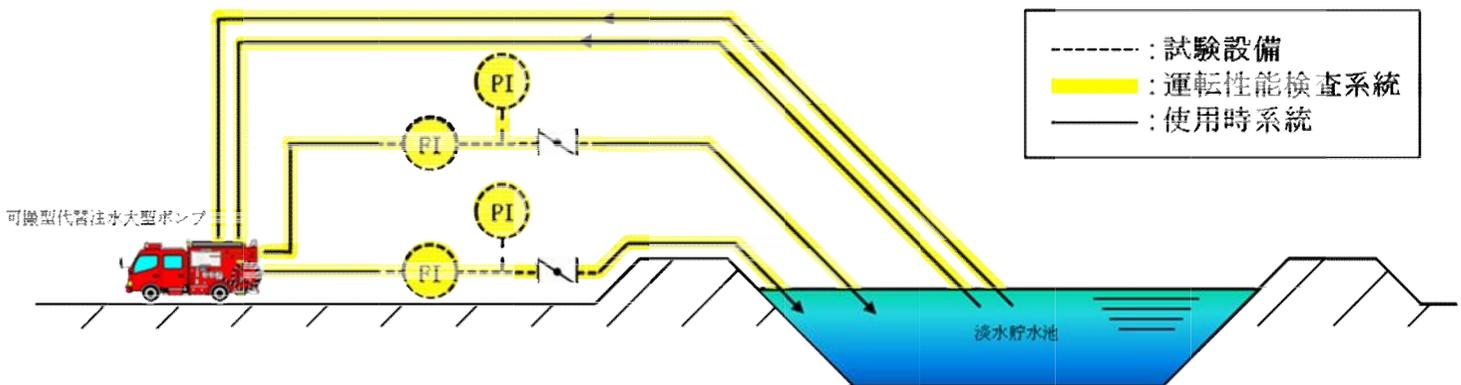
51-5 試験及び検査



第 51-5-1 図 構造図 (常設低圧代替注水系ポンプ)
51-5-1



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 51-5-3 図 運転性能検査系統図 (原子炉格納容器下部注水設備 (可搬型))

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/台	<input type="text"/> 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/台	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、格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）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 m³/h以上

ペDESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大□m³/hとしていることから、ポンプ1台当たり□m³/hとし、公称値を約200m³/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、原子炉压力容器が破損する前に、ペDESTAL（ドライウエル部）には□mの水位を確保することとしている。

2. 全揚程 141m

ペDESTAL（ドライウエル部）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	□	m
静水頭	約	□	m
機器及び配管・弁類圧損	約	□	m
合計	約	□	m ≒ 141m

以上より、ペDESTAL（ドライウエル部）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 3.5MPa [gage]

ペDESTAL (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 m (約 MPa [gage]) (設計確認値) に代替淡水貯槽の静水頭約 m (約 MPa [gage]) を加えた約 MPa [gage] を上回る圧力として 3.5MPa [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200m³/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。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left((Q/3,600) \times H \right) / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left((200/3,600) \times 200 \right) / \square / 100 \\ &= \square \text{ kW} = \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

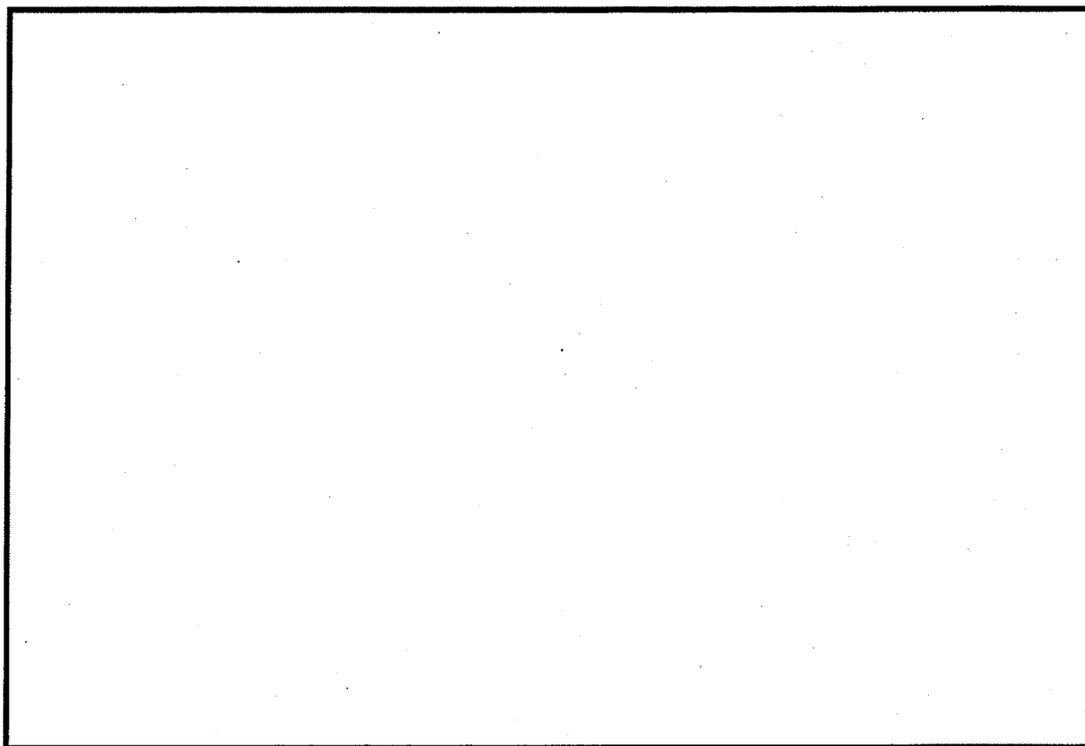
g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665

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) = 約 (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/台であり、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/台とする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/台	<input type="text"/> 以上 (注1) (約 1,440 (注2))
吐出圧力	MPa [gage]	1.31 以上 (注1) (約 1.20 (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/台	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、格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）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、淡水貯水池又は海水を水源として原子炉建屋外壁近傍に設置されている複数の接続口に接続し、格納容器下部注水配管を經由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、格納容器下部注水系（可搬型）として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セットで、合計2台と故障時のバックアップ用として1台（共用）の合計3台を保管する。

1. 容量 m³/h以上

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DESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大 m³/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 m³/h以上とし、公称値を1台あたり約1,440m³/hとする。

2. 吐出圧力 1.31MPa [gage] 以上

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吐出圧力は、淡水又は海水をペDESTAL（ドライウエル部）に注入する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 <input type="text"/> MPa [gage]	
静水頭	約 <input type="text"/> MPa [gage]	
ホース圧損	約 <input type="text"/> MPa [gage]	
機器及び配管・弁類圧損	約 <input type="text"/> MPa [gage]	
合計	約 <input type="text"/> MPa [gage]	≒ 1.31MPa [gage]

可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力の公称値は、容量の公称値である

約 1,440m³/h における吐出圧力である約 1.20MPa [gage] とする。

3. 最高使用圧力 1.4MPa [gage]

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 60℃

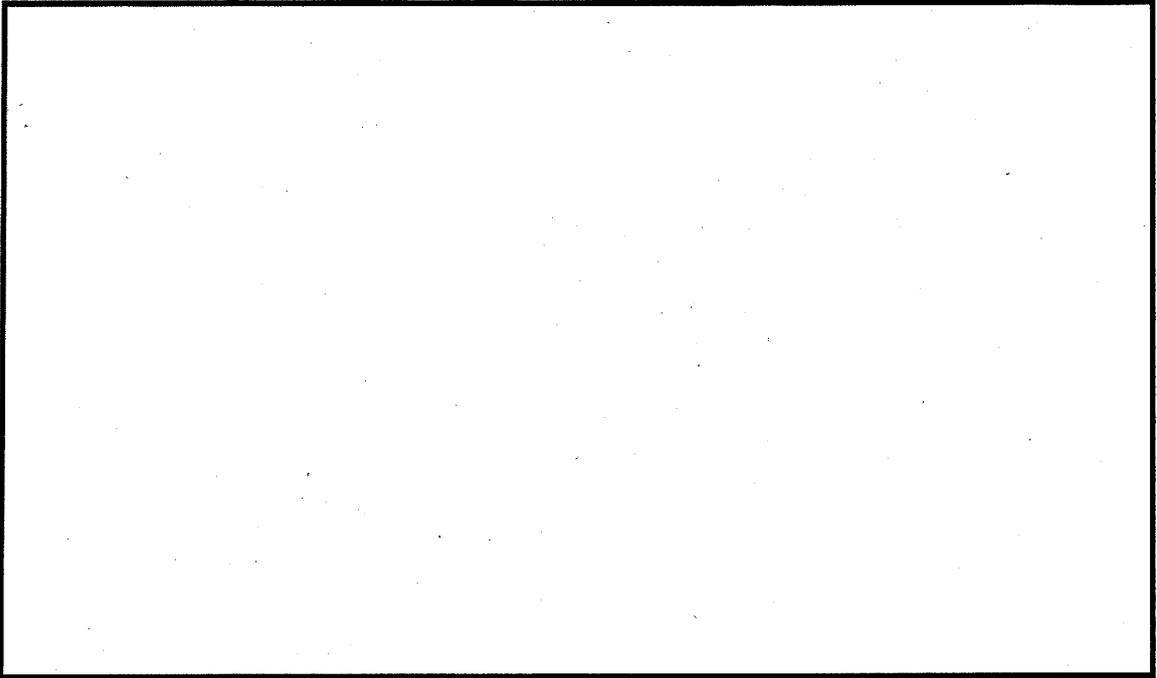
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力 847kW

可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力は、メーカー設計値である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。



常設代替低圧注水系ポンプの同時注水について

常設代替低圧注水系ポンプを使用した注水系は、複数の注水先を有しているが、以下のとおり想定する同時注水の組み合わせでも、各注水先への必要流量が確保できるよう設計する。

想定する同時注水の組み合わせについては、重大事故等の緩和が可能であることを有効性評価で示している。

①原子炉への注水と格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備による原子炉への注水、格納容器からの除熱機能が喪失した場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水と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を同時に実施することとなる。この組み合わせにおける最大流量は、大破断 LOCA が発生し非常用炉心冷却設備からの注水に失敗した場合で、原子炉への注水 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイ $\square \text{ m}^3/\text{h}$ である。

②原子炉への注水とペDESTAL（ドライウェル部）への注水

大破断 LOCA 等が発生し、設計基準事故対処設備による原子炉への注水機能が喪失した場合には、炉心損傷に至るおそれがある。この場合①の組み合わせで重大事故の緩和を図るが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内雰囲気冷却に成功した後は、格納容器スプレイを停止し、原子炉への注水と格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水を同時に実施することとなる。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水が崩壊熱相当の注水流量、ペDESTAL（ドライウェル部）注水 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ である。

③格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）への注水

原子炉への注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、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と格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を同時に実施することとなる。この場合の最大流量の組み合わせは、格納容器スプレイ $\square \text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL（ドライウエル部）注水 $\square \text{m}^3/\text{h}$ である。

④その他注水先の組み合わせ

その他の組み合わせとして、格納容器頂部又は使用済燃料貯蔵プールへの注水も同時に行うことも考えられるが、これら注水先へは、間欠的に注水を行い一定量の水位を維持することになるため、必要注水量は少なく、①、②及び③の最大流量の注水等を実施した後、注水量を崩壊熱相当に低下させた以降などのタイミングで同時注水を行うことを設計の想定としている。

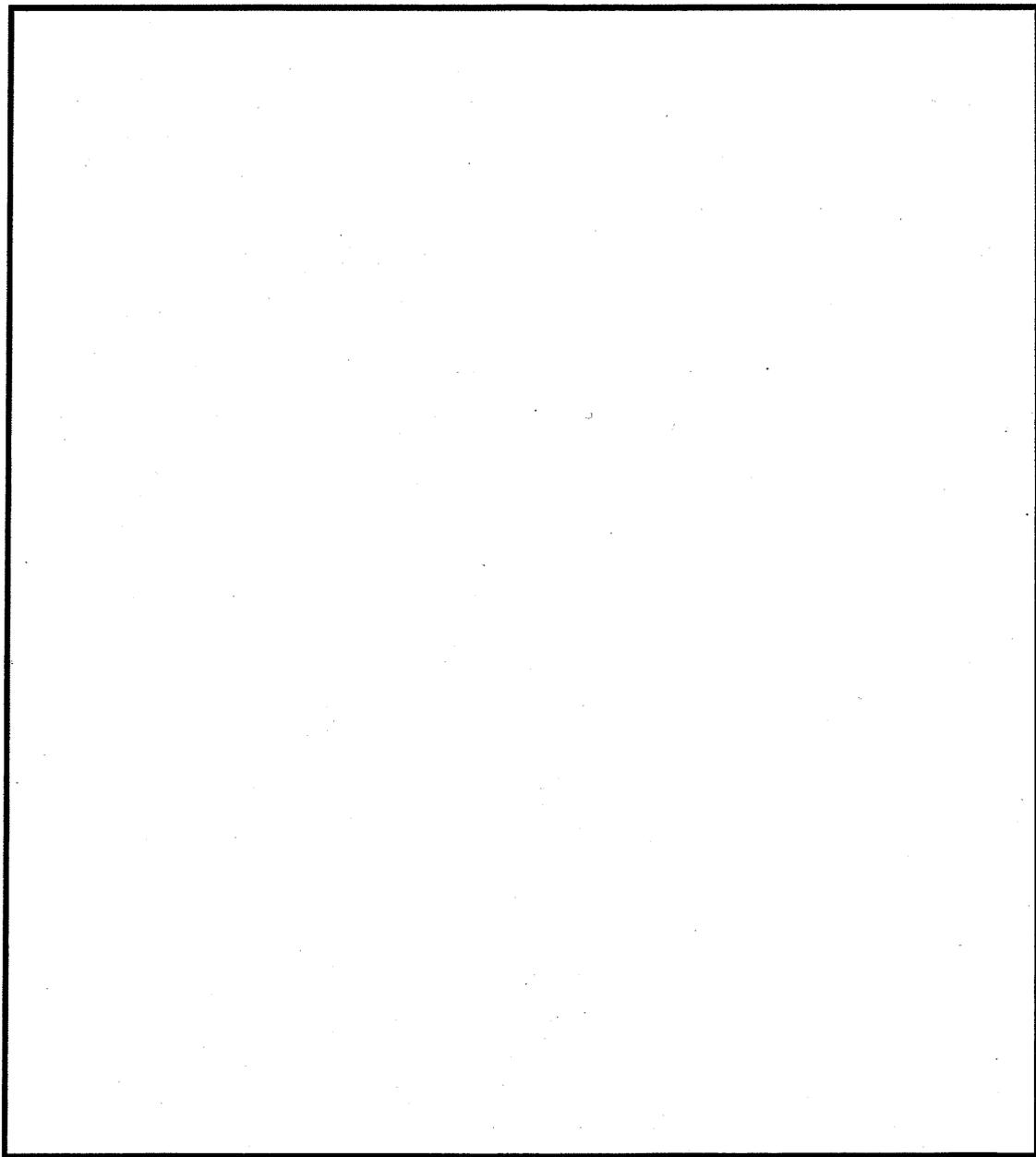
なお、可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水系についても、複数個所への注水先を有しているが、以下のとおり想定する同時注水の組み合わせでも、必要流量が確保できるよう設計する。

想定する同時注水の組み合わせについては、重大事故等の緩和が可能であることを有効性評価で示している。

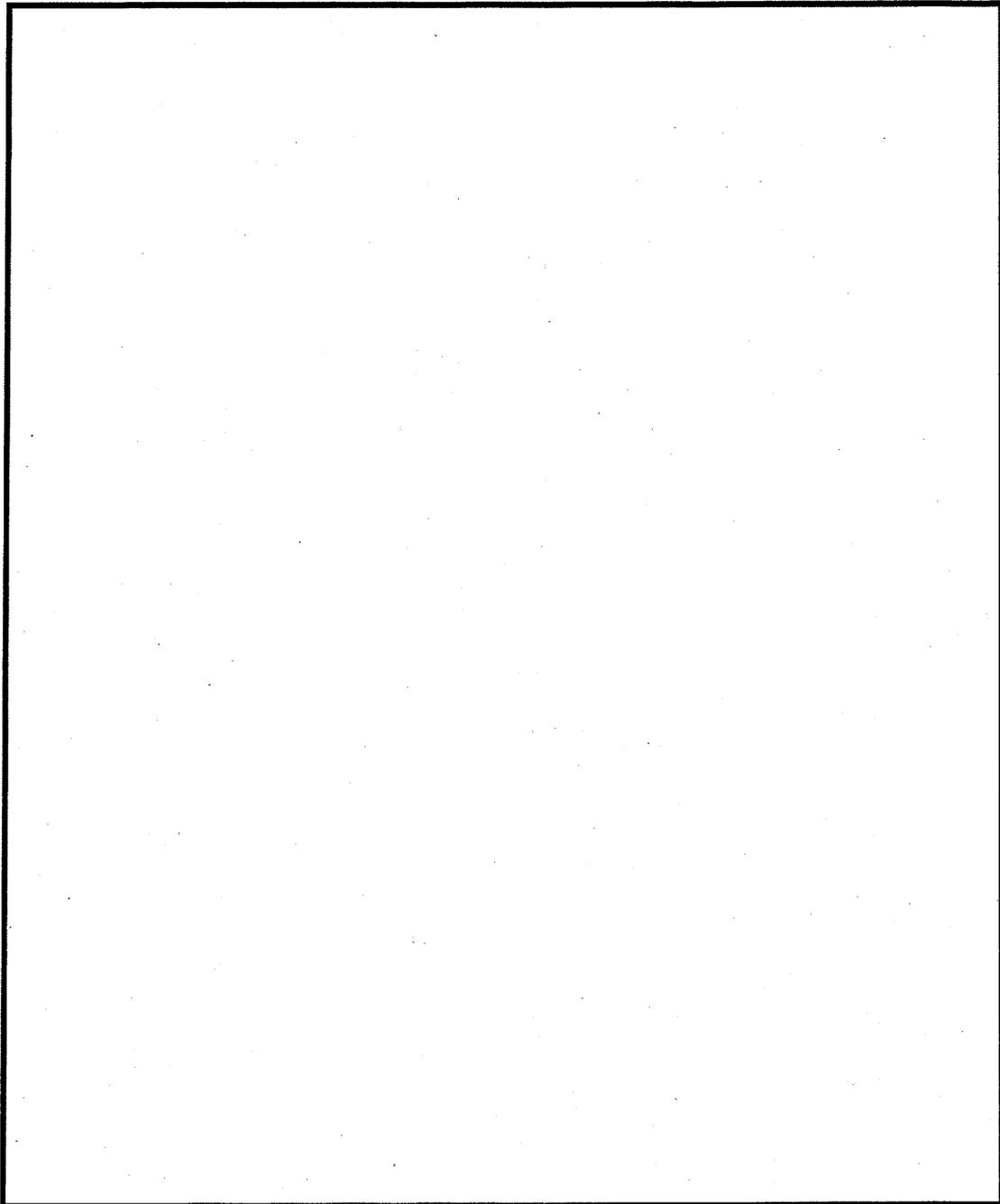
①原子炉への注水と格納容器スプレイ

全交流動力電源喪失時には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水と、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を同時に実施することとなる。この場合の流量の組み合わせは、原子炉注水が崩壊熱相当の流量（ $\square \text{m}^3/\text{h}$ 以下）、格納容器スプレイ $\square \text{m}^3/\text{h}$ である。

51-7 接続図

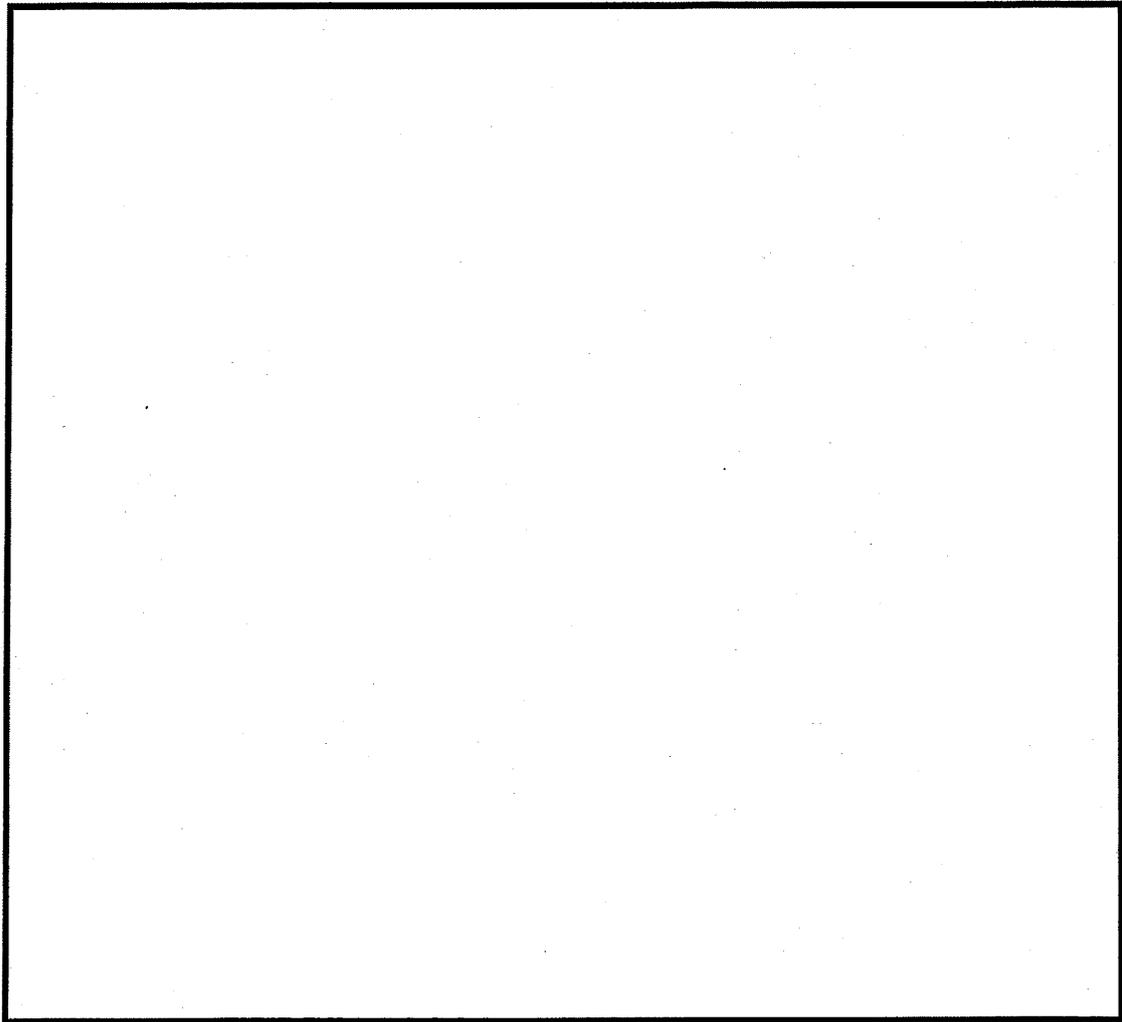


第 51-7-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）



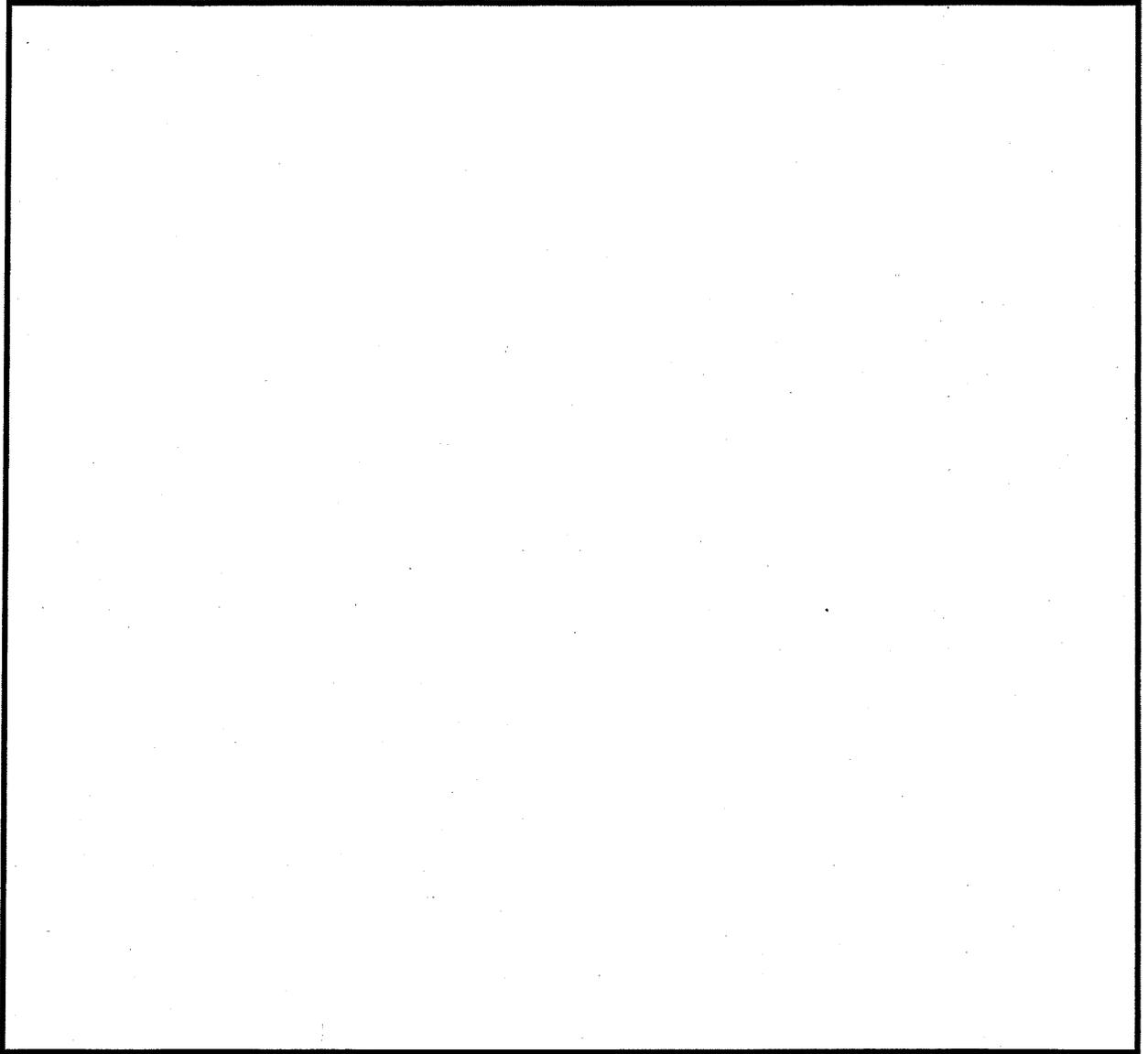
第 51-7-2 図 接続図（可搬型設備 接続口）

51-8 保管場所図

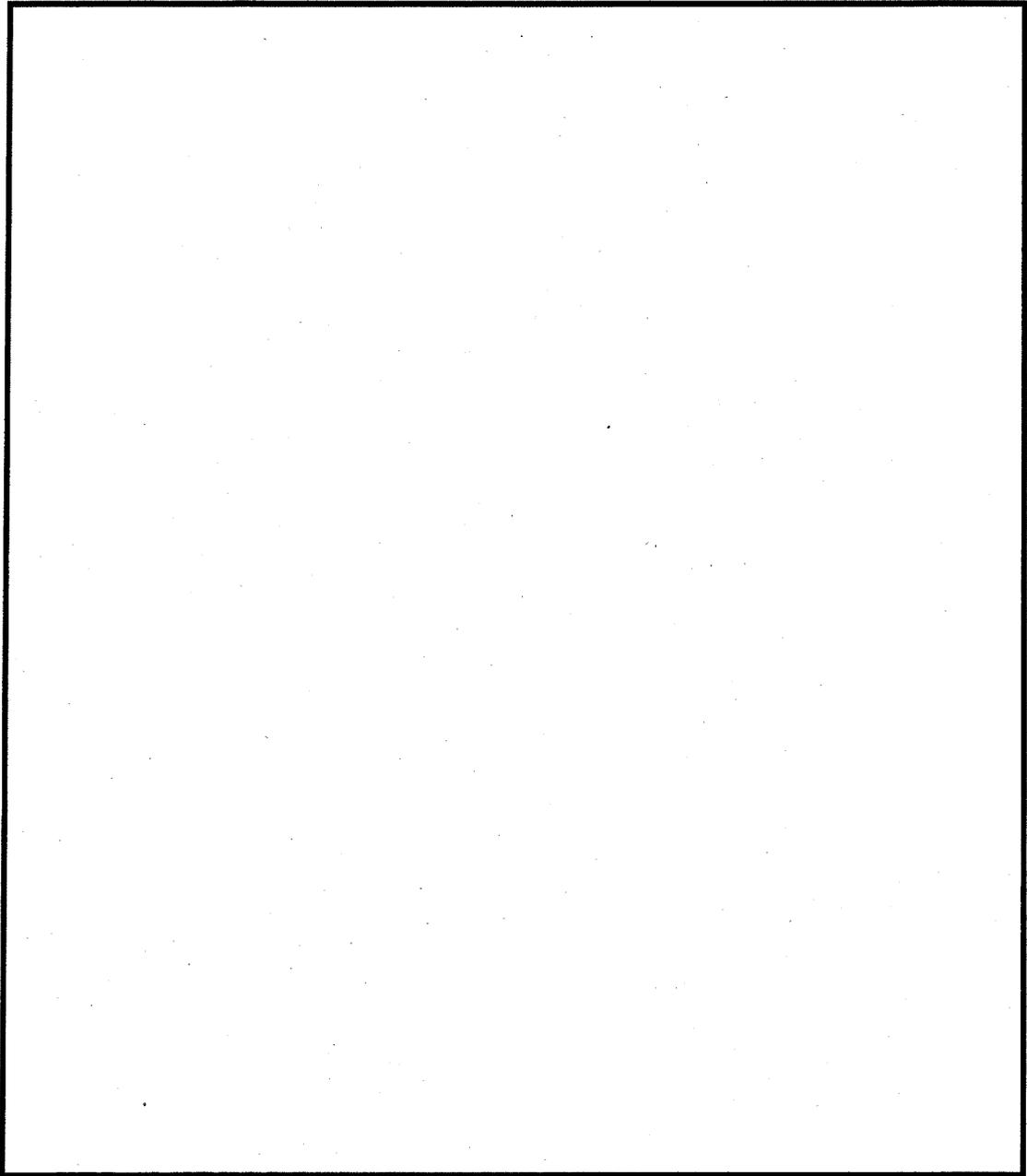


第 51-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

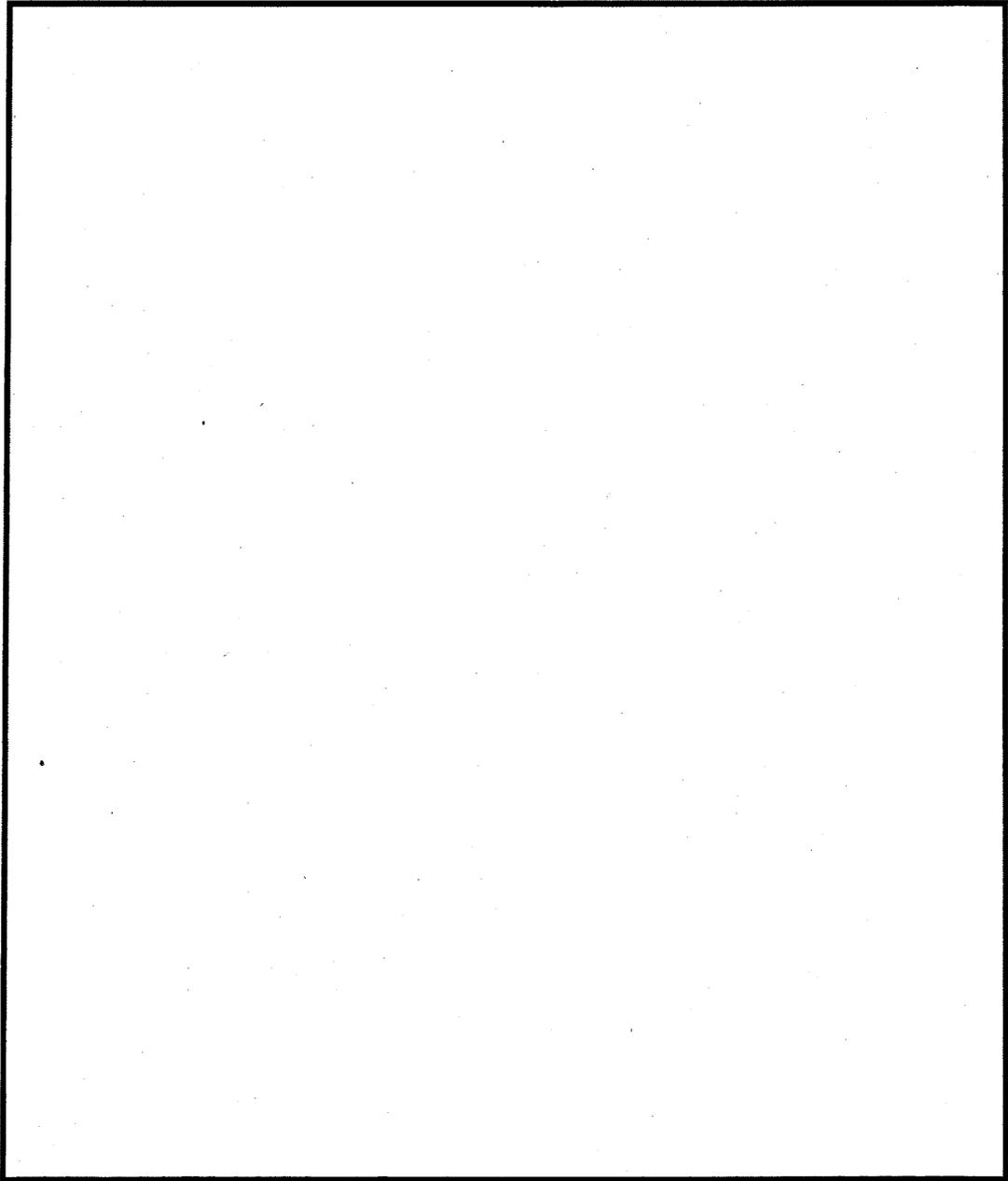
51-9 アクセスルート図



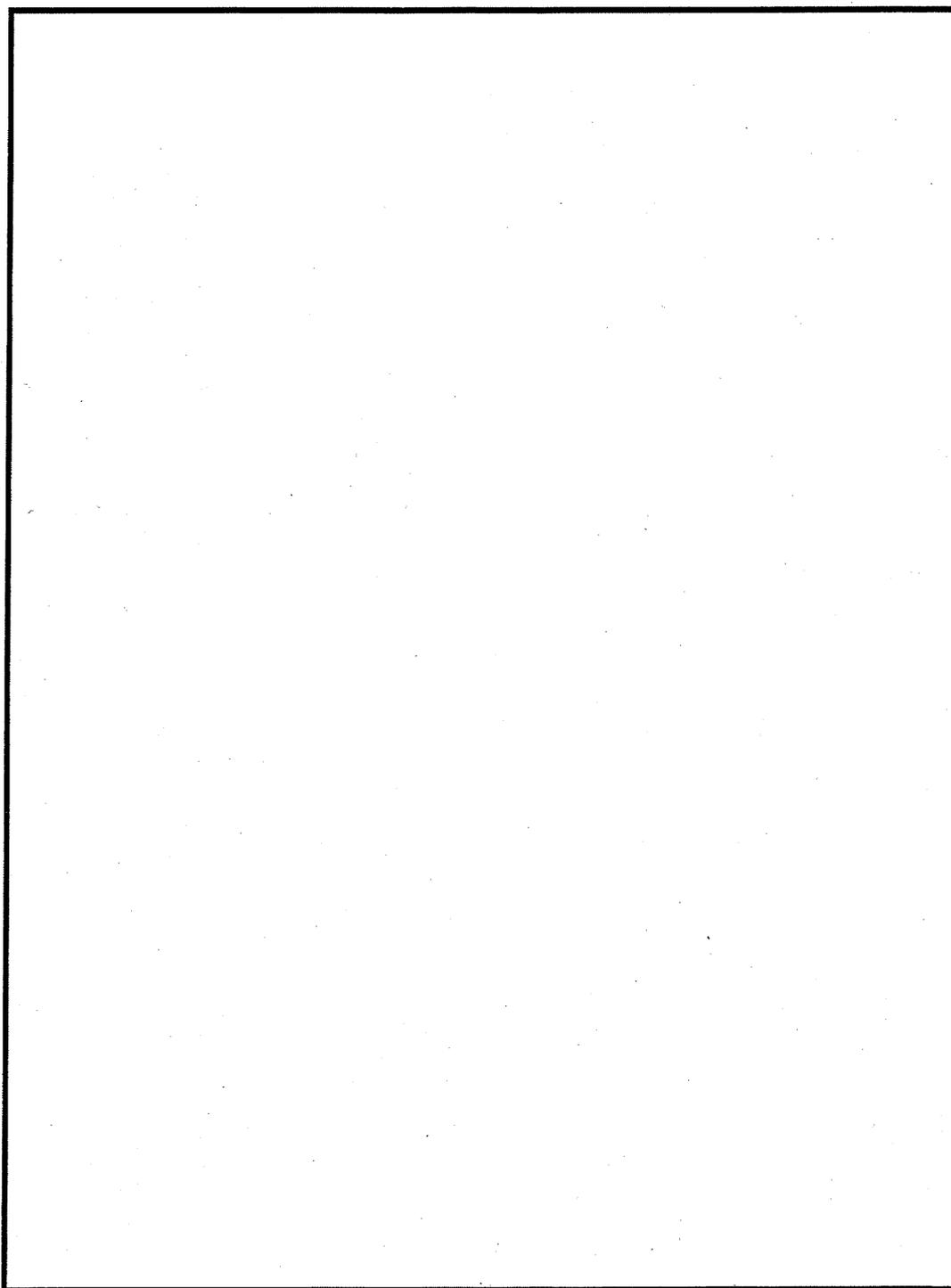
第 51-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 51-9-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート



第 51-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート



第 51-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート

51-10 ペDESTAL (ドライウエル部) 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、熔融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へ落下した場合に、熔融炉心が格納容器機器ドレンサンプ、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器油ドレンサンプ（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浸食されることや、熔融炉心が格納容器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することで、ドライウェルとサブプレッション・チェンバの隔離機能が損なわれるおそれがある。熔融炉心による局所的なコンクリート浸食を防ぎ、また、熔融炉心のサブプレッション・チェンバへの移行を防止するために、ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造を変更する。

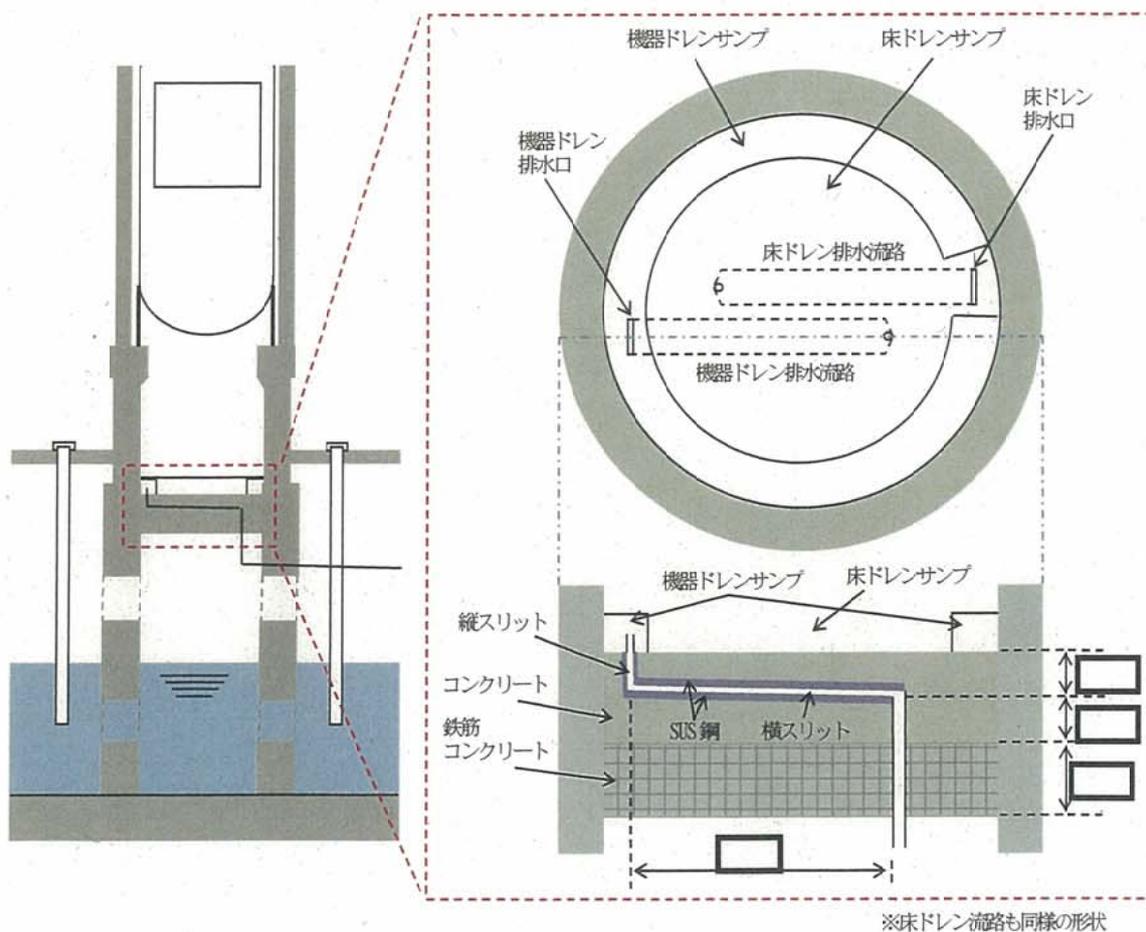
図1にペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

ペDESTAL（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、熔融炉心が均一に拡がるような構造とする。これにより、熔融炉心による局所的なコンクリート浸食を防止する設計とする。なお、既設の格納容器油ドレンサンプについては、原子炉再循環系統流量調整弁〔油圧作動方式〕より作動油が漏えいした場合においても当該弁下部に設置しているオールドレン堰内で十分に保油できることから、廃止することとしている。

また、各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL（ドライウェル部）床面上の熔融炉心による浸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、流入した熔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：

) 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。

更に、次項以降に示すとおり、ペDESTAL（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無いことを確認している。



第 51-10-1 図 ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要

2. ペDESTAL (ドライブエル部) 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DESTAL (ドライブエル部) 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DESTAL (ドライブエル部) 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□ 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DESTAL（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DESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）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 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 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 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ 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熔融炉心が流路内で凝固し、サブプレッション・チェンバに移行することがないように、横スリットの長さを約 $\square \text{ m}$ と設定した。また、熔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 $\square \text{ m}$ の範囲内で凝固することを確認している。

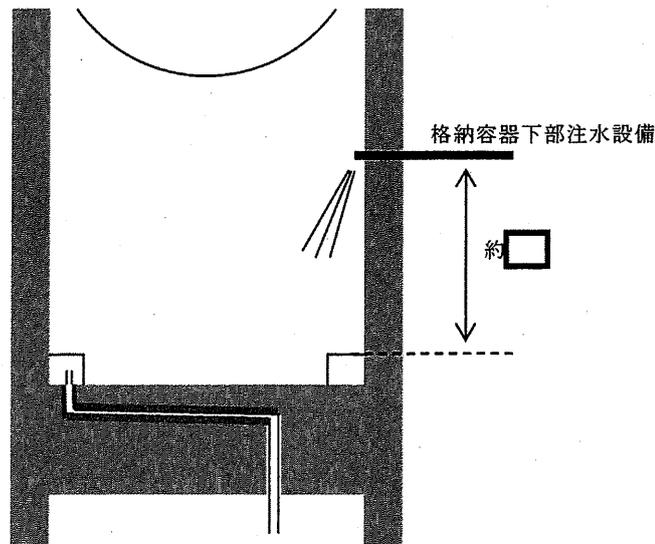
2. 2 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

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DESTAL（ドライウエル部）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DESTAL（ドライウエル部）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。

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DESTAL（ドライウエル部）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□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51-10-2図 ペDESTAL（ドライウエル部）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

51-11 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DESTAL（ドライウエル部）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あたっては、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DESTAL（ドライウエル部）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 51-11-1 表に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

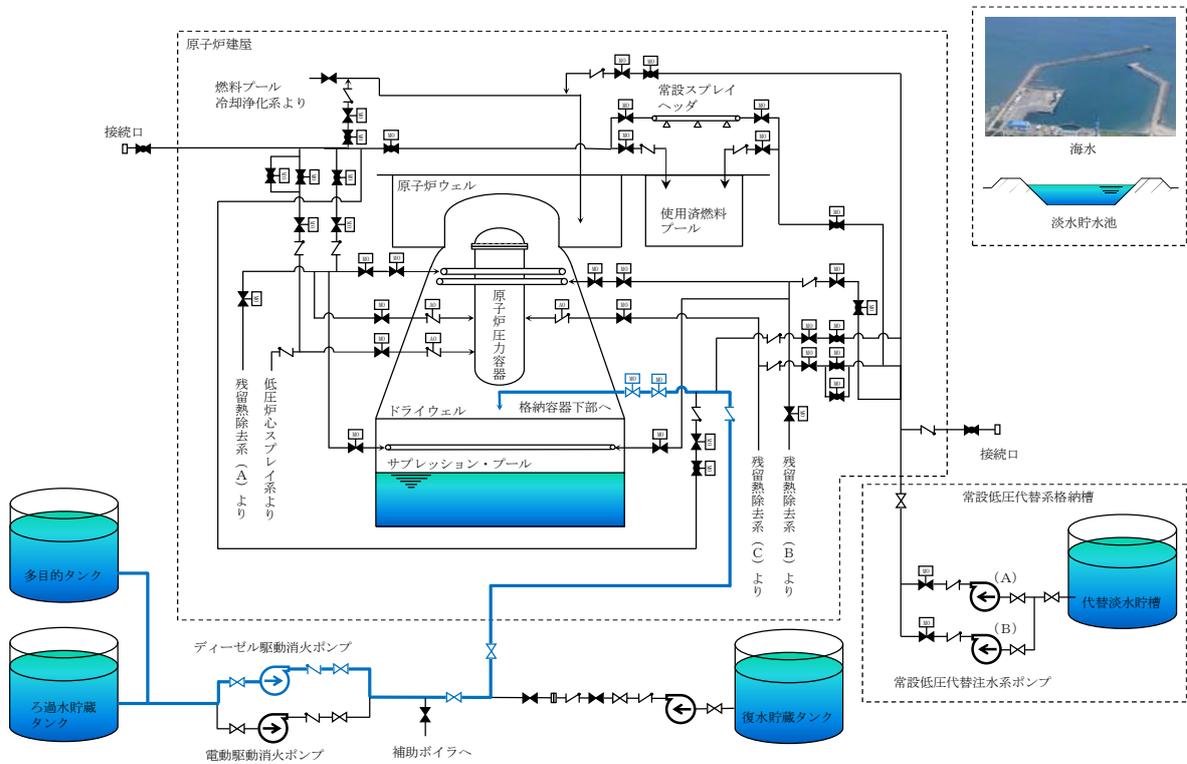
第 51-11-1 表 各系統の位置付け

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) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系により格納容器下部へ注水する設備概要を第 51-11-1 図に示す。

消火系による格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において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DESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。

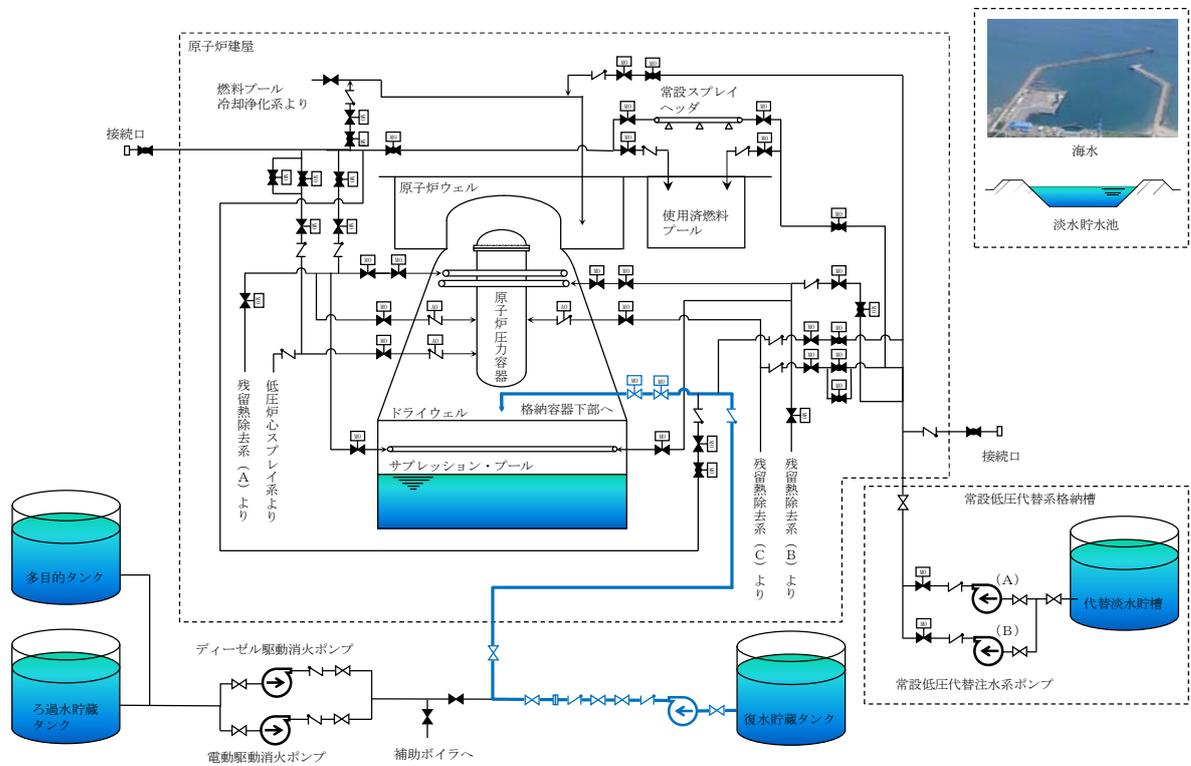


第 51-11-1 図 系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

(2) 補給水系による原子炉格納容器下部注水

補給水系を用いた格納容器下部へ注水する設備概要を第51-11-2図に示す。

補給水系による格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において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DESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心を冷却する機能を有する。



第 51-11-2 図 系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）

52-1

SA 設備基準適合性 一覽表

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・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立 その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A c A e	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象 (同一目的の DB 設備あり)	B
				サポート系故障	対象 (サポート系有) -異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

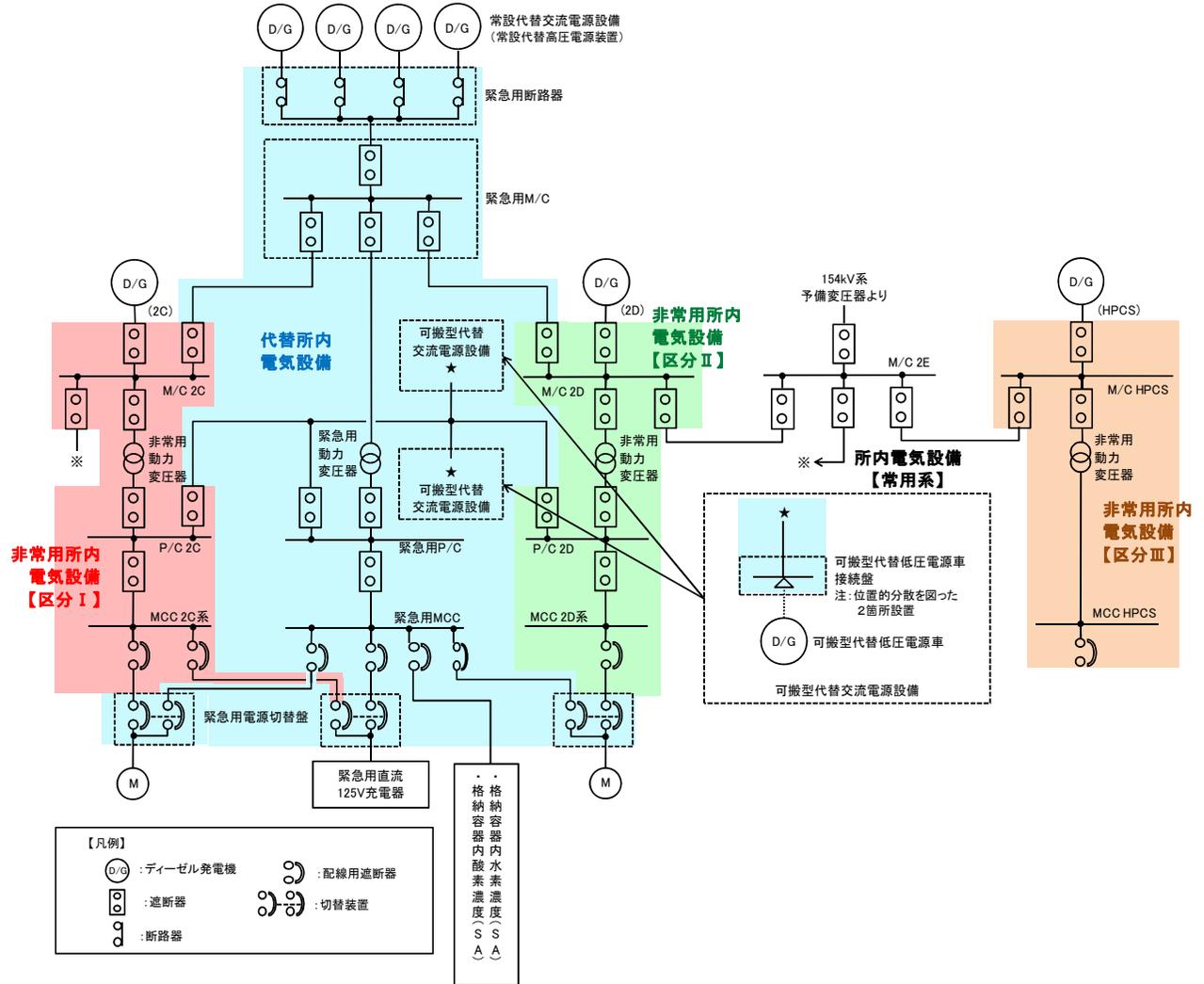
第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備			格納容器内酸素濃度 (SA)	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	52-5 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	52-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他の設備から独立 その他(他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A c A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	52-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	52-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備-対象(同一目的の DB 設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

52-2

単線結線図

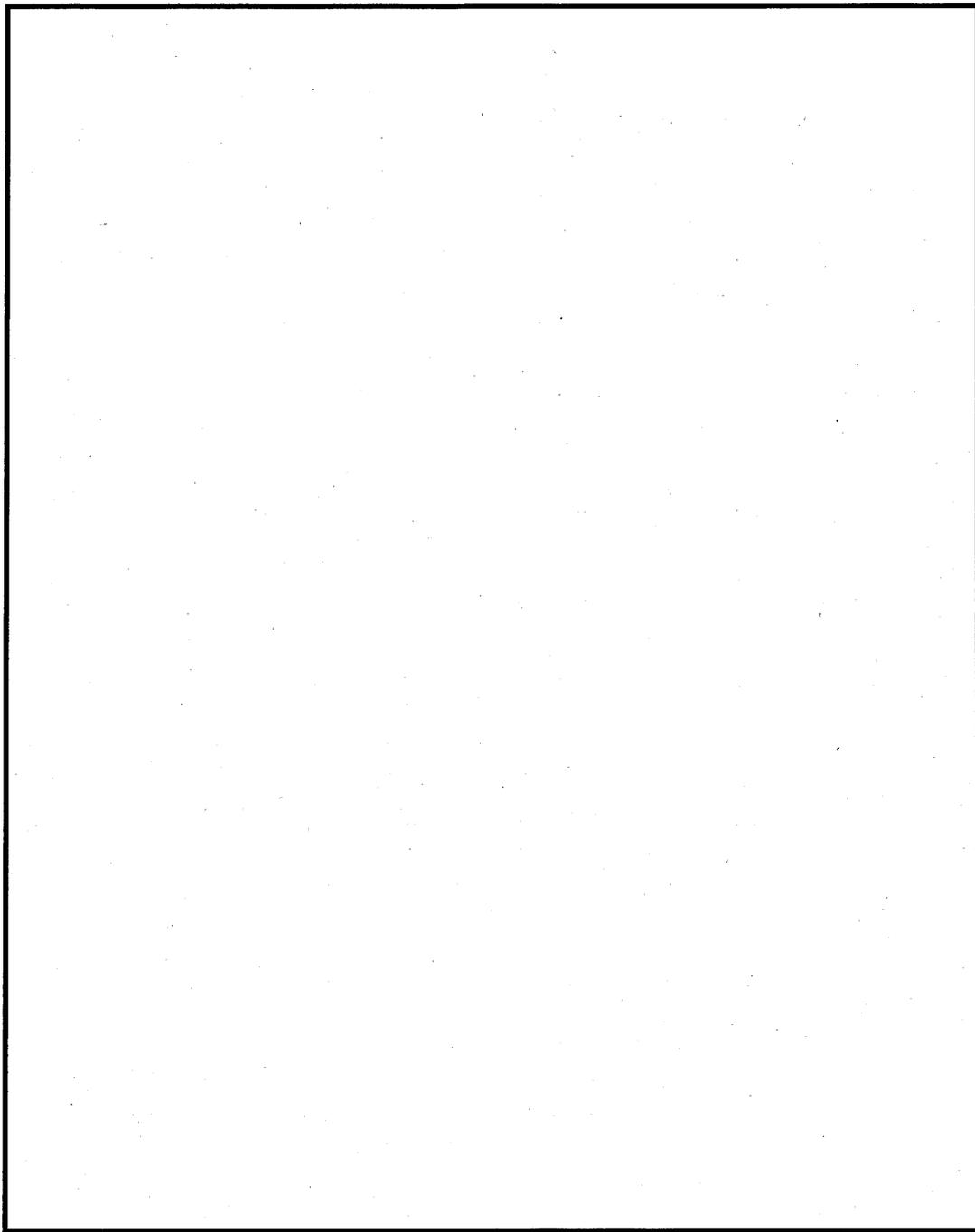
52-2-1

第 52-2-1 図 単線結線図

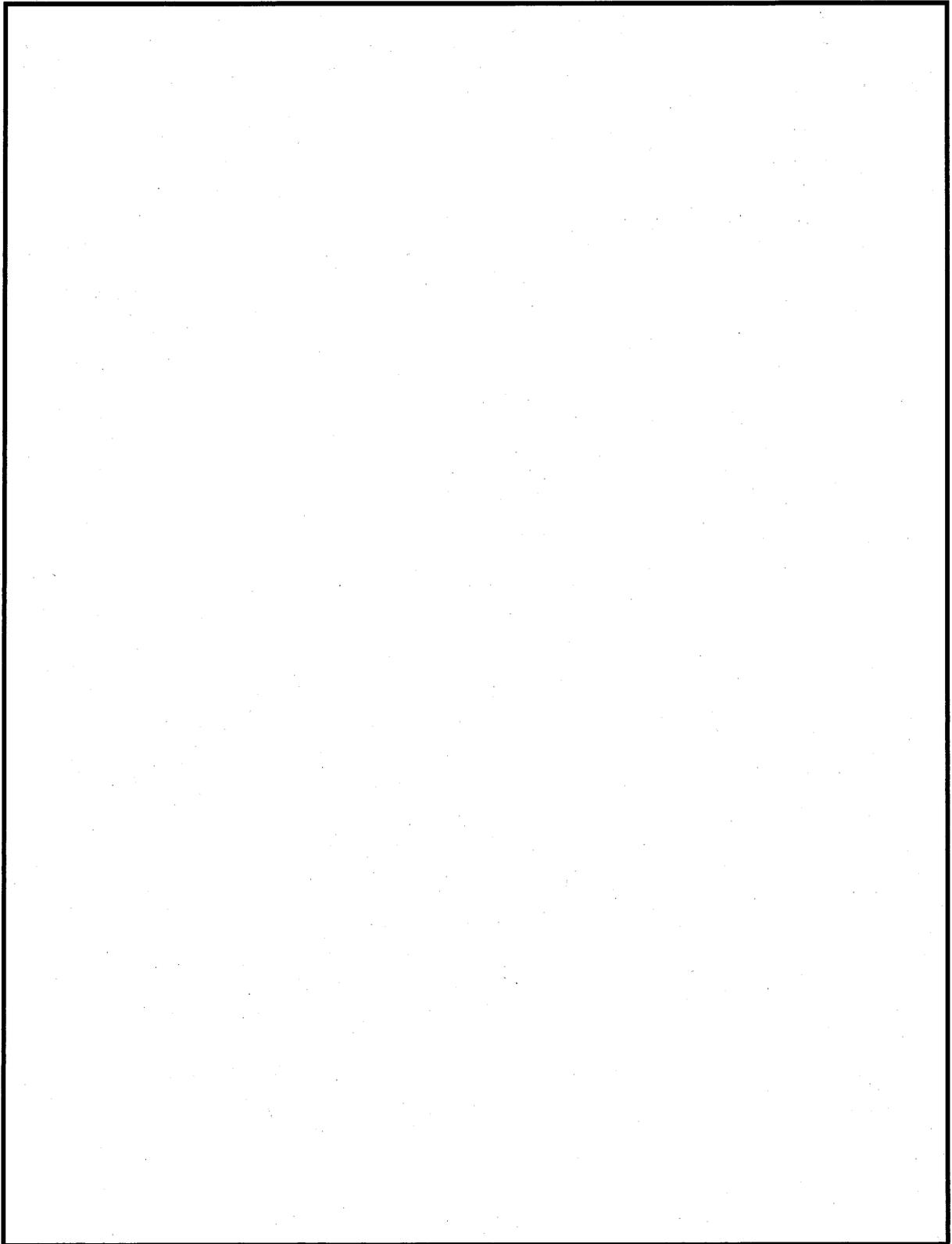


52-3

配置図



第 52-3-1 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)



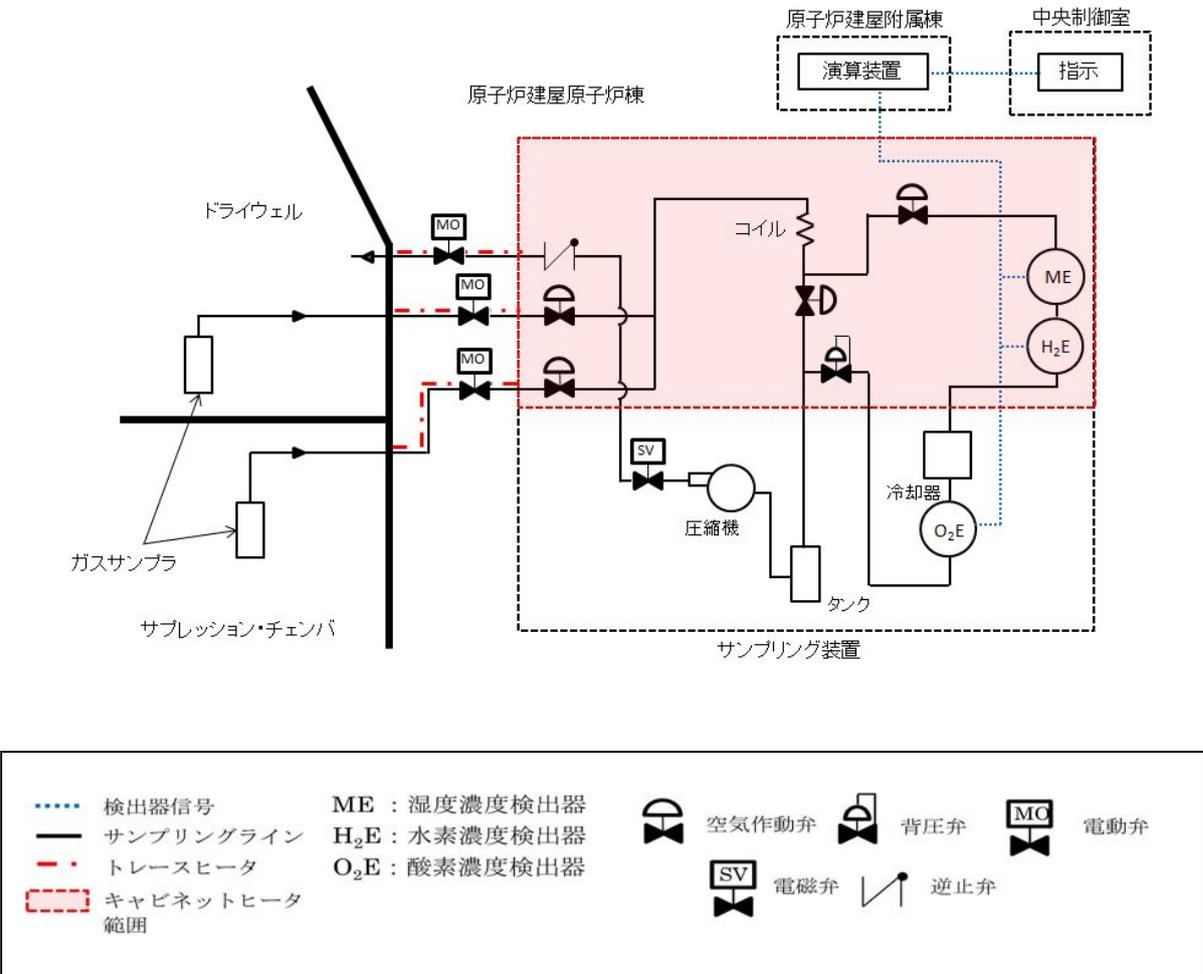
第 52-3-2 図 機器配置図 (原子炉建屋附属棟 3 階 (中央制御室))

52-4

系統図

1. 計装設備の系統概要図

格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) の系統概要図を第 52-4-1 図に示す。

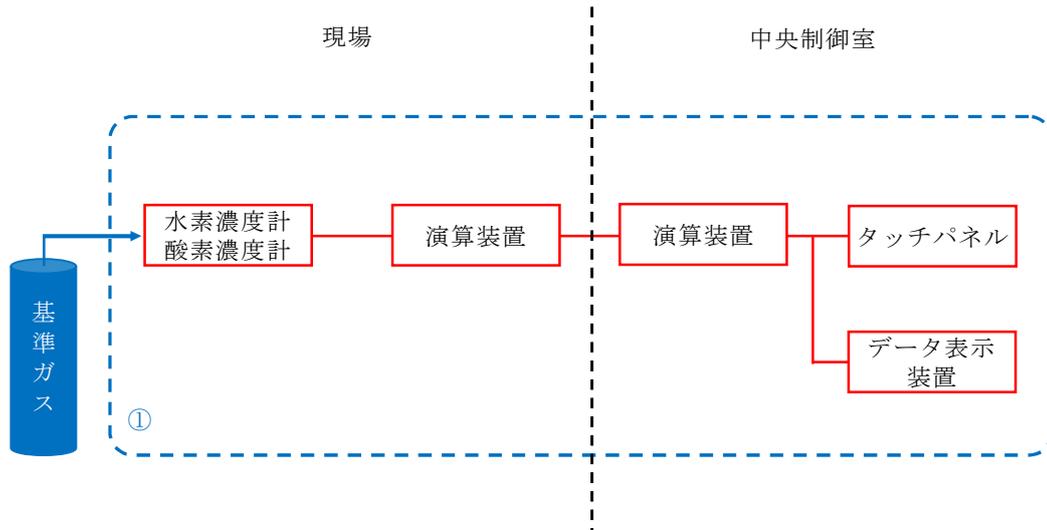


第 52-4-1 図 格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) の系統概要図

52-5

試験及び検査

52-5-1



①模擬入力（基準ガス）による検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を実施（点検・検査）

第 52-5-1 図 計装設備の試験及び検査

52-6

容量設定根拠

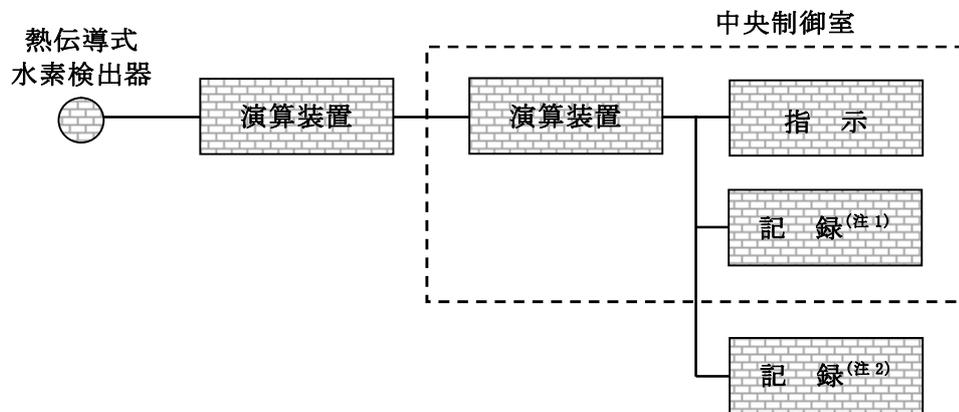
1. 格納容器内水素濃度 (SA)

(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 (以下「格納容器」という。) 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。

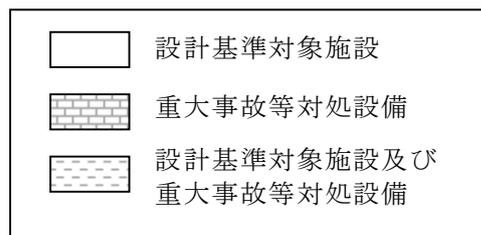
(2) 設備概要

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、記録装置にて記録する。(第 52-6-1 図「格納容器内水素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 52-6-1 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%	1	原子炉建屋 原子炉棟 3 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	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時 (運転時 の異常な過 渡変化時を 含む)	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%	—	3.3vol% 以下	—	60.4vol% 以下	炉心の著しい損傷時に 格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある 範囲を計測可能な範囲 とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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、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。

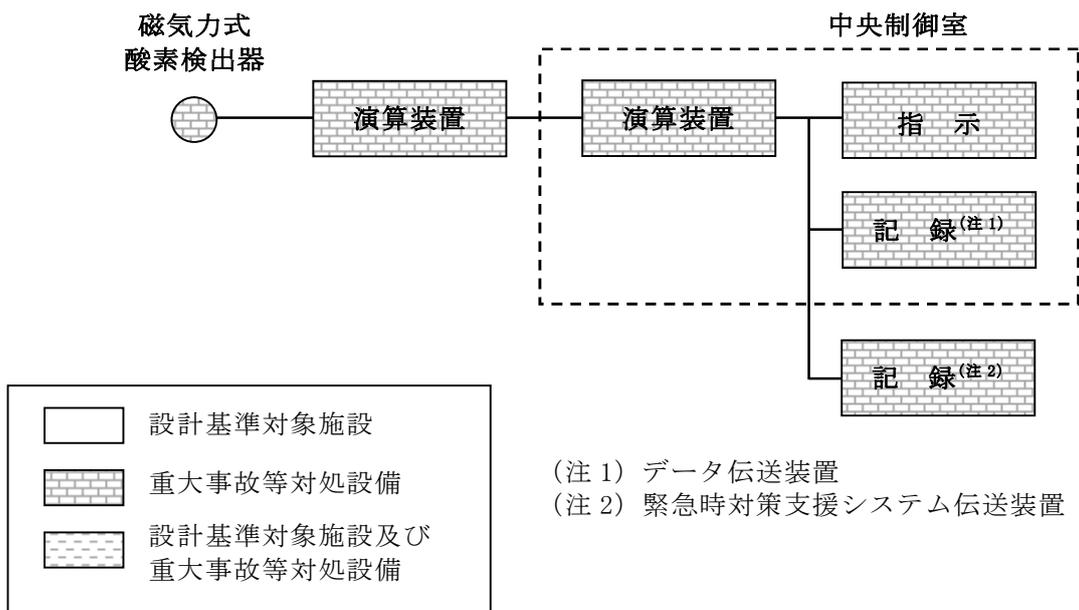
2. 格納容器内酸素濃度 (SA)

(1) 設置目的

格納容器内酸素濃度 (SA) は、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合、格納容器内で発生する水素及び酸素によって格納容器内が水素爆発することを防止するため、格納容器内の雰囲気ガスを排気する必要がある。このため、格納容器内酸素濃度の監視を目的として原子炉建屋原子炉棟内に検出器を設置し、格納容器内のガスをサンプリングすることで格納容器内の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、格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。(第 52-6-2 図「格納容器内酸素濃度 (SA) の概略構成図」参照。)



第 52-6-2 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%	1	原子炉建屋 原子炉棟 3 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	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時 (運転時 の異常な過 渡変化時を 含む)	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%	4.0vol% 以下	4.4vol%以 下	4.0vol% 以下	7.25vol% 以下	炉心の著しい損傷時に 格納容器内の酸素濃度 が変動する可能性のあ る範囲を計測可能な範 囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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、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。

52-7

計装設備の測定原理

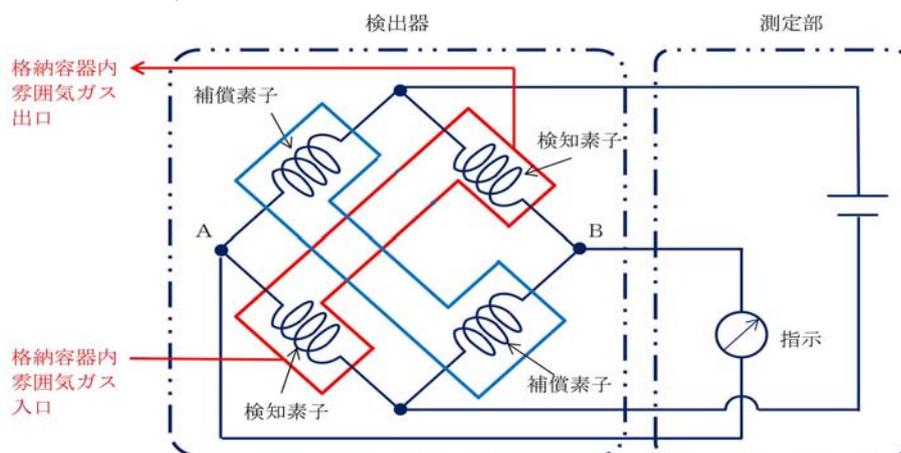
1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度 (SA)

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 52-7-1 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。検知素子の部分に、測定対象ガスが流れるようになっており、補償素子の部分には基準となる窒素ガスが密閉されているため、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の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 52-7-1 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、格納容器内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。



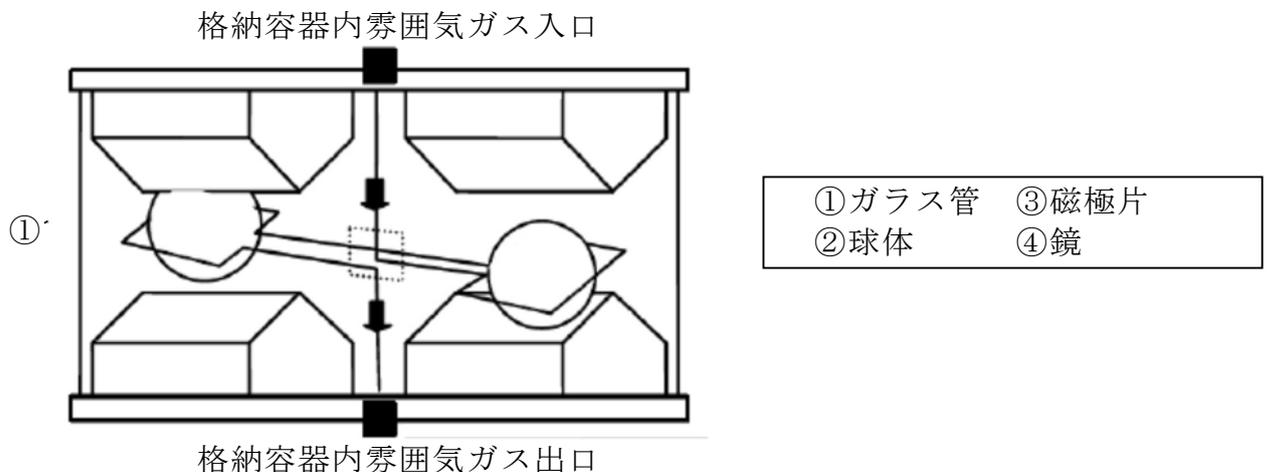
第 52-7-1 図 格納容器内水素濃度 (SA) 検出回路の概要図

(2) 格納容器内酸素濃度 (SA)

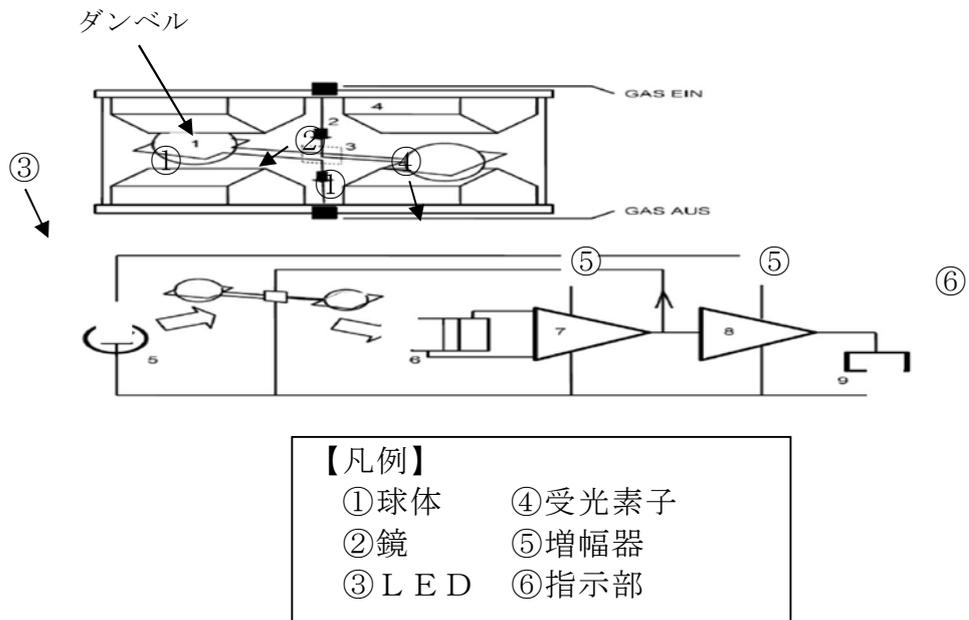
格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器内酸素濃度(SA)は、磁気力式のものをを用いる。磁気力式の酸素検出器は、第 52-7-2 図及び第 52-7-3 図に示すとおり、吊るされた 2 つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等にて構成されている。

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わり、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、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の酸素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視していくことができる。



第 52-7-2 図 格納容器内酸素濃度 (SA) 内部構造図



第 52-7-3 図 格納容器内酸素濃度 (SA) 電気回路図

2. サンプルング装置について

(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，以下のサンプル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) ガスサンプラー

ガスサンプラーは測定ガスの吸入口であり，格納容器内に置かれ，サンプルング配管を介してサンプルング装置へとつながる。測定ガスを吸入する際には，ガスサンプラー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ルング配管下流での蒸気凝縮を防止する。

b) サンプルング配管用トレースヒータ

サンプルング配管用トレースヒータは，格納容器外からサンプルング装置までのサンプルング配管にトレースヒータを布設する。サンプル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) サンプルング装置

サンプルング装置は，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における水素の滞留について

(1) 水素燃焼及び爆轟が生じる可能性について

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。

- ・重大事故等時においては、有効性評価で示しているとおおり、水素濃度はドライ換算で 13vol%，酸素濃度はドライ換算で 5vol%を上回る。しかし、水素燃焼及び爆轟するには、水素濃度 4vol%以上及び酸素濃度 5vol%以上の条件に加え、着火源又は 500℃以上の発火源が必要^{*}となる。しかし、当該サンプリング装置内には、着火源及び発火源はないことから、サンプリング装置内での水素燃焼及び爆轟は生じない。

※機械工学基礎講座 燃焼工学－基礎と応用－より

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

サンプル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 52-7-1 表に示すと通りの漏えい防止対策を行う。

よって、サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

第 52-7-1 表 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁, 真空タンク	本計測設備の配管, 弁は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ル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ア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ル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ル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	サンプルング装置	サンプルング装置内の配管と機器の接続部はシール構造とし, 漏えい防止対策を行う。また, サンプル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。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。

5. サンプルング装置の計測周期について

サンプルングガスは、格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内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、その後サンプルングガスは格納容器に排出される。

サンプルング装置は、格納容器内ガスのサンプルングから、測定、排出までの工程を約3分で実行されるよう設計する。

52-8

水素及び酸素発生時の対応について

52-8-1

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、

「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗」を抽出している。さらにより厳しい状況下での重大事故等対処設備の有効性を確認する観点から、S B Oを重畳している。

よって、この「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗 (S B O重畳)」事故時への対応の中で想定される水素及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故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) 重大事故時の格納容器内の環境と水素及び酸素濃度

「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗 (S B O重畳)」事故時における各パラメータの推移は、重大事故「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」における審査において示したとおりである。これに加え、必要な水素及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報である格納容器内の気体の組成の推移を第 52-8-1 図及び第 52-8-2 図に示す。

c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

①測定範囲について

一般に気相中の体積割合で、5vol%以上の酸素と共に水素が存在する場合、水素濃度 4%で燃焼、13%で爆轟が発生すると言われている。こ

の観点から、少なくとも水素濃度は4%、酸素濃度は5%までの測定が可能であることが必要である。

②測定が可能となる時間

第52-8-1図及び第52-8-2図のとおり、解析上は事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5%を超えることは無く、格納容器内での水素燃焼は生じないが、水の放射線分解により徐々に水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、重大事故発生時に水素濃度及び酸素濃度を測定する必要がある。

東海第二発電所では、格納容器内水素・酸素濃度を測定可能な設備を配備することとしており、SBO時には常設代替高圧電源装置により当該設備に給電が開始された以降は格納容器内水素及び酸素濃度を測定可能である。格納容器破損防止対策の有効性評価における事故シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で示したとおり、常設代替高圧電源装置による給電は事故発生後25分以内に可能であり、この時間までに格納容器内での酸素濃度は5%を超えることは無い。

なお、除熱系の運転に失敗した場合、炉心から発生する崩壊熱が格納容器内に蓄積され、それに伴い発生する蒸気の過圧によって格納容器圧力は上昇するため、格納容器スプレイ停止基準までは格納容器スプレイを実施し、その後、格納容器限界圧力(2Pd)までに格納容器ベントを実施することになる（有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」では約23時間後に格納容器ベントを実施）。格納容器ベントを実施する約23時間までは、第52-1-8図及び第52-8-2図のとおり、水の放射性分解によって発生する酸素は緩やかな上昇であ

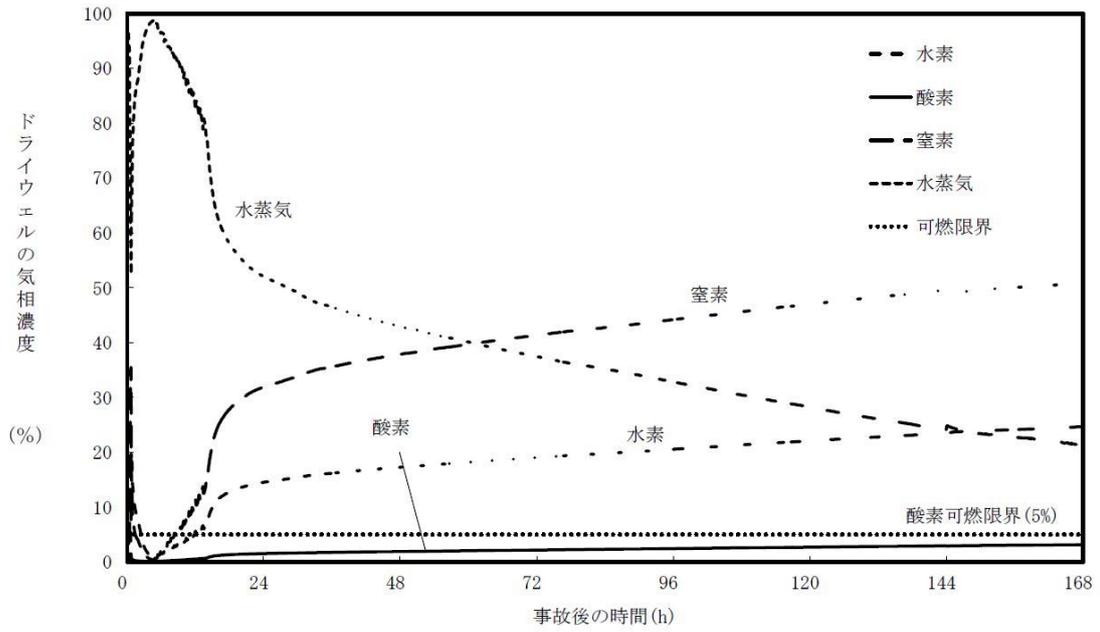
ることから、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界（約 5%）に到達するおそれはない。

「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗（S B O 重畳）」事故時において、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を評価する際に用いた G 値（沸騰状態： $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$ ）とした場合についても、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%（ウェット）に到達するのは、事象発生から約 49.1 時間後である（第 52-8-3 図及び第 52-8-4 図参照）。これより、常設代替高圧電源装置による格納容器内水素・酸素測定装置への給電が完了する事故発生後 25 分以内には、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界（約 5%）に到達することはない。

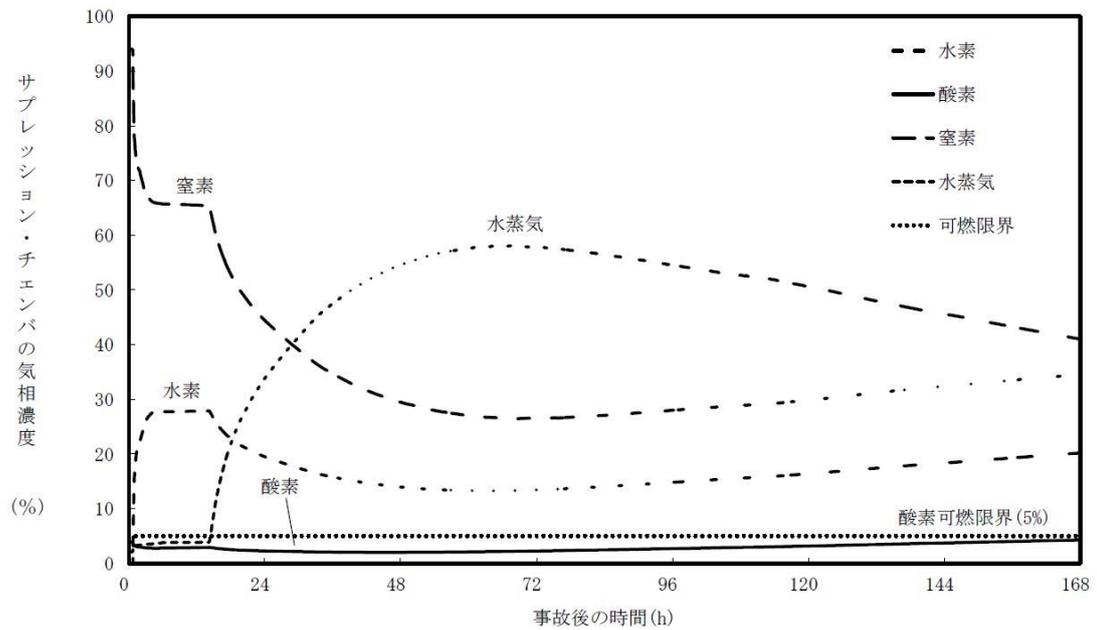
さらに、格納容器内の酸素濃度が 4.3vol%（ウェット）に到達した場合、水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されることとなることから、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界（約 5%）に到達するおそれはない。

③耐環境条件

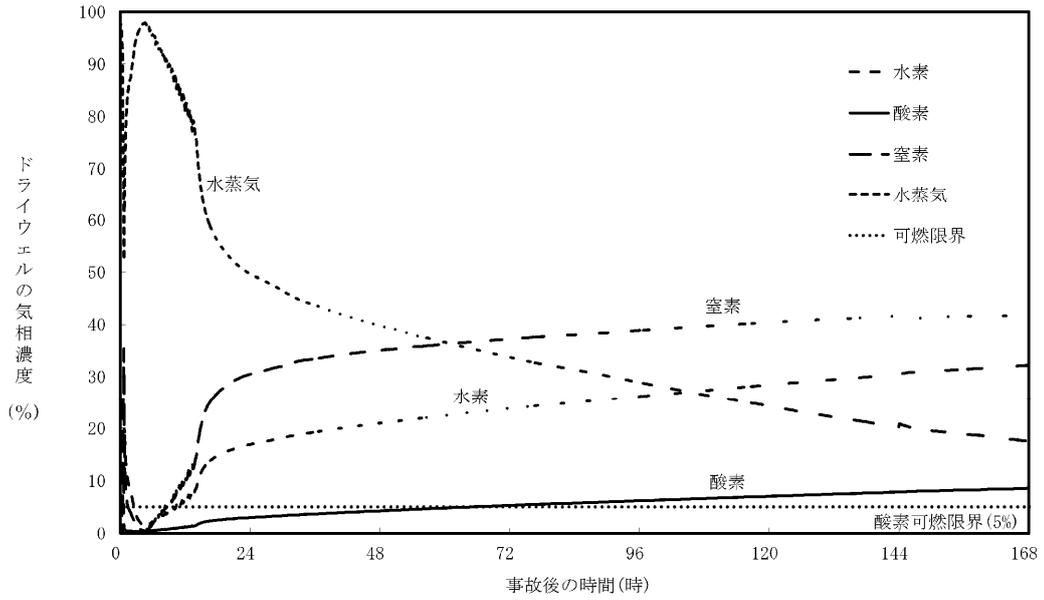
「L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗（S B O 重畳）」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。



第 52-8-1 図 ドライウエル内の気体組成の推移

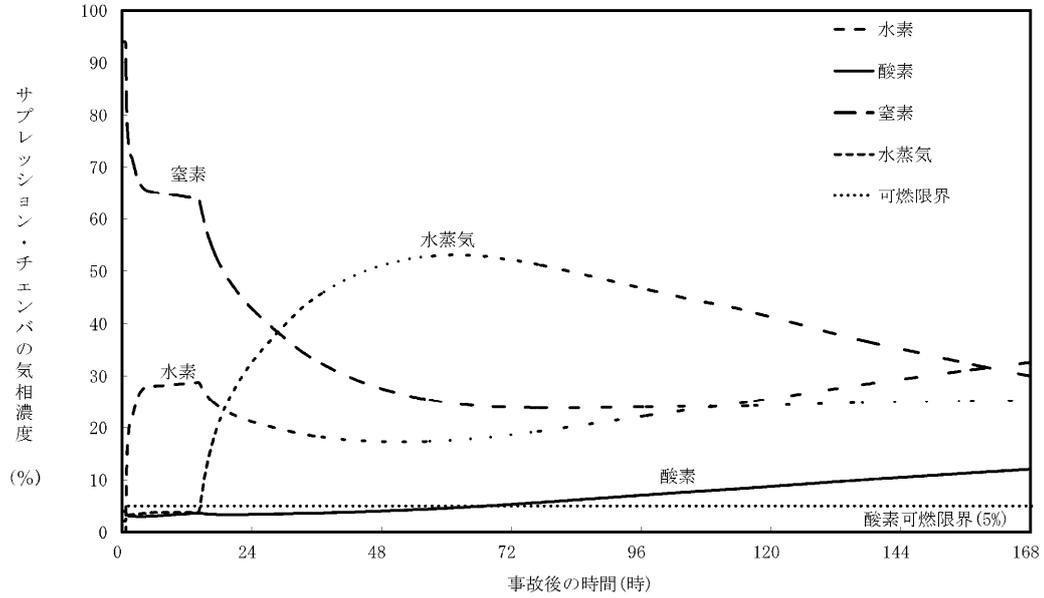


第 52-8-2 図 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移



第 52-8-3 図 ドライウェル内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$)



第 52-8-4 図 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$)

(2) 水素・酸素の監視方法

水素濃度は約4%, 酸素濃度は5%まで測定可能であることが必要であることから、「LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水失敗（SBO重畳）」事故時の代替循環冷却時における格納容器内の水素・酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 52-8-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式	0~100vol%	1	原子炉建屋原子炉棟3階
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式	0~25vol%	1	原子炉建屋原子炉棟3階

(3) 水素・酸素の処理方法

重大事故時に、7日間以内に水素と酸素の両方の濃度が可燃限界に到達する可能性がある場合と、7日間以降の水素・酸素の扱いについて以下に示す。

a) 7日間以内に水素と酸素の両方の濃度が可燃限界に到達した場合

格納容器内の水素・酸素を処理する方法は格納容器ベントによる格納容器外への放出である。東海第二発電所では、格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) を設置するが、この計器の測定誤差 (酸素濃度: 0.6%) 及び余裕を考慮し、酸素濃度が 4.3vol% (ウェット) に到達すれば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。なお、格納容器ベントの実施により蒸気とともに非凝縮性ガスは排出さ

れ、その後の格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

格納容器からの除熱系が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、酸素濃度が 4.3vol%（ウェット）に到達した場合、格納容器圧力逃がし装置を通じて非凝縮性ガスを格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、格納容器内に残る水素・酸素は無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない。（「重大事故等対策の有効性評価 3.4 水素燃焼 添付資料 3.4.1 G 値の不確かさによる評価結果への影響 参照）。

b) 7 日間以降の水素・酸素の処理方法

a) と同様に、酸素濃度が 4.3vol%（ウェット）に到達すれば、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントによって水素・酸素を排出する。

(4) 常設代替高圧電源装置復旧以前における格納容器内酸素濃度の推定

格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後に格納容器内で水素燃焼が生じる可能性を把握することである。

有効性評価においては、全交流動力電源喪失を想定しているが、常設代替高圧電源装置による格納容器内水素・酸素測定装置への給電は事故発生後 25 分以内に可能であり、この時間までに格納容器内での酸素濃度は 5% を超えることは無い。ただし、格納容器内水素・酸素測定装置が機能喪失

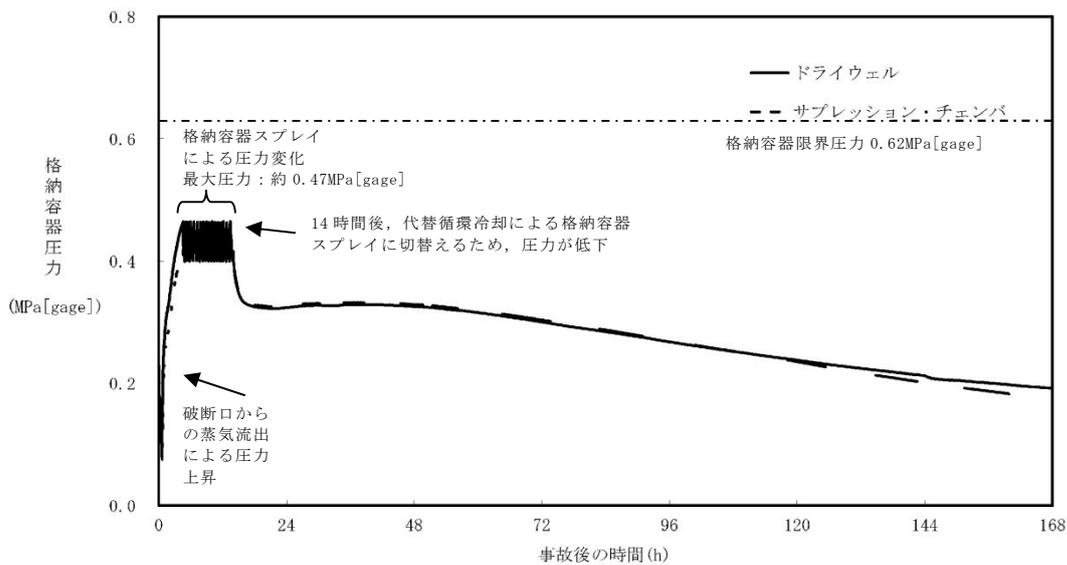
する等の万一の場合を考慮し、格納容器内の酸素濃度の推定手段を整備している。

格納容器内酸素濃度 (SA) 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 (D/W) 及び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、初期酸素濃度と保守的な G 値 ($G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) を入力した評価結果 (第 52-8-3 図, 第 52-8-4 図) により推定する。

また、ドライウェル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力により、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) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。

なお、非常時運転手順等において、格納容器圧力制御のための格納容器スプレイ実施時には、ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしており、これにより格納容器内への空気 (酸素) の流入防止が図られる。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」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の変化を第 52-8-5 図に示す。有効性評価の結果では、格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、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 52-8-5 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

初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした炉心損傷後の評価結果（解析結果）では、実際の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、格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。

また、格納容器内圧力を確認し、事故後の格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握することは、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした炉心損傷後の評価結果（解析結果）の信頼性を上げることになる。

53-1 SA設備基準適合性 一覽表

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	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 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	53-3 配置図		
	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	53-3 配置図 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	(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)

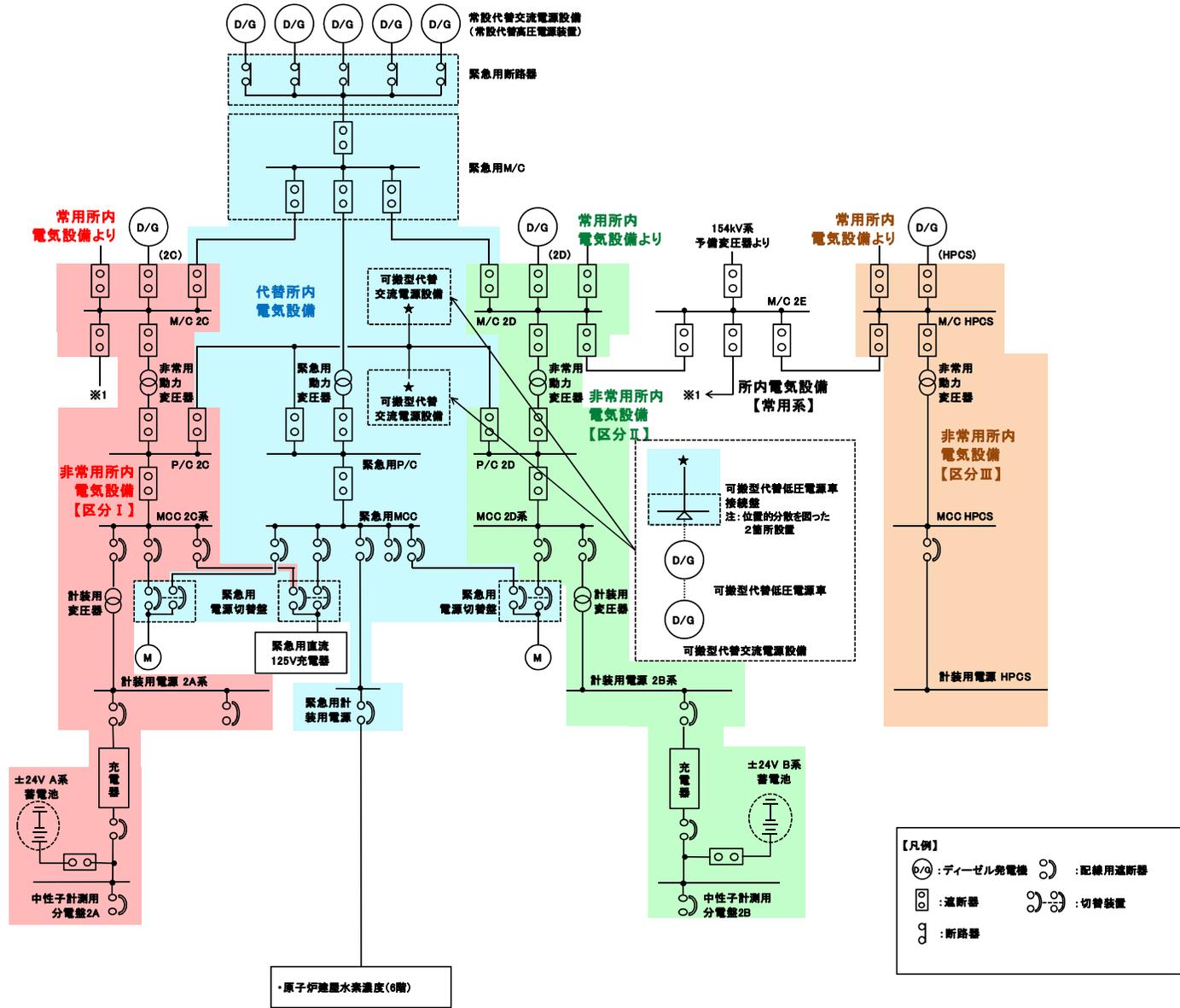
第53条:水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		静的触媒式水素再結合器動作監視装置	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	53-3 配置図	
			第2号	操作性	(操作不要)
	関連資料	—			
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	53-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
		関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	53-2 単線結線図 53-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

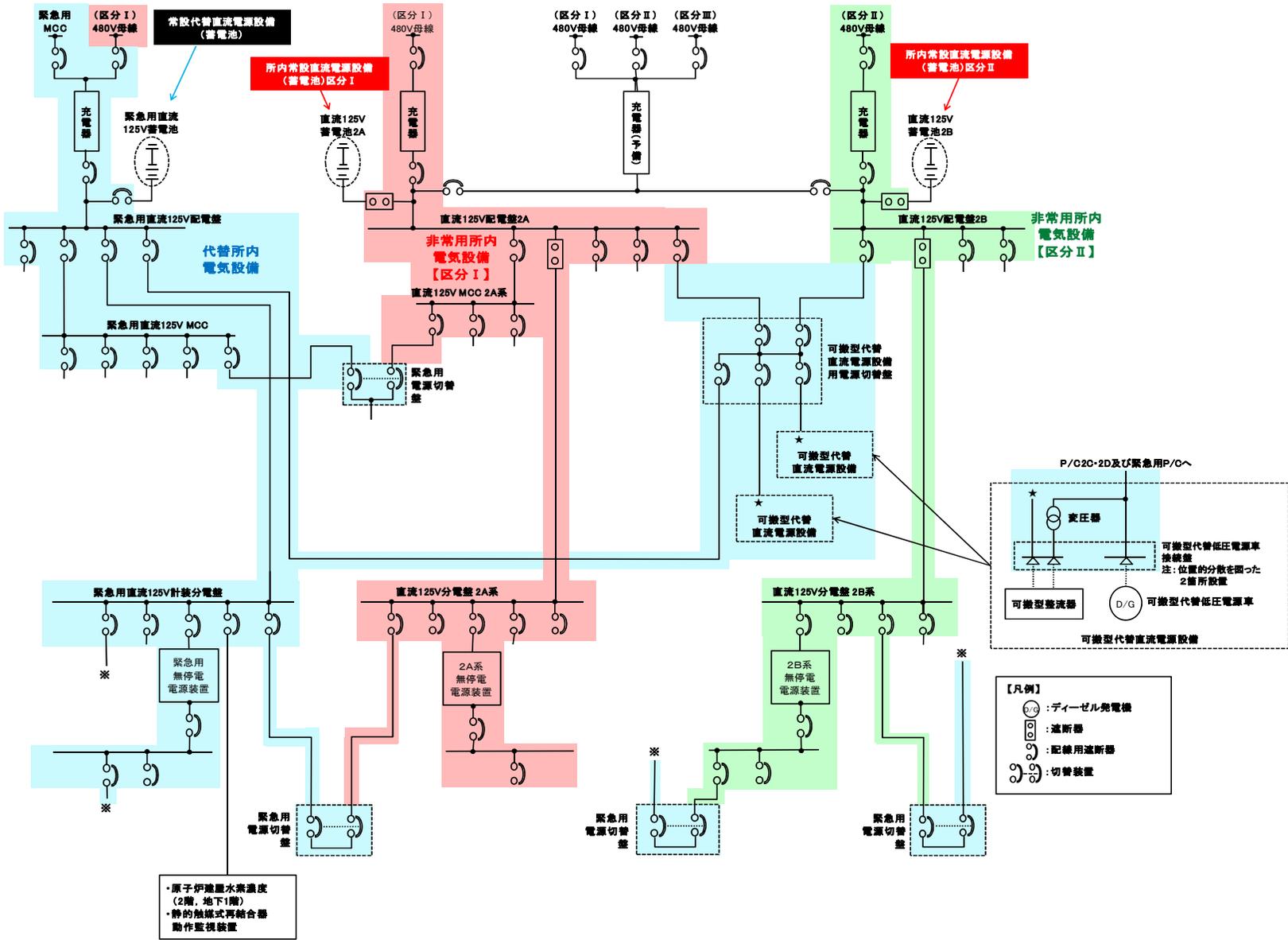
第53条:水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備		原子炉建屋水素濃度	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	53-3 配置図	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	53-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
		関連資料	53-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備一対象(同一目的のSA設備あり)	B
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		53-2 単線結線図 53-3 配置図		

53-2 単線結線図

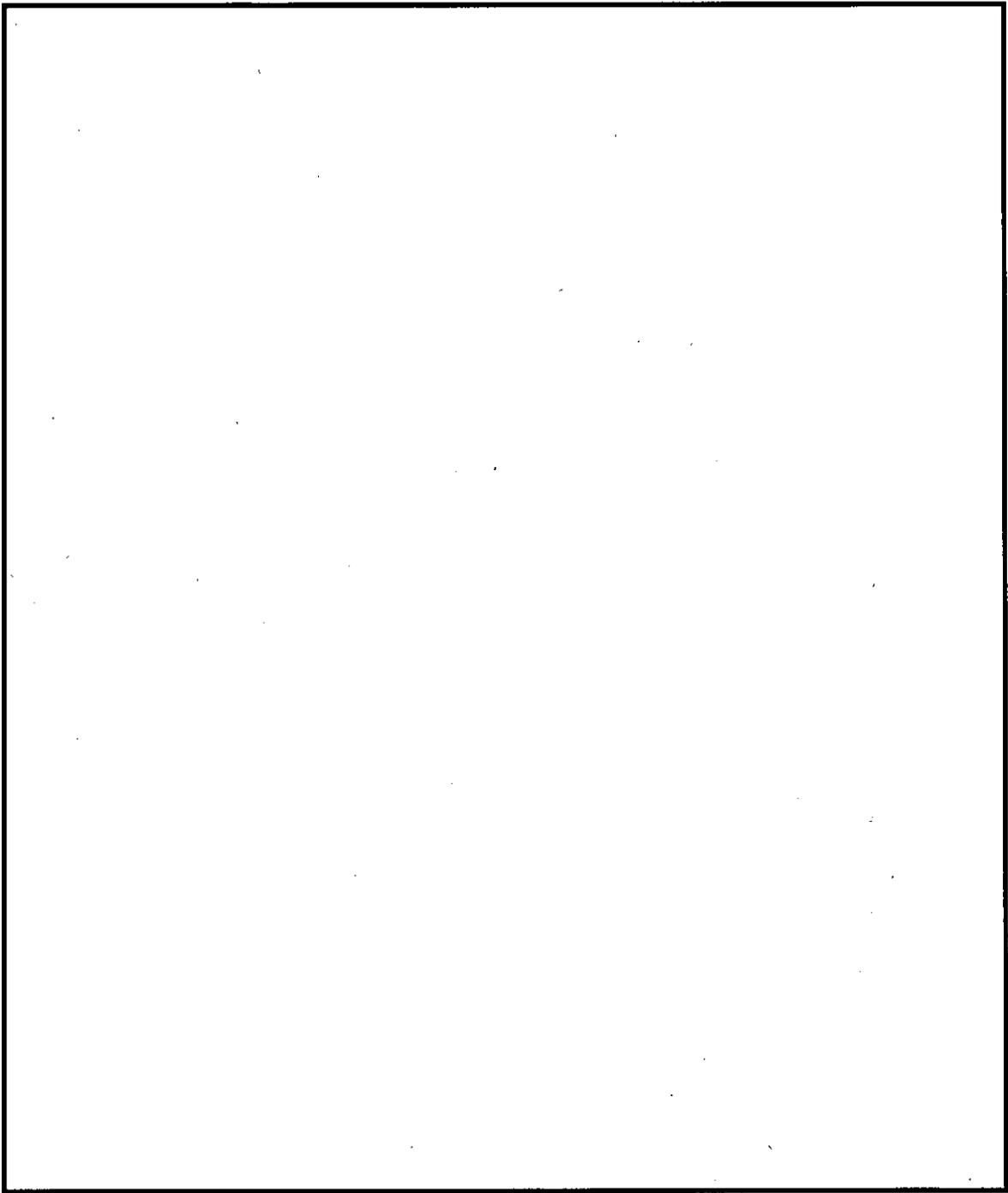
第 53-2-1 図 単線結線図 (交流電源設備)



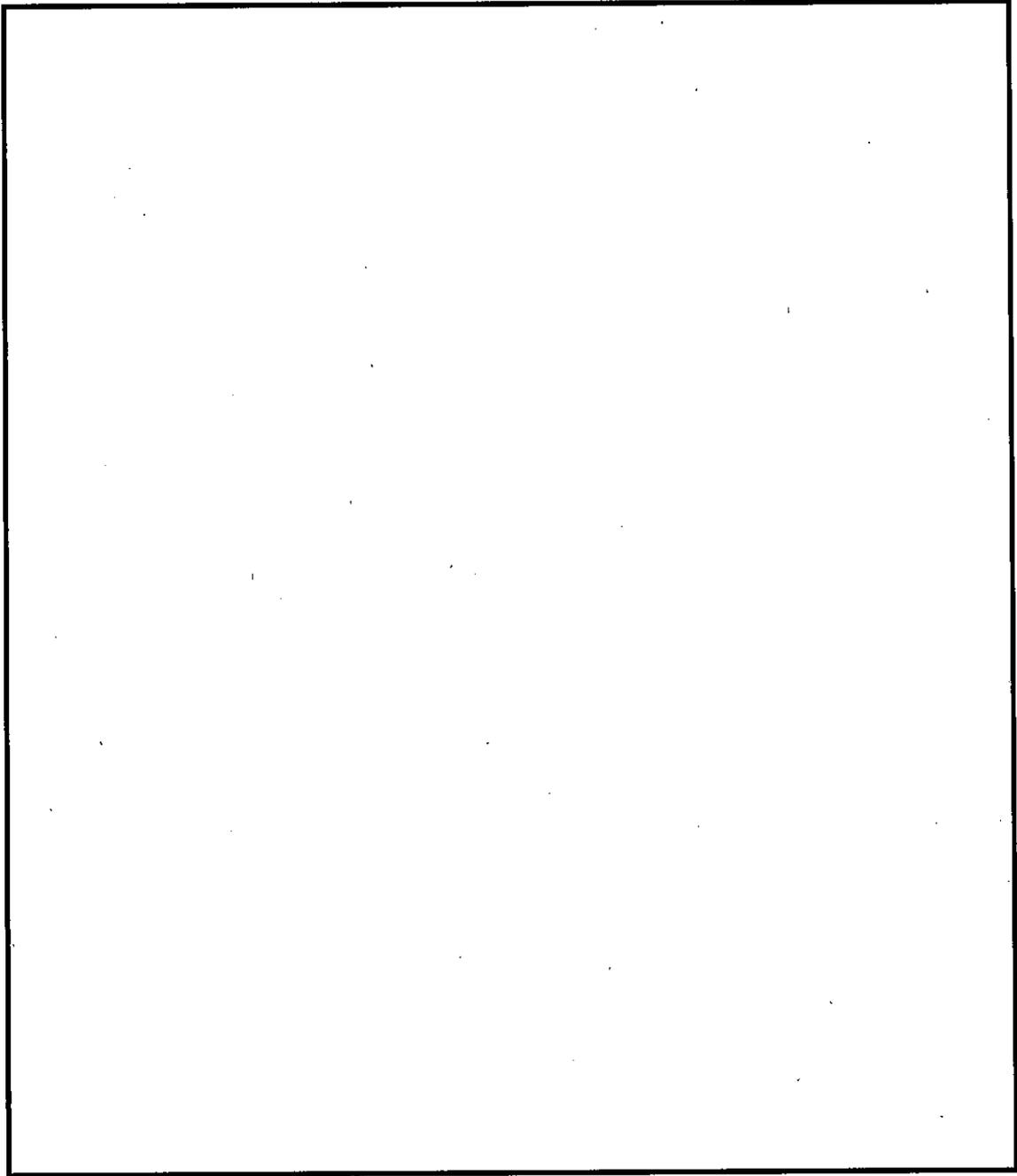
第 53-2-2 図 単線結線図 (直流電源設備)



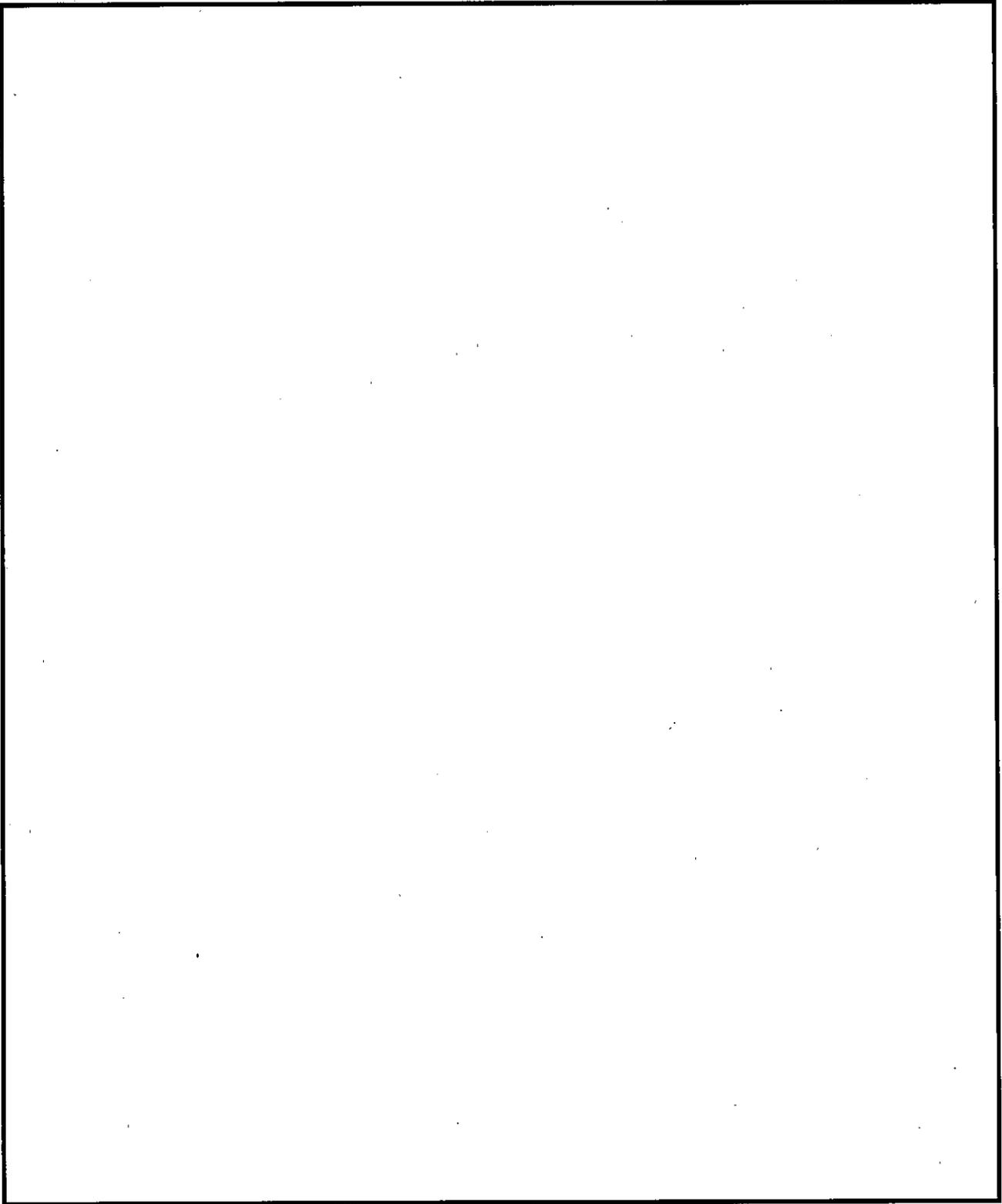
53-3 配置図



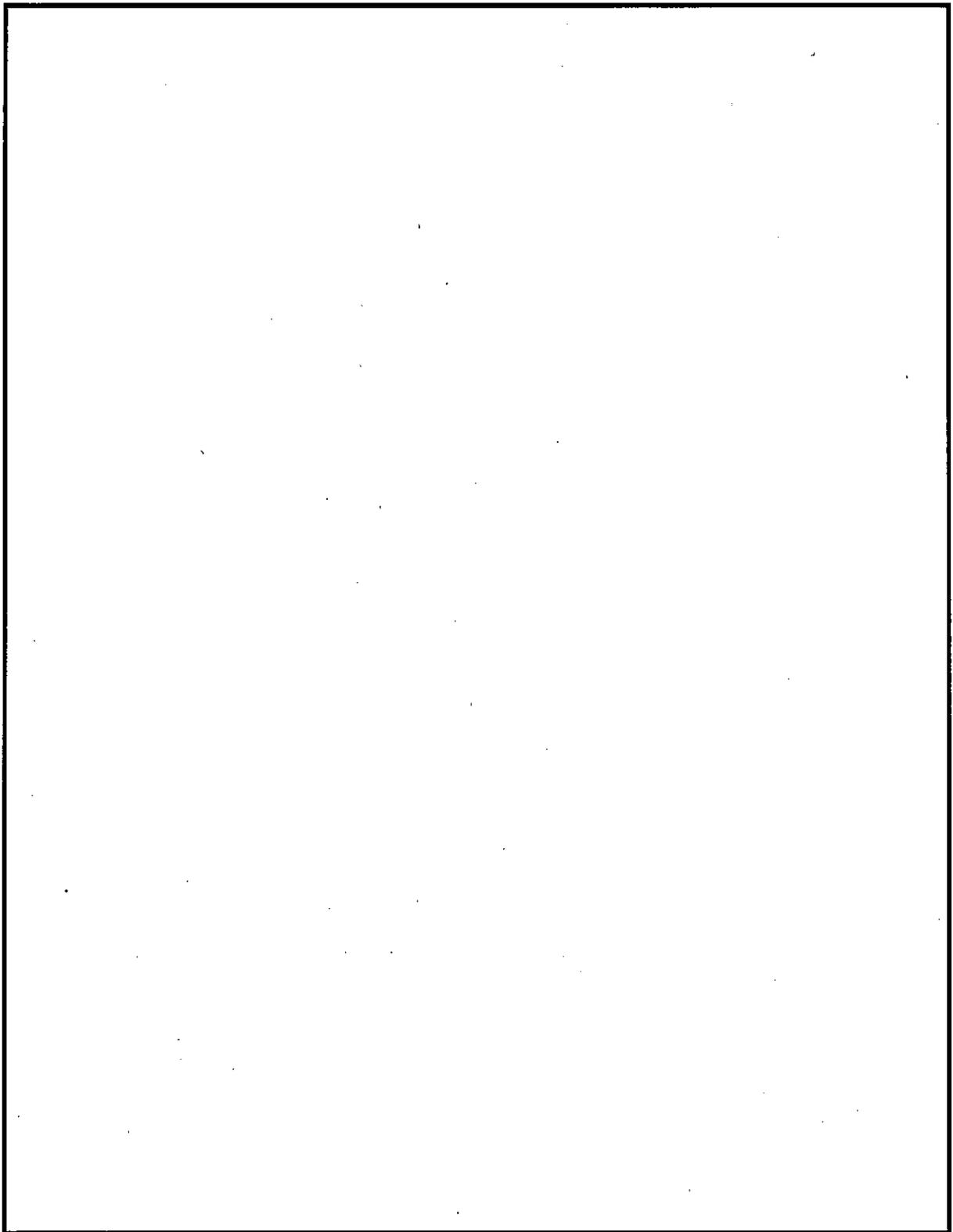
第 53-3-1 図 静的触媒式水素再結合器配置図（原子炉建屋原子炉棟 6 階）



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

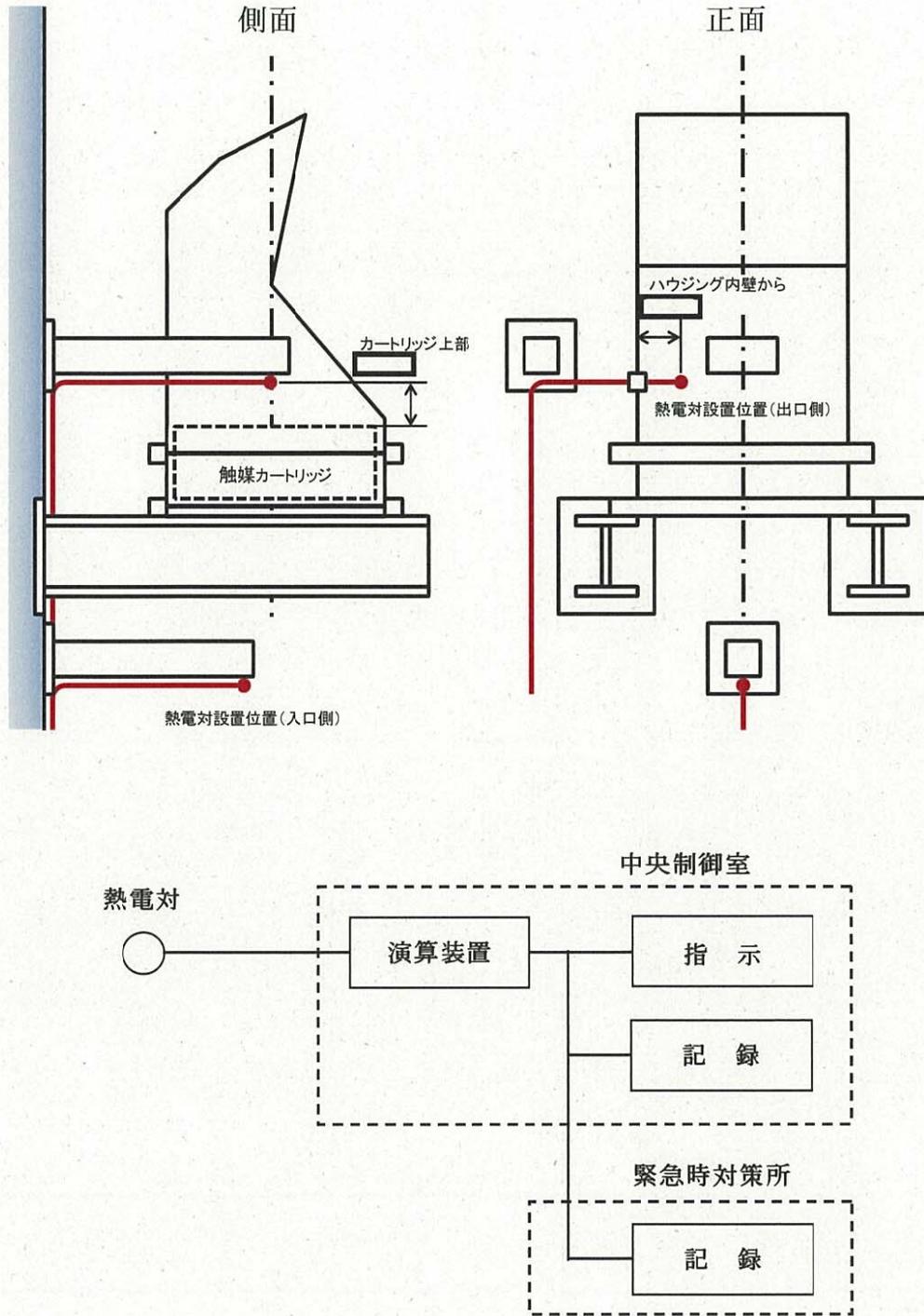


第 53-3-4 図 水素濃度検出器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階)

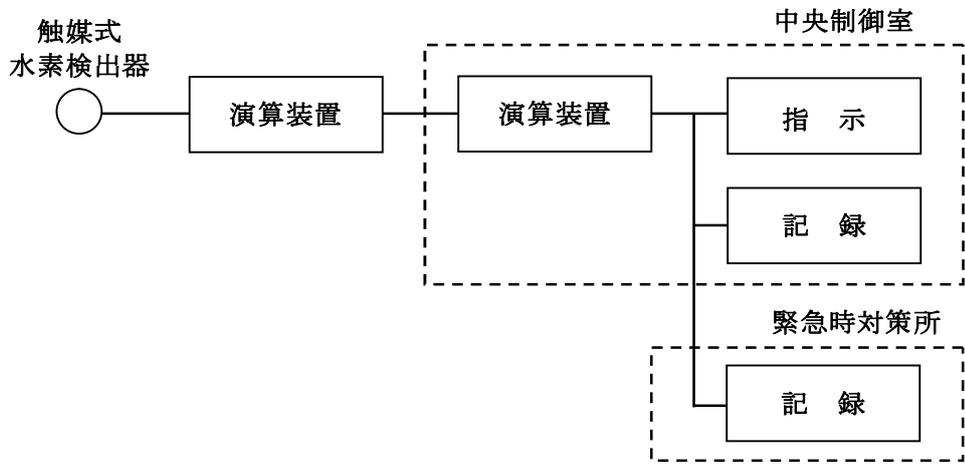
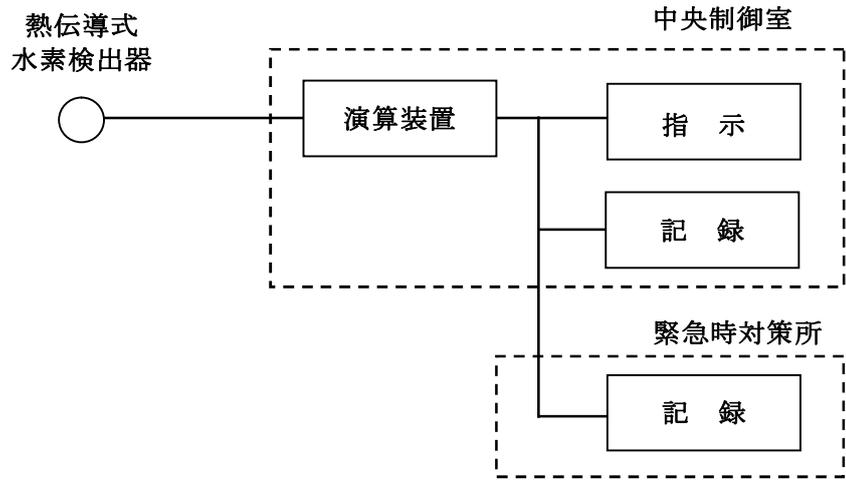
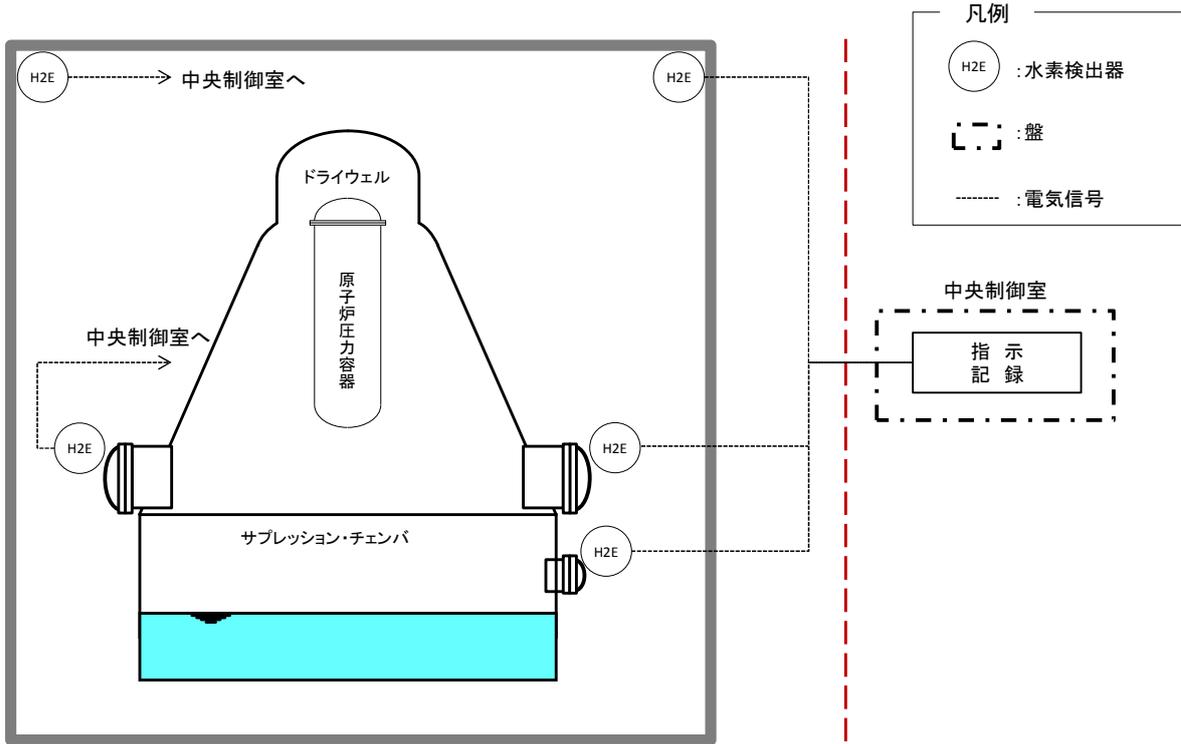
53-4 系統図

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，原子炉建屋水素濃度の系統概要図を第 53-4-1 図及び第 53-4-2 図に示す。

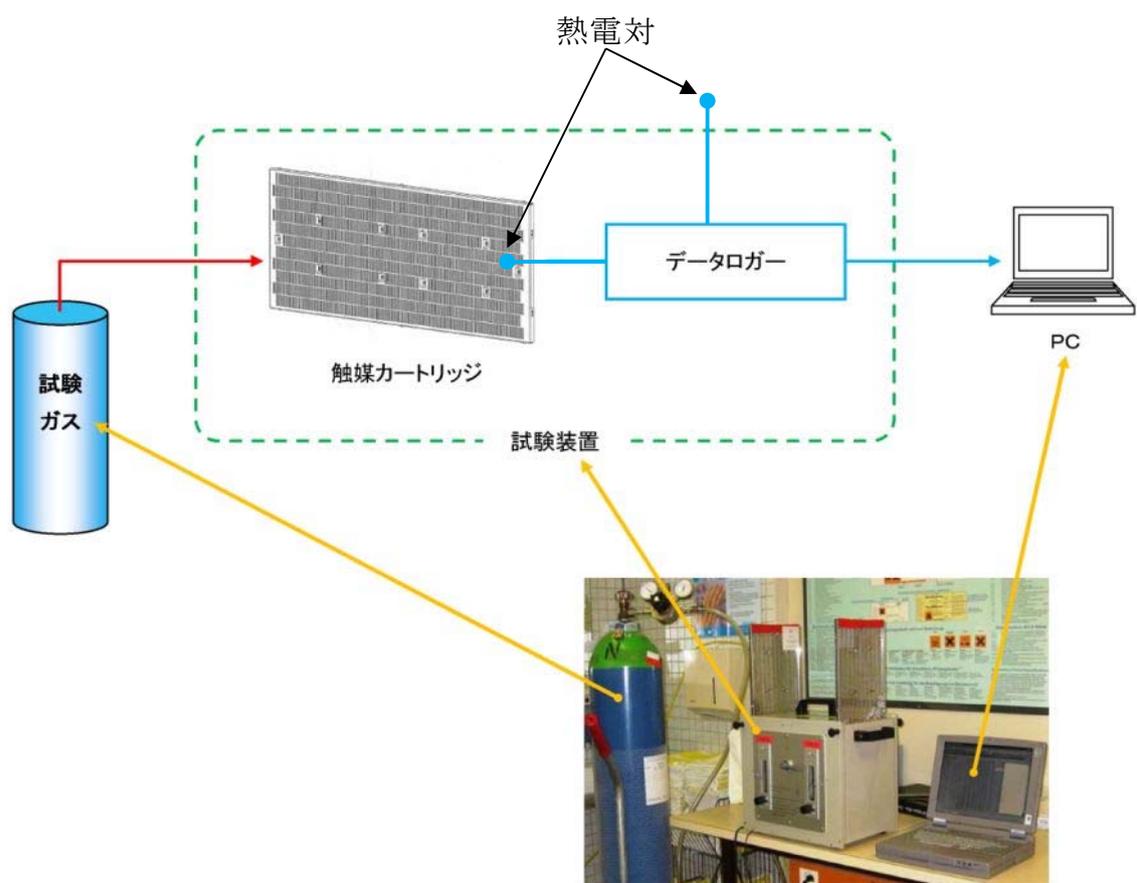


第 53-4-1 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図



第 53-4-2 図 原子炉建屋水素濃度の系統概要図

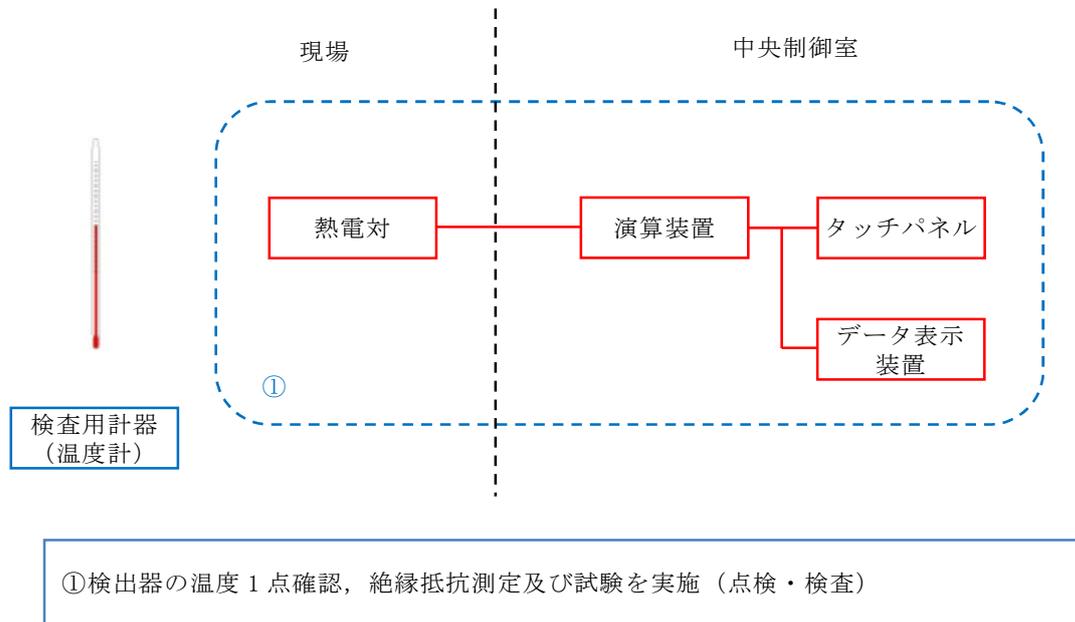
53-5 試験及び検査



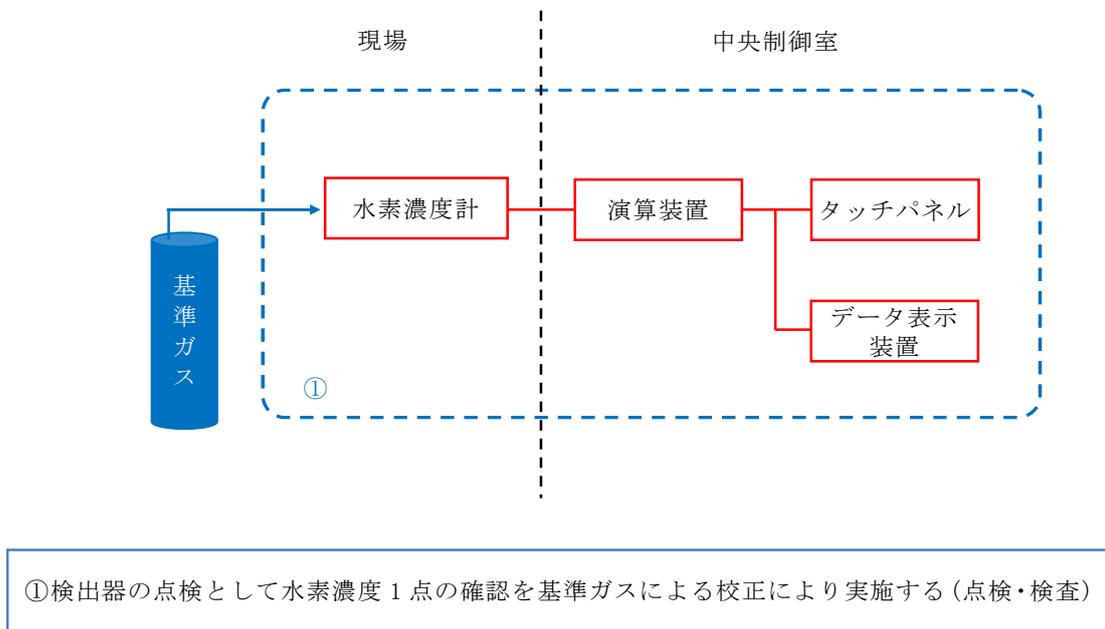
※触媒カートリッジ単体に水素を含む試験ガスを供給し，再結合反応による温度上昇を計測する。

第 53-5-1 図 静的触媒式水素再結合器の試験及び検査

○計装設備の試験・検査について



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及び検査



第 53-5-3 図 原子炉建屋水素濃度の試験及び検査

53-6 容量設定根拠

名称		静的触媒式水素再結合器
水素処理容量	kg/h/基	約0.5 (水素濃度4.0vol%, 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、格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

1. 水素処理容量

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。メーカー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基あたりの水素処理容量は、水素濃度、雰囲気圧力、雰囲気温度に対して、以下の式で表される関係にあることが示されている。

静的触媒式水素再結合器の基本性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \quad \dots\dots\dots \text{式 (1)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/基)
- A : 定数
- C_{H_2} : 静的触媒式水素再結合器入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10^{-5} Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター

スケールファクター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。スケールファクターの妥当性については別添資料-3の「別紙2 反応阻害物質ファクターについて」で示す。

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_{H_2}
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

(1.01325bar) 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基あたりの水素処理容量は、0.5kg/h/基(水素濃度4vol%，大気圧=1.01325bar，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ハウジング，取付ボルトの強度評価を行うため，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るため，水素の可燃限界濃度である4%時における静的触媒式水素再結合器の温度を最高使用温度とする。

水素濃度4%時における静的触媒式水素再結合器の温度については，Sandia National Laboratory (SNL) における試験を参照する。

詳細は別添資料-3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」で示す。

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ーを乗じた式(2)を用いる。反応阻害物質ファクターとは，重大事故時に格納容器内に存在するガス状水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，保守的に格納容器内設置例での知見に基づいて「0.5」とする。

実機設計における性能評価式

$$DR = A \times \left(\frac{C_{H_2}}{100} \right)^{1.307} \times \frac{P}{T} \times 3600 \times SF \times F_{inhibit} \times F_{lowO_2} \quad \dots\dots\dots \text{式 (2)}$$

- DR : 水素処理容量 (kg/h/基)
- A : 定数
- C_{H_2} : 静的触媒式水素再結合器入口水素濃度 (vol%)
- P : 圧力 (10⁵Pa)
- T : 温度 (K)
- SF : スケールファクター
- $F_{inhibit}$: 反応阻害物質ファクター (-)
- F_{lowO_2} : 低酸素ファクター (-)

1) 必要基数の計算

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時の反応阻害物質ファクターとして0.5を乗じた水素処理量を用いる。

- 水素の発生量:約1400kg
- 原子炉格納容器の漏えい率:10vol%/日
- 反応阻害物質ファクター $F_{inhibit}=0.5$
- 水素処理量= $0.5\text{kg/h/基} \times 0.5$
 $=0.25\text{kg/h/基}$
- 必要基数= $(\text{約}1400\text{kg} \times 10\%/日) / (24\text{h/日}) / 0.25\text{kg/h/基}$
 $=23.3\text{基}$

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により、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。詳細は別添資料-3の「2.1.4 原子炉建屋の水素挙動」で示す。

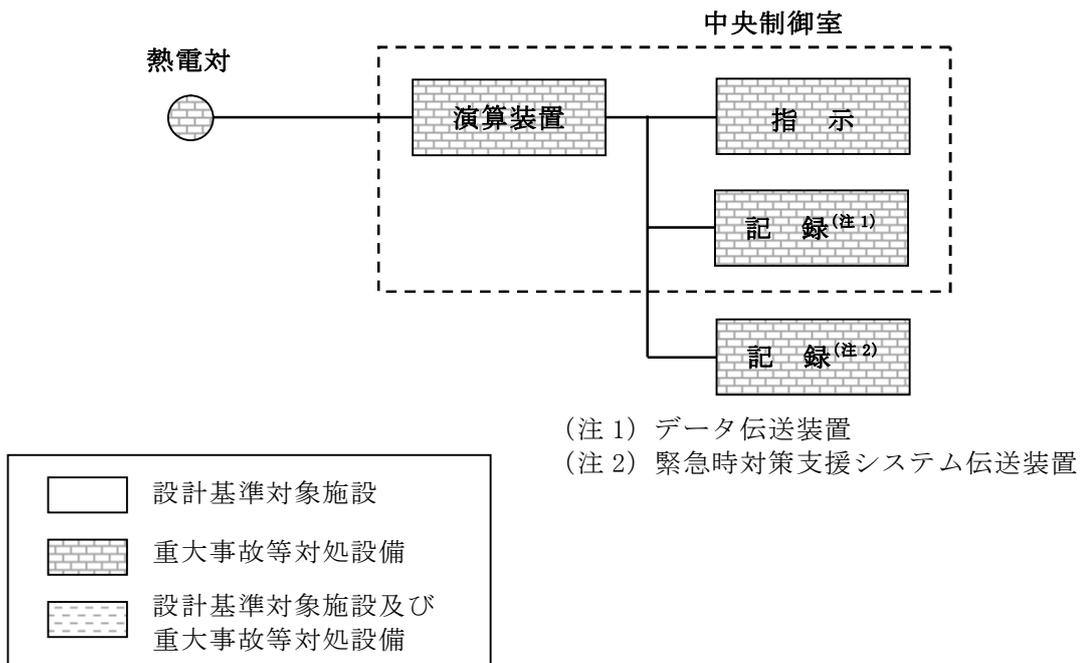
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置

(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、重大事故等の発生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に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、中央制御室で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の概略構成図

(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	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	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の最高使用温度(300℃)を監視可能である。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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、発生する頻度は希であるが、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。

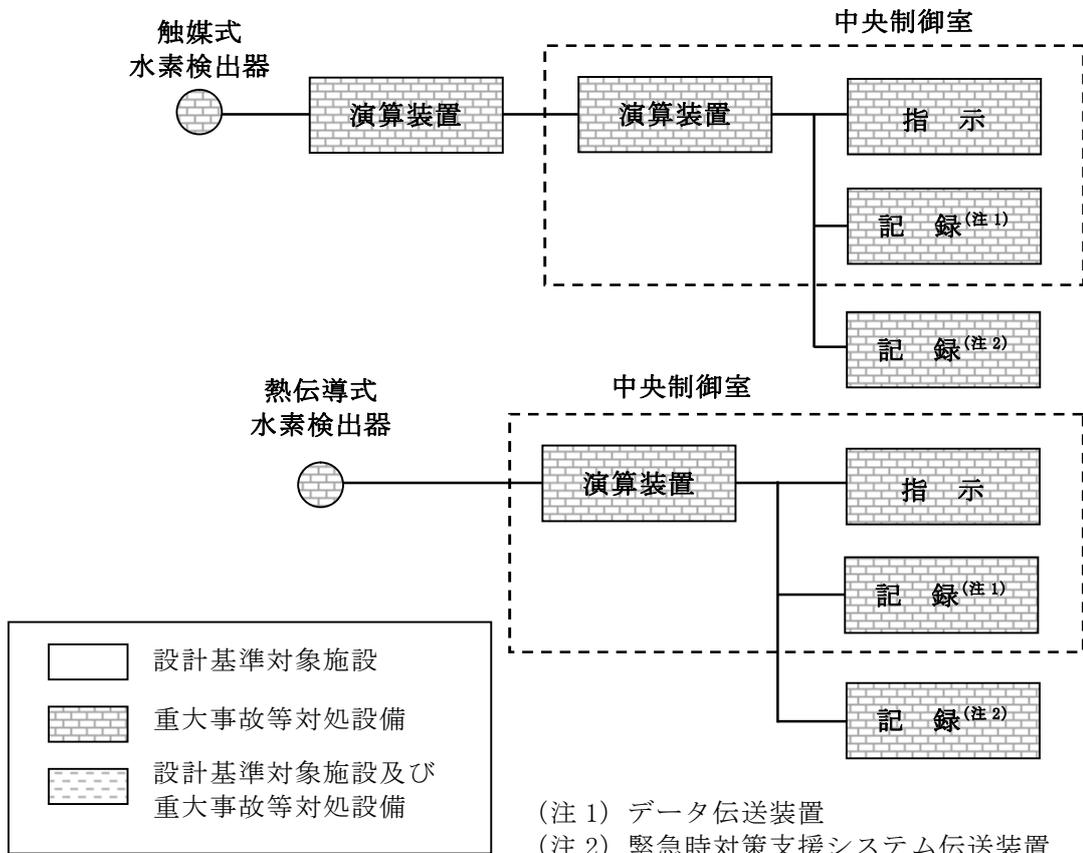
・原子炉建屋水素濃度

(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」)



第53-6-2図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

(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	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時 (運転時の異常な過渡変化時を含む)	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、水素と酸素の可燃限界(水素濃度:4vol%)を監視可能である。

※1: 原子炉の状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時: 計画的に行われる起動, 停止, 出力運転, 高温停止, 低温停止, 燃料取替等の原子炉施設の運転であって, その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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, 発生する頻度は希であるが, 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。

53-7 その他設備

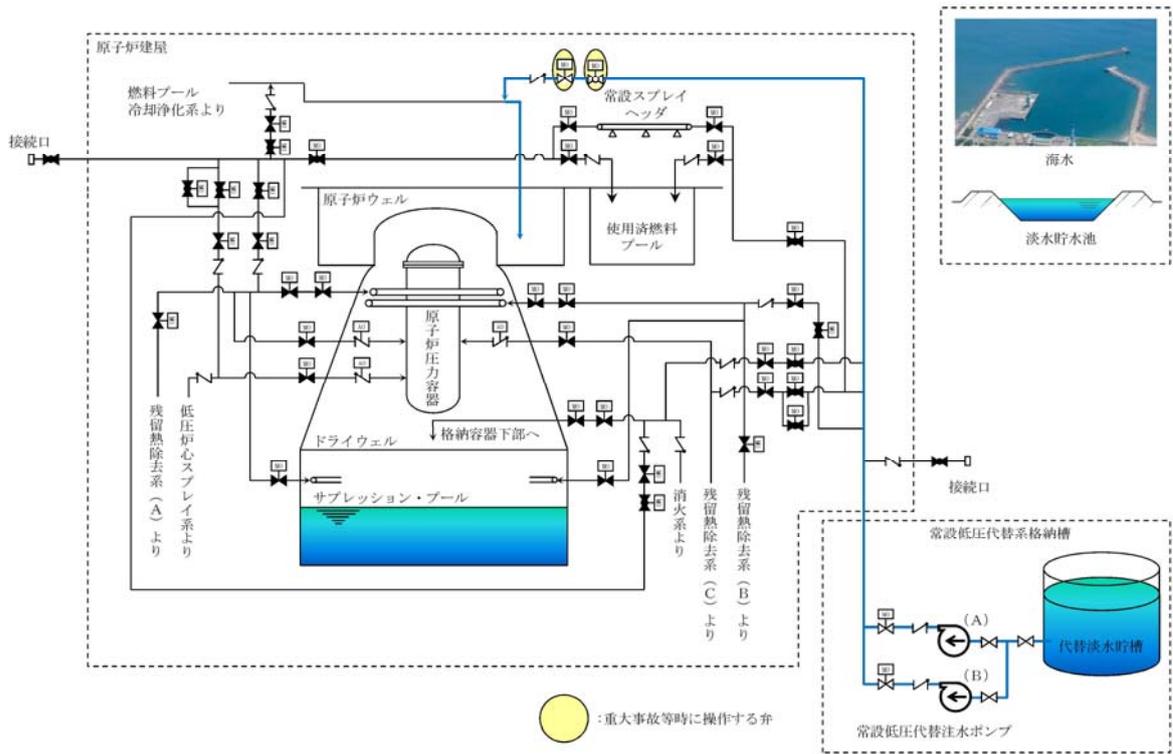
以下に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための自主設備の概要を示す。

(1) 格納容器頂部注水系の設置

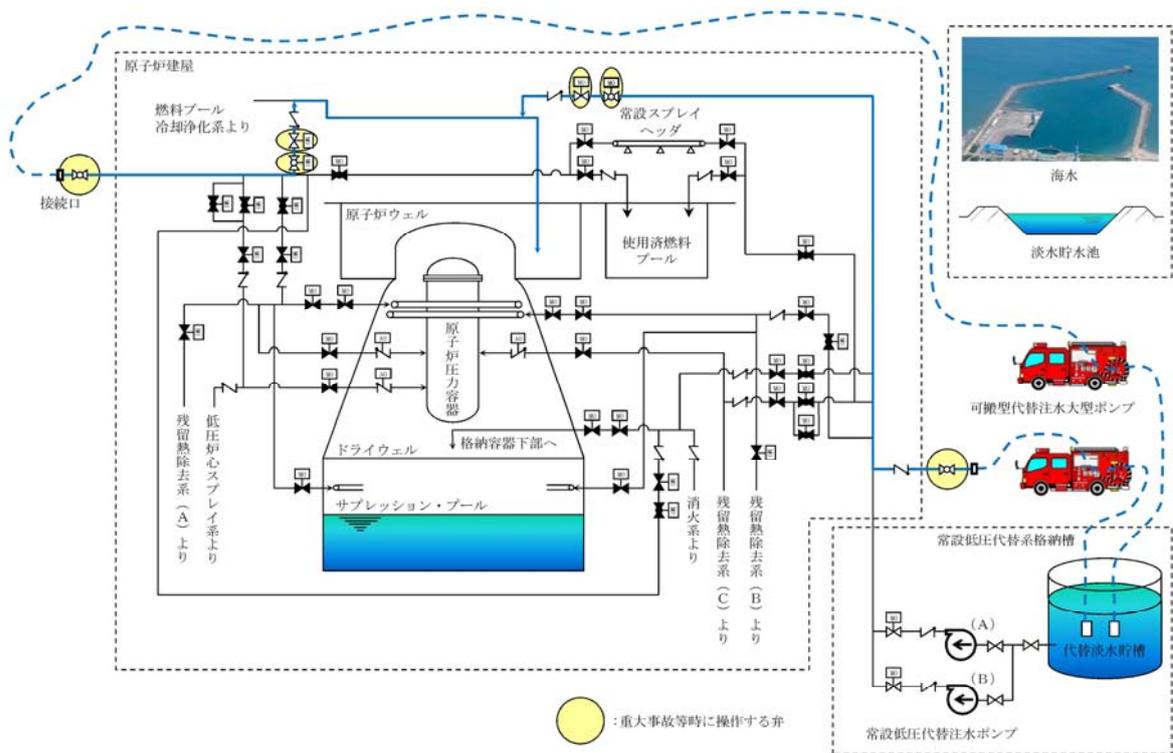
格納容器頂部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器頂部を冷却することで格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止する機能を有する。格納容器頂部注水系は常設（第1図）及び可搬型（第2図）があり、原子炉ウェルに水を注水することで、格納容器トップヘッドフランジを外側から冷却することができる。格納容器トップヘッドフランジは事故時の過温・過圧状態に伴うフランジ開口で、シール材が追従できない程の劣化があると、閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良EPDM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。

格納容器頂部注水系（常設）は、常設低圧代替注水ポンプにより、重大事故等発生時に代替淡水貯槽の水を格納容器頂部へ注水することで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、重大事故等発生時に可搬型代替注水大型ポンプにより原子炉建屋外から淡水貯水池又は代替淡水貯槽の水、若しくは海水を格納容器頂部へ注水することで格納容器頂部を冷却できる設計とする。



第 53-7-1 図 格納容器頂部注水系（常設）



第 53-7-2 図 格納容器頂部注水系（可搬型）

(2) 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備の設置

原子炉建屋原子炉棟トップベント設備を設置し、仮に原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度が上昇した場合においても、原子炉建屋原子炉棟 6 階天井部の水素を外部へ排出することで、水素の建屋内滞留を防止する設計とする。

原子炉建屋原子炉棟トップベント設備としては、原子炉建屋原子炉棟屋上に 2 個の弁を設置し、遠隔人力操作機構にて遠隔で操作が可能なものとする。

トップベントを開放する場合は、原子炉建屋原子炉棟外への放射性物質の拡散を抑制するため、放水砲による原子炉建屋原子炉棟屋上への放水を並行して実施することとする。なお、放水砲については「3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備(設置許可基準規則第 55 条に対する設計方針を示す章)」で示す。



第 53-7-3 図 原子炉建屋原子炉棟トップベント設備 設備概要

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・湿度・圧力 / 屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	49-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	54-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	54-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室から操作可能な設備	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た必要な容量	A
	関連資料			54-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
	第2号	操作性	現場操作	B	
		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)	ポンプ	A	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	—	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	A a	
		関連資料	54-3 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	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	複数の機能で同時に使用	A a	
		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	54-7 接続図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	54-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋外	A a
			サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

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	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
	第2号	操作性	運搬設置, 接続操作	B c, B g	
		関連資料	—		
		試験・検査(検査性, 系統 構成・外部入力)	流路	F	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
		切り替え性	(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	他設備から独立	A c
		その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	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	より簡単な接続	C
			関連資料	54-7 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所の 確保	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	その他	—	
		関連資料	54-7 接続図		
第5号		保管場所	屋内(原子炉建屋原子炉棟内)	A a	
		関連資料	54-9 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A	
		関連資料	—		
第7号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備, 緩和設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋外	A a, B
		サポート系要因	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		常設スプレイヘッド		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
			第2号	操作性	(操作不要)
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統 構成・外部入力)	流路	F	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	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	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	(流路, その他設備)	対象外
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備, 緩和設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋外	A a, B
			サポート系故障	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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作(操作スイッチ操作)	A	
		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	54-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室から操作可能な設備	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	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	—			

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	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 試験及び検査			
	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	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	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	(流路, その他設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	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・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料		54-3 配置図		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ	A		
	第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	対象外		
	第2項	第1号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
			関連資料		54-3 配置図, 54-4 系統図		
			設置場所		中央制御室から操作可能な設備	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	A	
			関連資料		48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		緩和設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
			サポート系故障			対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料		—		

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	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
	第2項	第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象DB設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
	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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
	関連資料		—			
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J		
		関連資料	54-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b		
		関連資料	54-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象DB設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
			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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	(操作不要)	対象外
	関連資料	—				
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J		
		関連資料	54-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b		
		関連資料	54-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象DB設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
				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	

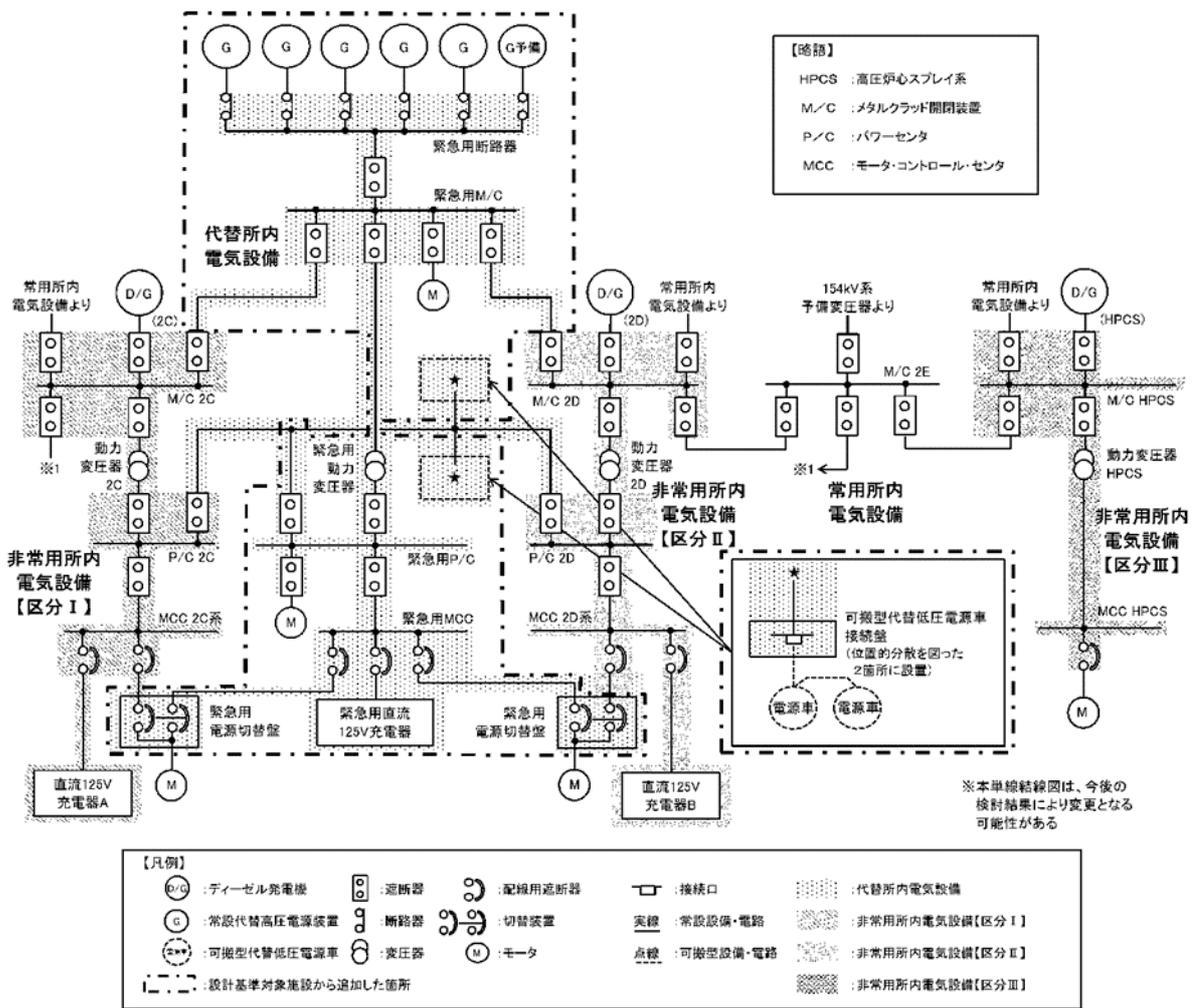
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	(操作不要)	対象外
	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		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	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	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				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	

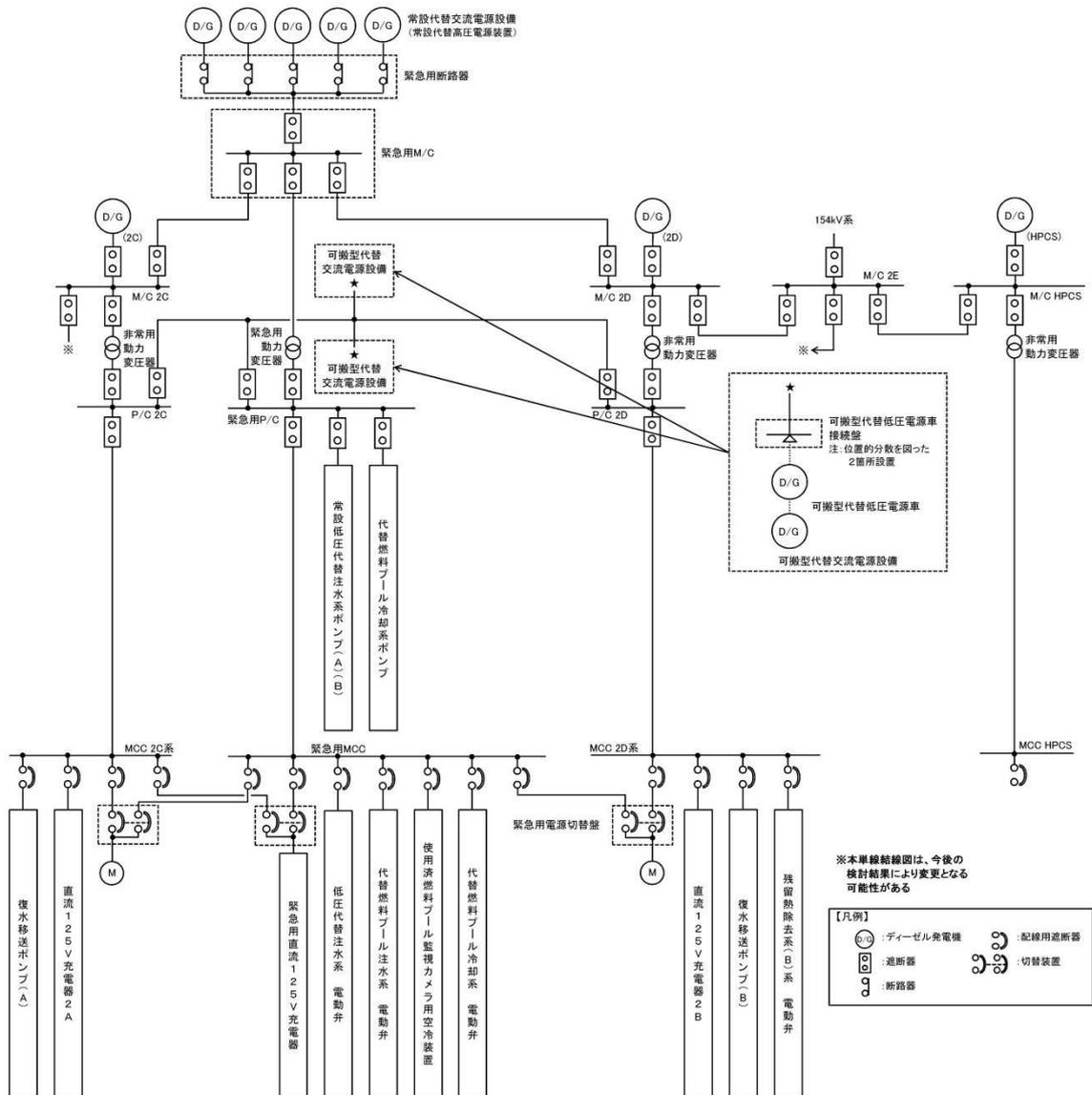
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
	第2項	第2号	操作性	現場操作	B d, B f	
			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)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる電氣的な分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a		
		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	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	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

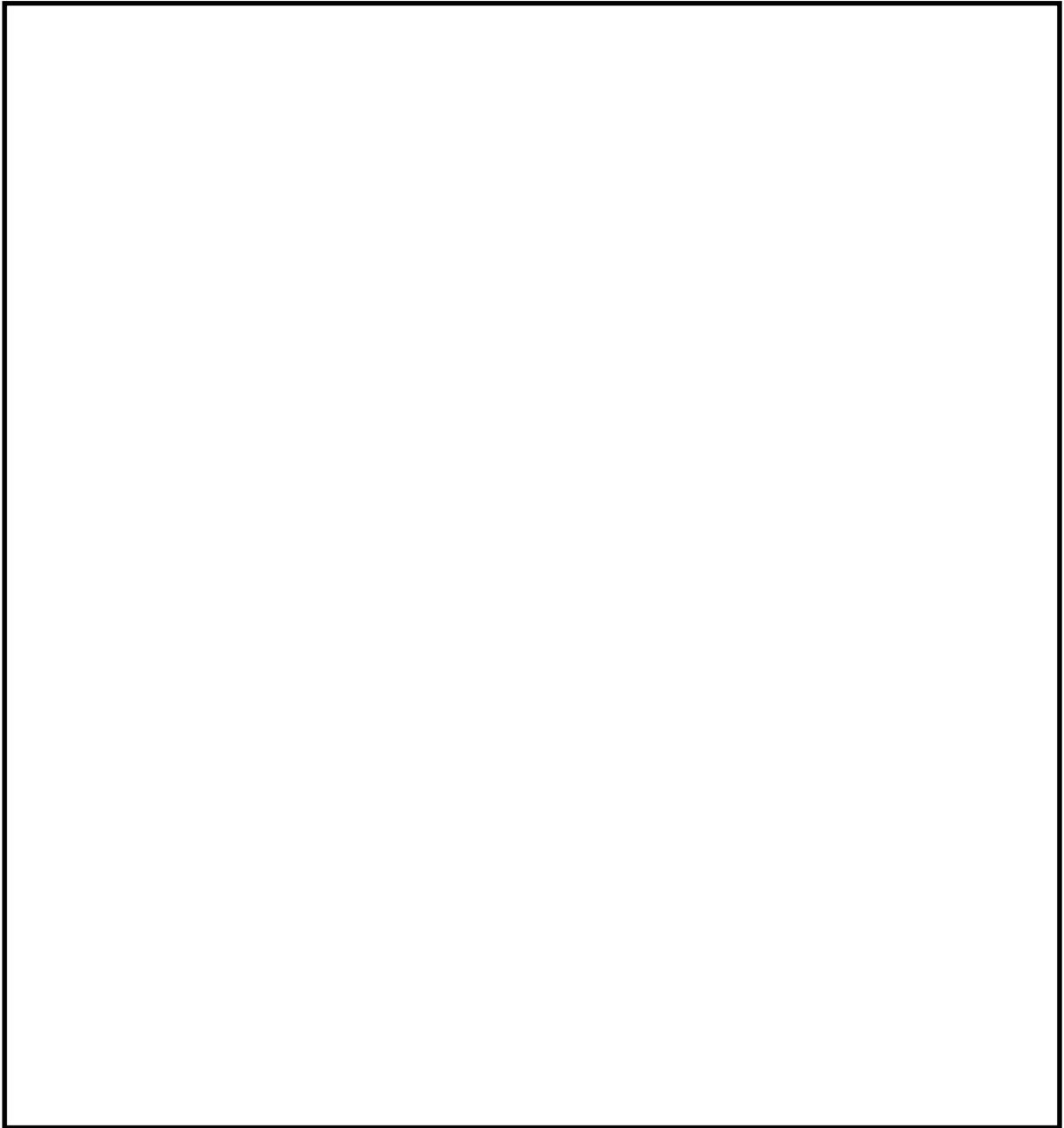


第 54-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）

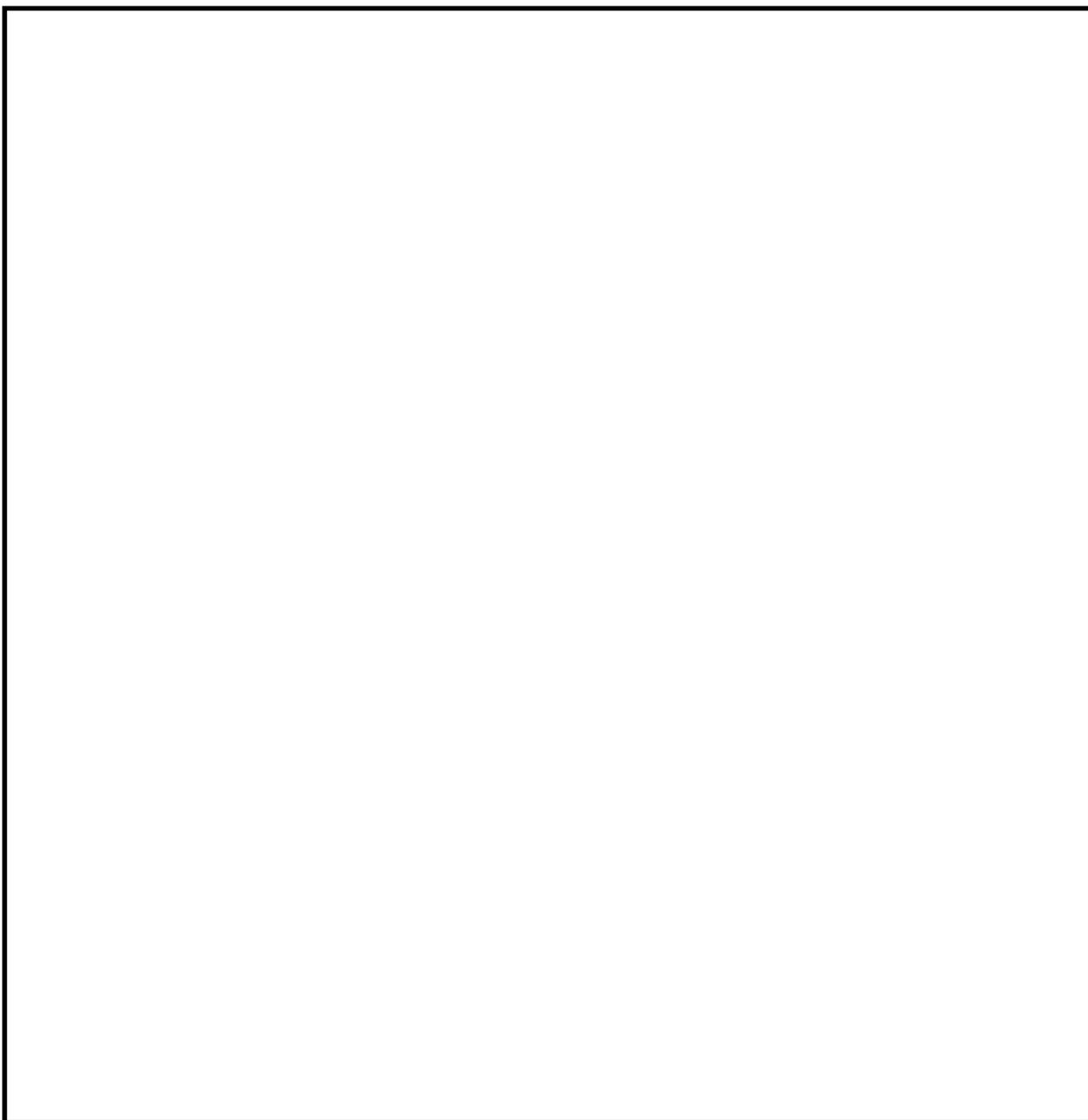


第 54-2-2 図 電源構成図 (交流電源) (2/3)

54-3 配置図

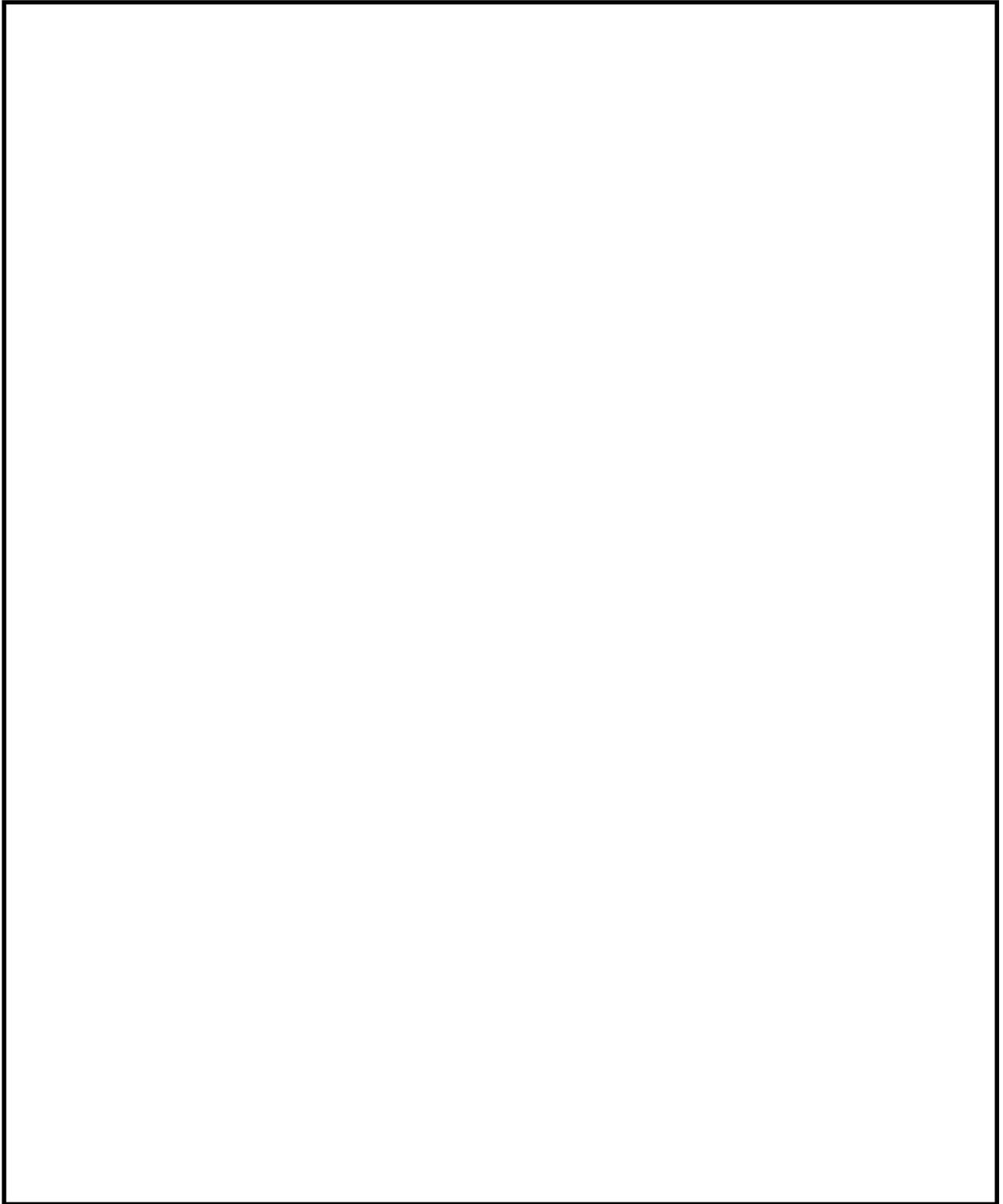


第 54-3-1 図 代替燃料プール注水系 構内全体配置図

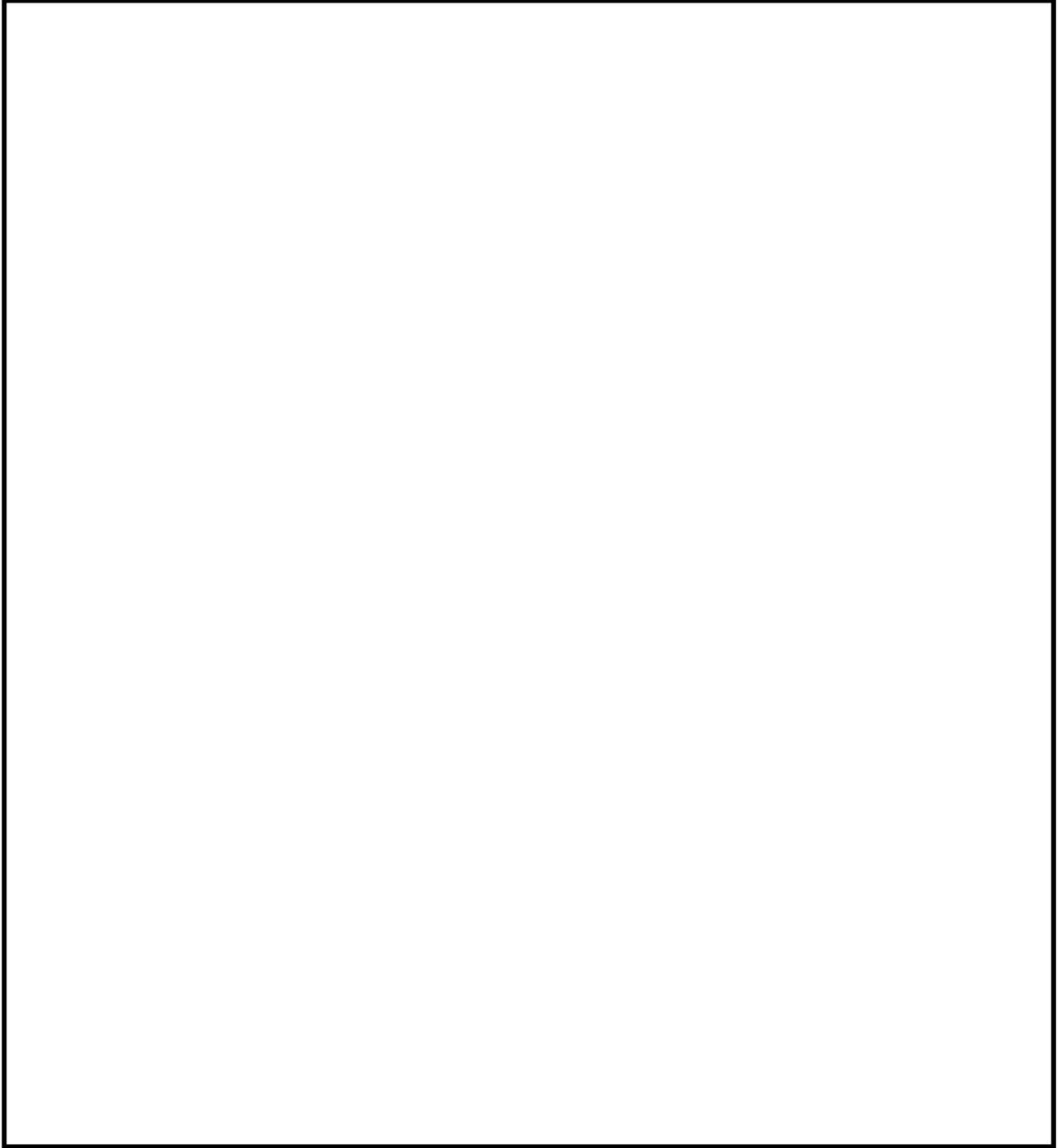


第 54-3-2 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）

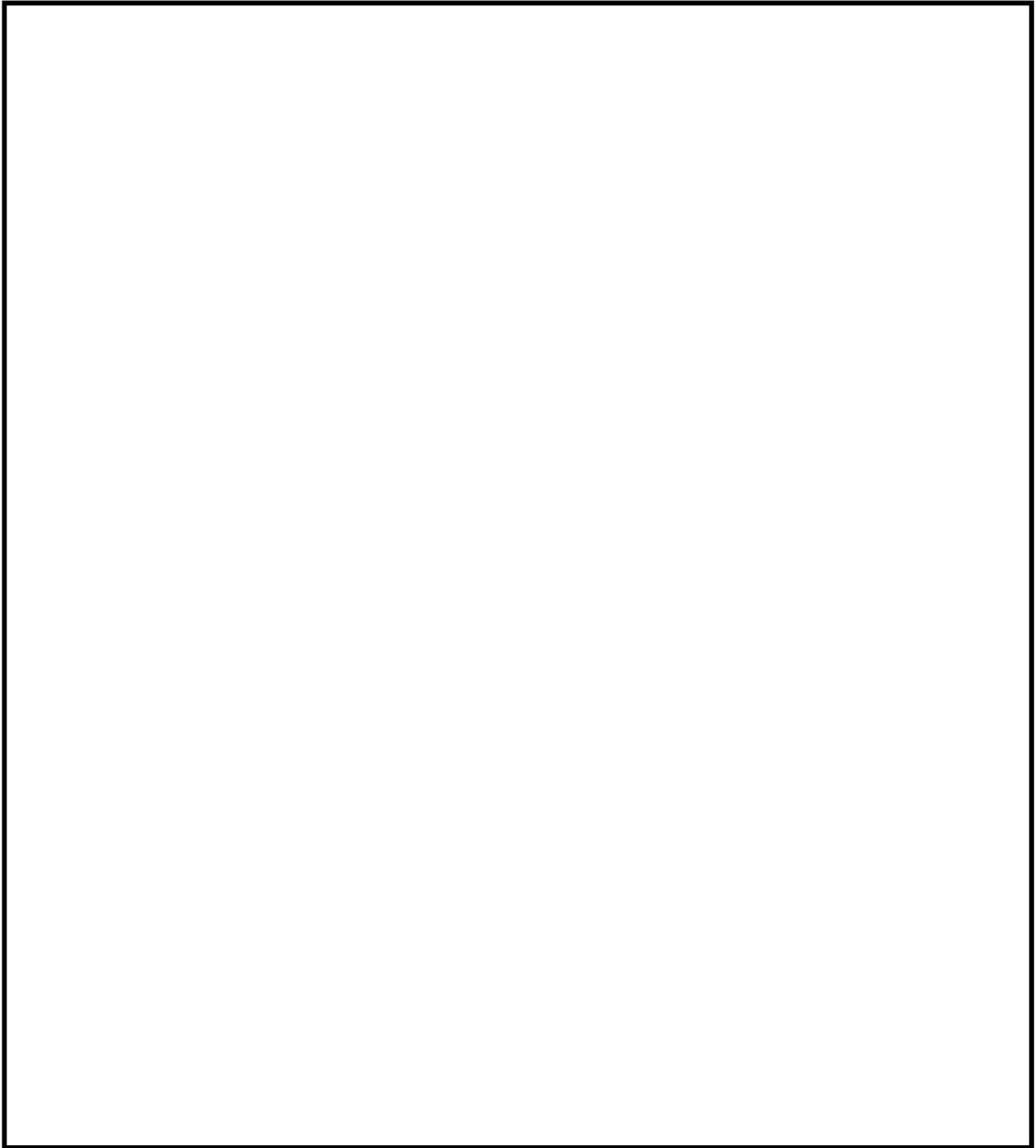
機器配置図（1/2）



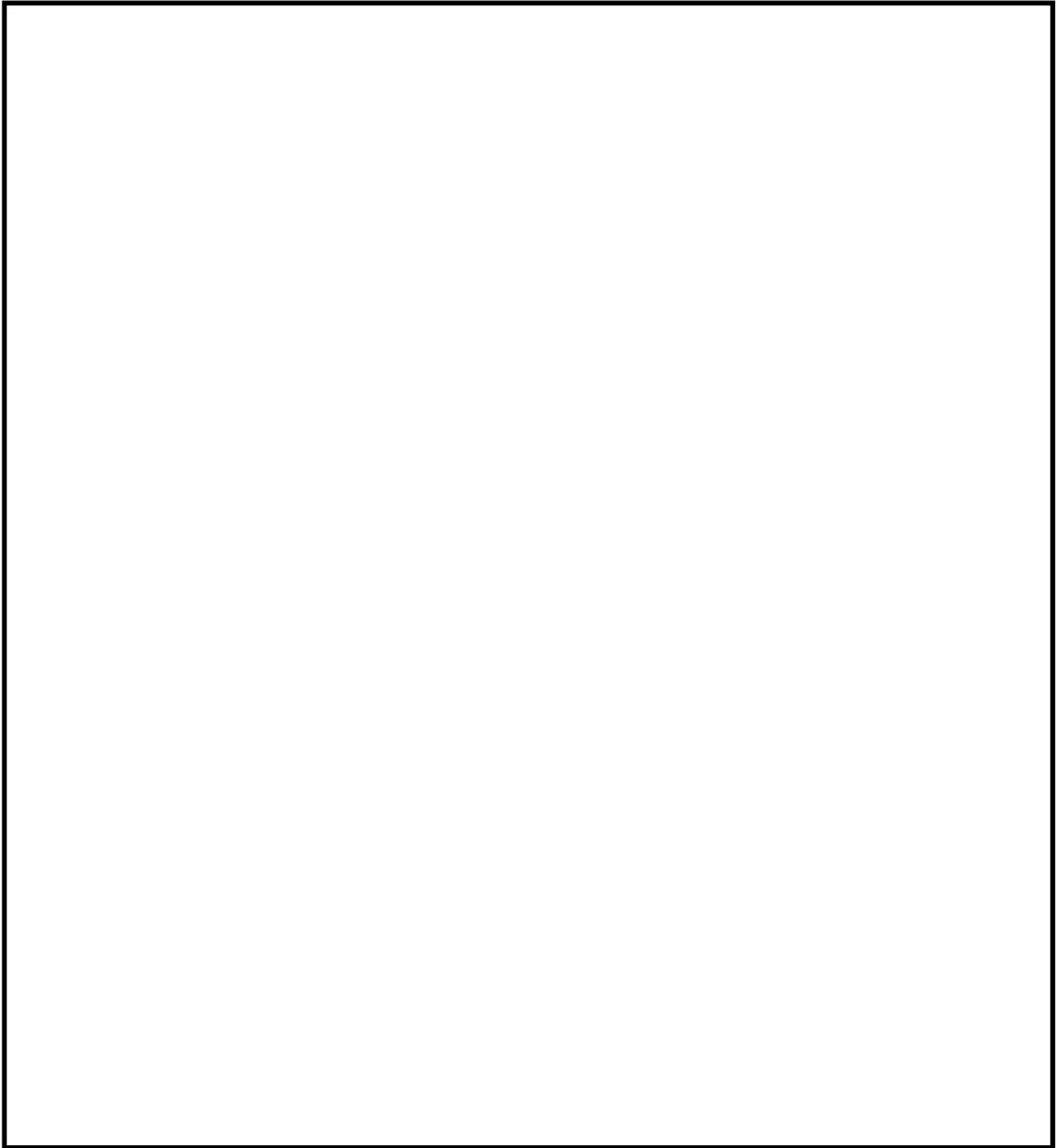
第 54-3-3 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）
機器配置図（2/2）



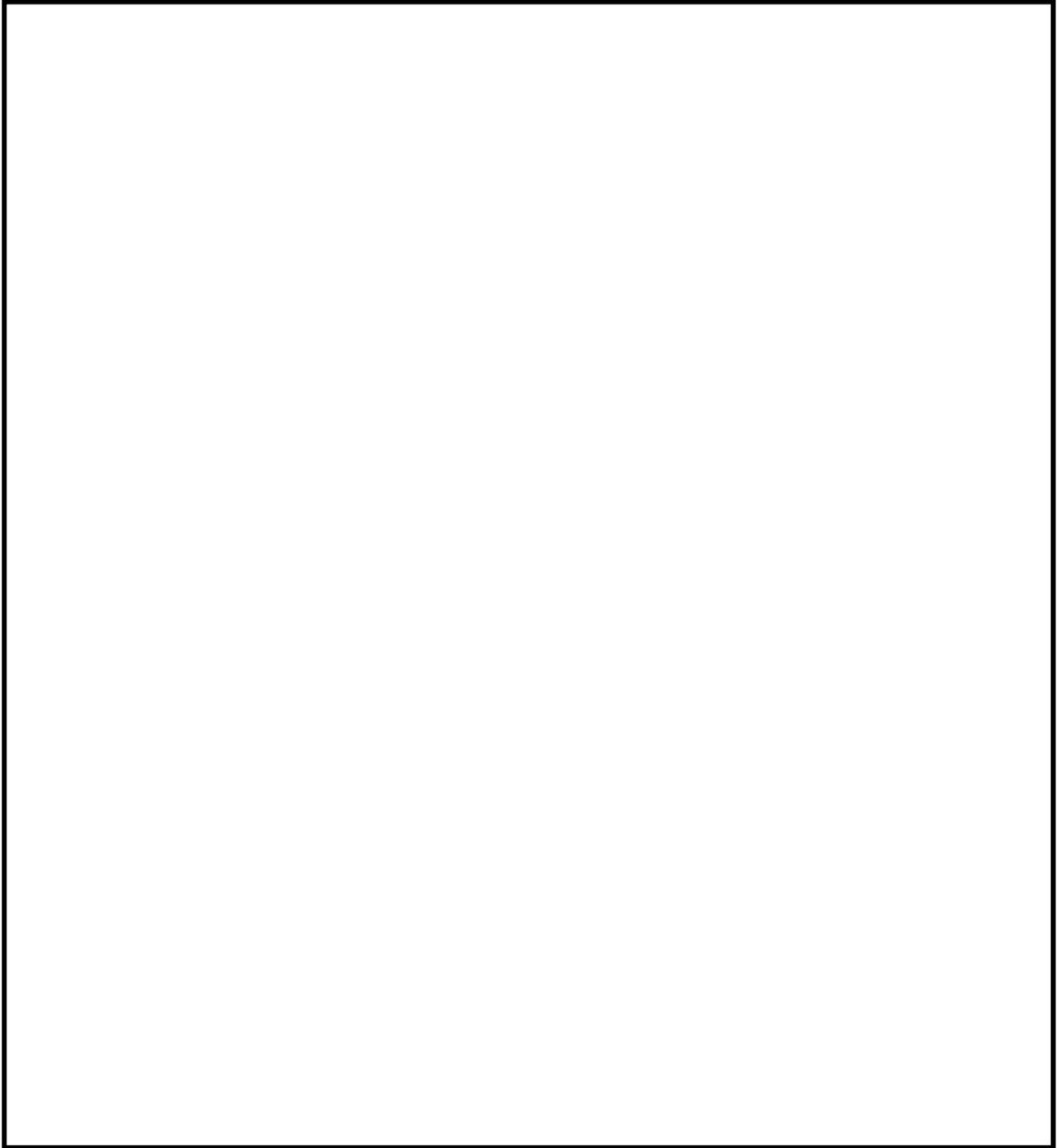
第 54-3-4 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）
機器配置図（1／4）



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（2/4）

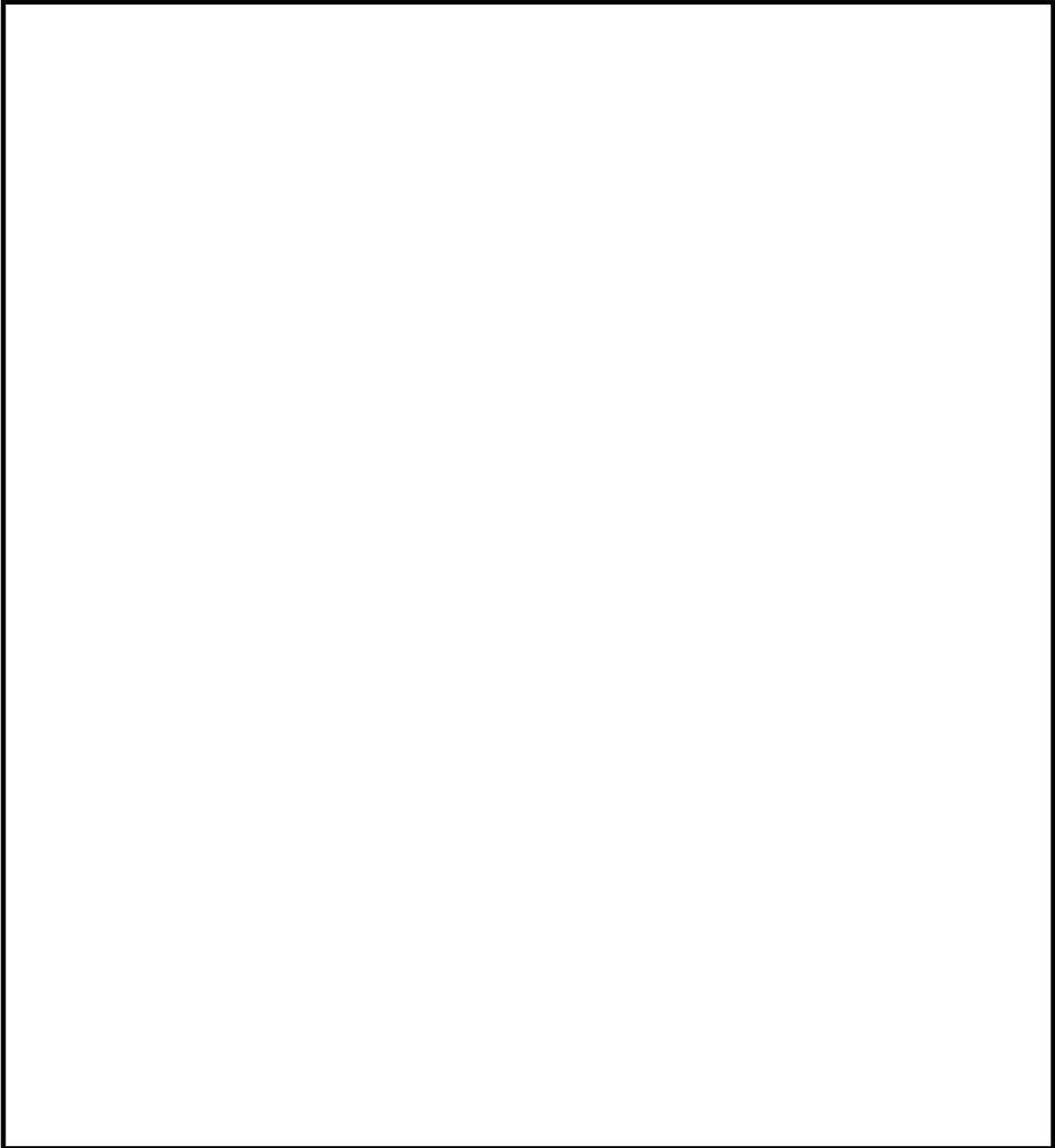


第 54-3-6 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）
機器配置図（3/4）



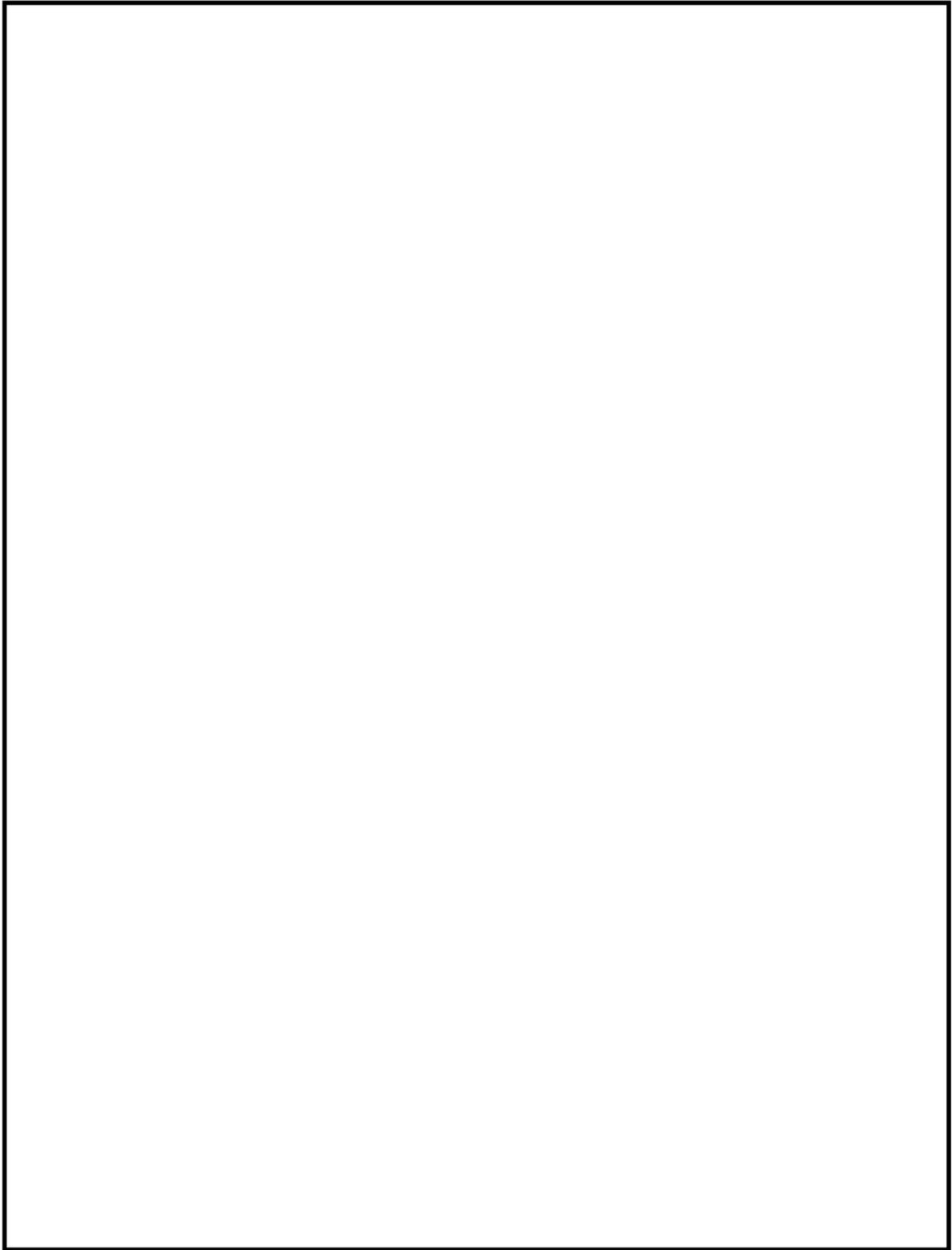
第 54-3-7 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（4/4）



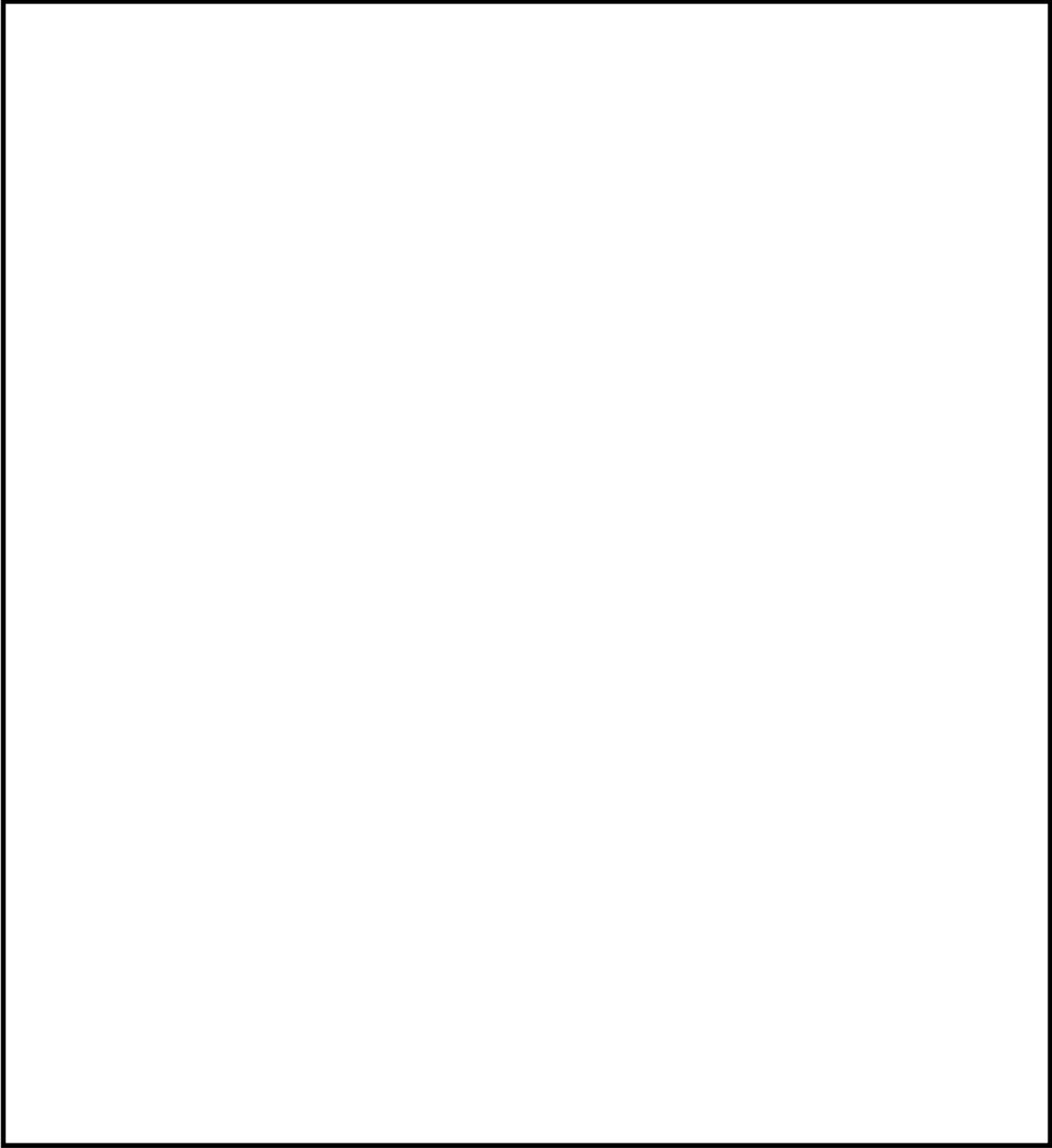
第 54-3-8 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

機器配置図（1/3）



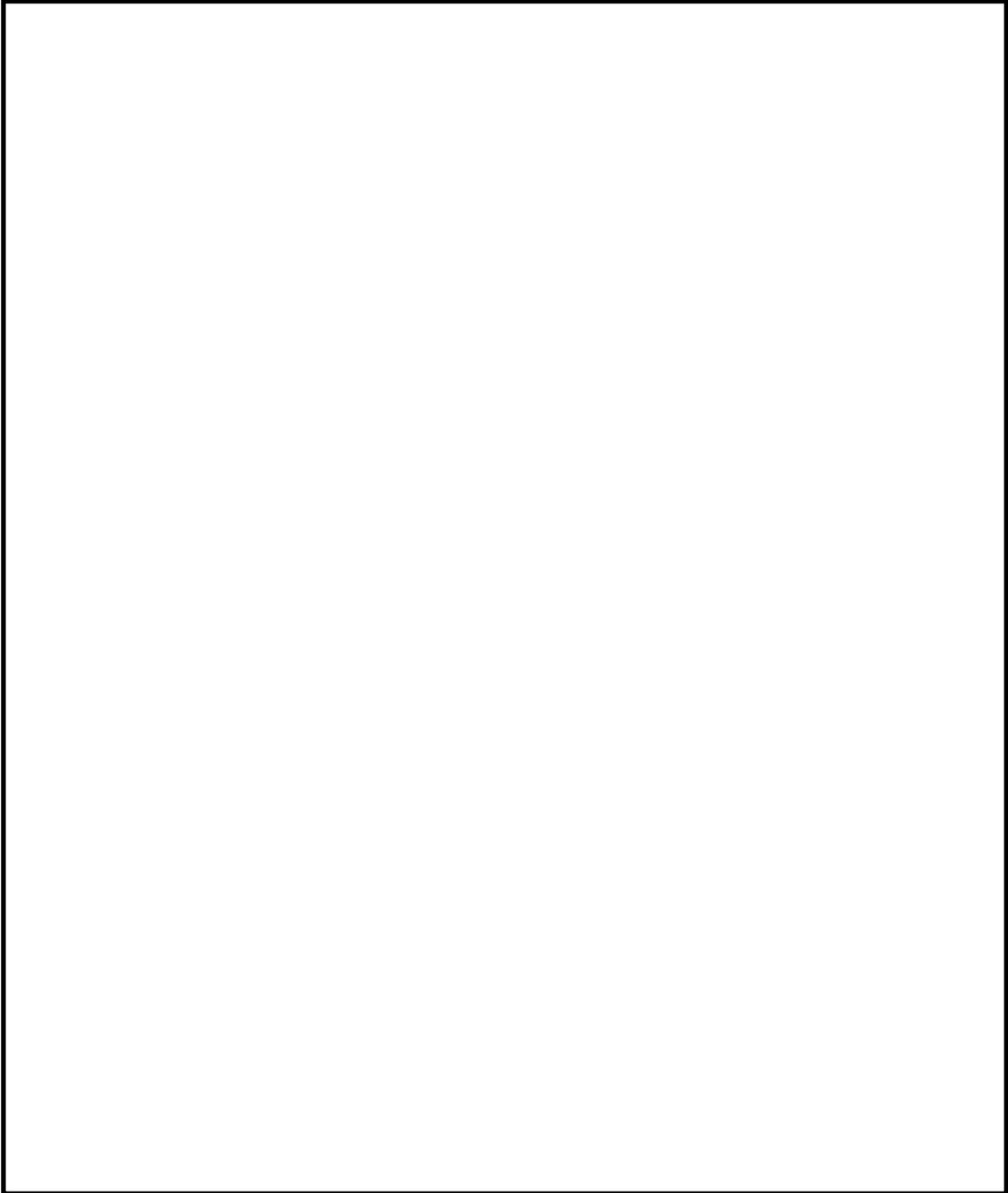
第 54-3-10 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（2/3）

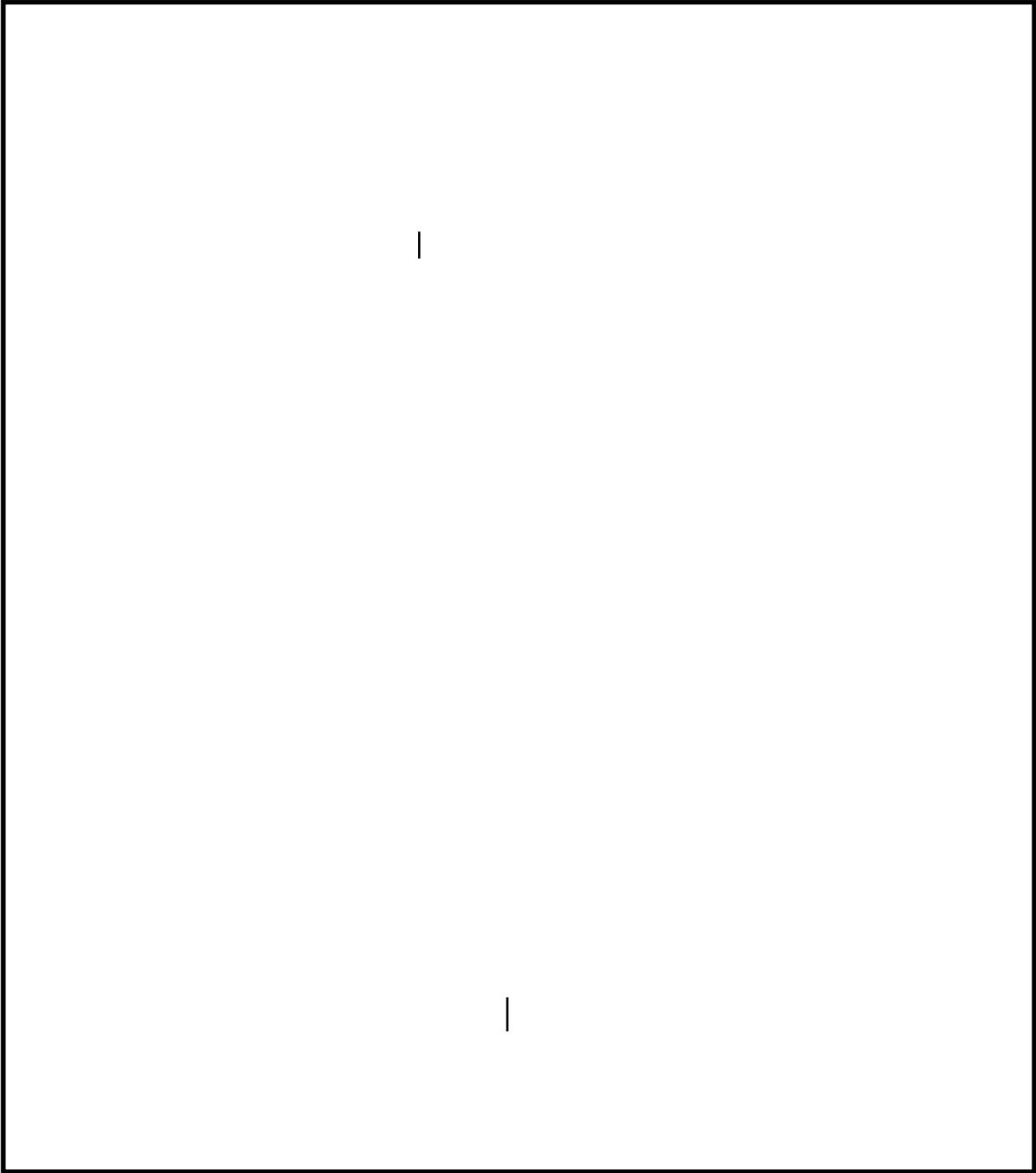


第 54-3-11 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

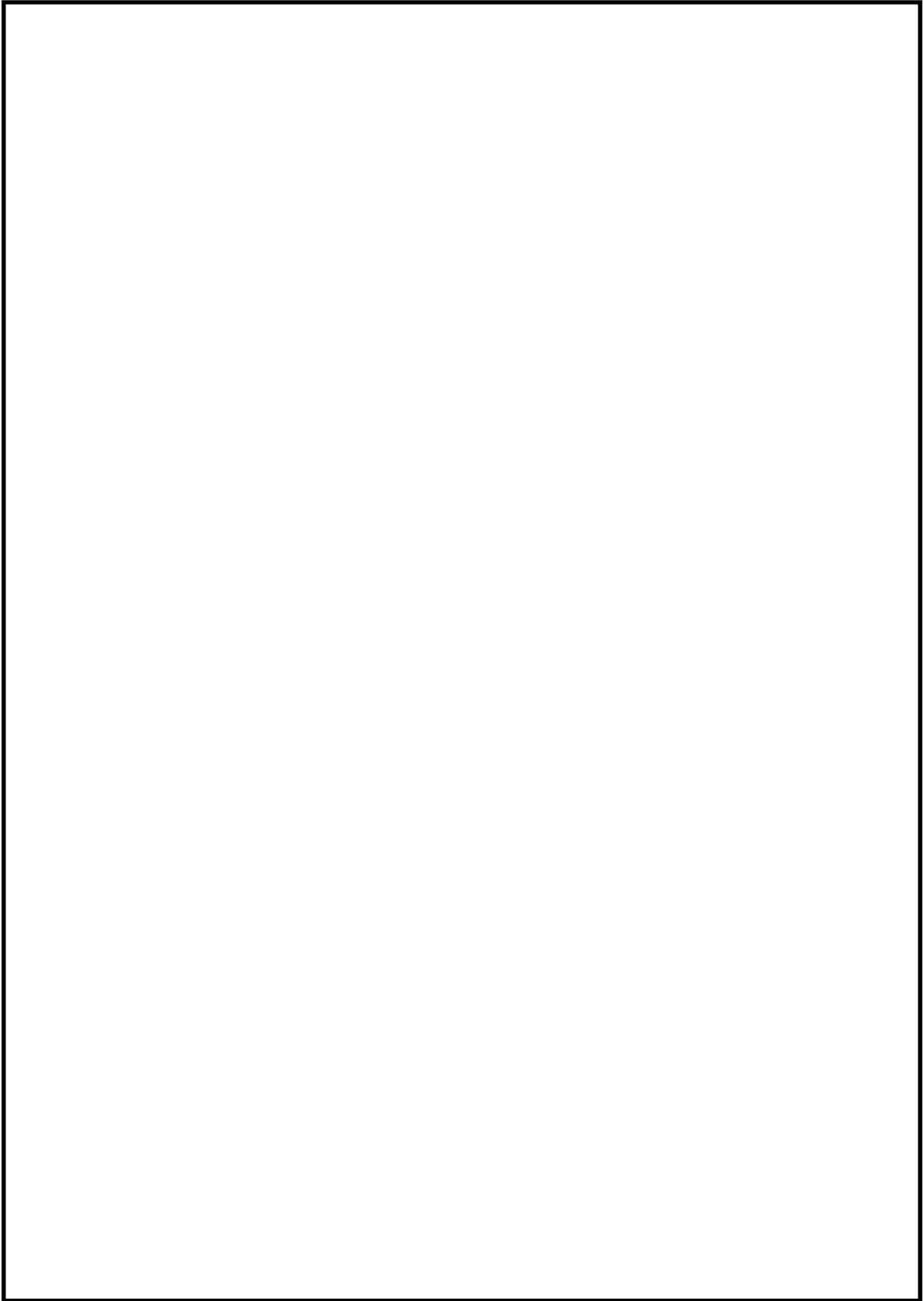
機器配置図（3/3）



第 54-3-12 図 代替燃料プール冷却系 機器配置図 (1/2)



第 54-3-13 図 代替燃料プール冷却系 機器配置図 (2/2)

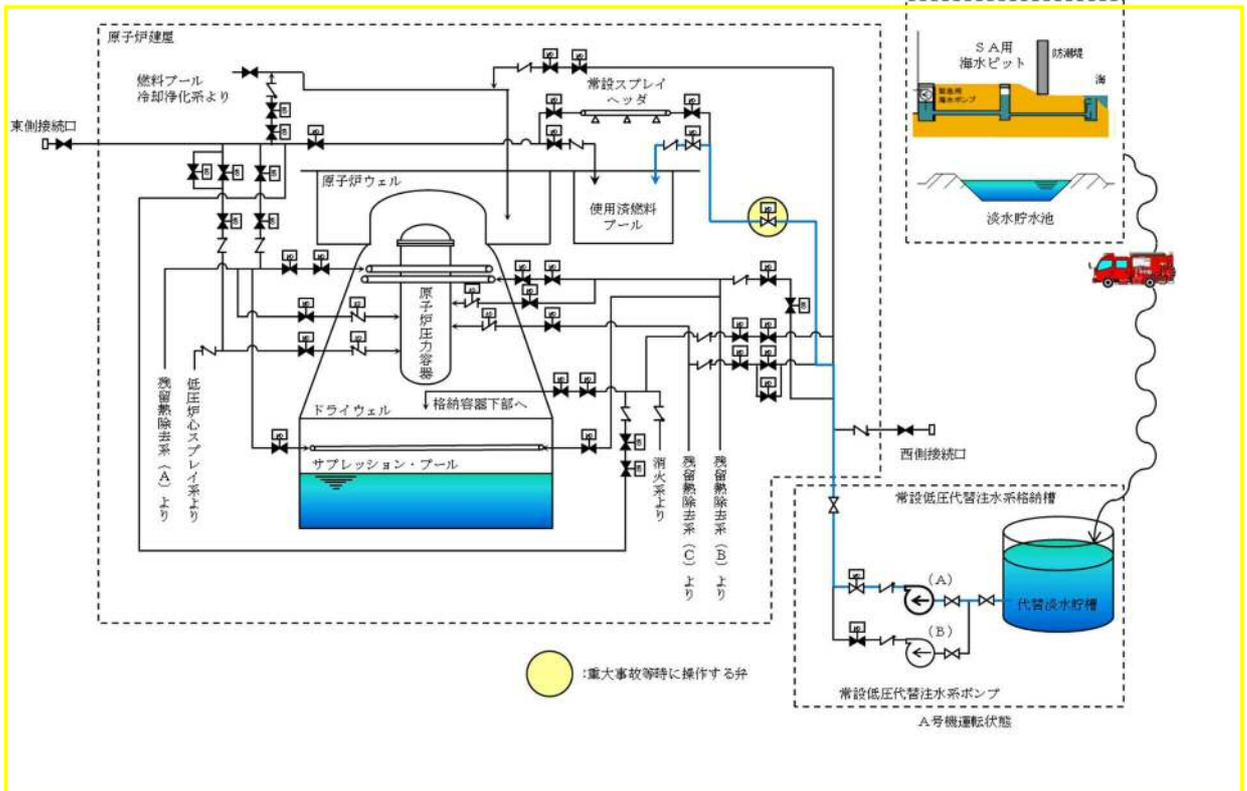


第 54-3-14 図 使用済燃料プール監視設備 機器配置図 (1/2)

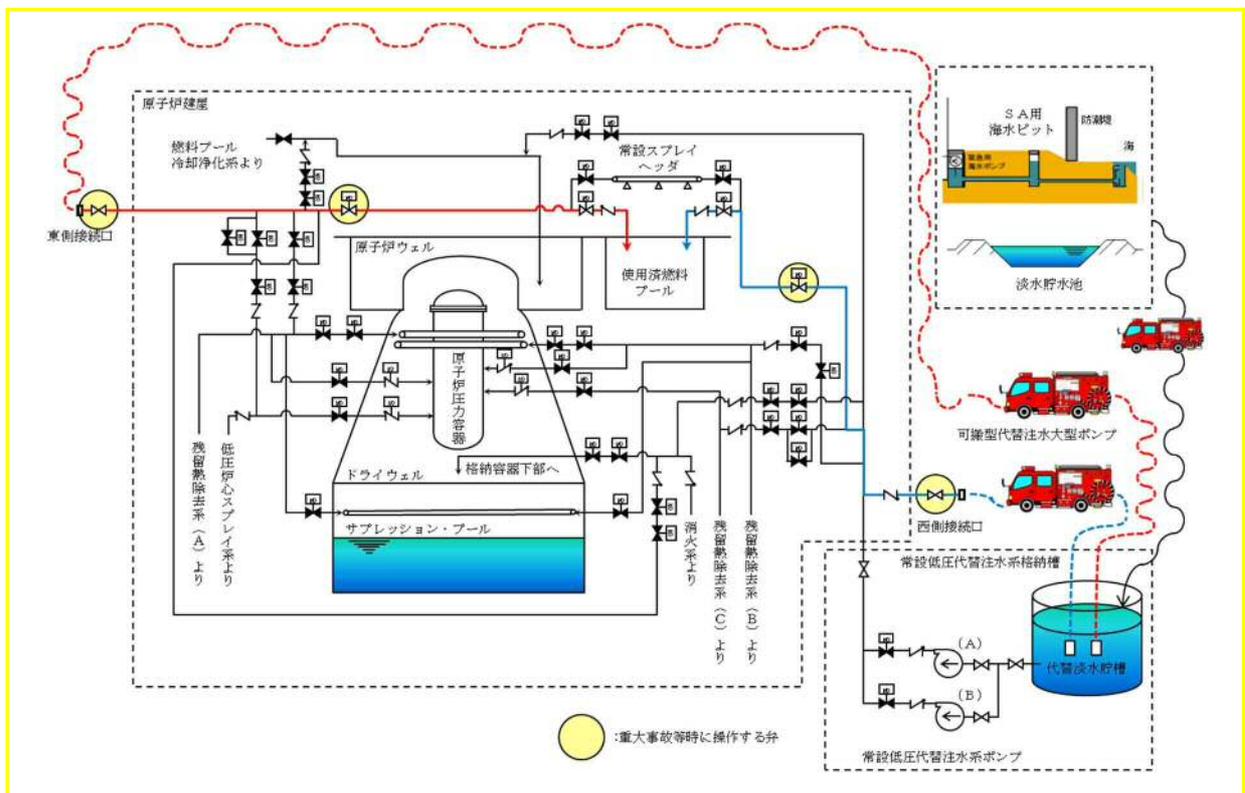


第 54-3-15 図 使用済燃料プール監視設備 機器配置図 (2/2)

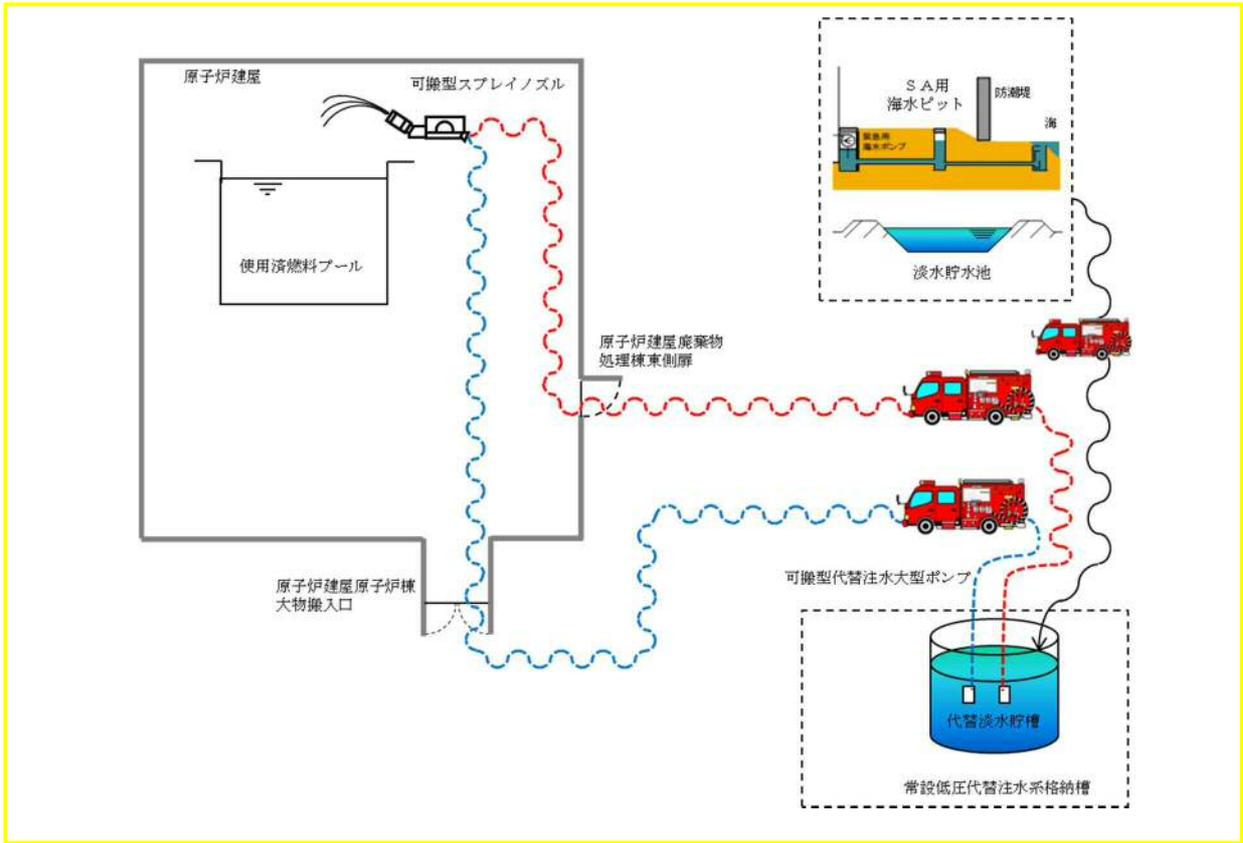
54-4 系統図



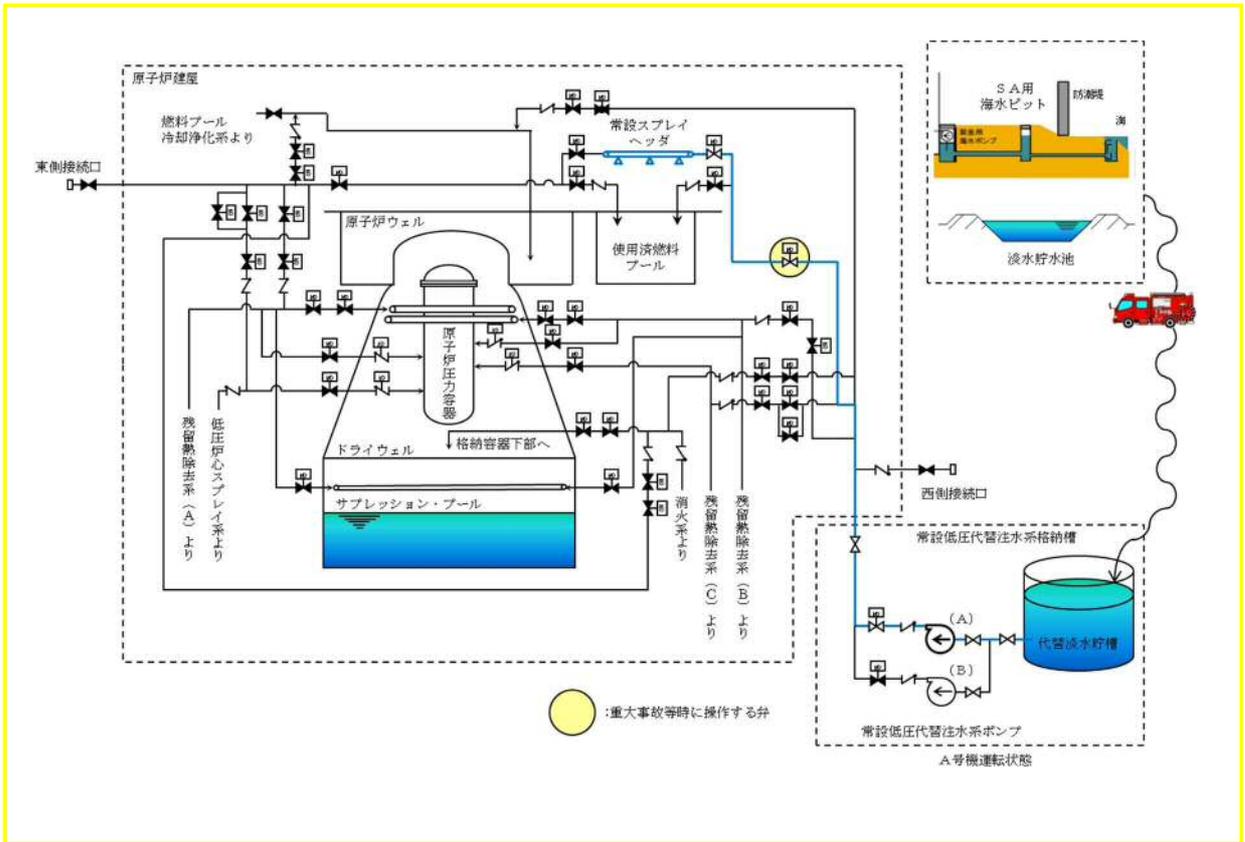
第 54-4-1 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



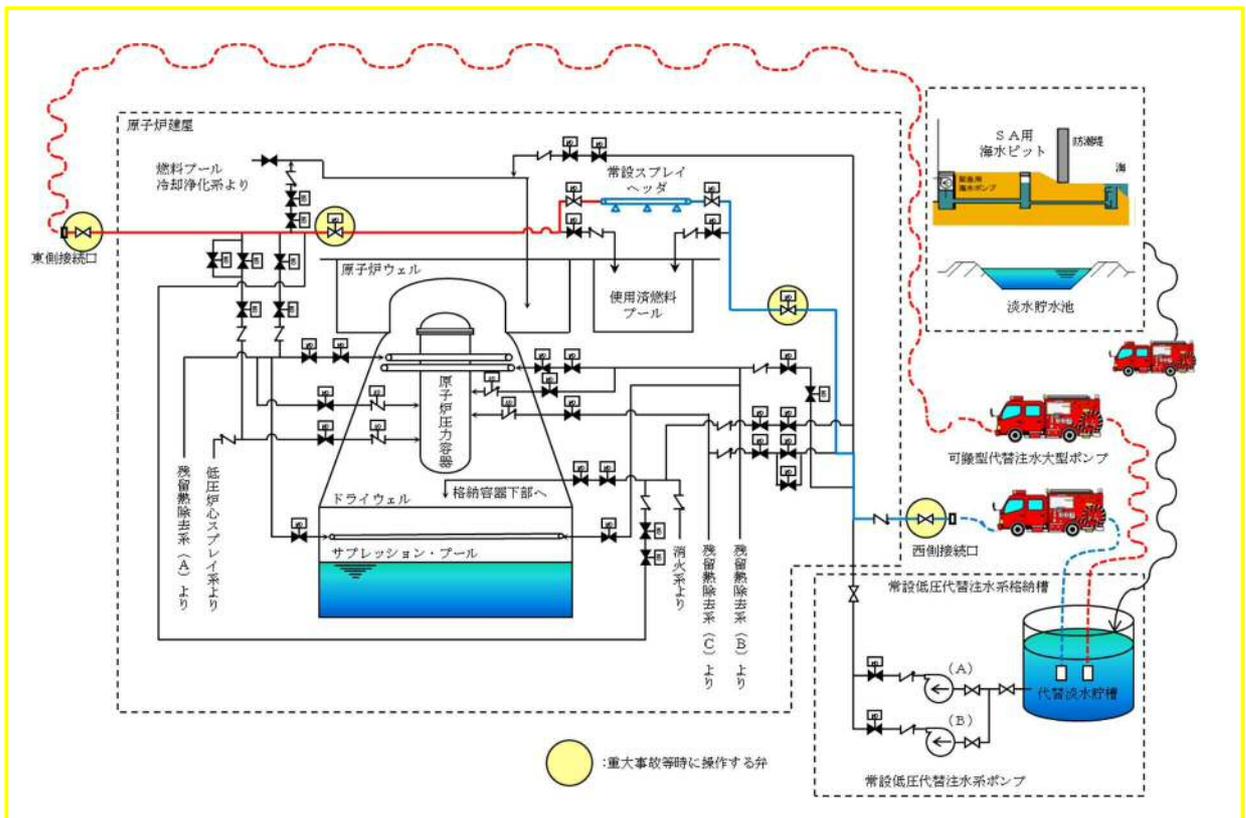
第 54-4-2 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



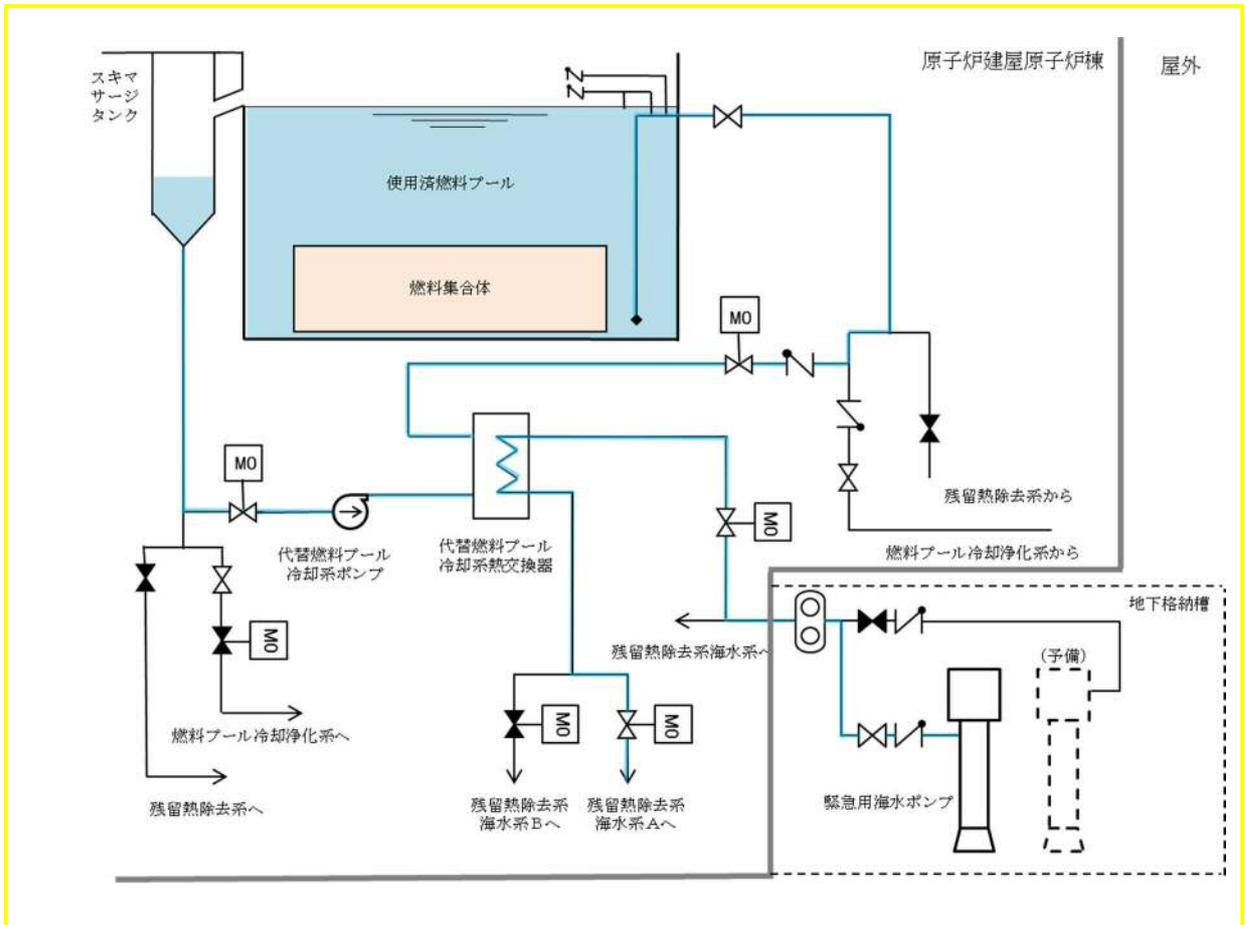
第 54-4-3 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）系統図



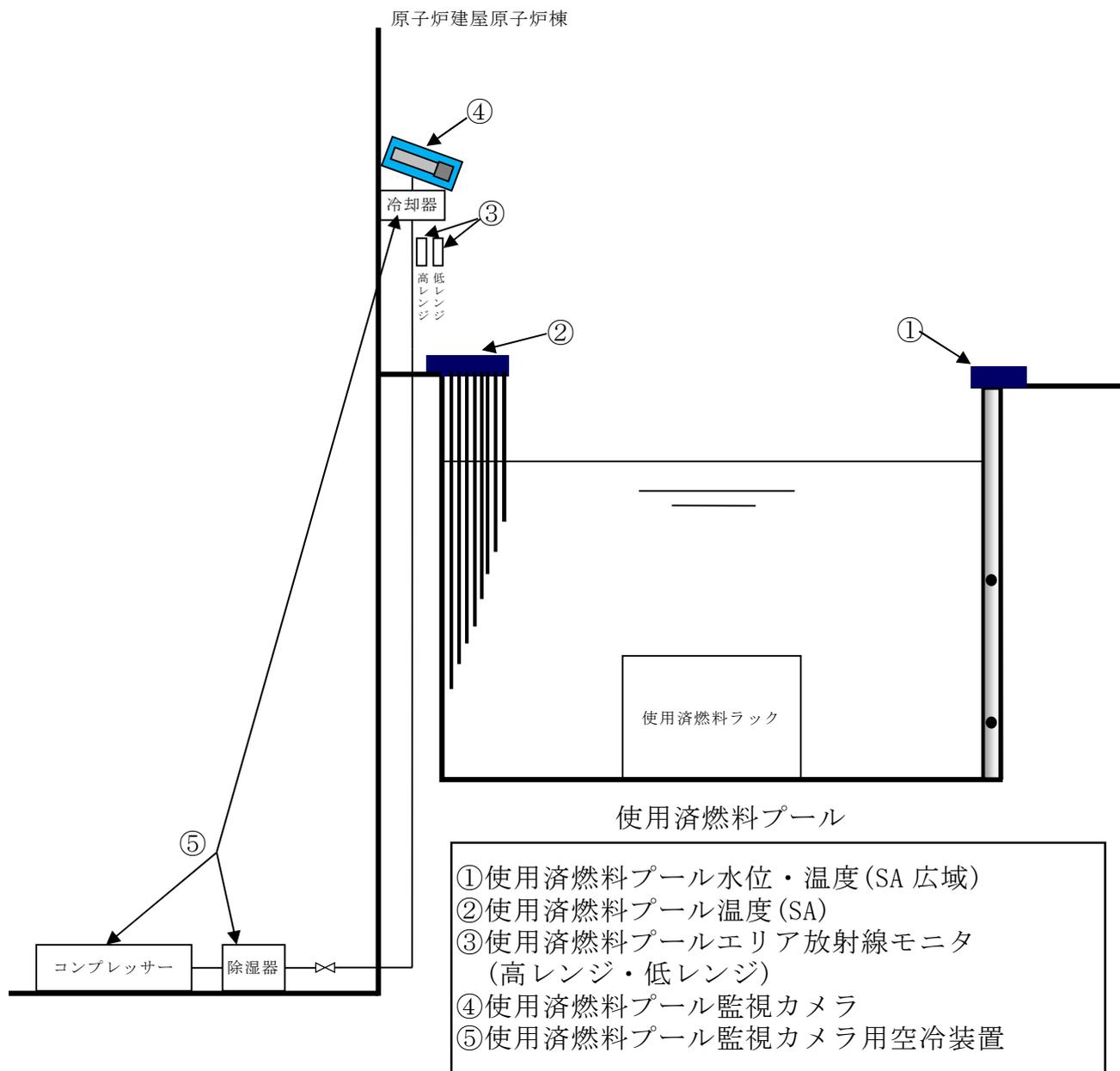
第 54-4-4 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図



第 54-4-5 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図

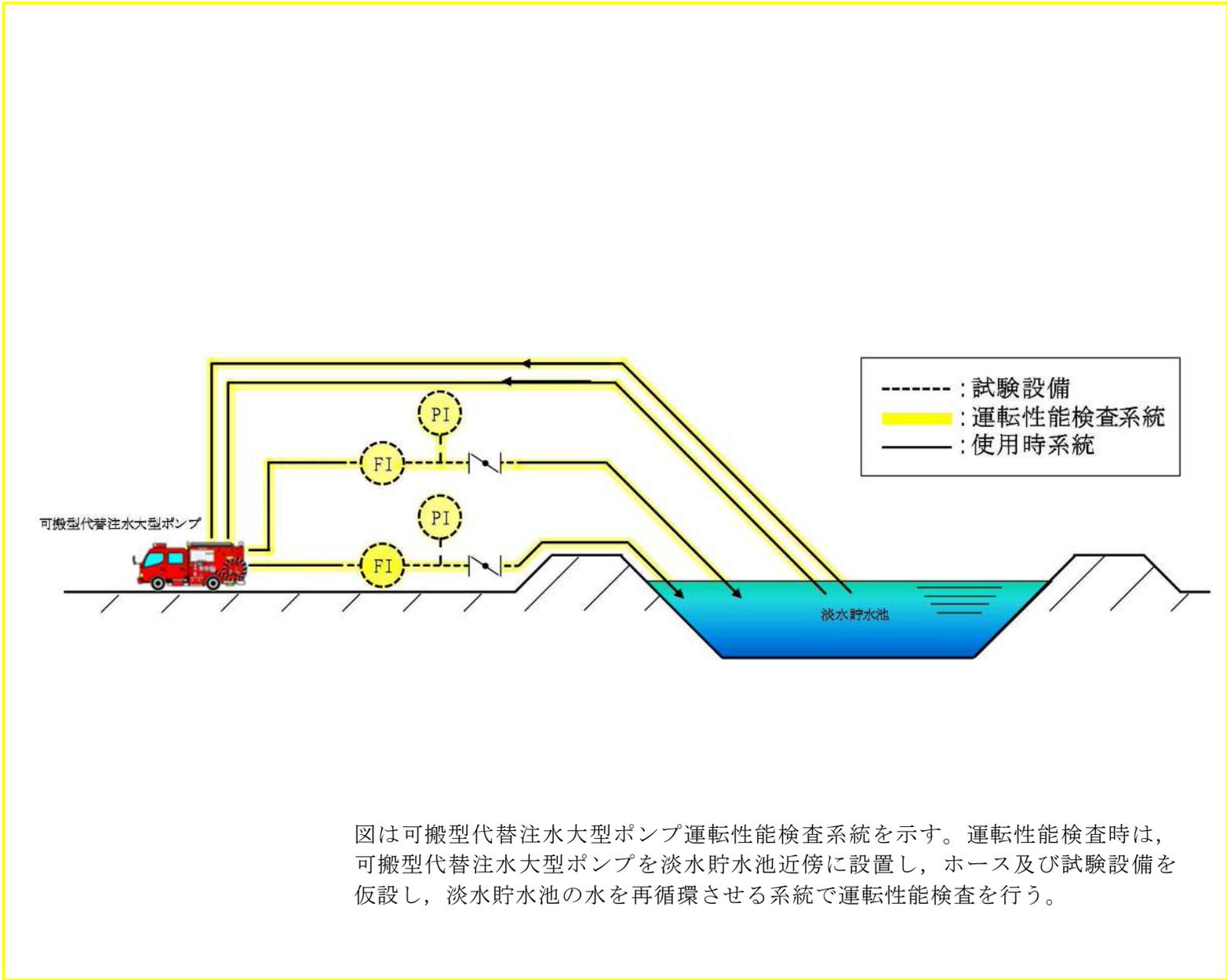


第 54-4-6 図 代替燃料プール冷却系系統図



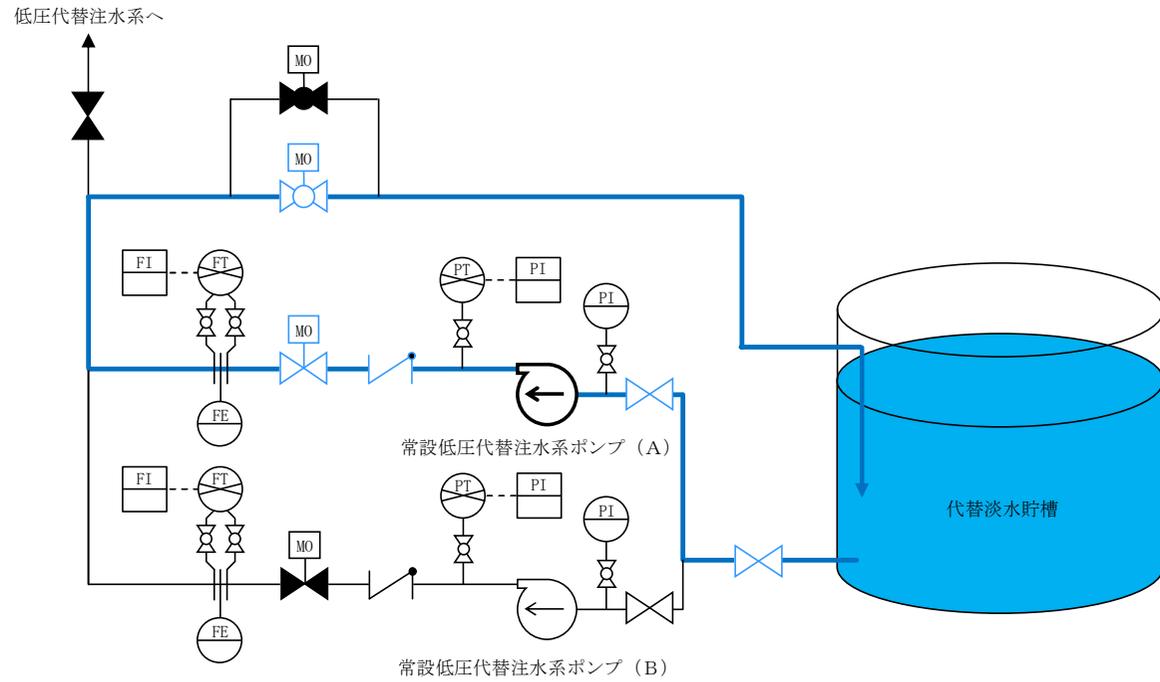
第 54-4-7 図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

54-5 試験及び検査

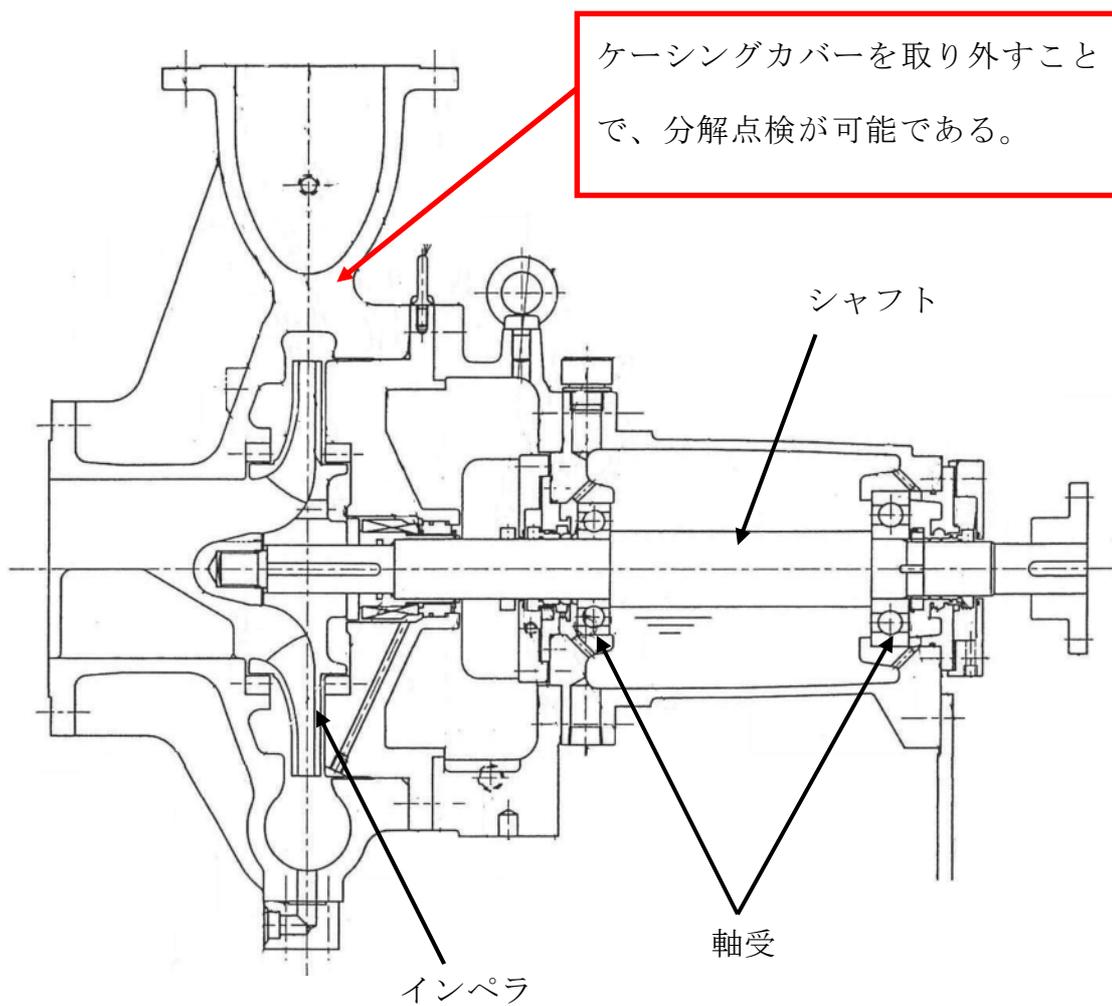


第 54-5-1 図 可搬型代替注水大型ポンプの試験及び検査概要図

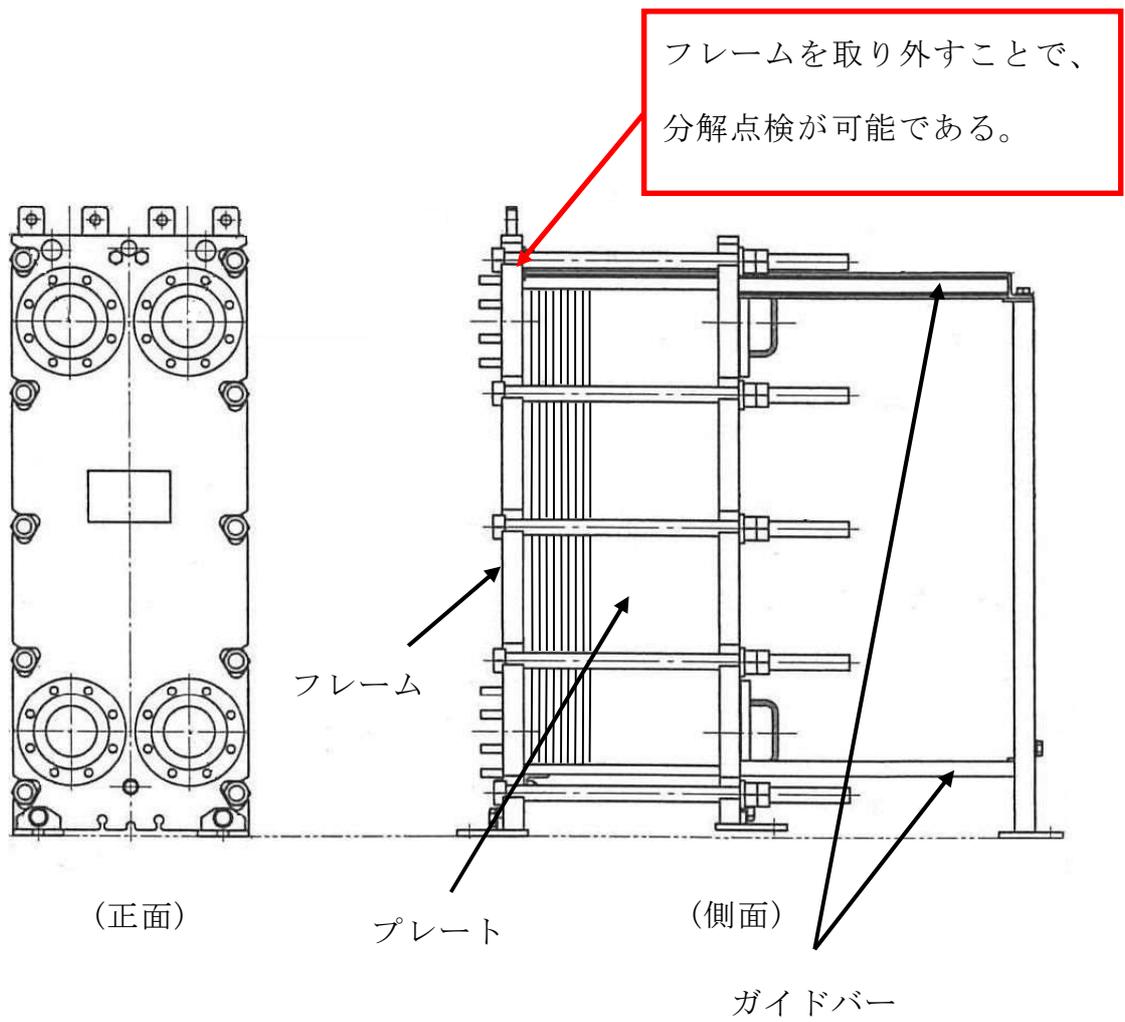
第 54-5-2 図 常設低圧代替注水系ポンプの試験及び検査概要図



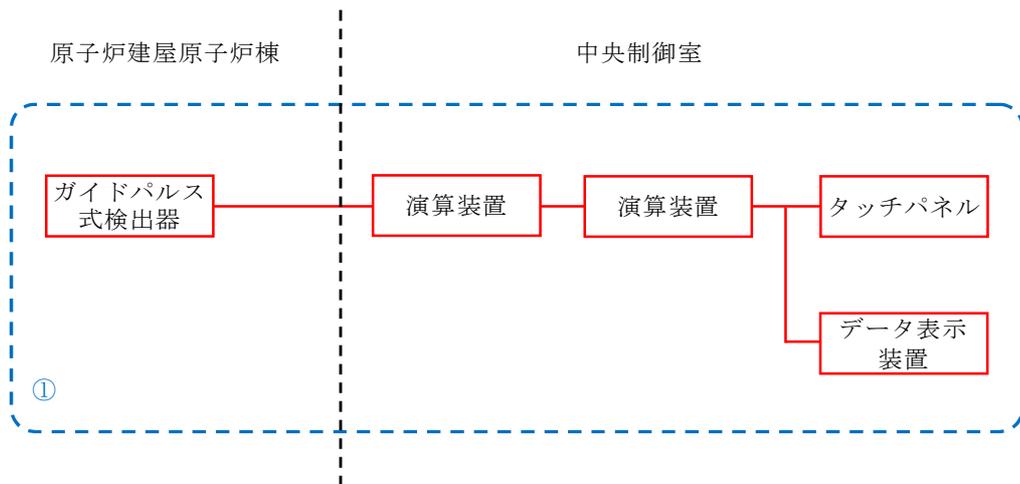
図は常設低圧代替注水系ポンプ (A) の運転性能検査システムを示す。常設低圧代替注水系ポンプ (B) の運転性能検査においても、(A) 系と同様に、代替淡水貯槽への再循環ラインによるシステムを使用する。



第 54-5-3 図 代替燃料プール冷却系ポンプの試験及び検査概要図

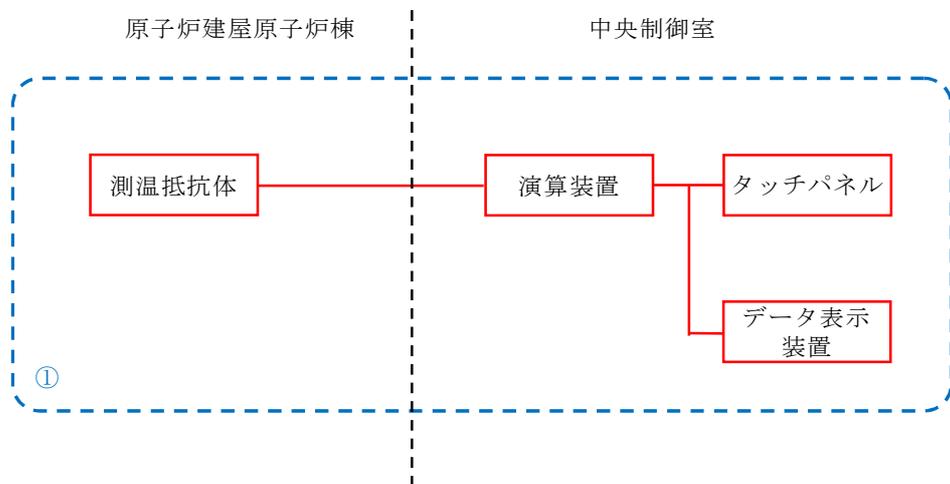


第 54-5-4 図 代替燃料プール冷却系熱交換器の試験及び検査概要図



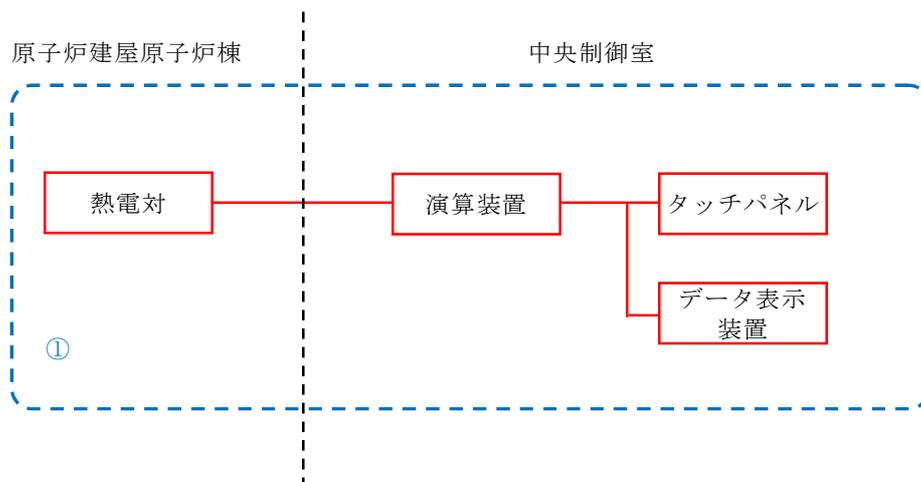
①試験装置を用いてガイドパルス式検出器の校正を実施（点検・検査）

第 54-5-5 図 使用済燃料プール水位（SA 広域）の試験及び検査概要図



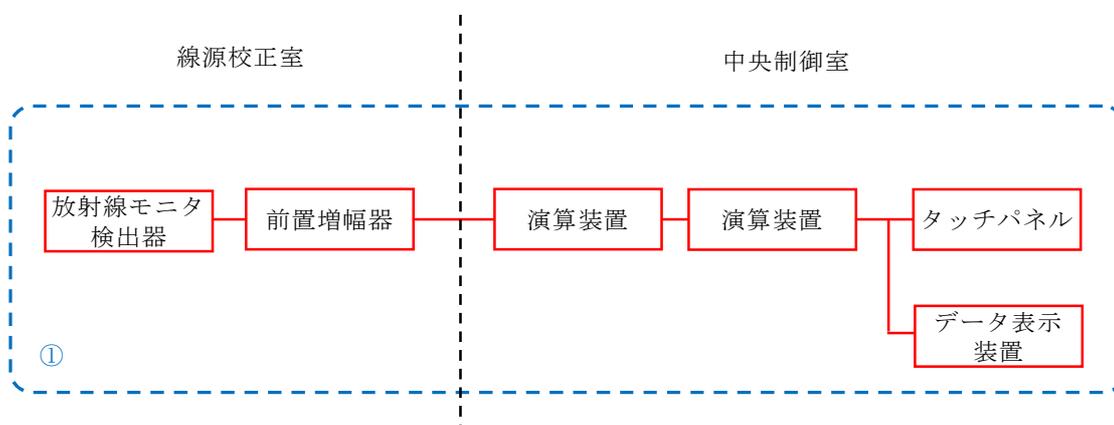
①検出器（測温抵抗体）の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

第 54-5-6 図 使用済燃料プール温度（SA 広域）の試験及び検査概要図



①検出器（熱電対）の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

第 54-5-7 図 使用済燃料プール温度（SA）の試験及び検査概要図

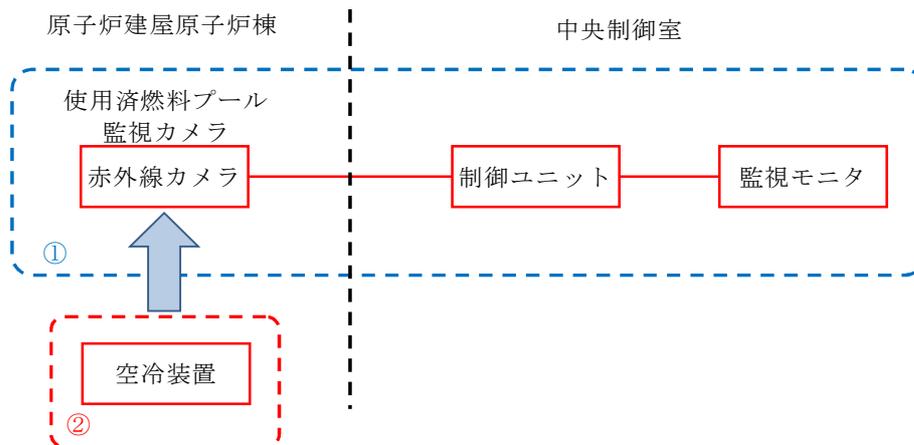


①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）

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

試験及び検査概要図



- 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 54-5-9 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及び検査概要図

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個設置するとともに、予備1個を設置する。

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50m³/hであるため、要求値を50m³/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45.4m³/hであるため、常設スプレイヘッド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70m³/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200m³/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 $50\text{m}^3/\text{h}$ 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（常設スプレイヘッド）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 $70\text{m}^3/\text{h}$ 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（常設スプレイヘッド）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200m³/h、揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約163kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times \left(\frac{Q}{3,600} \times H \right) / \left(\eta / 100 \right) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times \left(\frac{200}{3,600} \times 200 \right) / \left(\square / 100 \right) \\ &= \square \text{ kW} \doteq \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 200

H : ポンプ揚程 (m) = 200 (第54-6-1 図参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 \square (第54-6-1 図参照)

(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、低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約 \square kW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原動機出力は、ポンプ特性より190kWとする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/ 個	50, 70, 114 以上 (注1) (約 1,320 (注2))
全揚程	m	51.8, 106.0, 140 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/個	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、重大事故時等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ーすることで、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）。

第54条第1項対応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注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを1個使用する。保有数は2セットで、合計2個と、故障よる待機除外時のバックアップ用として1個（共用）の合計3個を保管する。第54条第2項対応として確保する可搬型代替注水大型ポンプの必要個数はこれに内包される。

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50m³/hであるため、要求値を50m³/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ー流量について」（54-6-20～24）で確認されている容量は45.4m³/hであるため、常設スプレーヘッドを用いて使用済燃料プール全面にスプレーする要求値を70m³/h以上、可搬型スプレーノズル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 $114\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

可搬型代替注水大型ポンプの容量の公称値は、ポンプ特性からエンジン最大回転数時の容量である約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 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可搬型代替注水大型ポンプの必要吐出圧力は、ホース敷設ルートのうち最も保守的となるSA用海水ピットを水源とし、東側接続口を使用した移送先との圧力差、静水頭、ホース圧損及び配管・機器類圧損を基に設定する。

2.1 代替燃料プール注水系（注水ライン）

(第54条第1項対応における必要容量を上回る流量として $50\text{m}^3/\text{h}$ を用いて算出する。)

水源と移送先の圧力差	約	0	m
静水頭	約	37.5	m
配管・機器類圧損	約	13.1	m
ホース圧損	約	1.2	m
<hr/>			
合計	約	51.8	m

2.2 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

(第54条第2項対応における必要容量を上回る流量として $70\text{m}^3/\text{h}$ を用いて算出する。)

水源と移送先の圧力差	約	0	m
静水頭	約	37.8	m
配管・機器類圧損	約	66.0	m
ホース圧損	約	2.2	m
<hr/>			
合計	約	106.0	m

2.3 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

(第54条第2項対応における必要容量を上回る流量として $126\text{m}^3/\text{h}$ を用いて算出する。)

水源と移送先の圧力差	約	0	m
静水頭	約	38	m
配管・機器類圧損	約	50	m
ホース圧損	約	52	m
<hr/>			
合計	約	140	m

可搬型代替注水大型ポンプの全揚程は、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 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力の約 140m を公称値とする。

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 $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度

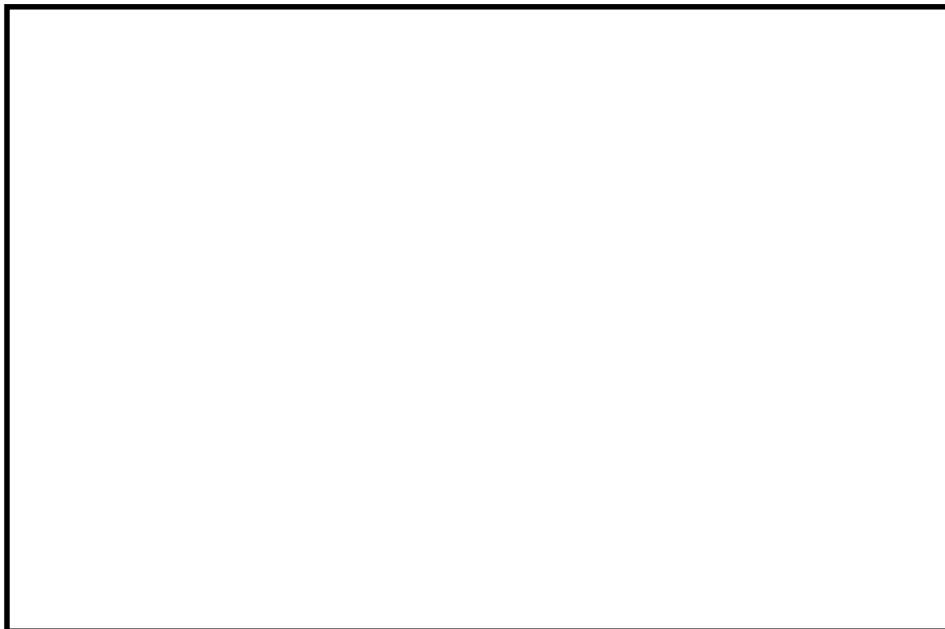
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

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		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、重大事故時等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 個設置するとともに、予備 1 個を設置する。

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 144m³/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、ポンプ 1 個当たり 690m³/h 以上とする。

<要求値>

- ①残留熱除去系熱交換器他 : 690m³/h
- ②代替使用済燃料プール冷却系熱交換器 : 144m³/h
- ①+②=834m³/h以上

緊急用海水ポンプの容量の公称値は、834m³/h 以上を供給可能な設計とし、約 844m³/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834m³/h、全揚程130m及び効率約 %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個数として、1個設置する。

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124m³/hであるため、要求値を124m³/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124m³/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124m³/h、揚程30mの時の必要軸動力は、下記の式より約21kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((124/3,600) \times 40) / (67/100) \\ &= 20.2kW \doteq 21kW \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

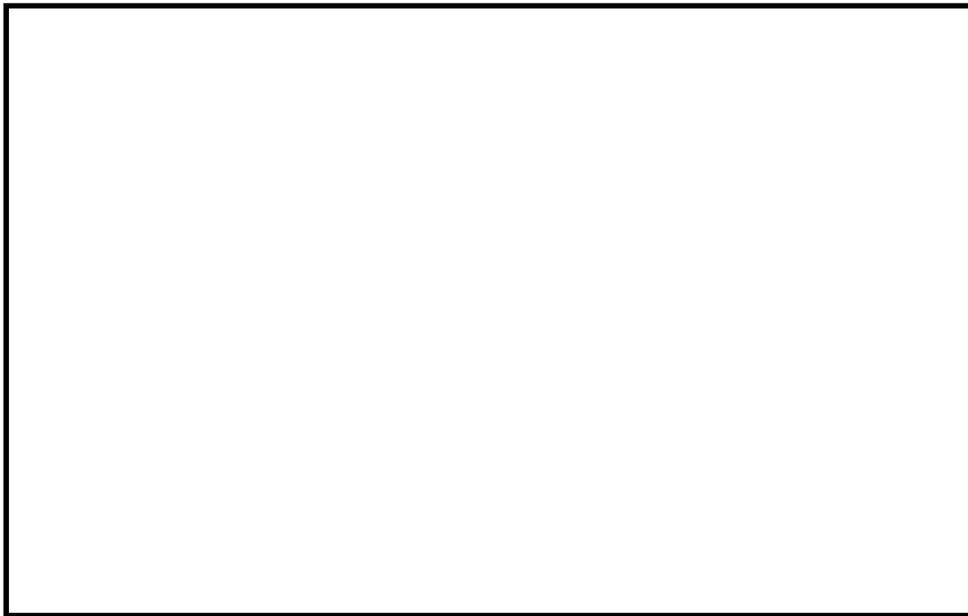
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 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原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
個数	個	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	33m ² 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】

代替燃料プール冷却系熱交換器は、重大事故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、約2.31MWとする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用圧力は、淡水を供給する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用圧力と同じ0.98MPa[gage]とする。

2.2 海水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の海水側の最高使用圧力は、緊急用海水系配管と合わせて0.98MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

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、代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度に合わせ、80℃とする。

3.2 海水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の海水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

(1) 必要最小伝熱面積

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必要最小伝熱面積は、設計熱交換量約2.31MWを満足するための性能計算で求められる。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱係数及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用い、設計余裕を考慮して下記のように求める。

$$\begin{aligned}\text{必要最小伝熱面積} &= Q \times 1.2 / (U_c \times \Delta T) = 2.31 \times 10^6 \times 1.2 / (5 \times 10^3 \times 17) \\ &= 32.6 \div 33 \text{m}^2\end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 約 2.31×10^6 (= 2.31MW (8,316,000kJ/h))

U_c : 伝熱係数 (kW/m²·K) = 約5

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 約17

(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、必要最小伝熱面積を上回る33m²以上とする。

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を
使用した複数個所への同時注水について

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注水については、原子炉、格納容器スプレイ、ペDESTAL（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、重大事故等対応において、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又は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	(ドライウエル部) ペDESTAL	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大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	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	—	—	114m ³ /h

第3表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧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	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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、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	<ul style="list-style-type: none"> 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100℃到達まで1日以上余裕があるため、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	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧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	(ドライウエル部) ペDESTAL	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	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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100℃到達まで1日以上余裕があるため、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	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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，津波浸水による注水機能喪失

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	(ドライウエル部) ペDESTAL	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	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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100℃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

第6表 設計基準事故対象設備による原子炉注水失敗時に常設代替低圧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	(ドライウエル部) ペDESTAL	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	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 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100℃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	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 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しない場合のケース

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代替低圧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	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m 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
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m 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	—	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100℃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のスプレイについて、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 [m³/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/m³] (=958kg/m³)

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	2.1 [MW]	9.1 [MW]
必要なスプレイ流量	3.50 [m ³ /h]	15.16 [m ³ /h]
	約 15.4 [gpm]	約 66.7 [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 $15.2\text{m}^3/\text{h}$ 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 $50\text{m}^3/\text{h}$ 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 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回る流量になっている。

・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

(1) 設置目的

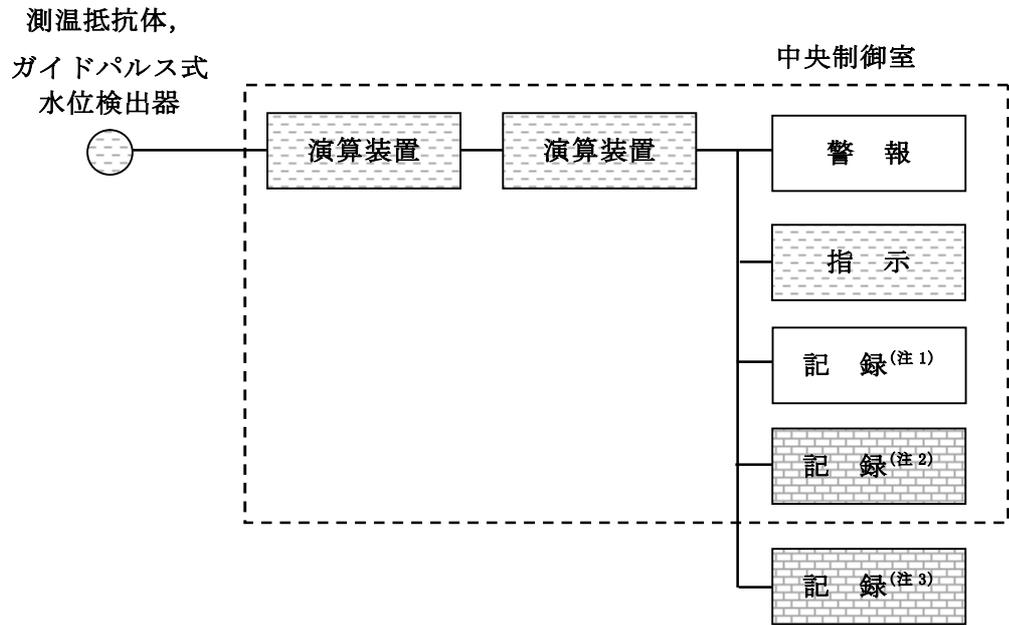
使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）を設置する。

(2) 設備概要

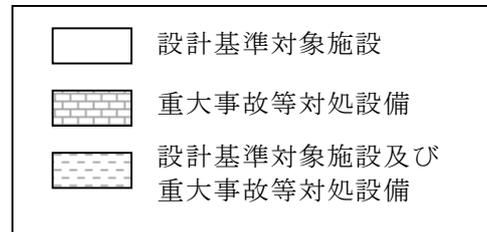
使用済燃料プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール温度（SA 広域）の検出信号は，測温抵抗体にて温度を検出し，演算装置にて電気信号に変換した後，使用済燃料プール温度を中央制御室に指示し，記録する。

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) データ伝送装置
- (注3) 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）	ガイドバルブ式	EL. 35,077 mm～ 46,577 mm	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 mm～ 46,577 mm	EL. 46,195 mm	EL. 46,195 mm	EL. 45,576 mm (N. W. L から- 0.619m)		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について水位及び温度を監視可能である。
	0～120℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		

*1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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、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。

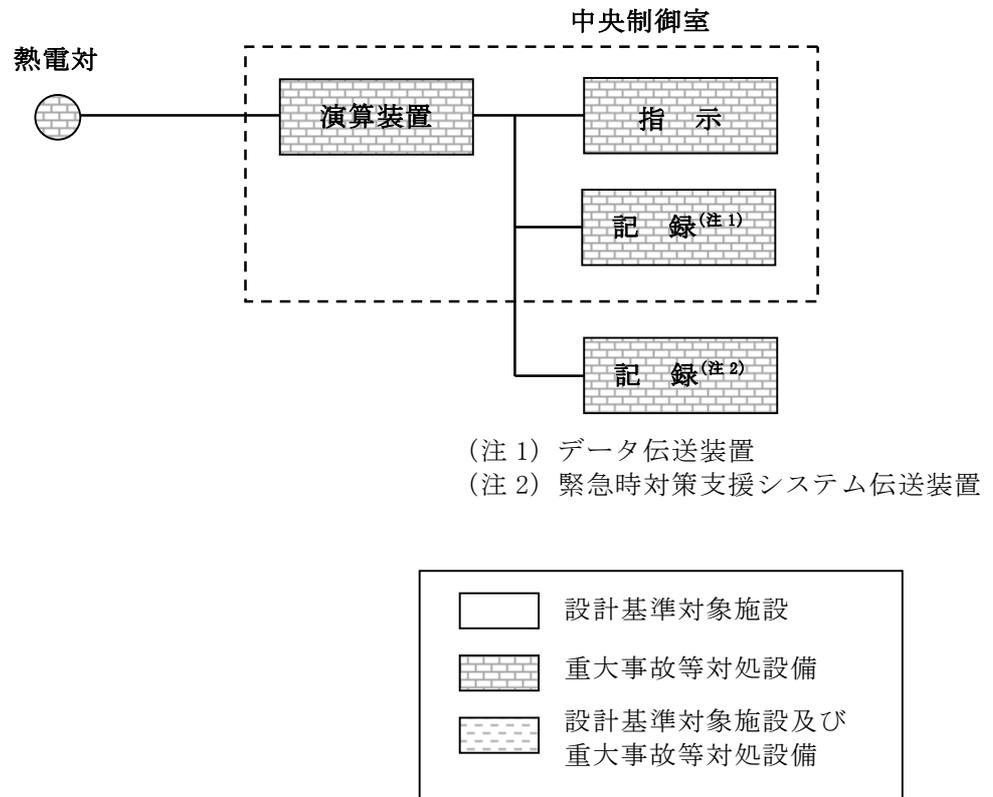
・使用済燃料プール温度（SA）

(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）



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℃	66℃以下	0～100℃		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について温度を監視可能である。

*1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、低温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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、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。

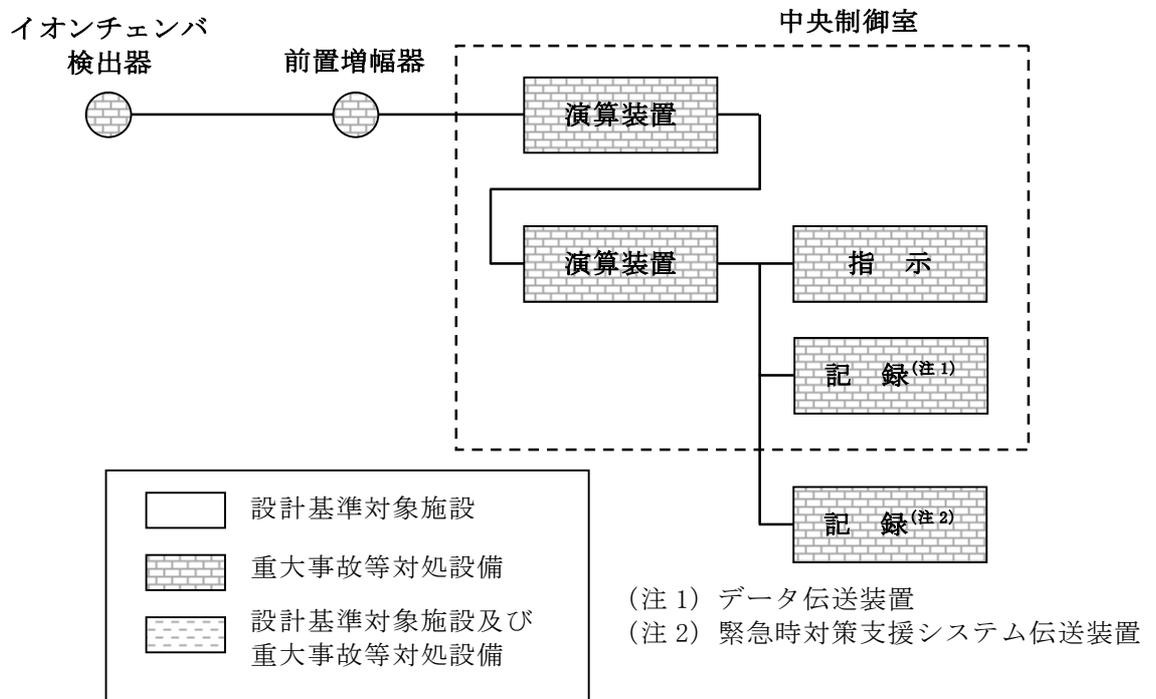
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

(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）



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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	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	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋 原子炉棟 6階

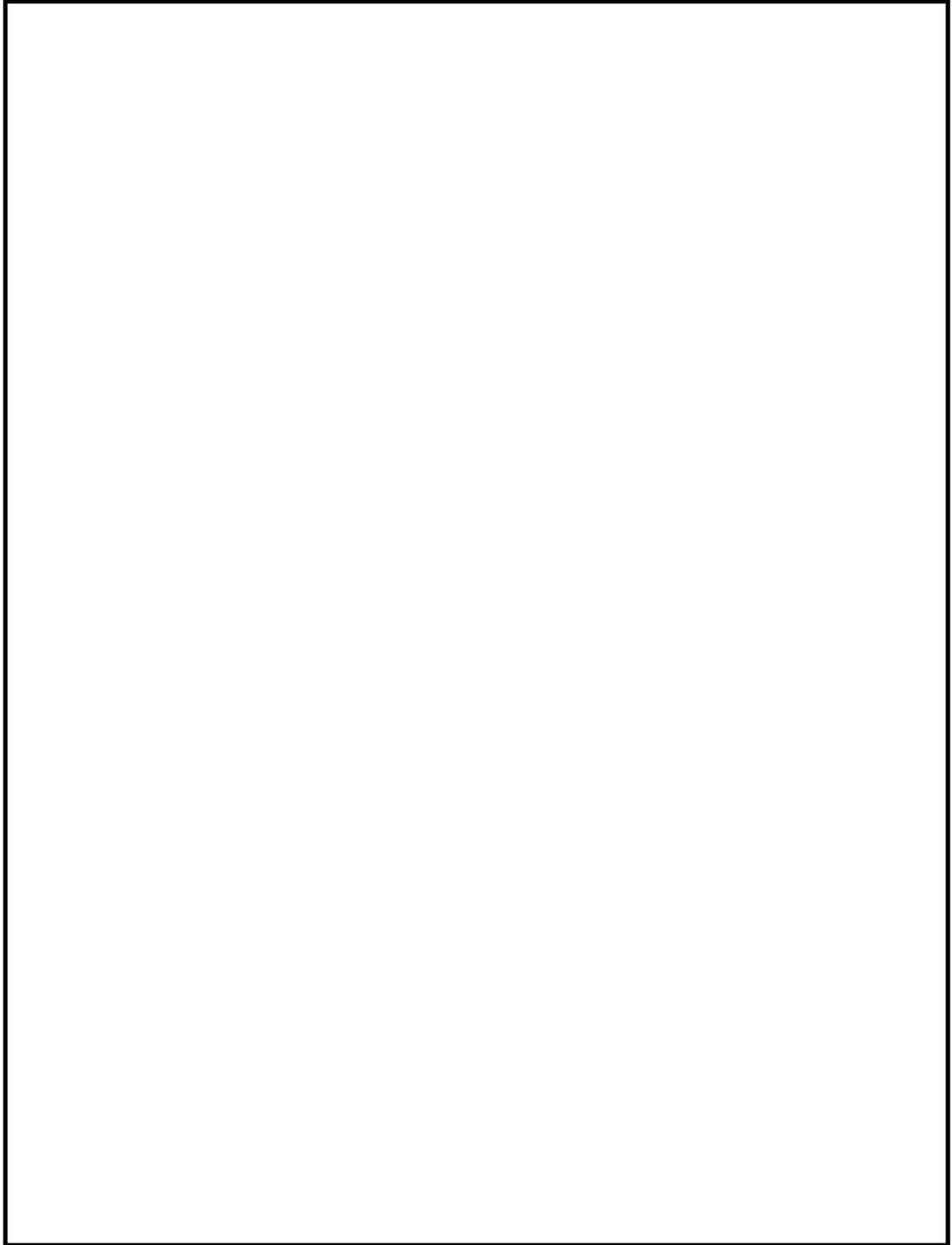
第 54-6-10 表 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲

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）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	—	3.0mSv/h 以下	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$				

*1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・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、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。

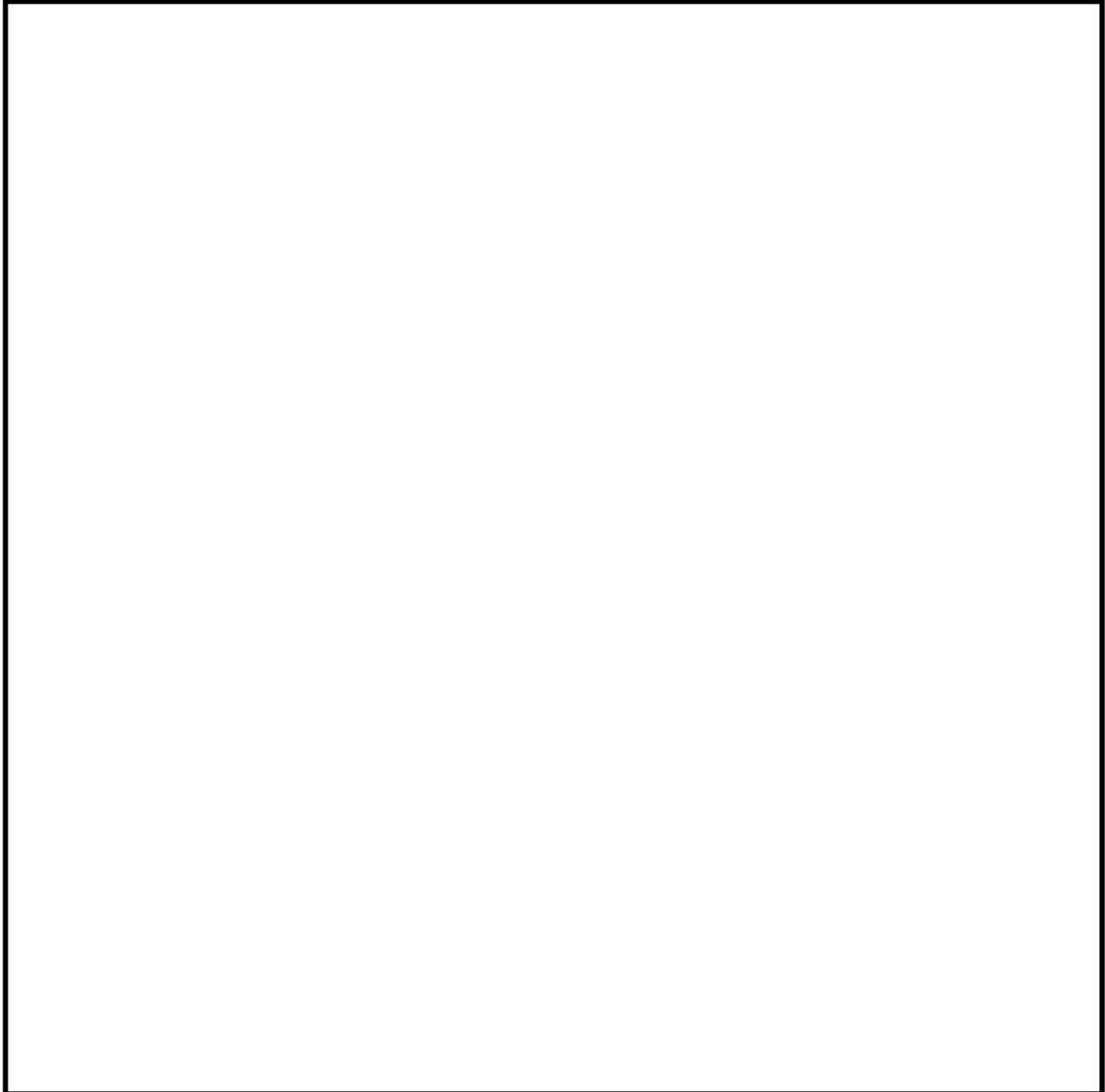
54-7 接続図



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ド）

接続図

54-8 可搬型代替注水大型ポンプの保管場所図

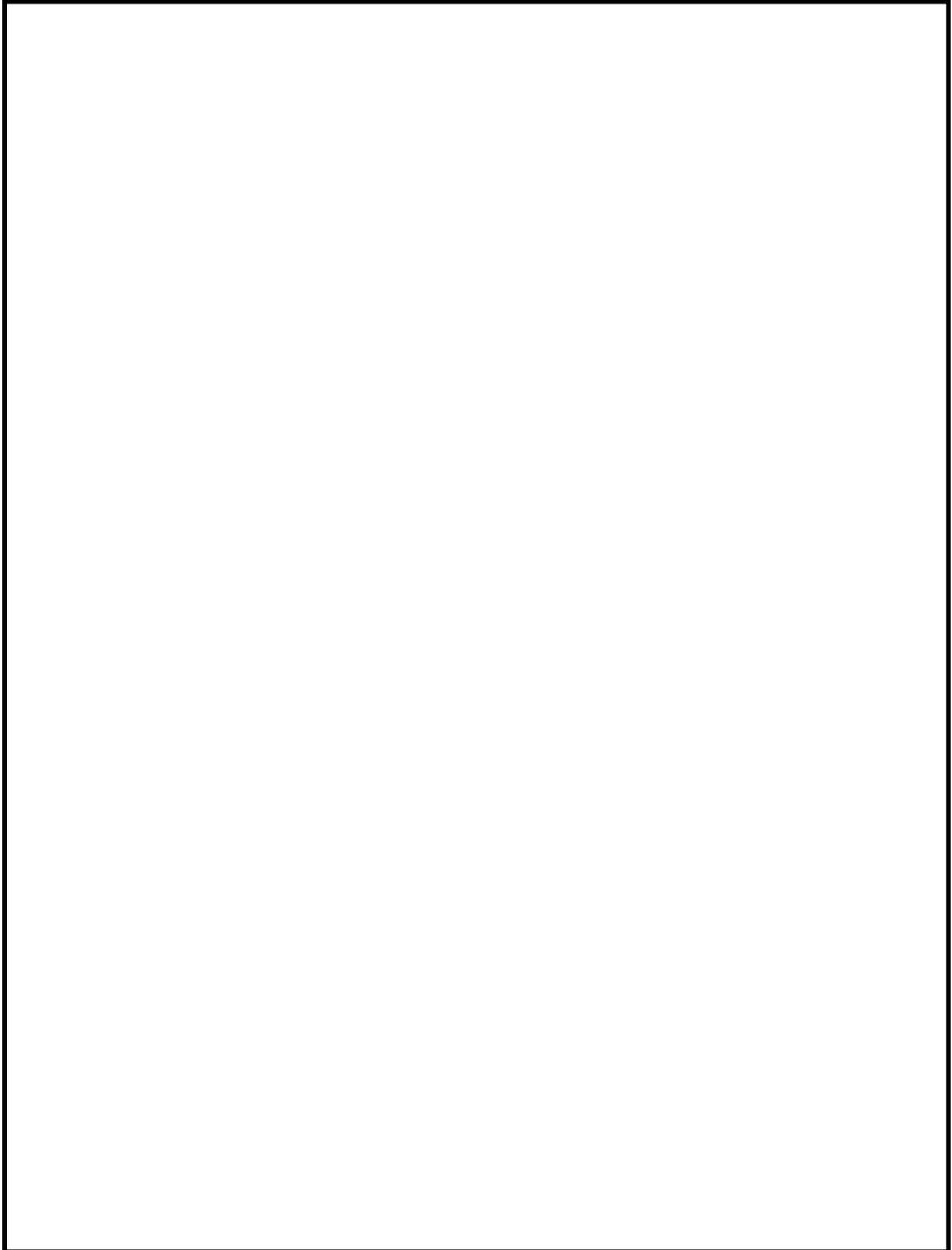


第 54-8-1 図 可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

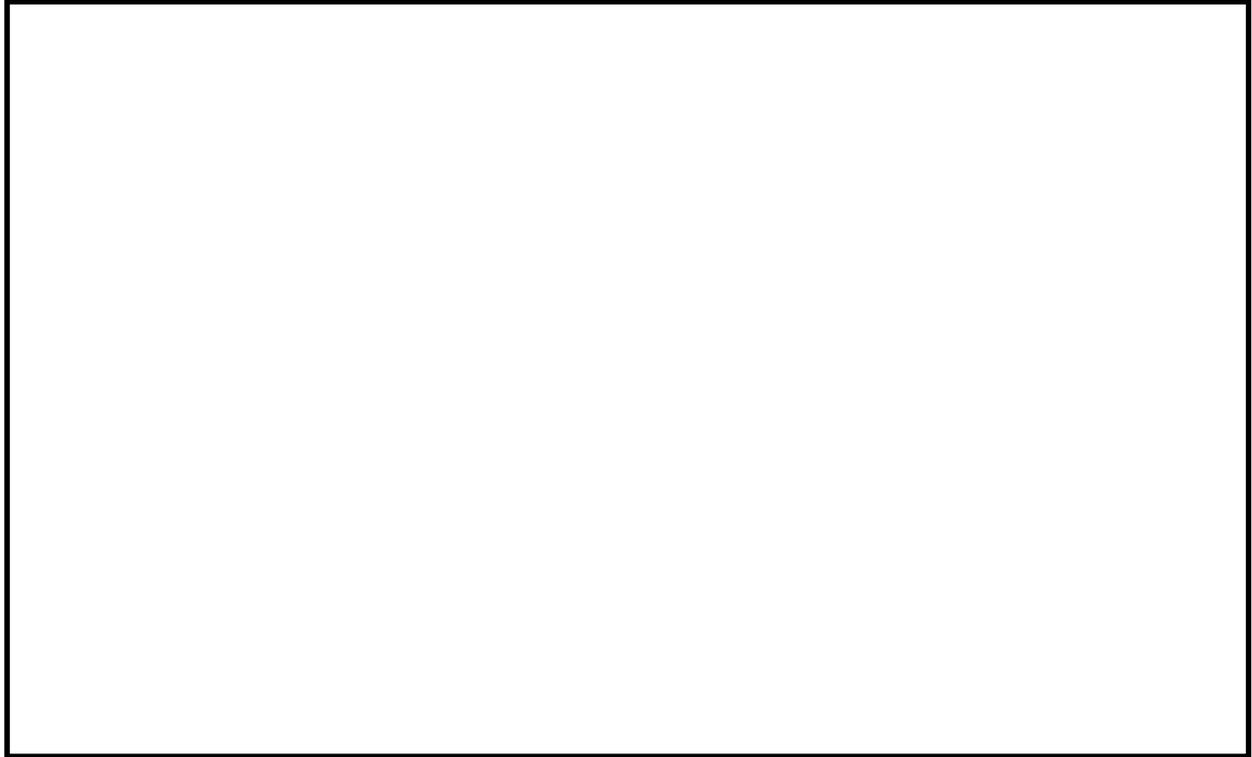
可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

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。

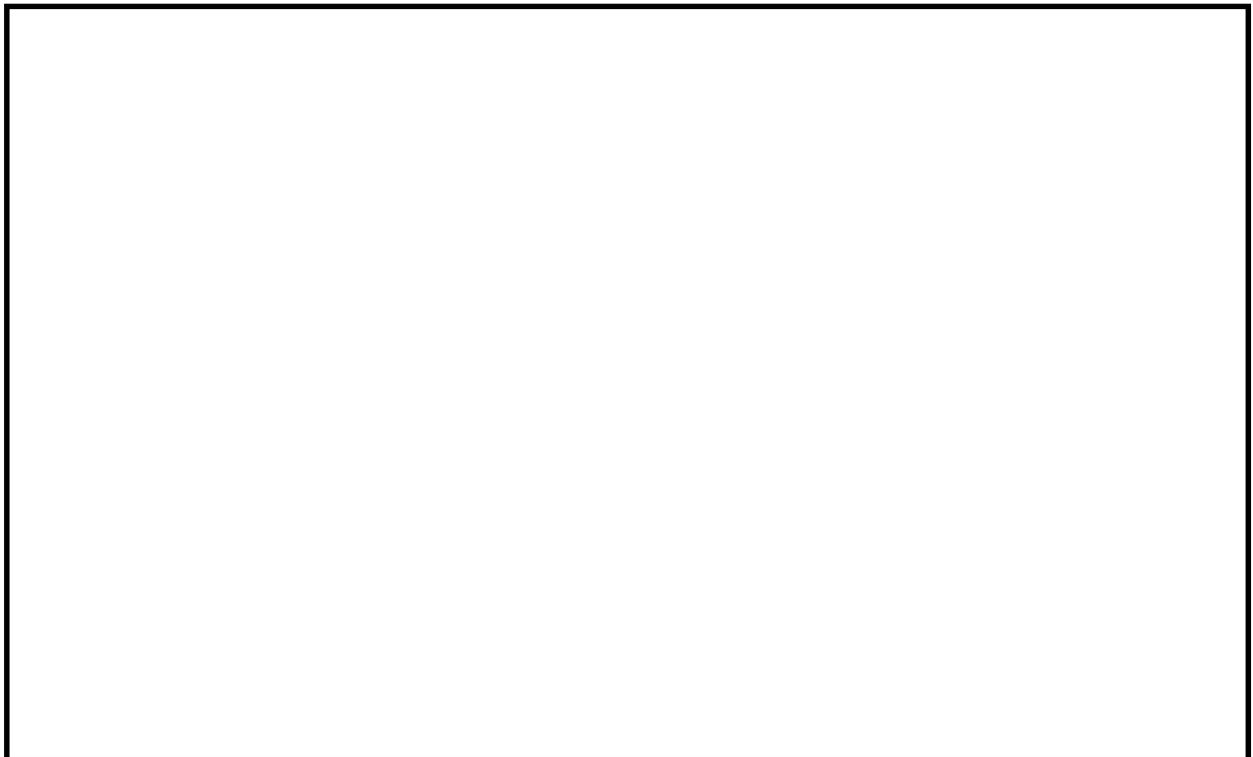
54-9 アクセスルート図



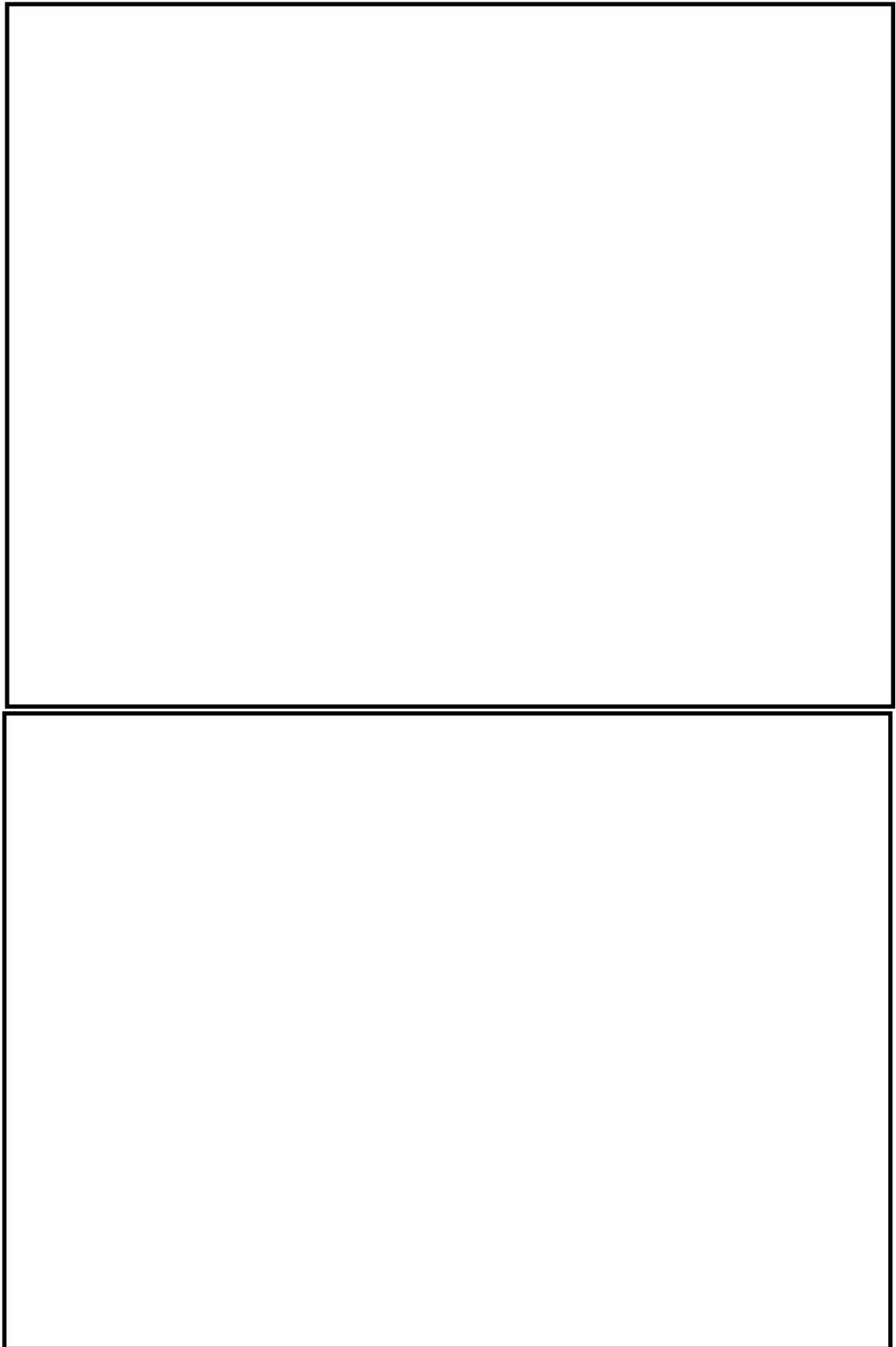
第 54-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



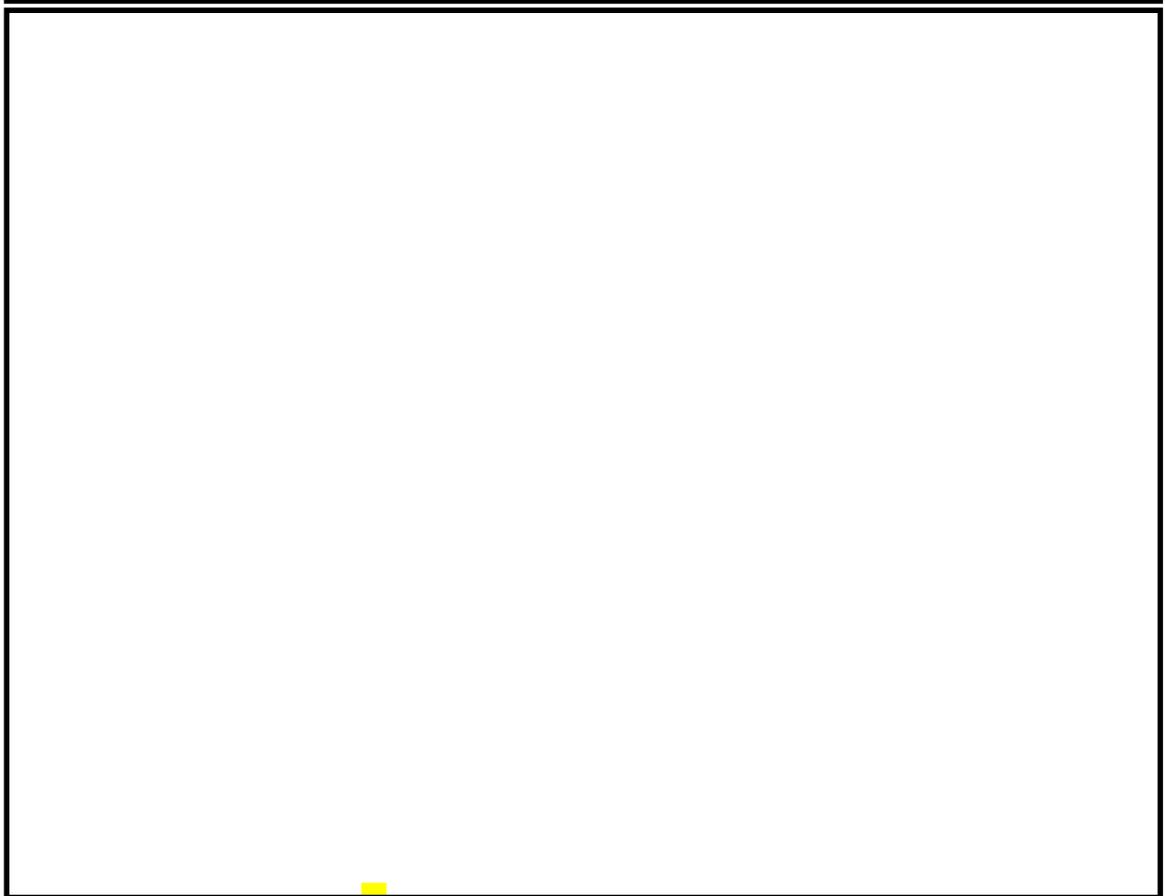
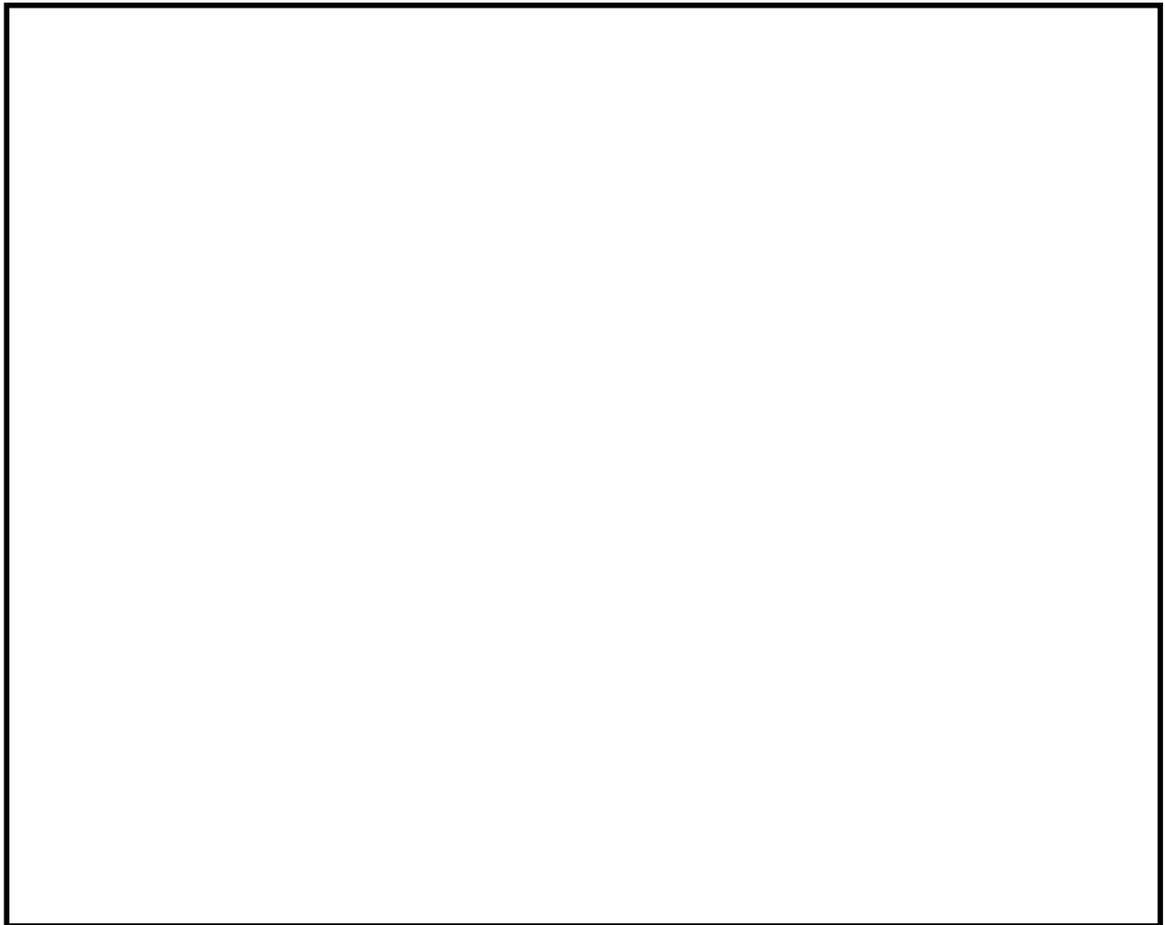
第 54-9-2 図 緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート図



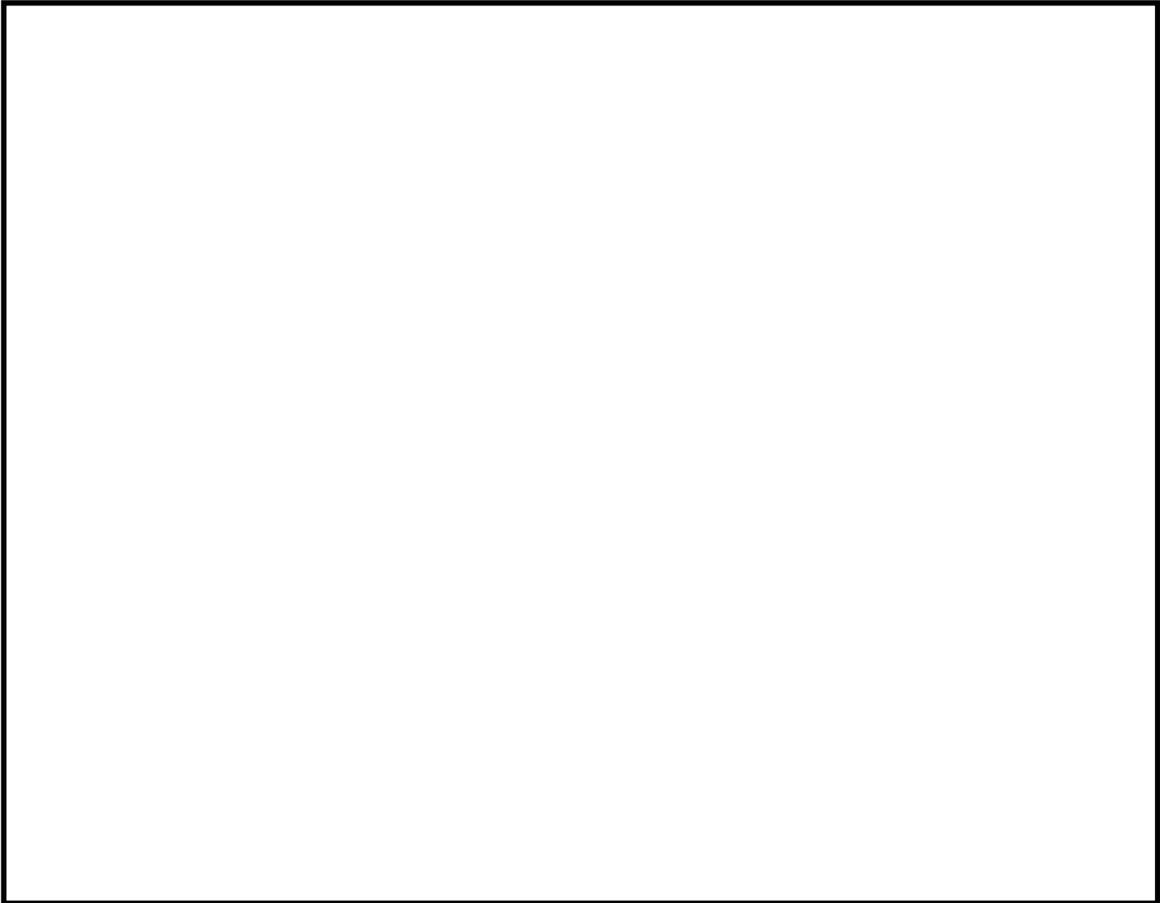
第 54-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート図



第 54-9-4 図 屋内アクセスルート図 (1/3)



第 54-9-5 図 屋内アクセスルート図 (2/3)



第 54-9-6 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 個、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。

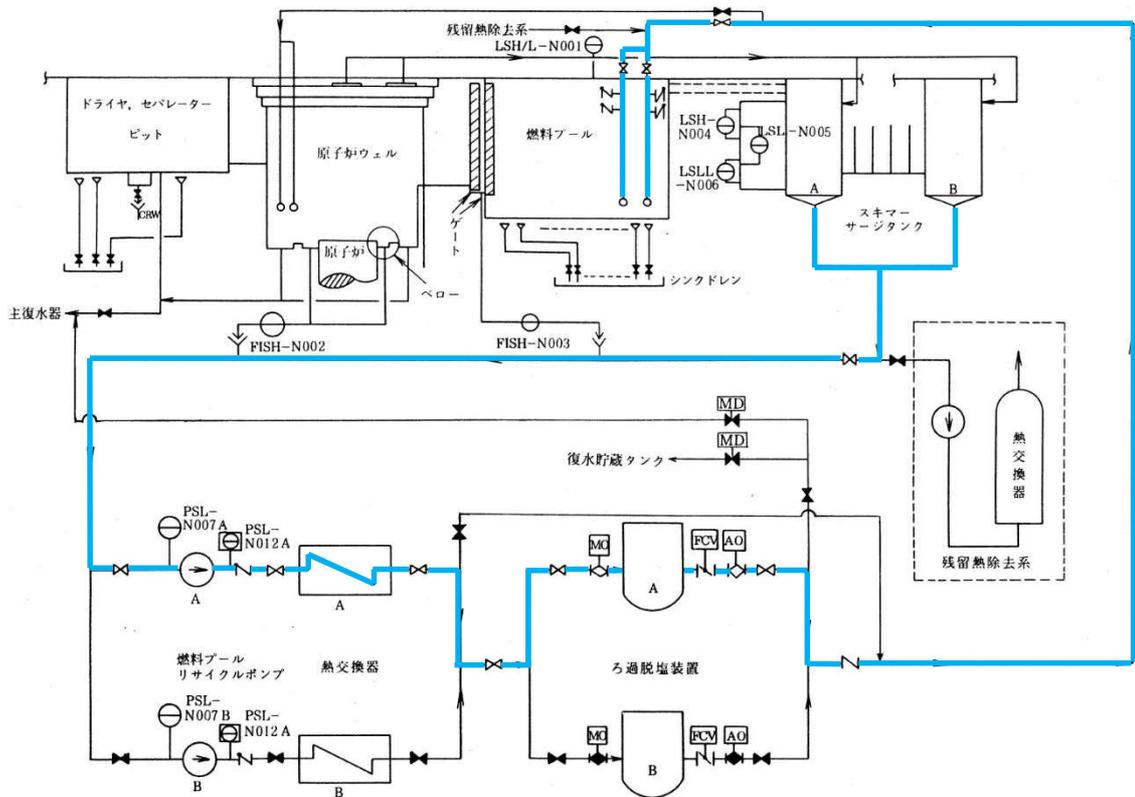
- ① プール水はプールより溢れてスキマサージタンクへ流れ込み、循環ポンプにて加圧される。
- ② プール水中の種々の不純物を、ろ過脱塩装置に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
- ③ プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

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。

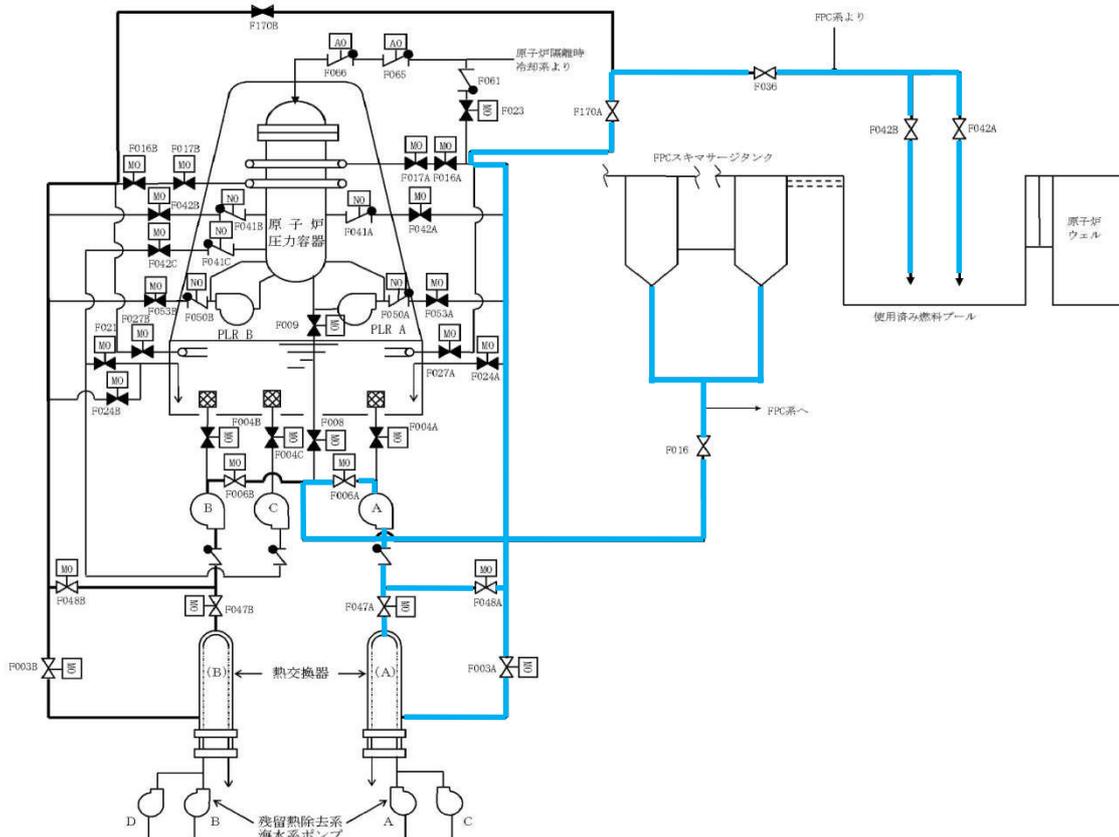
(2) 残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 【設計基準対象施設】

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。

本システムは，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。

本システムは，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（常設スプレイヘッド）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、常設スプレイヘッド、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。

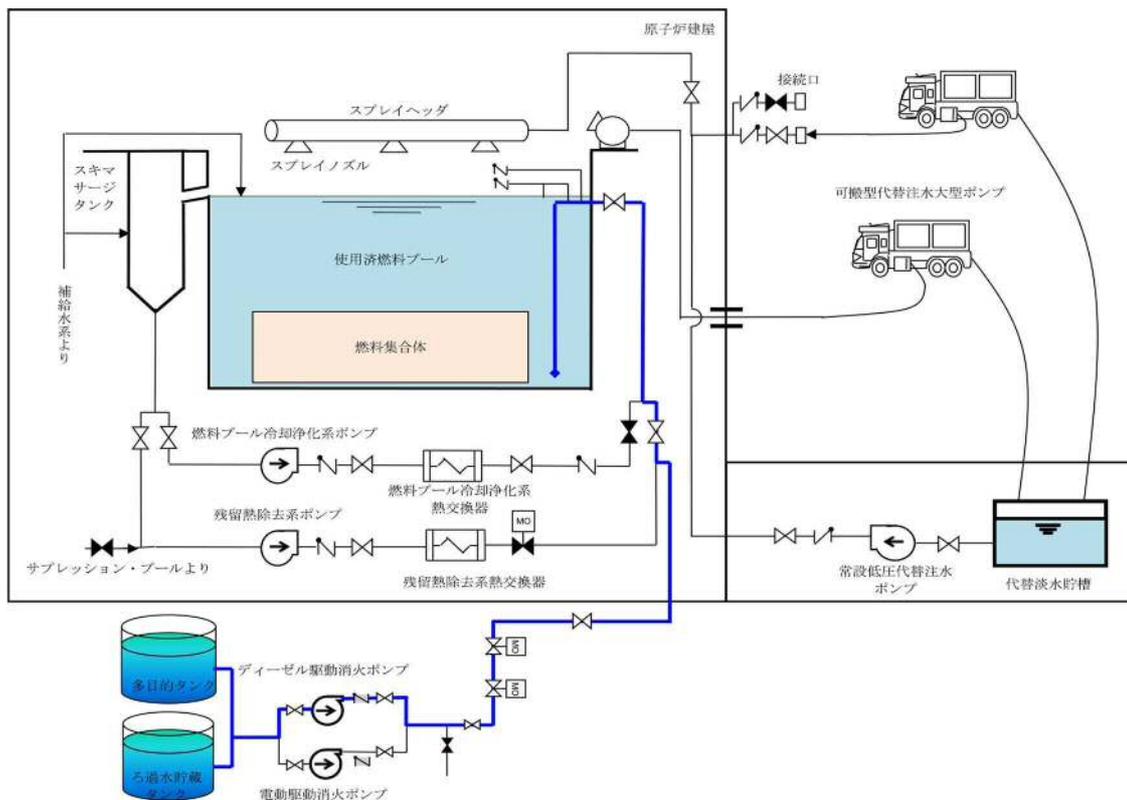
代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水系である緊急用海水ポンプにより構成され、重大事故等発生時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な設計とする。

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。

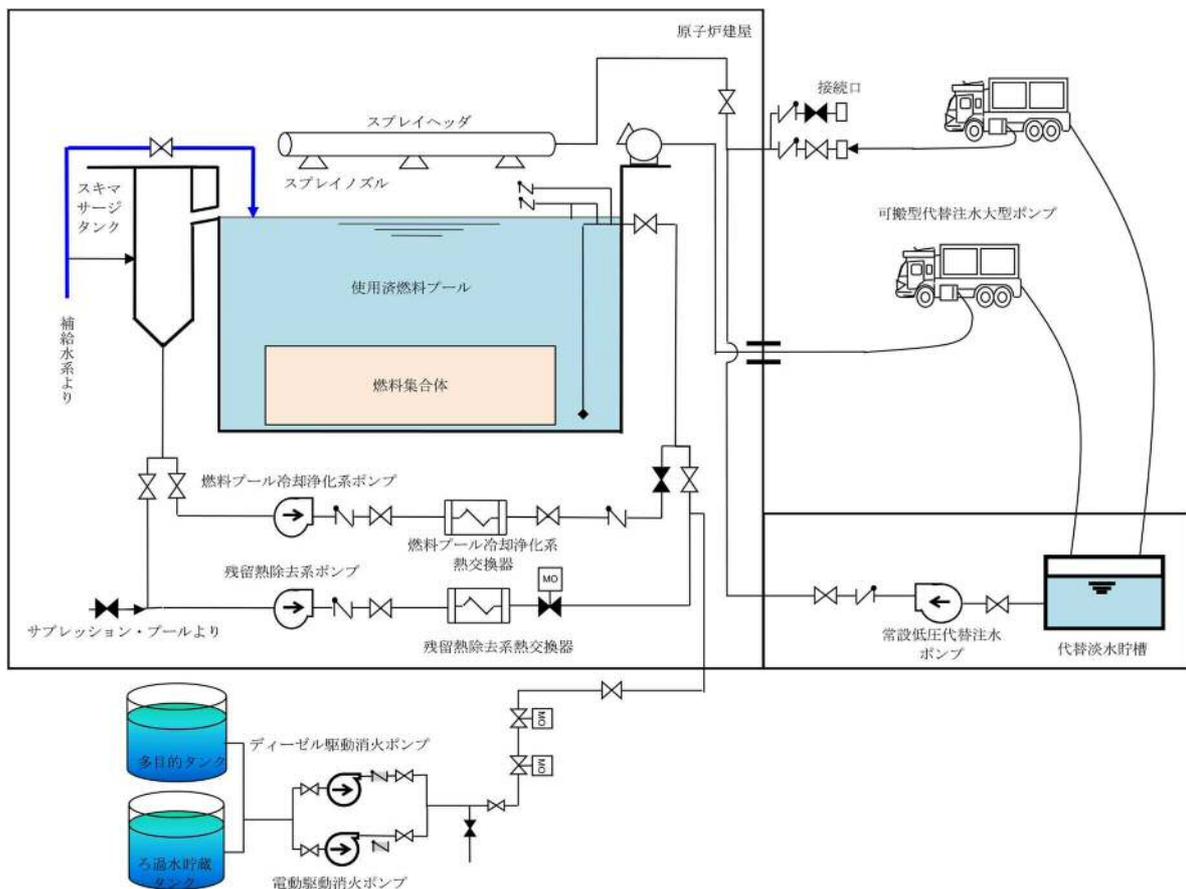


第 54-10-3 図 消火系による代替燃料プール注水の概要図

(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。

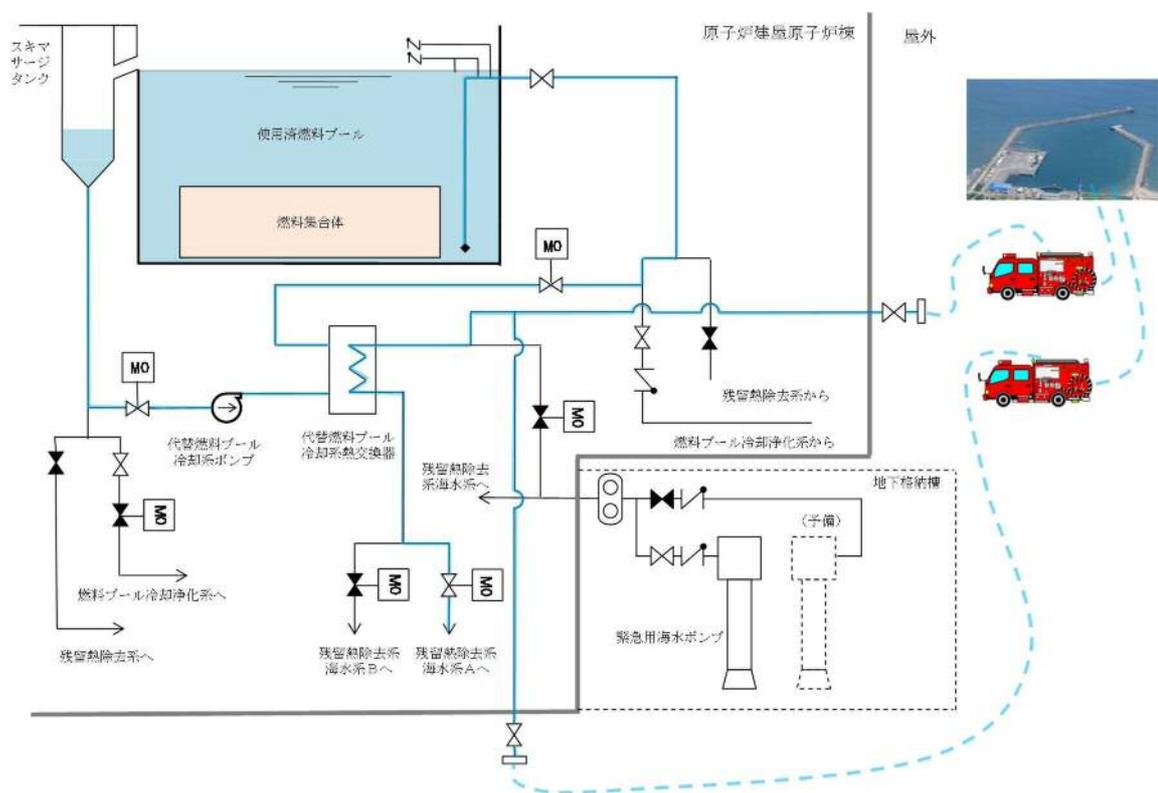


第 54-10-4 図 補給水系による使用済燃料プール注水の概要図

(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。

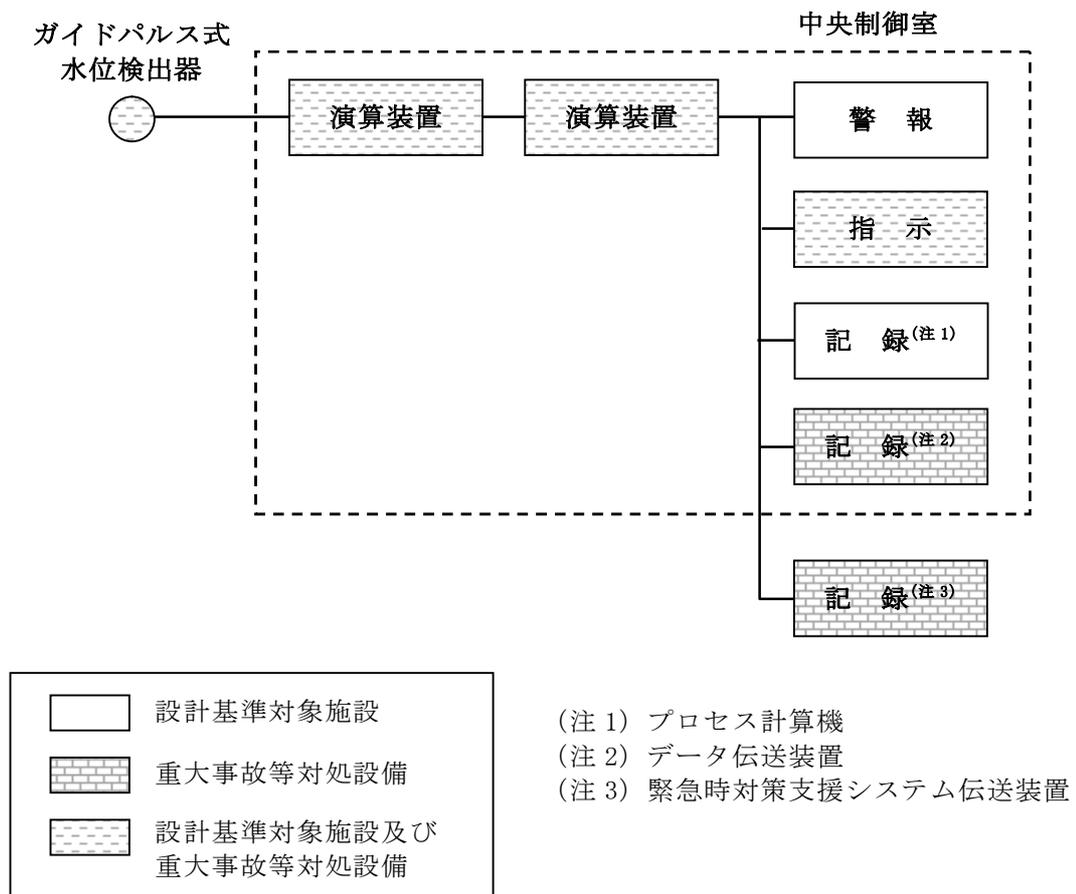
なお，全交流電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

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 mm ~ EL. 46,577 mm

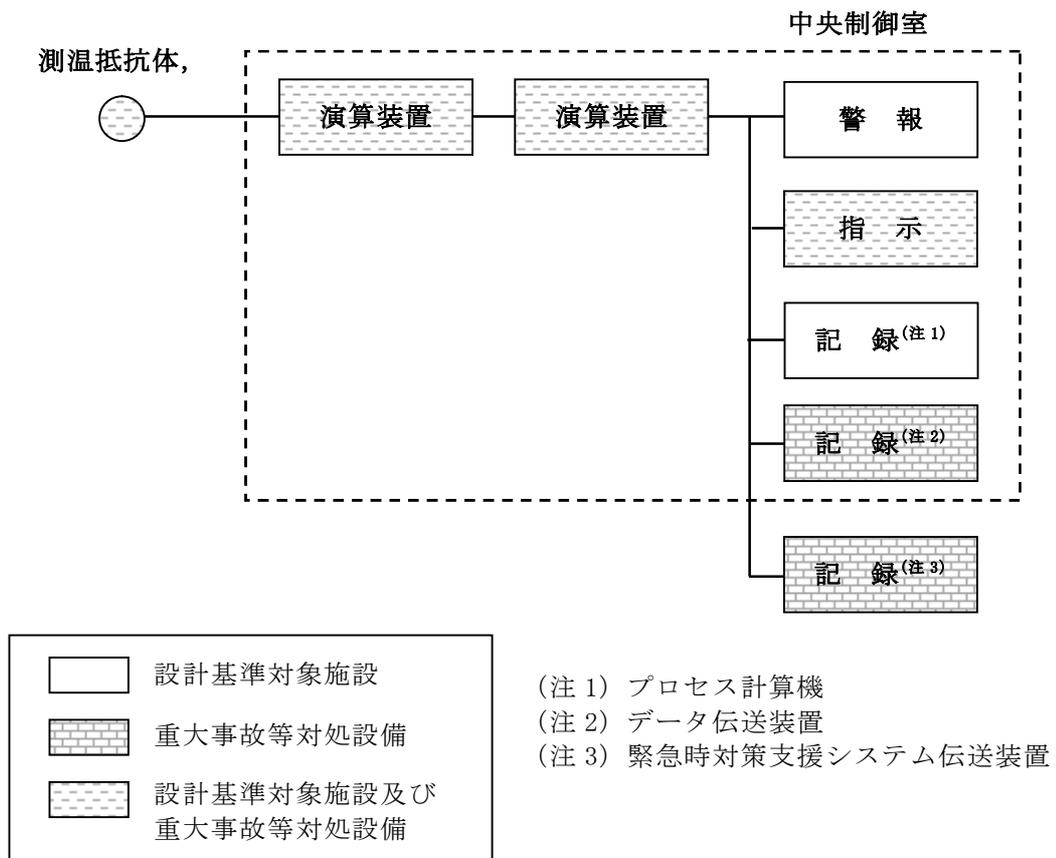
個 数 : 1 個

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, 使用済燃料ラック底部近傍 (EL. 35,077 mm) から使用済燃料プール上端近傍 (EL. 46,577 mm) 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）



第 54-11-2 図 使用済燃料プール温度（SA 広域）の概略構成図

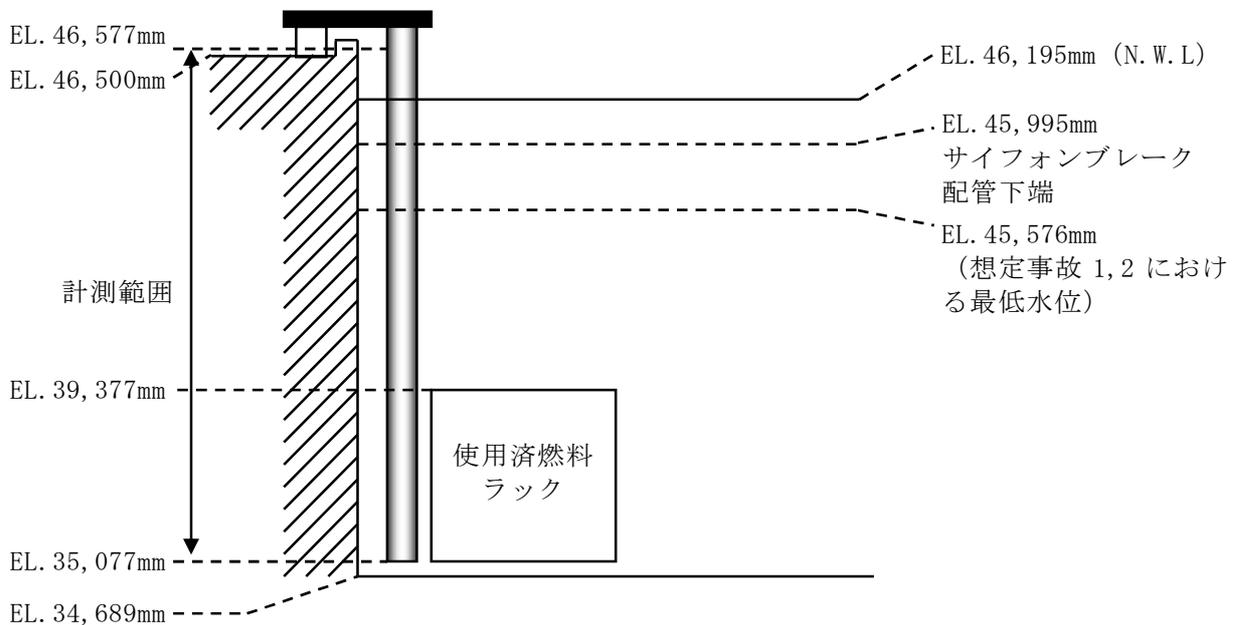
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120℃

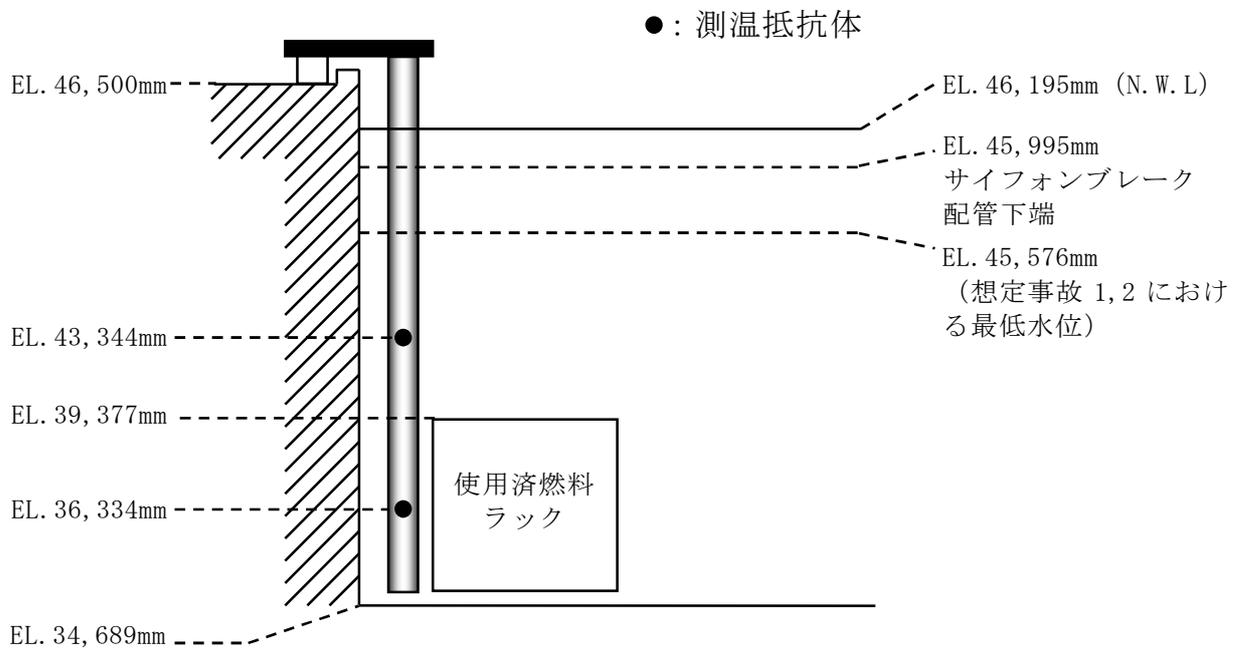
個 数 : 2 個

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(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)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. 45,576mm))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)



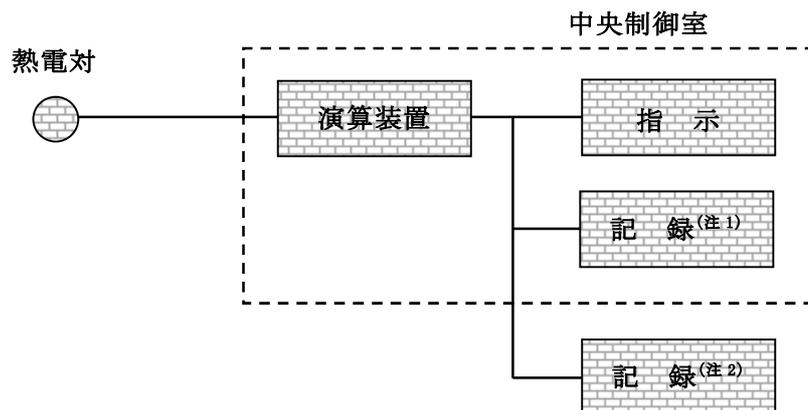
第54-11-3図 使用済燃料プール水位(SA広域)の概略構成図



第 54-11-4 図 使用済燃料プール温度 (SA 広域) の概略構成図

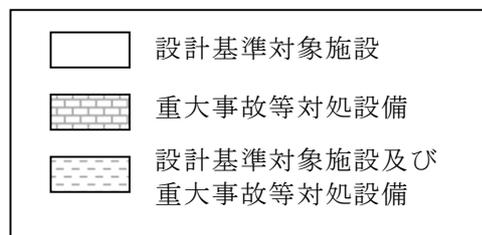
2.2 使用済燃料プール温度 (SA)

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)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 54-11-5 図 使用済燃料プール温度 (SA) の概略構成図

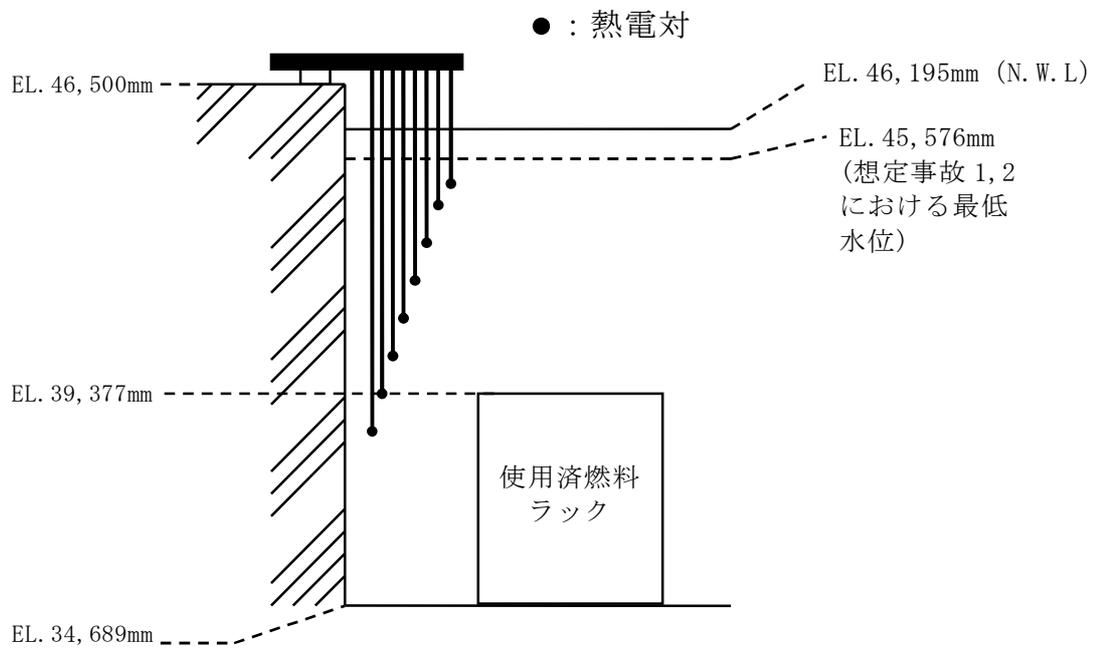
(設備仕様)

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, 576mm）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）

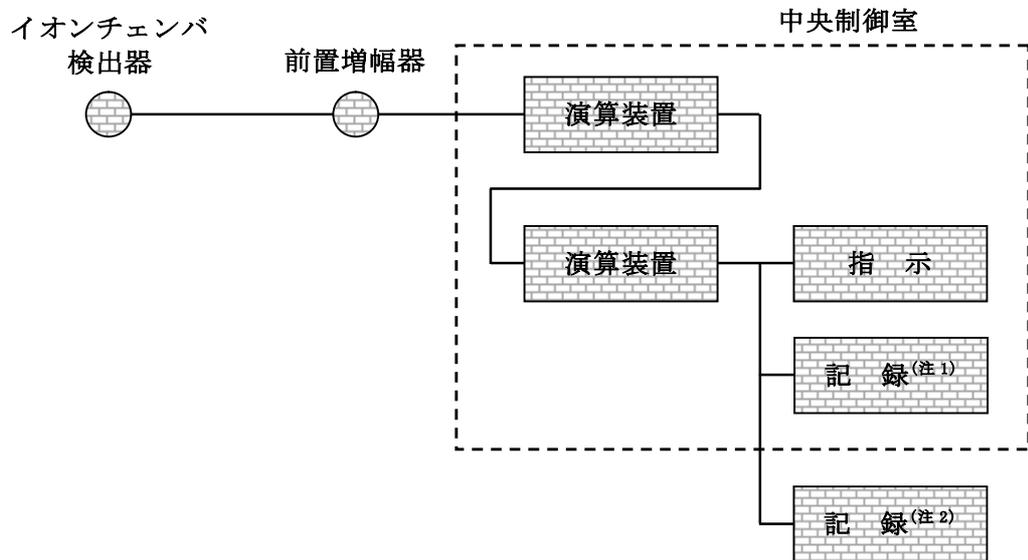


第54-11-6図 使用済燃料プール温度（SA）の計測範囲

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）

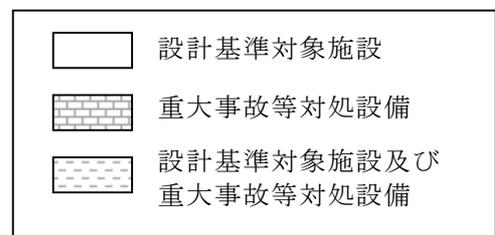
使用済燃料プールエリア放射線モニタは，重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プールエリアの空間線量率を，イオンチェンバ式検出器を用いて電流信号として検出する。検出した電流信号を前置増幅器にて増幅し，演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。

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と低レンジの放射線モニタを設置する。（第 54-11-7 図参照）



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



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

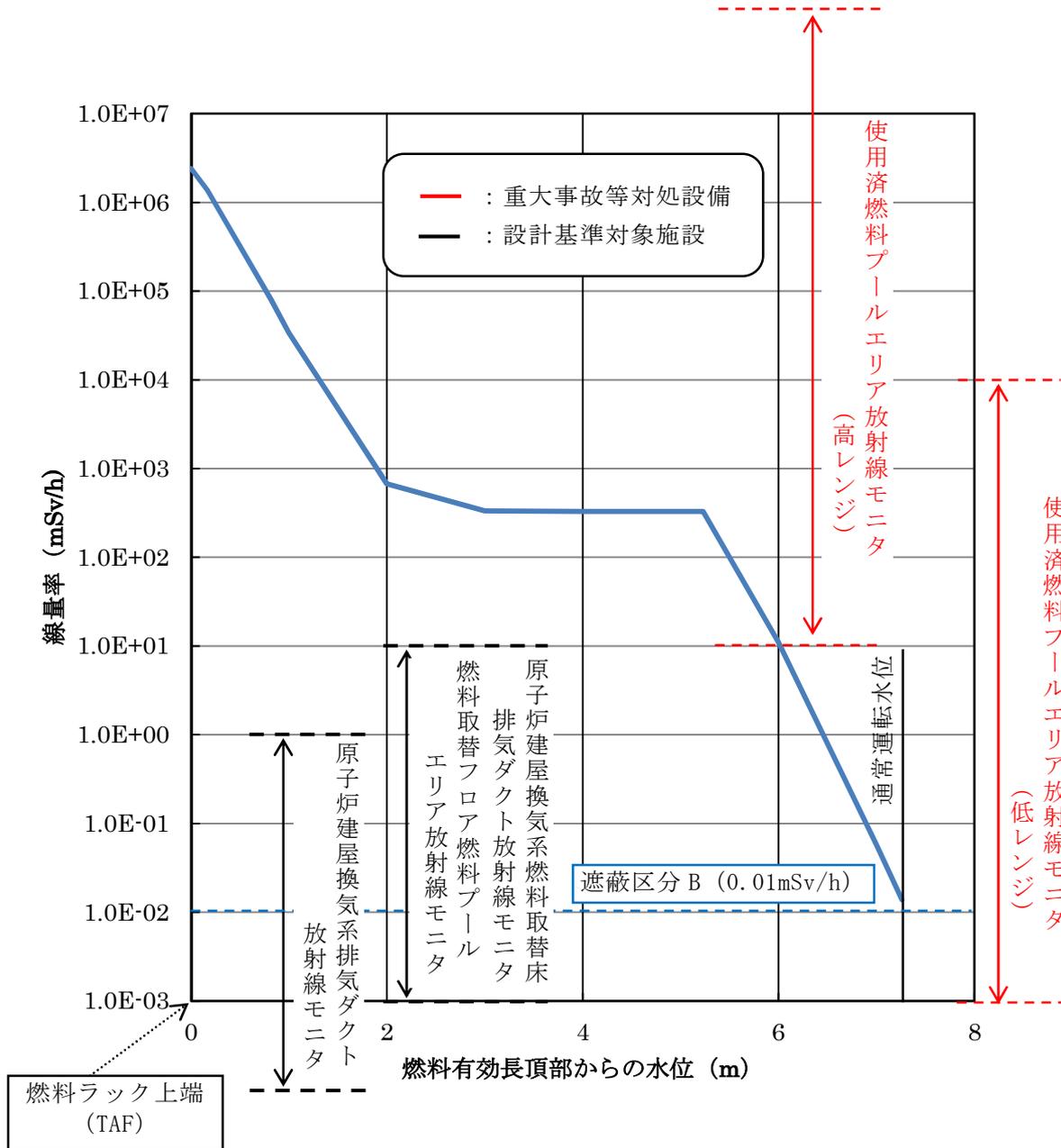
(設備仕様)

計測範囲 : 高レンジ $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$
低レンジ $10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$

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（ $\sim 10^5 \text{ Sv/h}$ ）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

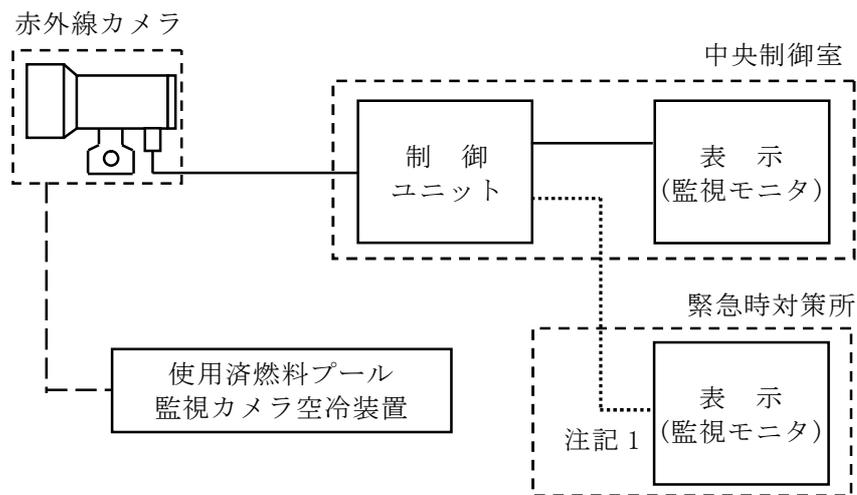
2.4 使用済燃料プール監視カメラ

(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。



注記 1 : 緊急時対策所まで無線通信

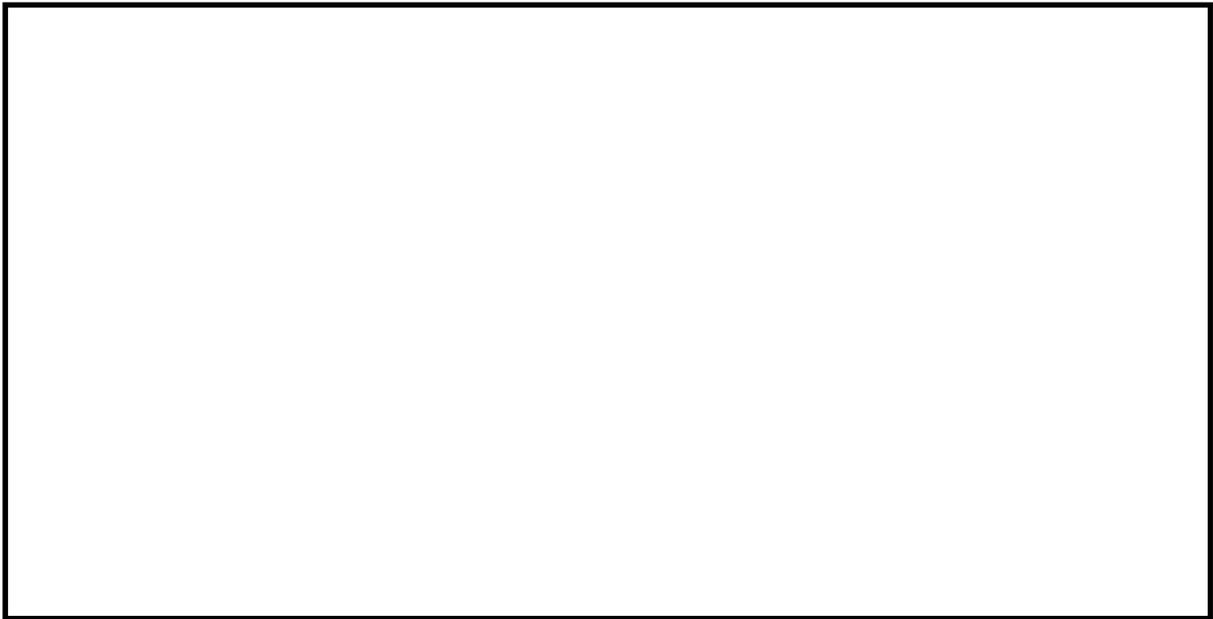
第 54-11-9 図 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

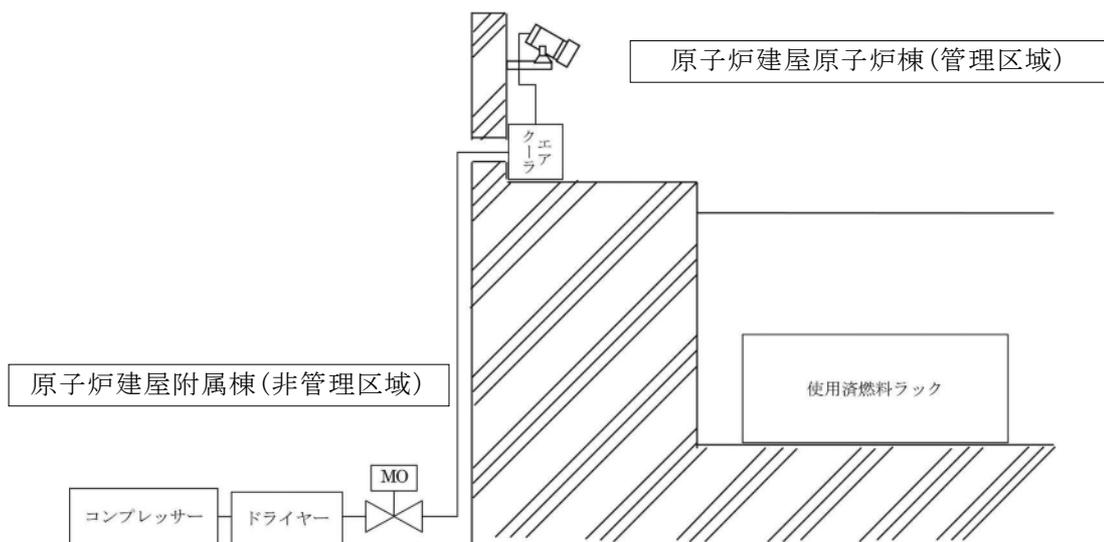
使用済燃料プール監視カメラ監視範囲 (第 2.4-2 図「使用済燃料プール視野概略図」参照)



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 54-11-11 図参照)



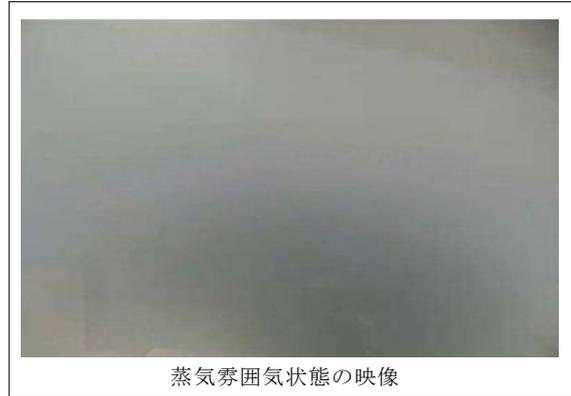
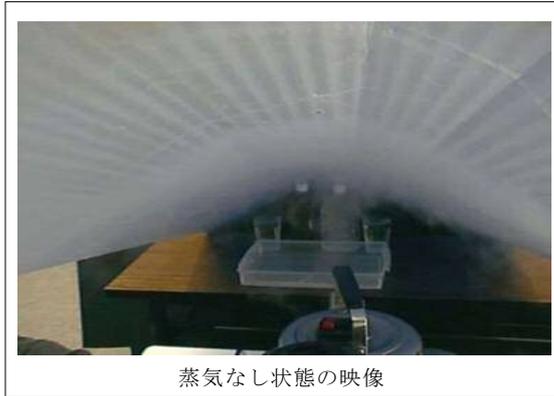
第 54-11-11 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(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

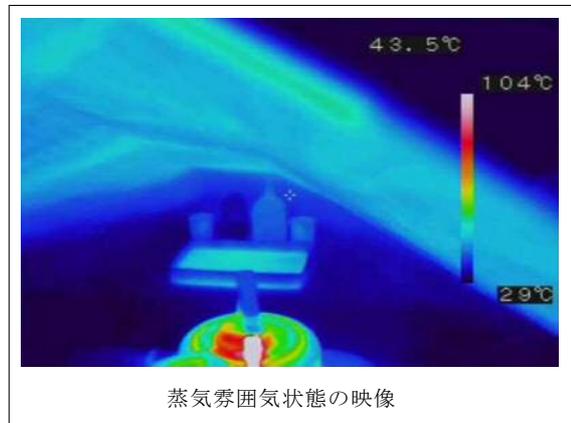
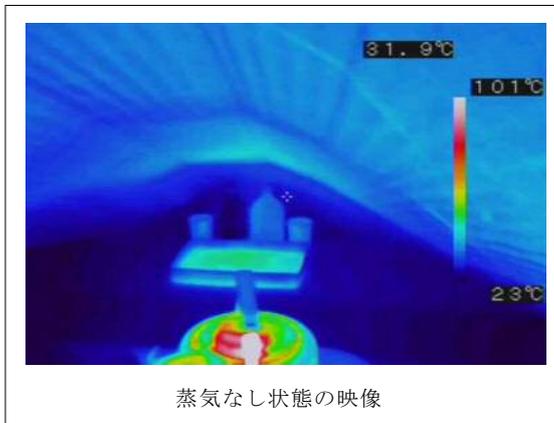
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られず、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

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）

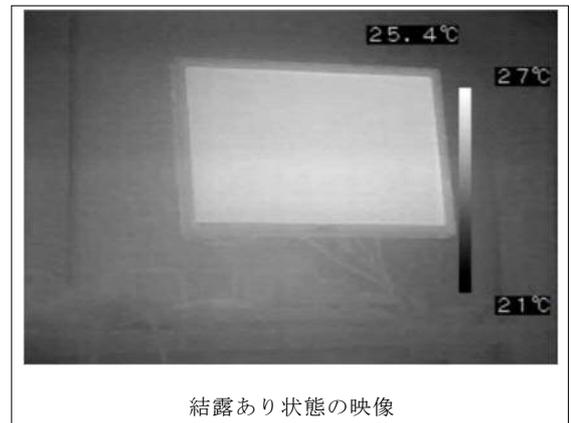
① 可視カメラ



② 赤外線カメラ



③ 赤外線カメラのレンズに結露を模擬



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。

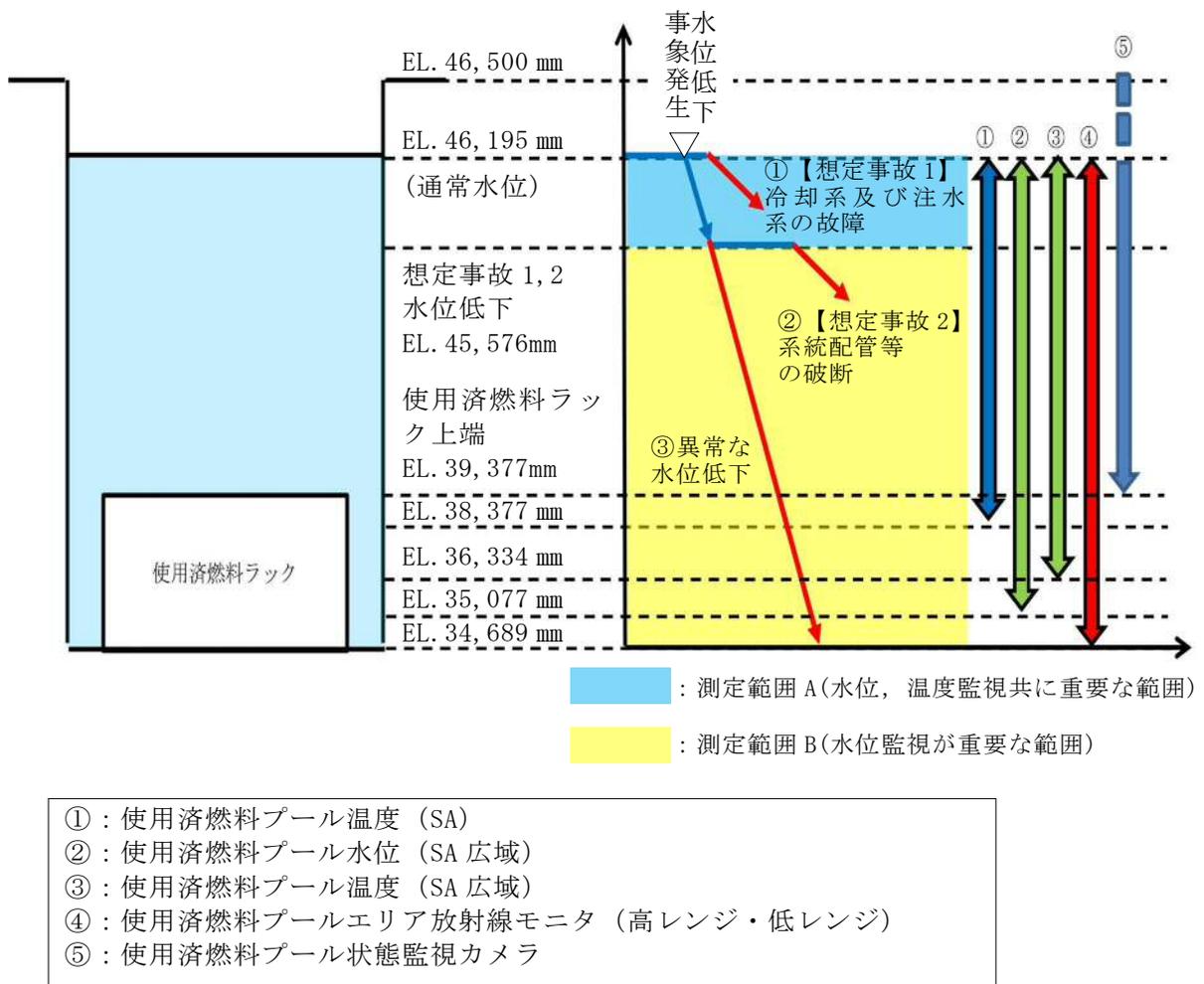
[温度監視]

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（SA 広域）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。



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。

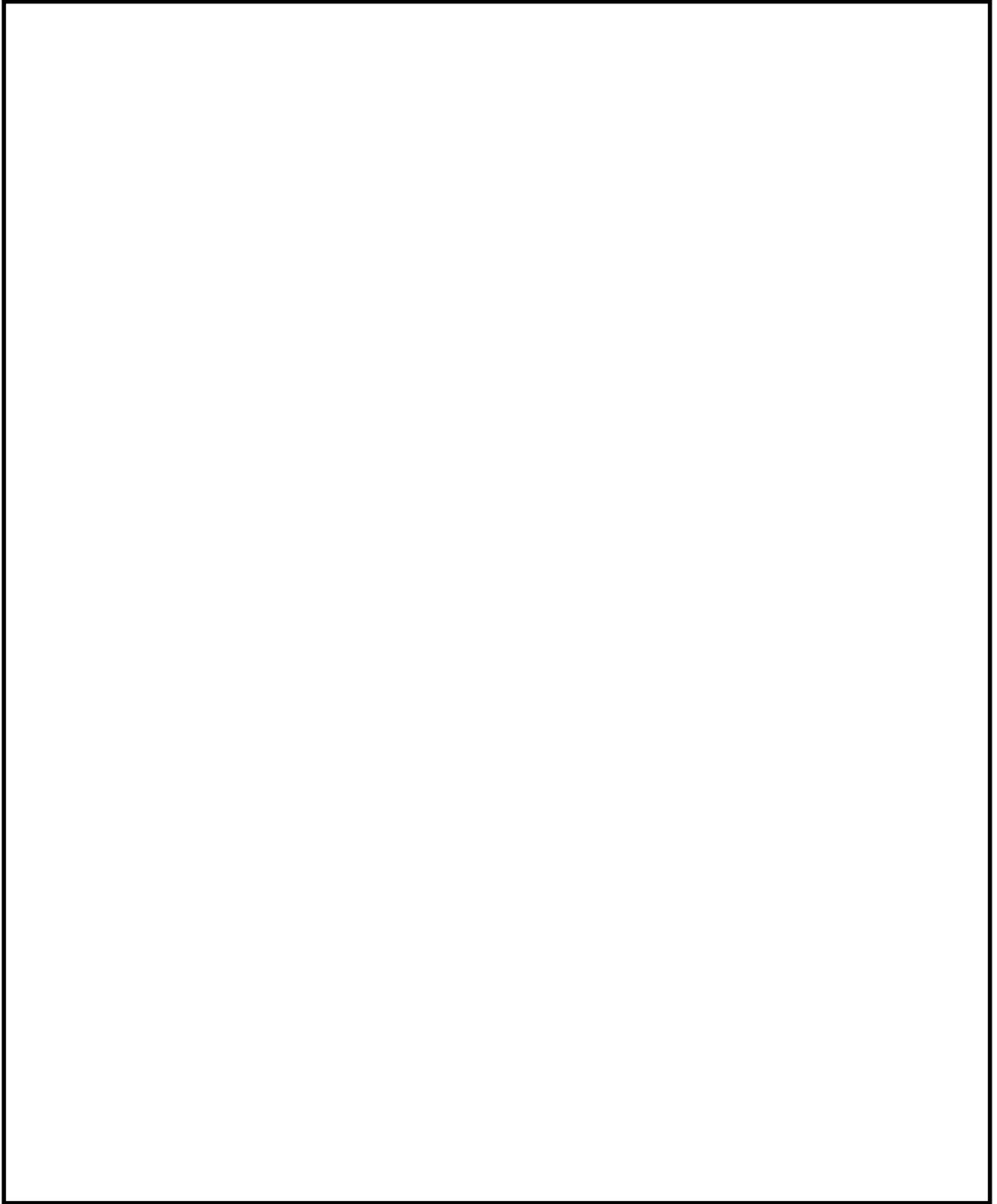
これら重大事故等対処設備は,原子炉建屋原子炉棟6階に設置し,重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し,ケーブルは電線管により布設する設計とすることで,火災による共通要因で設計基準対象施設と同時に機能喪失しないよう考慮した設計とする。

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

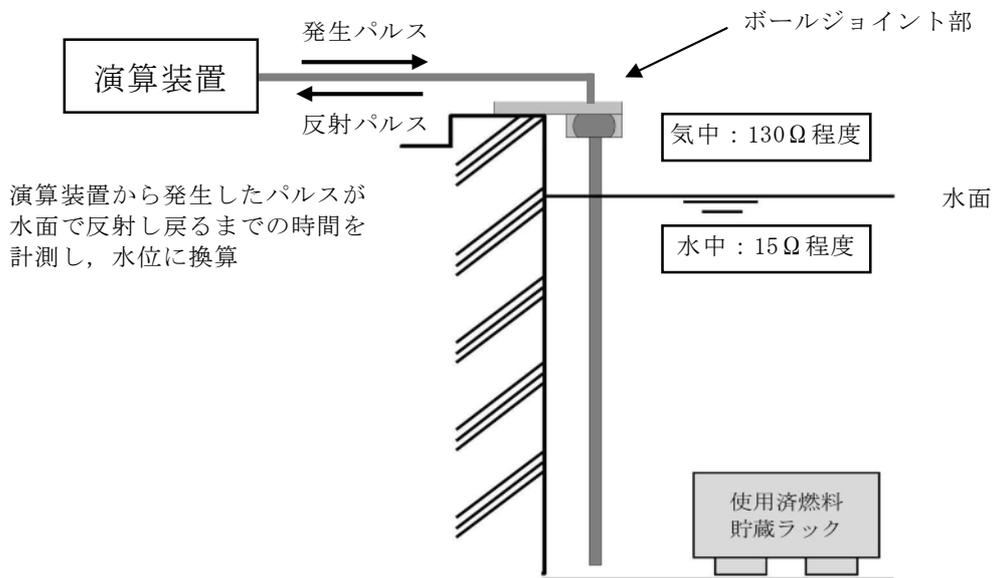
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

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 箇所を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であることから連続して測定が可能である。

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。

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 1-1 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）	温度	120℃	~105℃	○	—	○
		湿度	水飽和蒸気	~100RH%	○	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）	温度	100℃	~105℃	○	—	○
		湿度	100%RH	~100RH%	○	—	○
		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・低レンジ）	温度	100℃	~105℃	○	—	○
		湿度	蒸気環境	~100RH%	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	770kGy	~1.7kGy	○	—	○
状態 監視	使用済燃料プール監視カメラ	温度	≤50℃	~105℃	△	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、耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水（IP65：噴流水に対する防護）	~100RH%	○	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、今後見直す予定あり

第 1-1 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。また、計器の仕様を超えた場合は、他の使用済燃料プール
水位（SA 広域）を主体とし、他の監視設備にて総合的に監視できる。

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イカの健全性について

(1) サイフォンブレイカの機能及び耐震性について

使用済燃料プール入口配管に設置されているサイフォンブレイカについては、弁等の機器は設置されていない口径1 / 2インチの配管であり、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 200 mmに水没させる。使用済燃料プール入口配管破断時においては、EL. 45.995m に設置するサイフォンブレイカより空気を吸入することにより、サイフォンブレイ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。

使用済燃料プール入口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イカに新設の配管サイフォンブレイカを接続し、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

サイフォンブレイ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、使用済燃料プール入口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、サイフォンブレイ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。

(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。出口ストレーナの元素は 24×110 メッシュ（縦約 1.016 mm × 横約 0.23 mm ）であり，サイフォンブレーカ（内径 $\phi 16.1 \text{ mm}$ ）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，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 S_s に対する耐震評価にて使用済燃

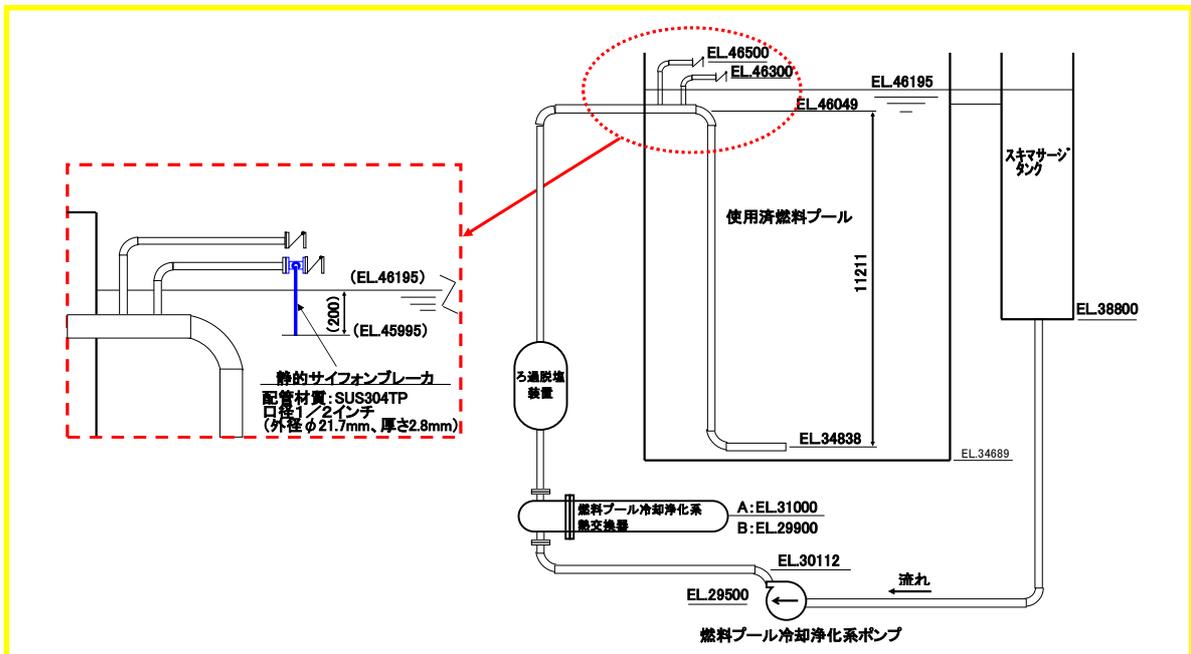
料プール内に落下しないことを確認しているため、静的サイフォンブレーカの落下物干渉による変形は考えられない。

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

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に燃料を貯蔵する。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、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 $1.0 \sim 0.0 \text{g/cm}^3$ 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。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。

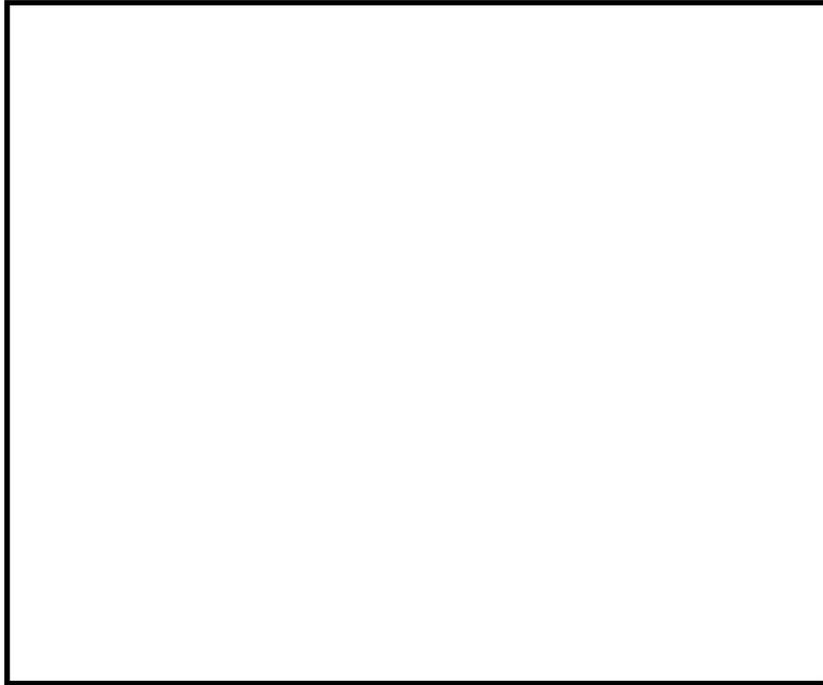
なお、解析には、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく3次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。

第 54-13-1 表 未臨界性評価の基本計算条件

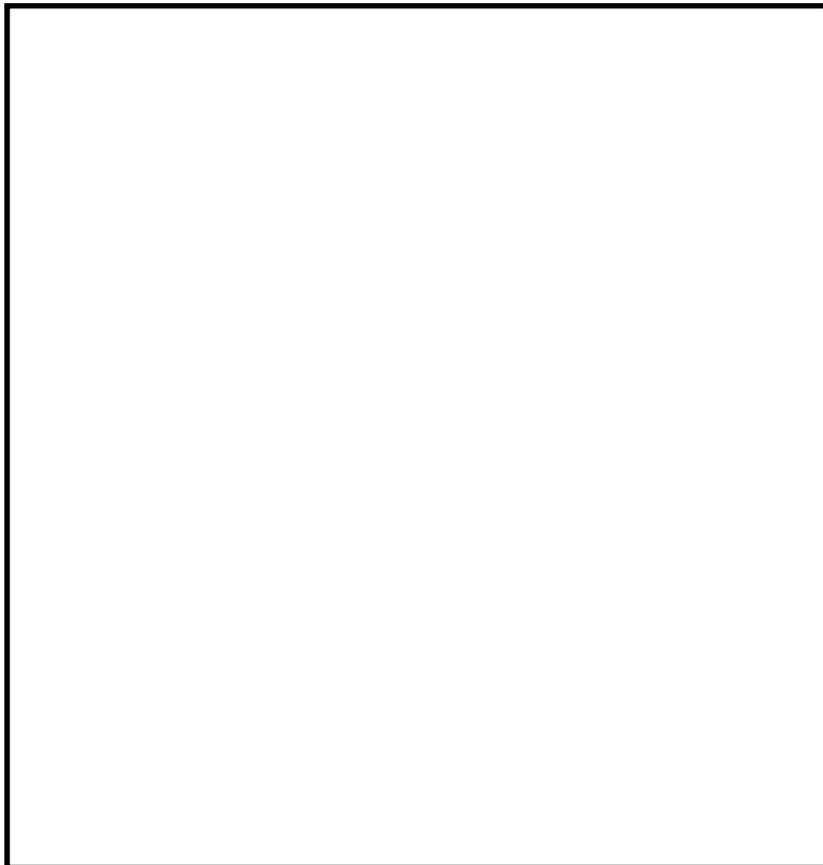
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A型)
	U ²³⁵ 濃縮度	<input type="text"/> wt% ※1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt% ※2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/> mm

※1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty} = 1.3$ 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。

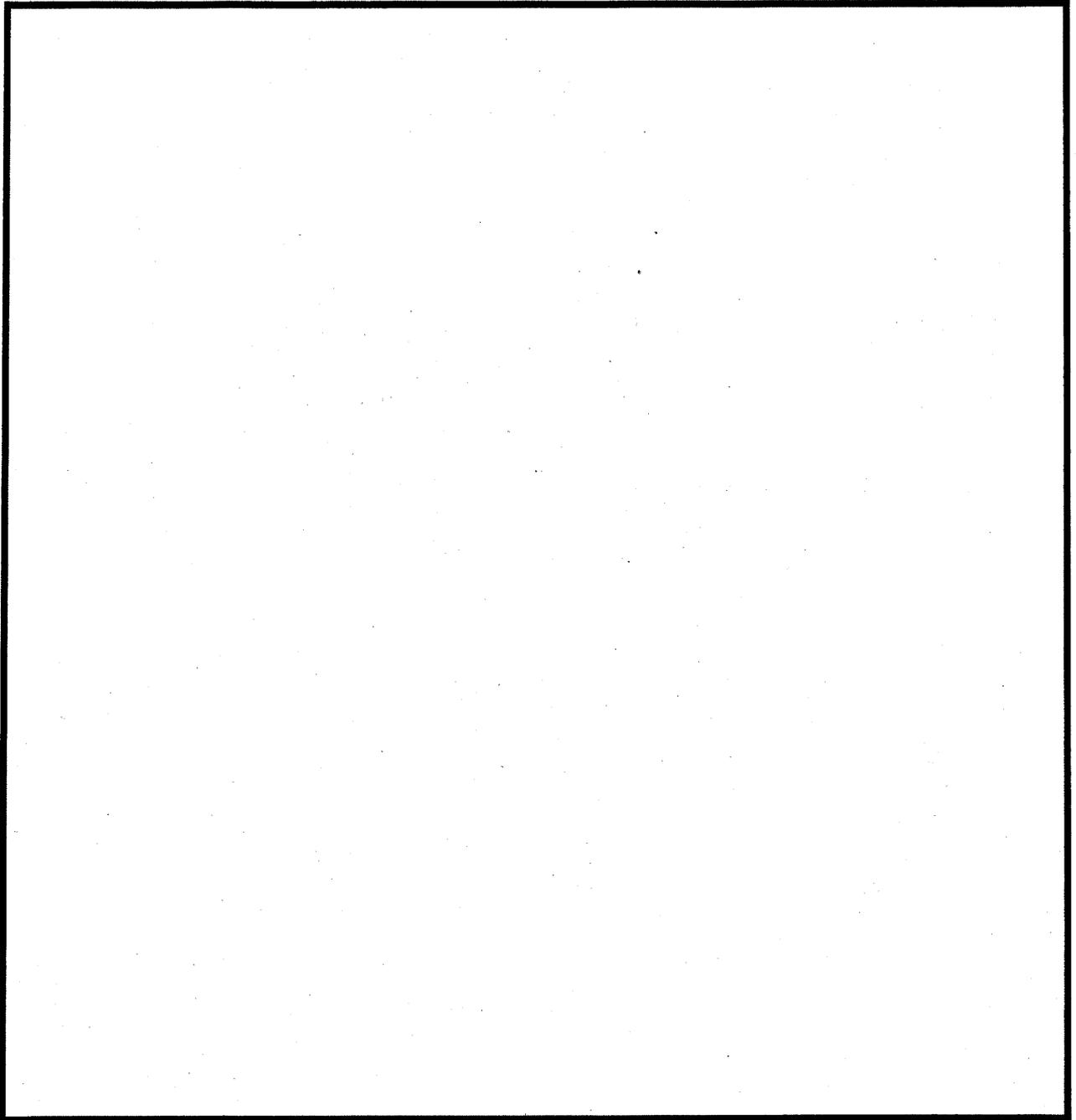
可搬型代替注水大型ポンプは，冷却水として他の冷却水系等から外部サポートを受けないが，取水ポンプで汲み上げた海水の一部をブースターポンプの冷却水として使用する。このように，冷却水により強制冷却を行うが，自己完結型の冷却方式の場合は，自己冷却と整理する。

55-1 SA設備基準適合性一覧

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

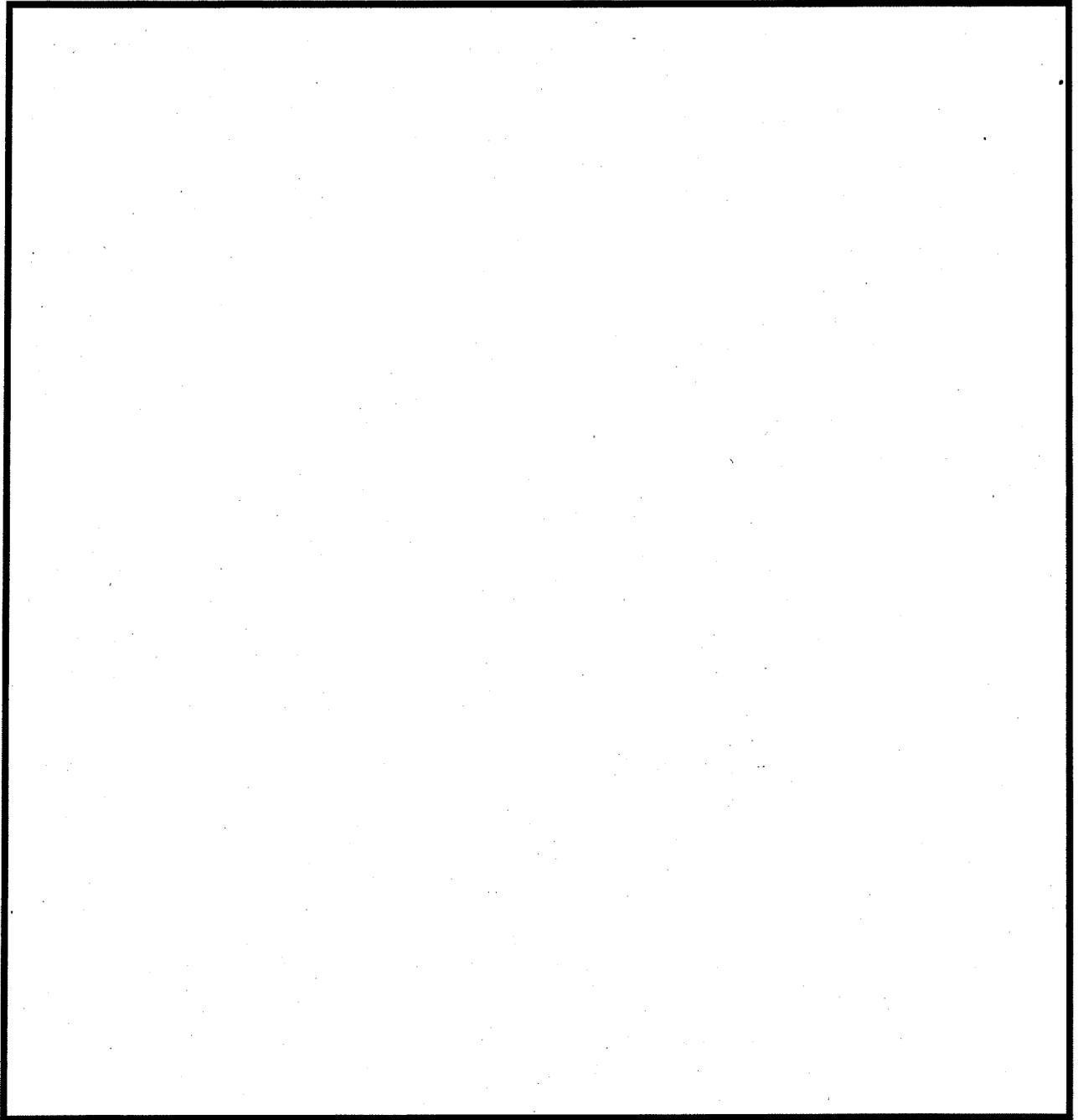
第55条:工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ, 放水砲, 泡消火薬剤容器 汚濁防止膜, 放射性物質吸着材		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候 / 放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
		第2号	操作性	現場操作	B	
			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	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
				放水砲, 泡消火薬剤, 汚濁防止膜, 放射性物質吸着材	その他	M
	関連資料	55-4 試験・検査説明資料				
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外		
		関連資料	55-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	
		その他(飛散物)	—		対象外	
		関連資料	55-3 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作	A a		
		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(共通要因の考慮対象設備なし)	B b		
		関連資料	55-2 配置図			
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B			
	関連資料	55-7 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	同一機能の設備なし	対象外		
		サポート系要因	サポート系なし	対象外		
	関連資料	本文				

55-2 配置図



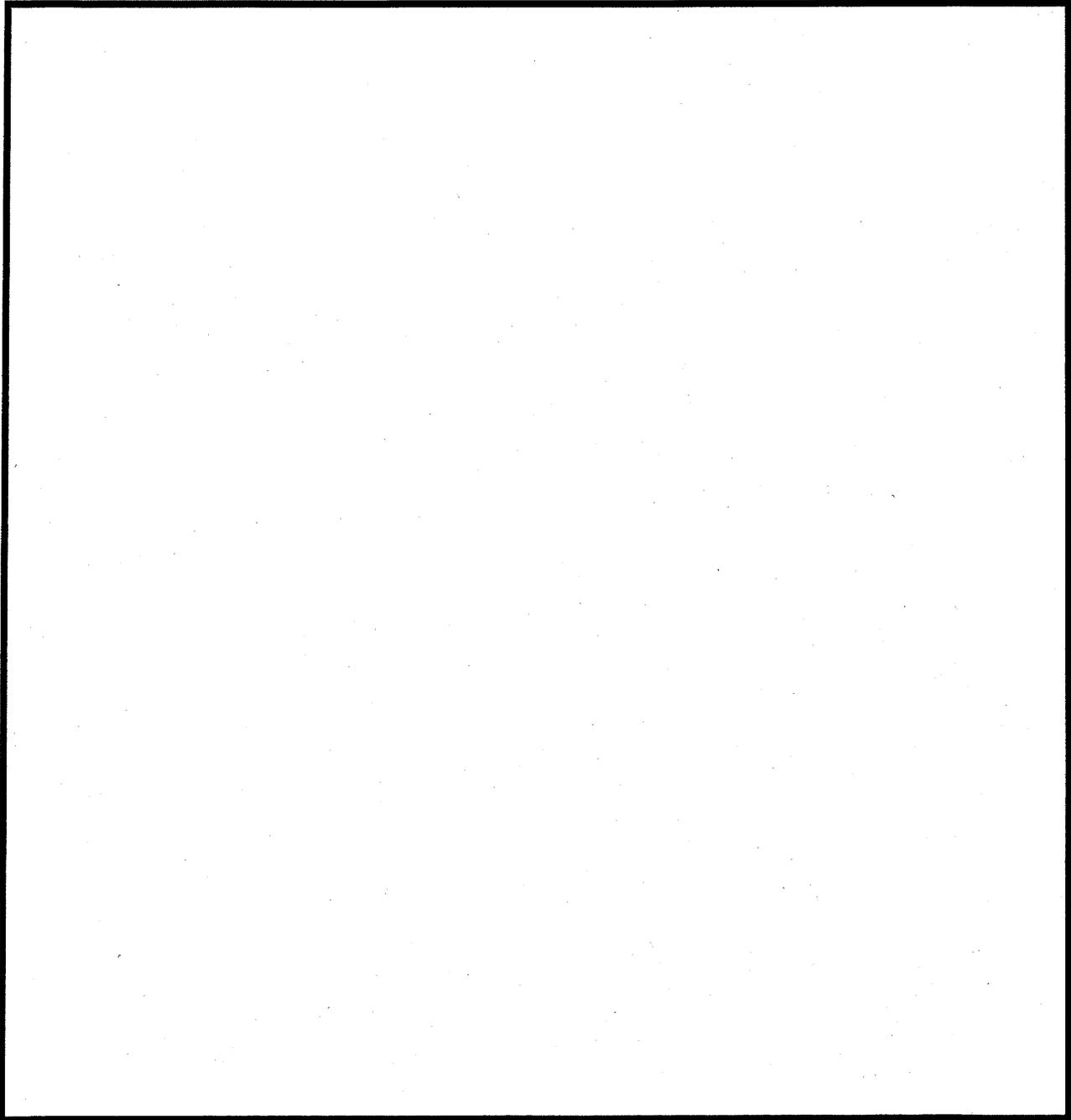
- : 取水箇所
- : 可搬型代替注水大型ポンプ及び泡消火薬剤容器設置場所

第 55-2-1 図 可搬型代替注水大型ポンプ・泡消火薬剤容器配置図



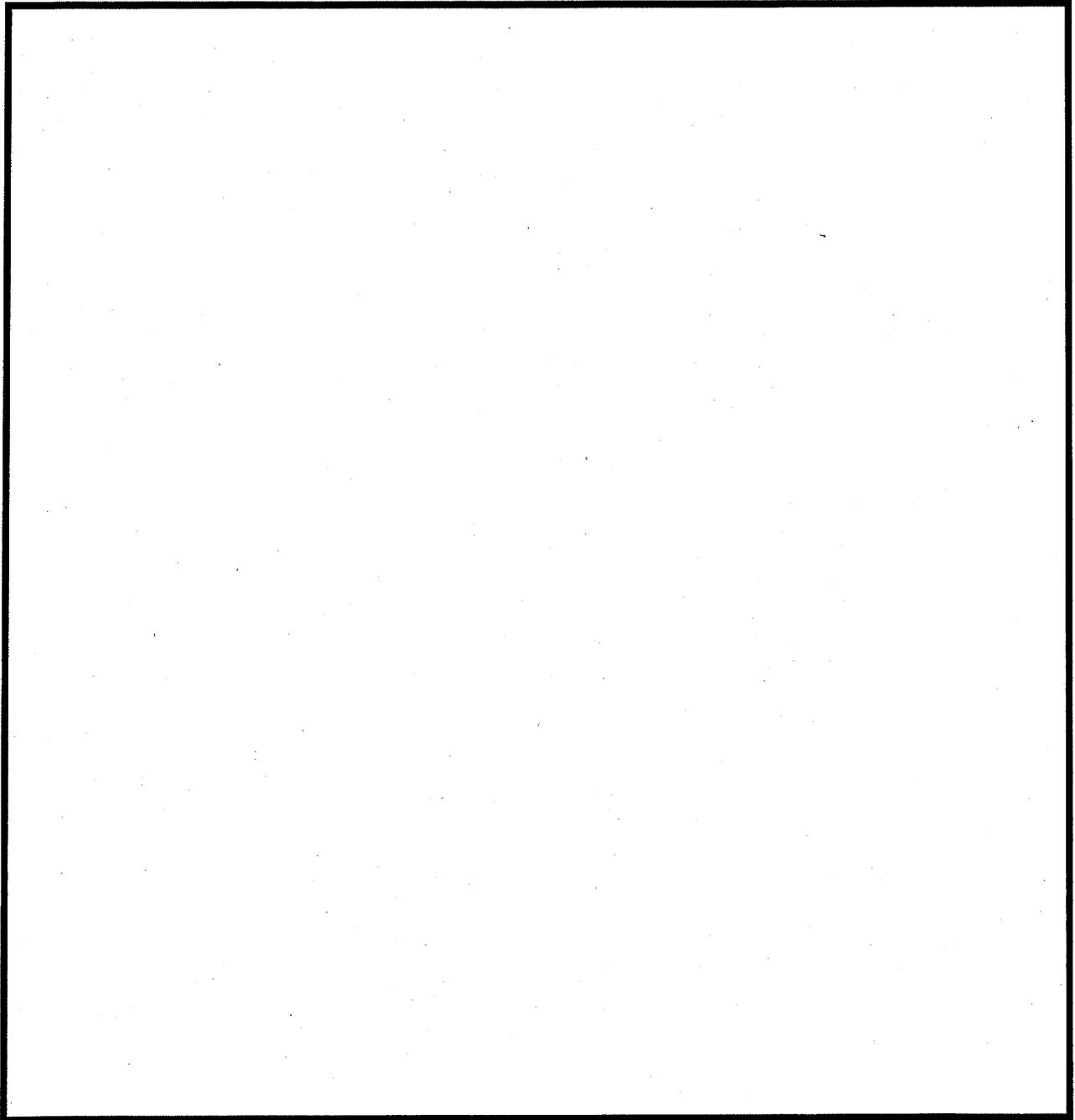
● : 放水砲設置場所 (例)

第 55-2-2 図 放水砲配置図



● : 放射性物質吸着材設置場所

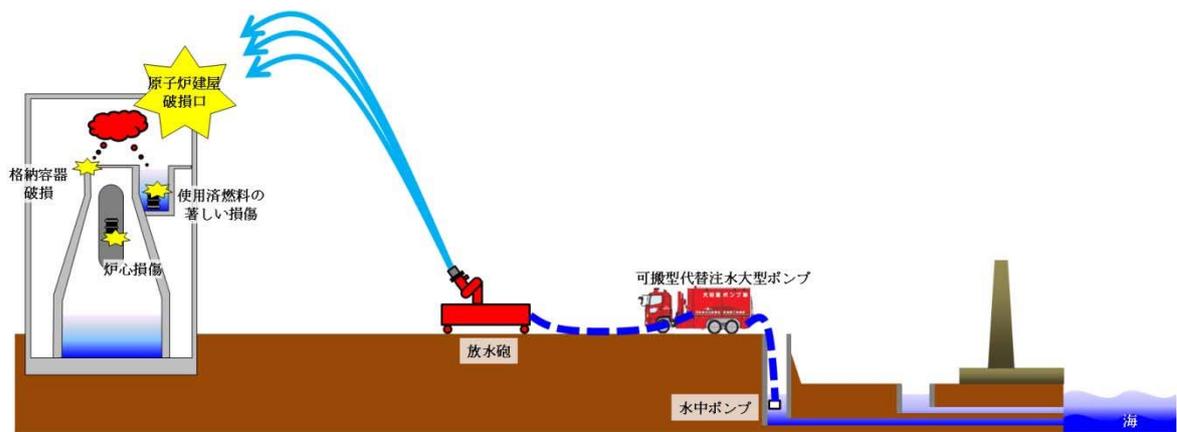
第 55-2-3 図 放射性物質吸着材配置図



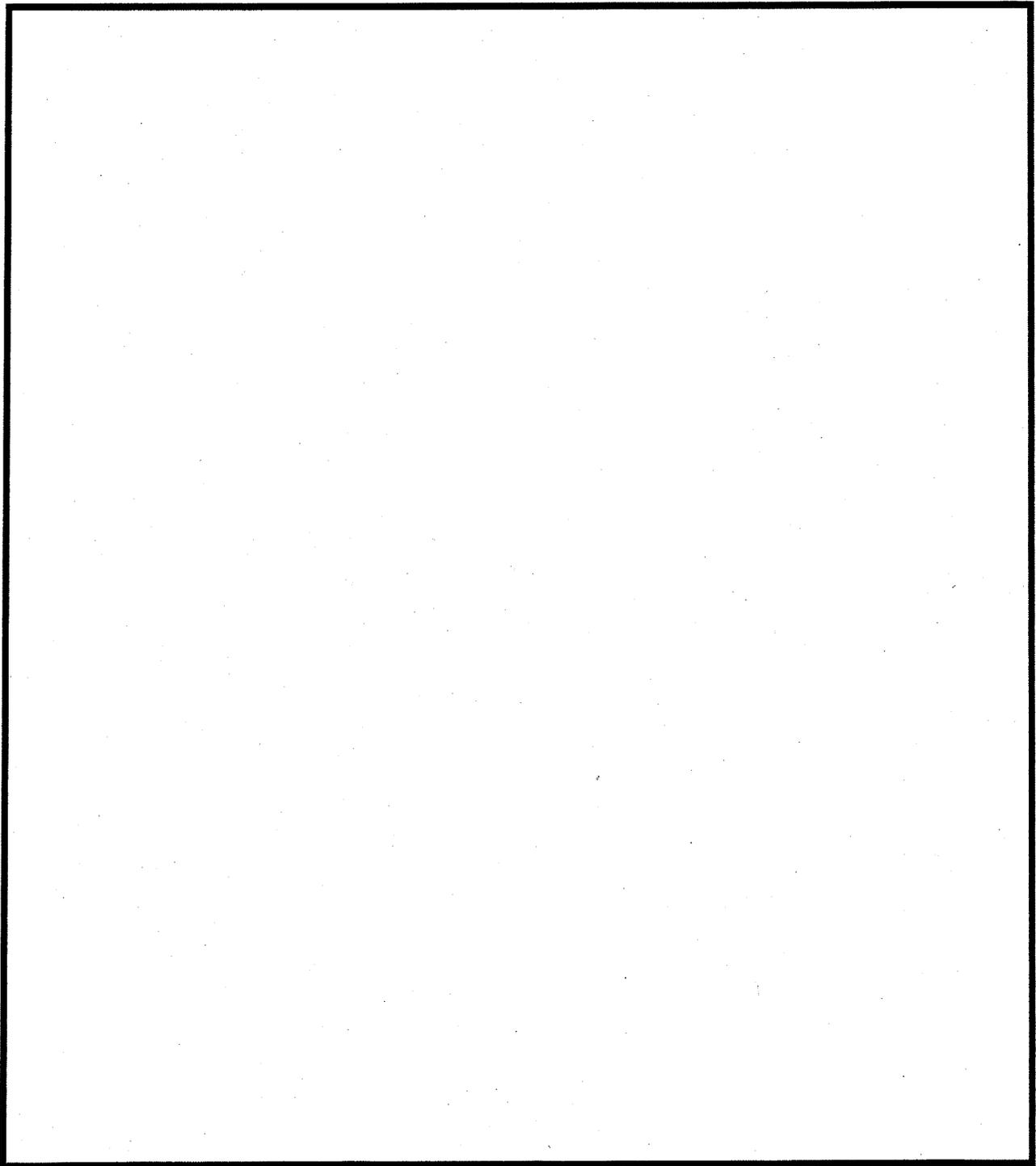
— : 汚濁防止膜設置場所

第 55-2-4 図 汚濁防止膜配置図

55-3 系統図

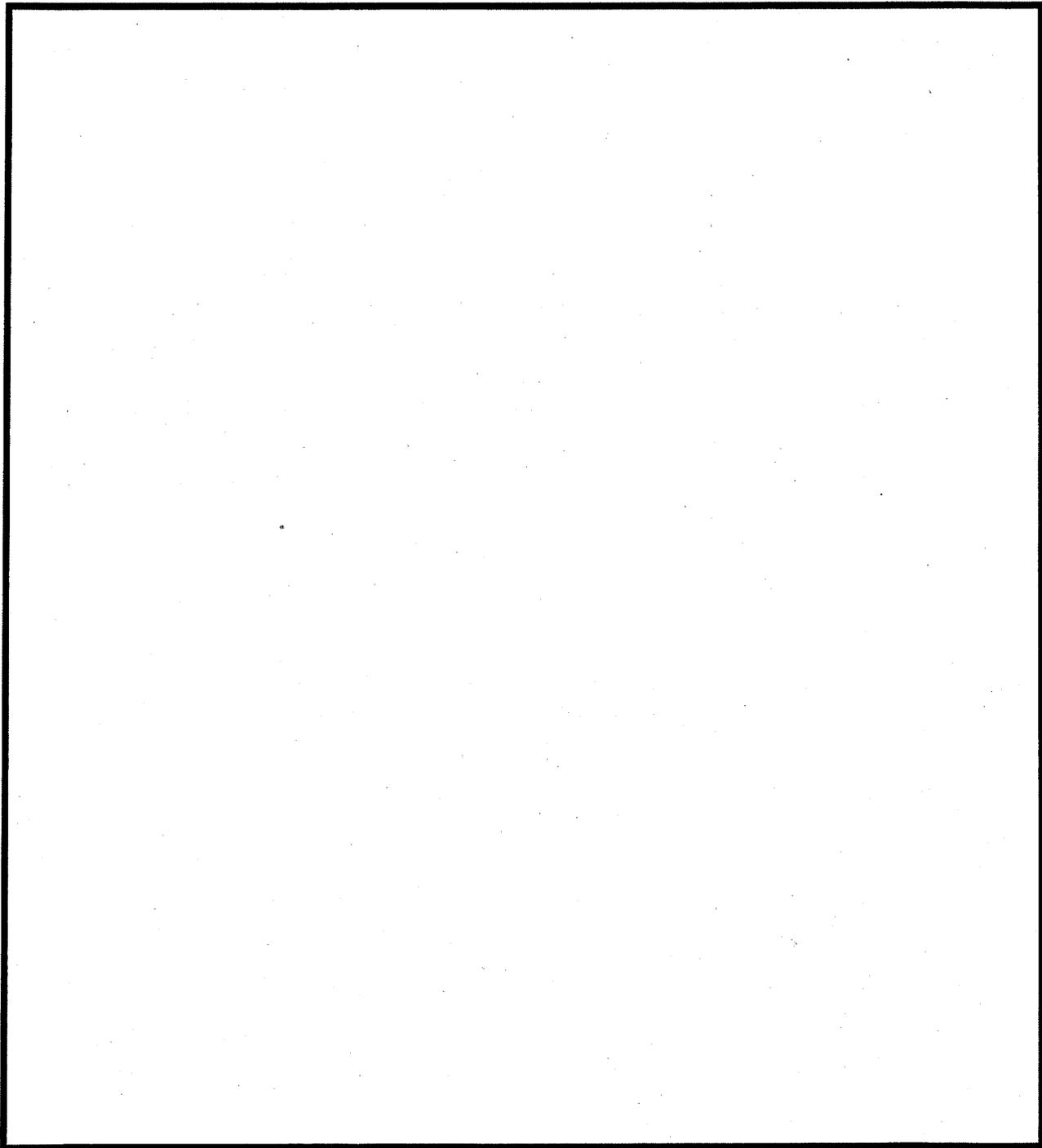


第 55-3-1 図 大気への拡散抑制 概略系統図

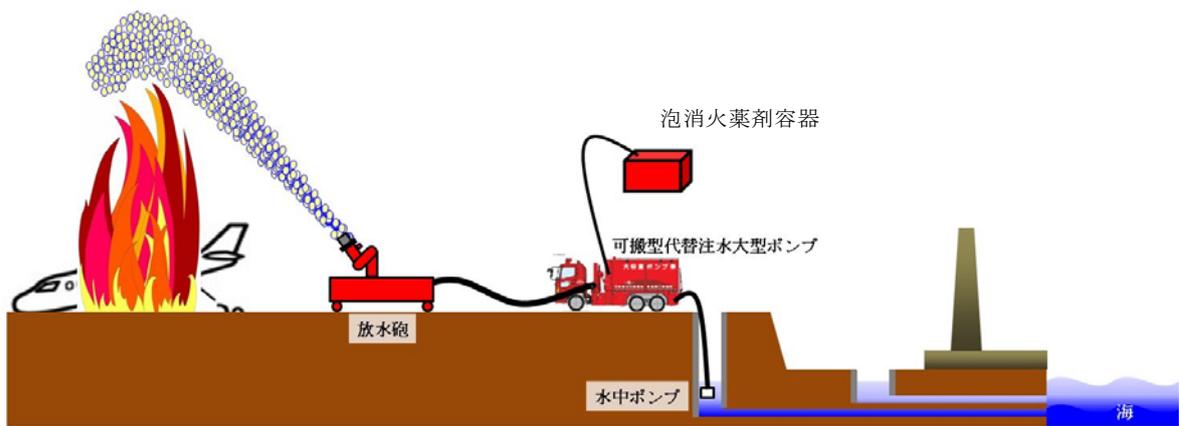


第 55-3-2 図 海洋への拡散抑制 概略系統図 (1 / 2)

(放射性物質吸着材)



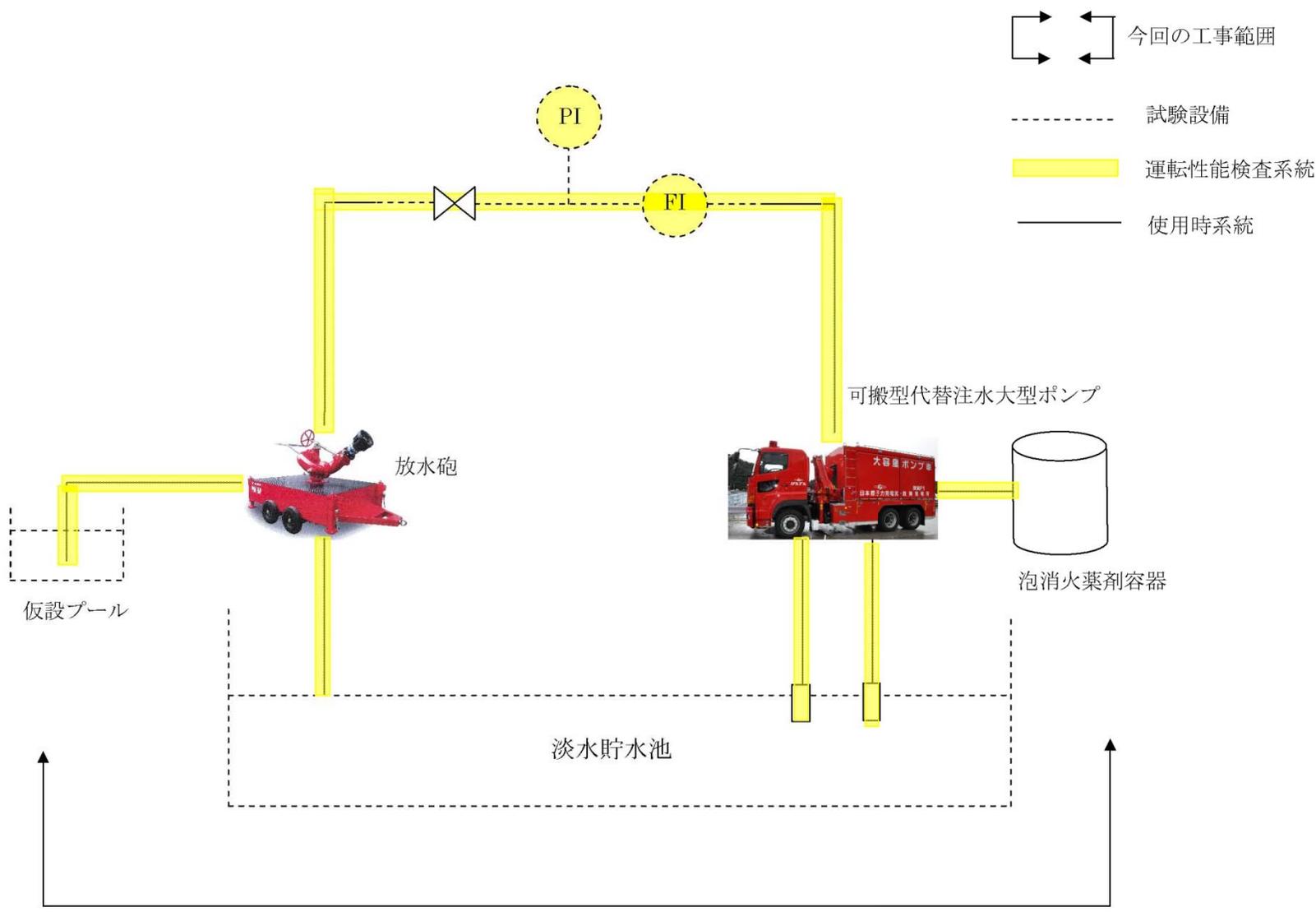
第 55-3-3 図 海洋への拡散抑制 概略系統図 (2 / 2)
(汚濁防止膜)



第 55-3-4 図 航空機燃料火災への泡消火 概略系統

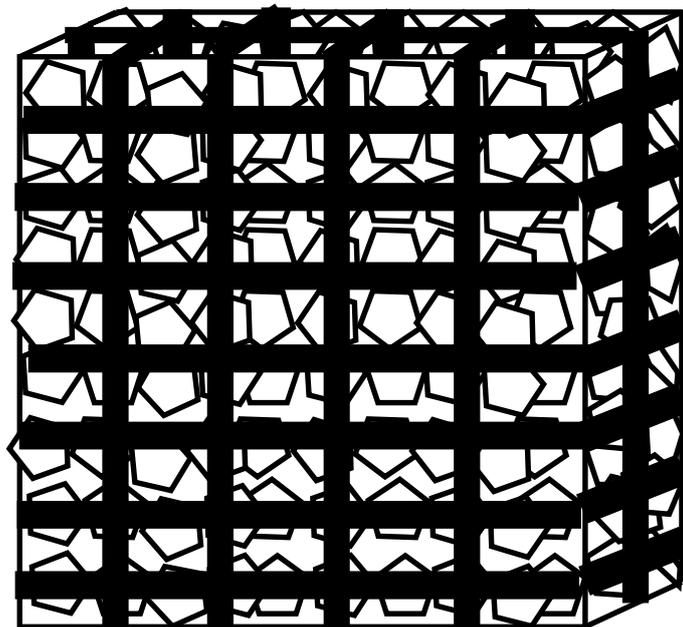
55-4 試験及び検査

第 55-4-1 図 可搬型代替注水大型ポンプ・放水砲 試験系統

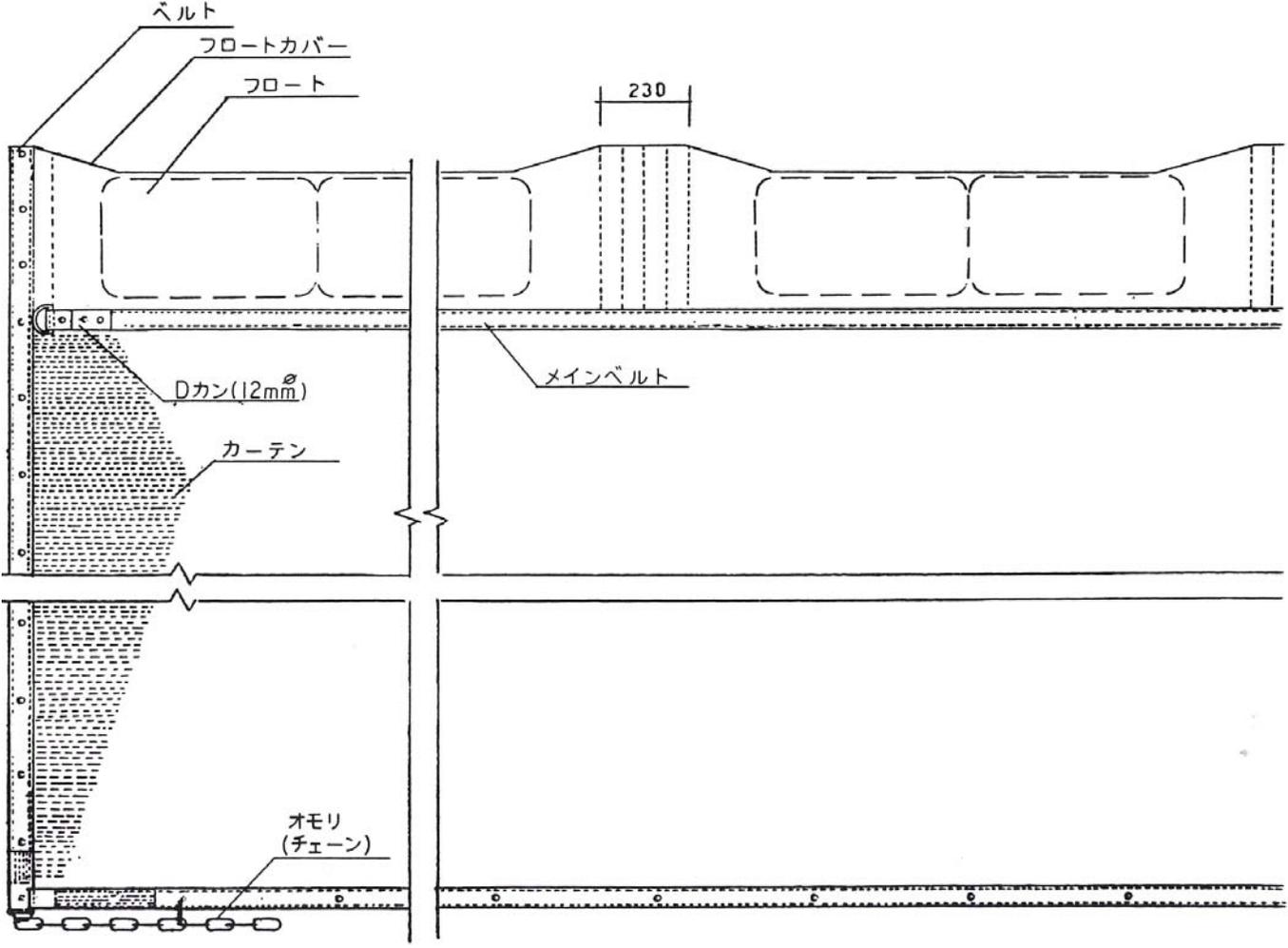




第 4-2 図 放射性物質吸着材 外観図



第 55-4-3 図 放射性物質吸着材収納容器 外観図



第 55-4-4 図 汚濁防止膜 外觀図



梱包状態例



展張状態例

第 55-4-5 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
流 量	m ³ /h/台	1,338 以上 (注1) (約 1,440 (注2))
吐 出 圧 力	MPa[gage]	1.24 以上 (注1) (約 1.20 (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/台	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、工場等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は、海水を水源として、可搬型代替注水大型ポンプに敷設されている取水ポンプにより取水口より取水し、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、原子炉建屋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。

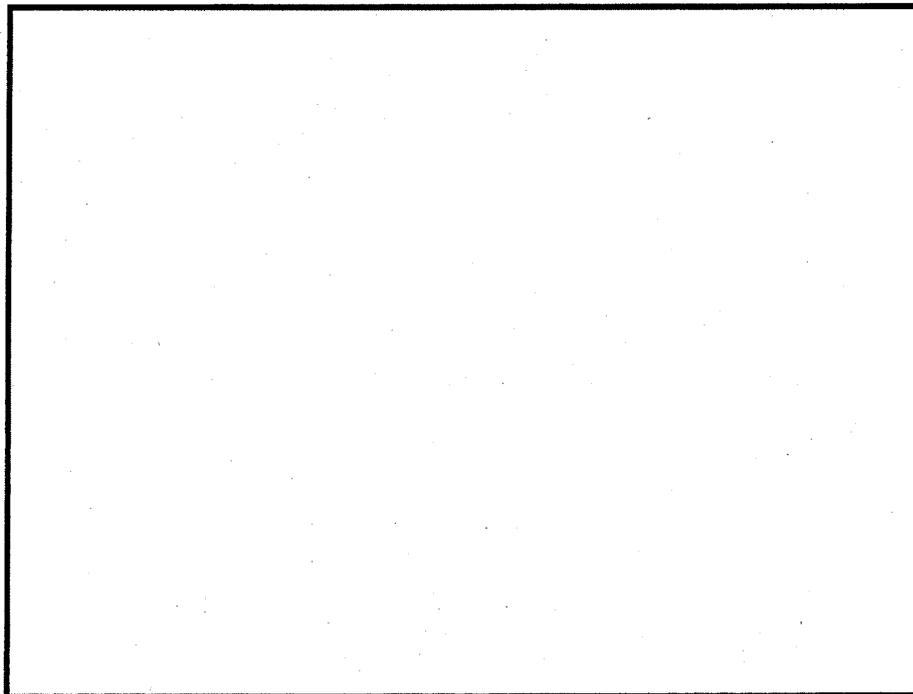
航空機燃料火災への泡消火として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災を消火するために設置する。

その際、可搬型代替注水大型ポンプは、海水を水源として、可搬型代替注水大型ポンプに敷設されている取水ポンプにより取水箇所（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に投入し混合しながら原子炉建屋屋上又は周辺に放水できる設計とする。

なお、保有台数は、可搬型代替注水大型ポンプ1セット1台、保守点検用又は故障時のバックアップ用として予備1台の合計2台を保管する。

1. 圧力・流量

可搬型代替注水大型ポンプは、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（原子炉建屋屋上）への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋屋上（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]、1,338m³/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）

可搬型代替注水大型ポンプの流量の公称値は、約 1,440m³/h とする。吐出圧力の公称値は約 1,440m³/h 時の吐出圧力である約 1.20MPa とする。

・ホース敷設等による圧力損失を考慮

ホースの敷設は、放水砲によって複数方向（タービン建屋と接している北側以外の方向）から放水ができること、並びに、複数の取水箇所から取水できるとともに、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のルートが選択できるように設定する。

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S A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海水取水ピットから取水し、敷地南側を経由して、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 1.00 MPa[gage]
ホース圧損	約 0.15 MPa[gage]
敷地高さの影響	約 0.03 MPa[gage]
機器類圧損	約 0.06 MPa[gage]
合計	約 1.24 MPa[gage]

2. 最高使用圧力(1.4MPa[gage])

可搬型代替注水大型ポンプは、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℃)

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60℃とする。

4. 原動機出力 847kW

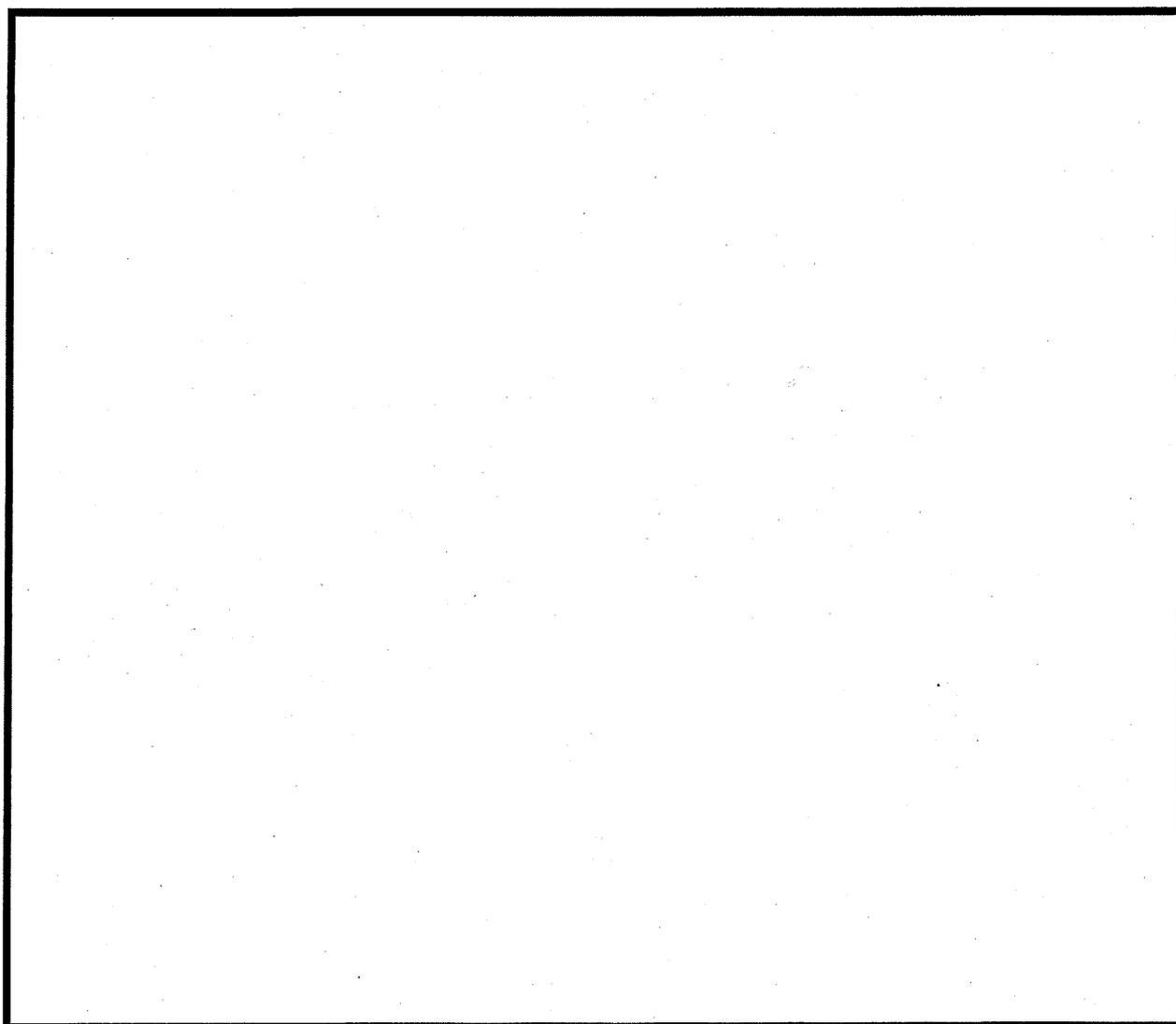
可搬型代替注水大型ポンプの原動機については、メーカー設計値である847kW とする。

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。

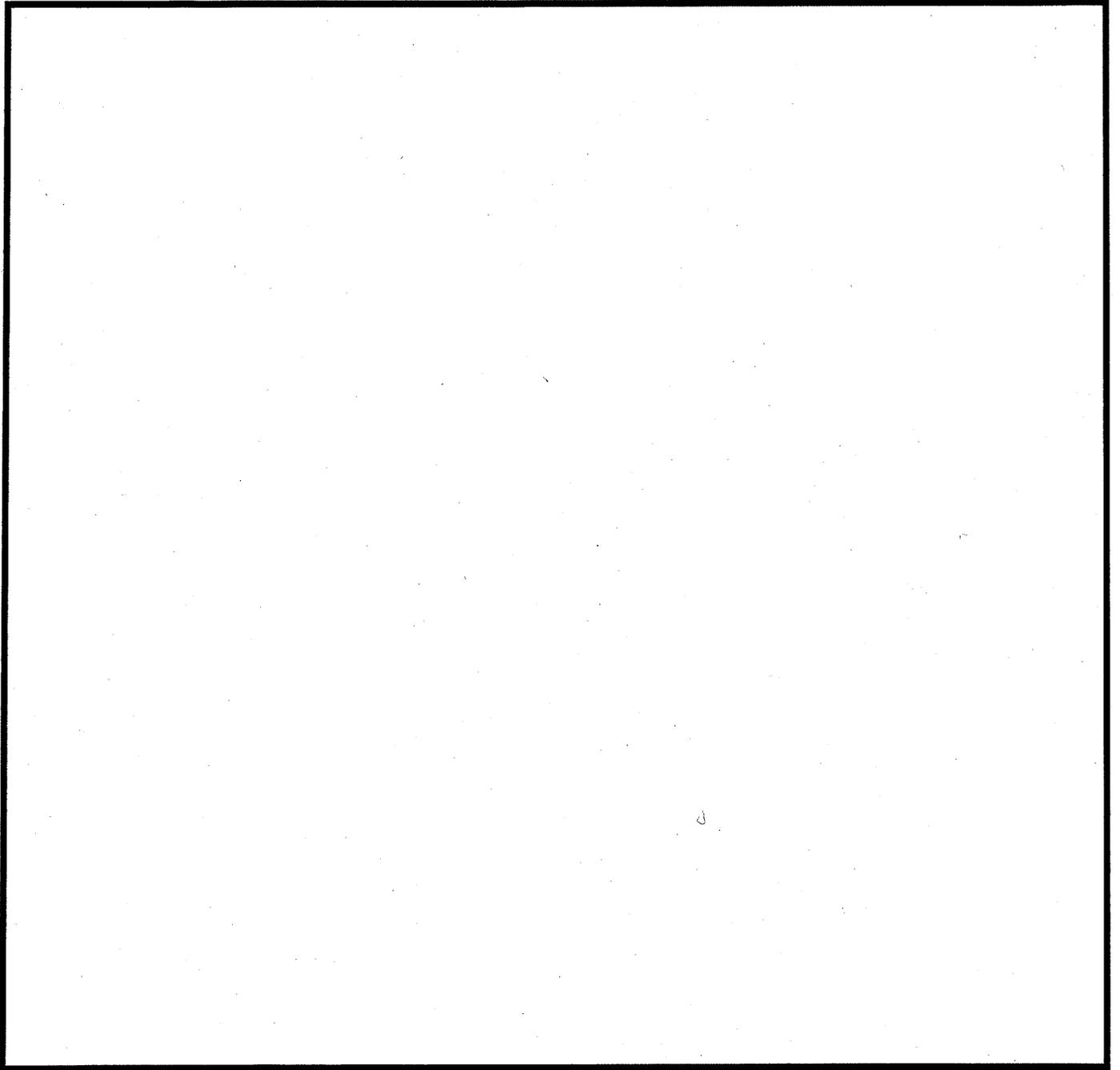
原子炉建屋は、原子炉建屋屋上の高さ（地上高 56m）；原子炉棟屋上の高さ（地上高 22.5m）と高さに違いがあることから、放水方向によって、射程距離が異なる（第 5-2～5 図参照）。以下に射程距離を整理する。

- ①原子炉建屋南東側から北西向きの放水
- ②原子炉建屋東側から西向きの放水



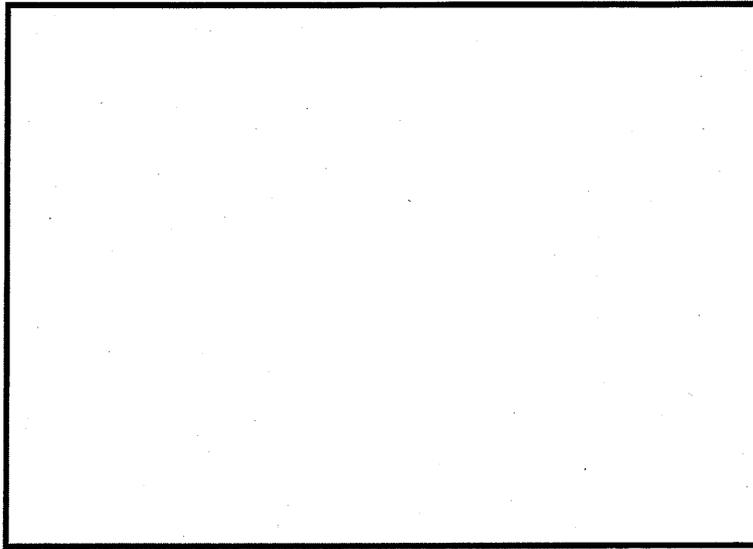
第 55-5-2 図 原子炉建屋断面図

（西－東）

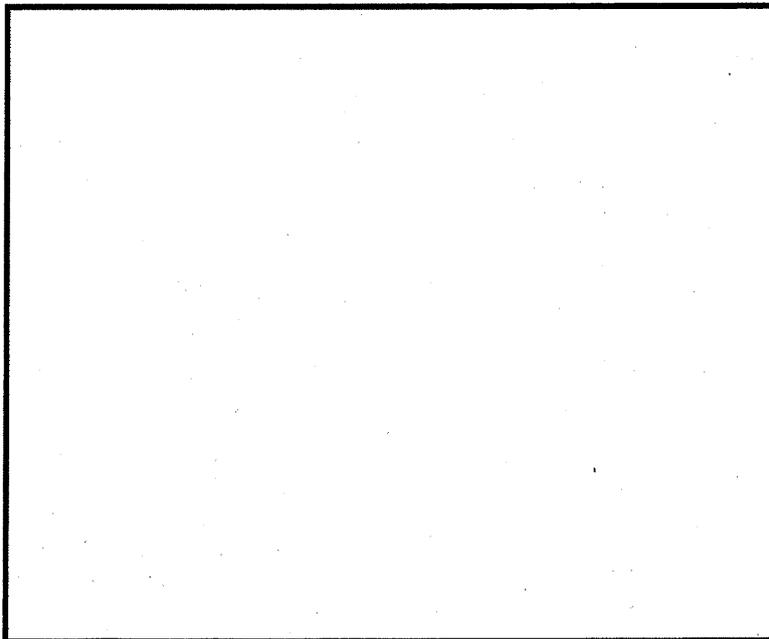


第 55-5-3 图 原子炉建屋断面图

(南—北)

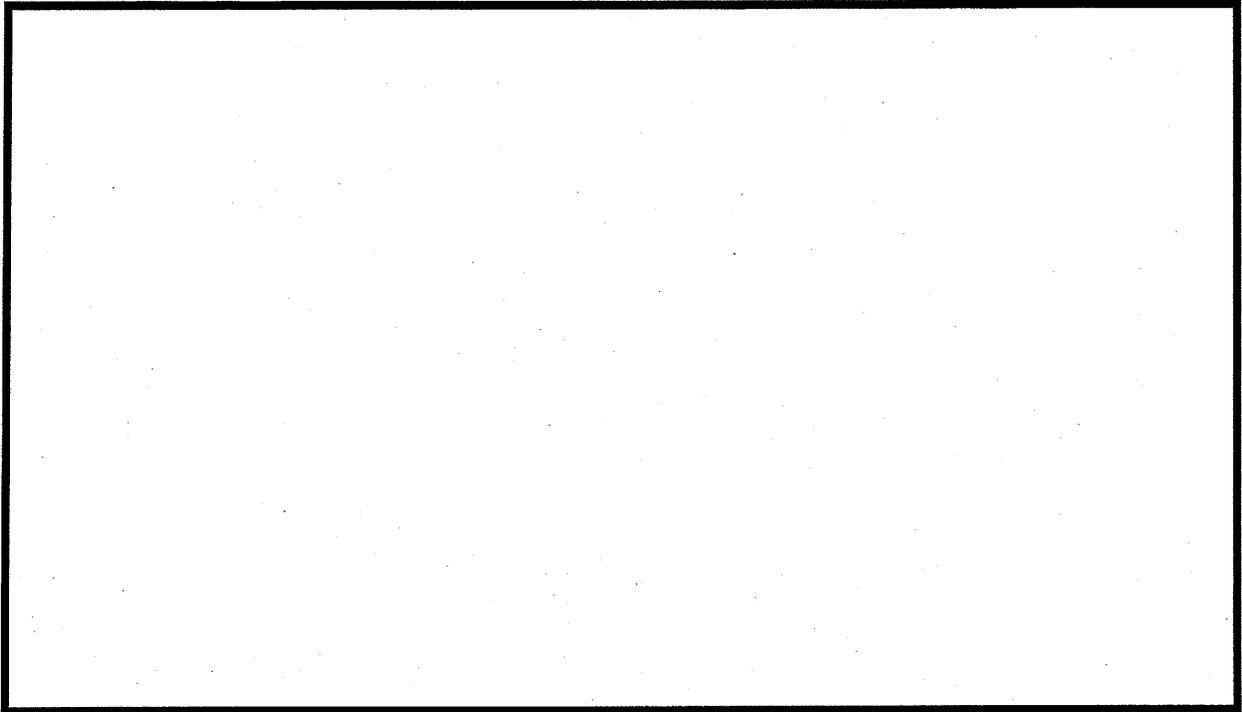


第 55-5-4 図 原子炉建屋南東側から北西向きへの放水
(放水方向 A, B, C)



第 55-5-5 図 原子炉建屋東側から西向きへの放水
(放水方向 D, E)

上記の検討から、放水範囲を第 5-6 図に示したとおり、原子炉建屋屋上部に対する、放水の網羅性は確保されている。



第 55-5-6 図 放水範囲図

名	称	放水砲
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.0
最 高 使 用 温 度	℃	80
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>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。</p> <p>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工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</p> <p>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水を水源とする可搬型代替注水大型ポンプと接続することにより、原子炉建屋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屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、可搬型ホースにより海水を水源とする可搬型代替注水大型ポンプに接続し、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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>		

放射性物質吸着材の容量及び吸着率について

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

1. 雨水排水路集水枡用放射性物質吸着材容量

東海第二発電所の雨水排水路集水枡に各1箇所を設置する。

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

①設置箇所の寸法

東海発電所及び東海第二発電所 雨水排水路集水枡寸法 (m)	縦：2.5，横：2.5，高さ：約5
----------------------------------	-------------------

※ 詳細設計中であり変更の可能性がある。

②放射性物質吸着材の容量

放射性物質吸着材は、セシウムを吸着するゼオライトを水が流れることによりセシウムを吸着する。放射性物質吸着材は、ゼオライトを収納容器を用いてパッケージ化して用いる。放射性物質吸着材は、上記雨水排水路集水枡に設置可能であり、その寸法から、放射性物質吸着材の容量を以下の通りとする。

放射性物質吸着材容量(kg)	ユニット体積約 3.6m^3 ×吸着材密度約 $900\text{kg}/\text{m}^3$ =約 $3,200\text{kg}/1$ 箇所
----------------	---

※ 詳細設計中であり変更の可能性がある。

2. 放射性物質吸着材の吸着率（参考値）

吸着率（放射性物質吸着材1g に対して、吸着されるCs 量（破過値））は、設計値※として0.24gと設定している。

※ 化学交換量ゼオライト 100g 当たり約 180meq（ミリ当量）である。

従って、天然セシウム原子量 133 では約 240g/kg ゼオライトである。なお、放射性 Cs-134 や Cs-137 は天然セシウムとわずかに質量が異なるが、天然セシウムで評価値を放射性セシウムに適用して問題はない。

計算方式

180meq/100g を 1g に換算すると 1.8meq

天然セシウム原子量 133

180meq × 133 = 240 mg = 0.24g/ゼオライト 1g

名 称		汚濁防止膜
幅	m (1 段目 / 2 段目)	東海第二発電所放水口 : 約 20 / 約 40
高 さ	m	約 5

【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、東海第二発電所放水口に設置することで、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。

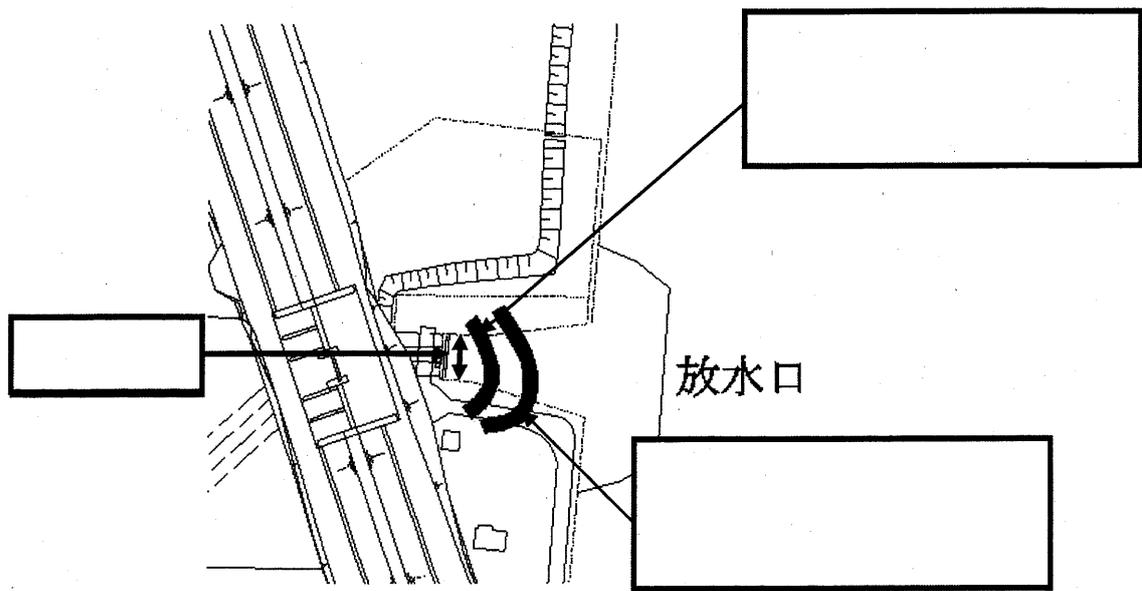
また、汚濁防止膜の設置は、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、2重に設置することとし、破れ等の破損時のバックアップとして予備2本を確保する。

1. 幅

東海第二発電所放水口付近を囲うために必要な汚濁防止膜幅は、約 12m である。そのため、重大事故時等に取水口付近に設置する汚濁防止膜の幅は、1重目は1本当たりの幅が約 20m の汚濁防止膜を1本使用し約 20m とし、2重目は同汚濁防止膜を2本使用し約 40m の合計約 60m とする。

2. 高さ

重大事故時等に東海第二放水口に設置する汚濁防止膜の高さは、放水深さを考慮し、放水口底部 (EL. -2.49m) まで届く高さである約 5m とする。



第 55-5-7 図 東海第二発電所放水口の外形図

名		称	泡消火薬剤容器
容	量	m ³	約 1
基	数	基	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。

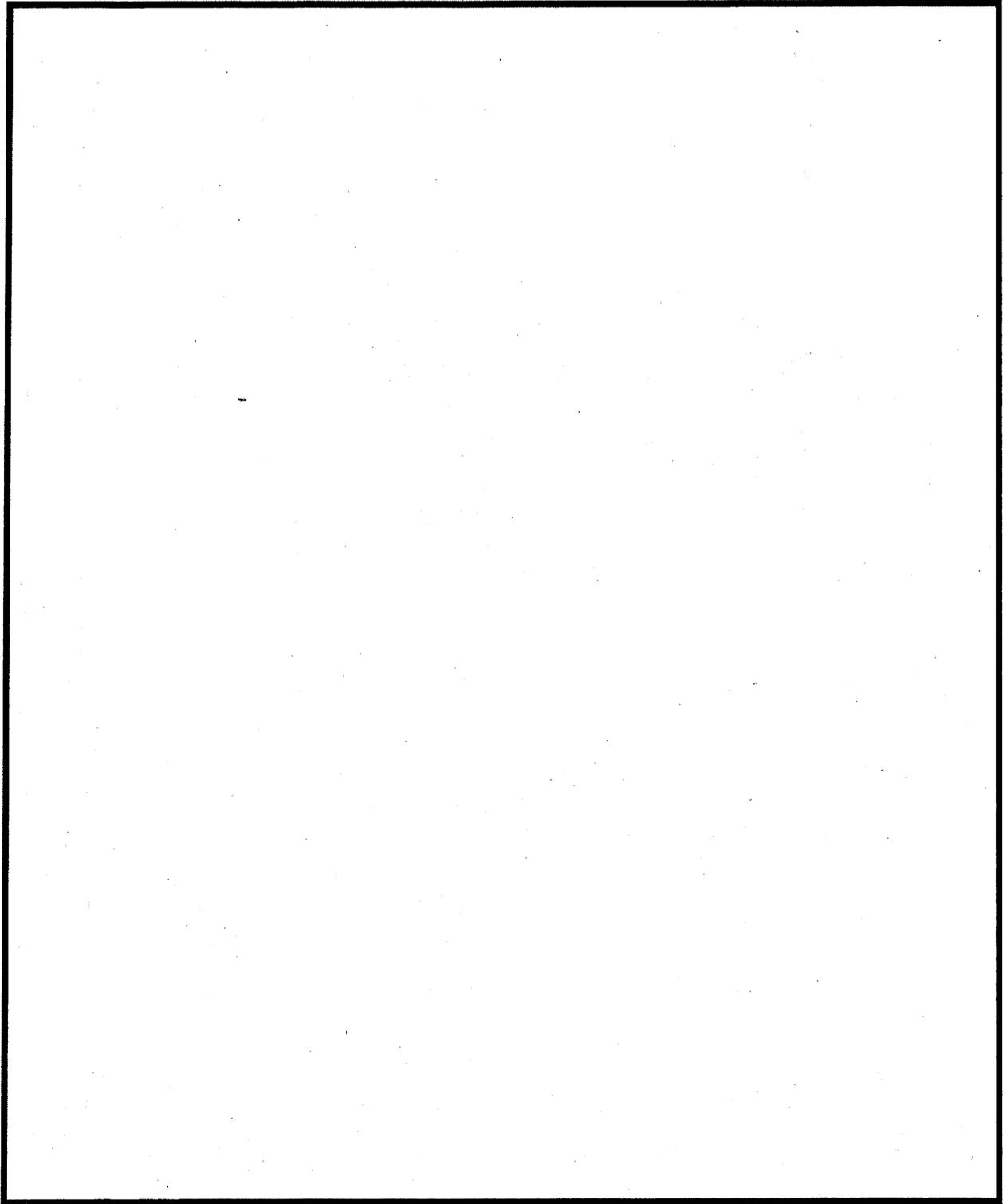
空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合水溶液の放射量は672m³/hであり、発泡に必要な水の量は32.3m³/minである。

必要な泡消火薬剤原液は、32.3m³×1%=323Lに対して、空港業務マニュアルでは2倍の量323L×2=646Lを保有することが規定されている。

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、672m³/hを上回る1,500m³/hで20分放射できる量である5,000L、予備として5,000Lを保有することとする。

なお、泡消火薬剤容器の保有数は、約1m³容器を5基、予備として約1m³容器を5基の計10基保有する。

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、雨水排水路集水枡を経由し、放水口に至る。

2. 放射性物質の拡散抑制対策

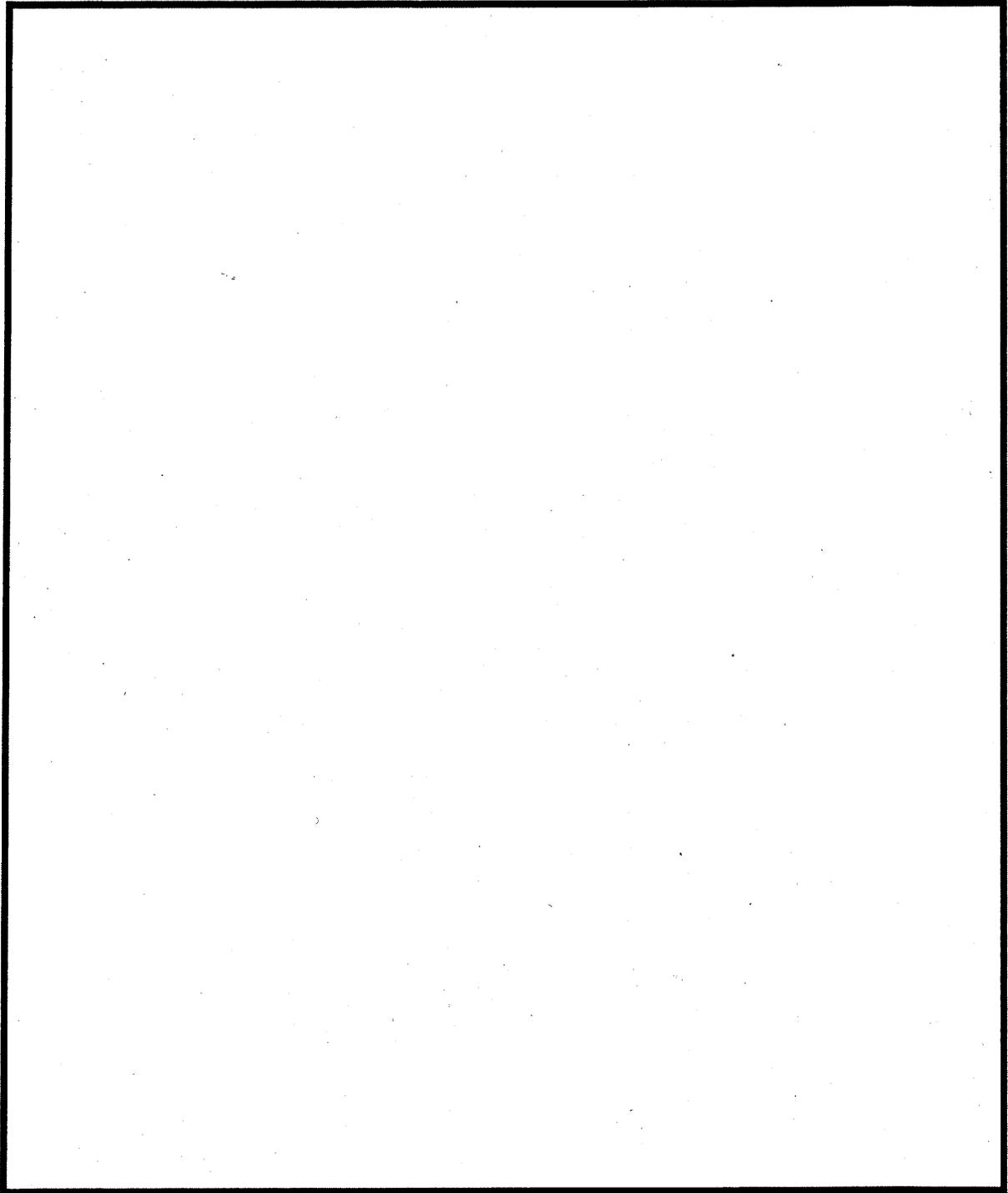
放射性物質が発電所外へ拡散することを抑制するため、以下の対策を実施する。海洋への拡散抑制対策の概要を第 6-2 図、第 6-3 図に示す。

(1) 雨水排水路集水枡へ放射性物質吸着材の設置

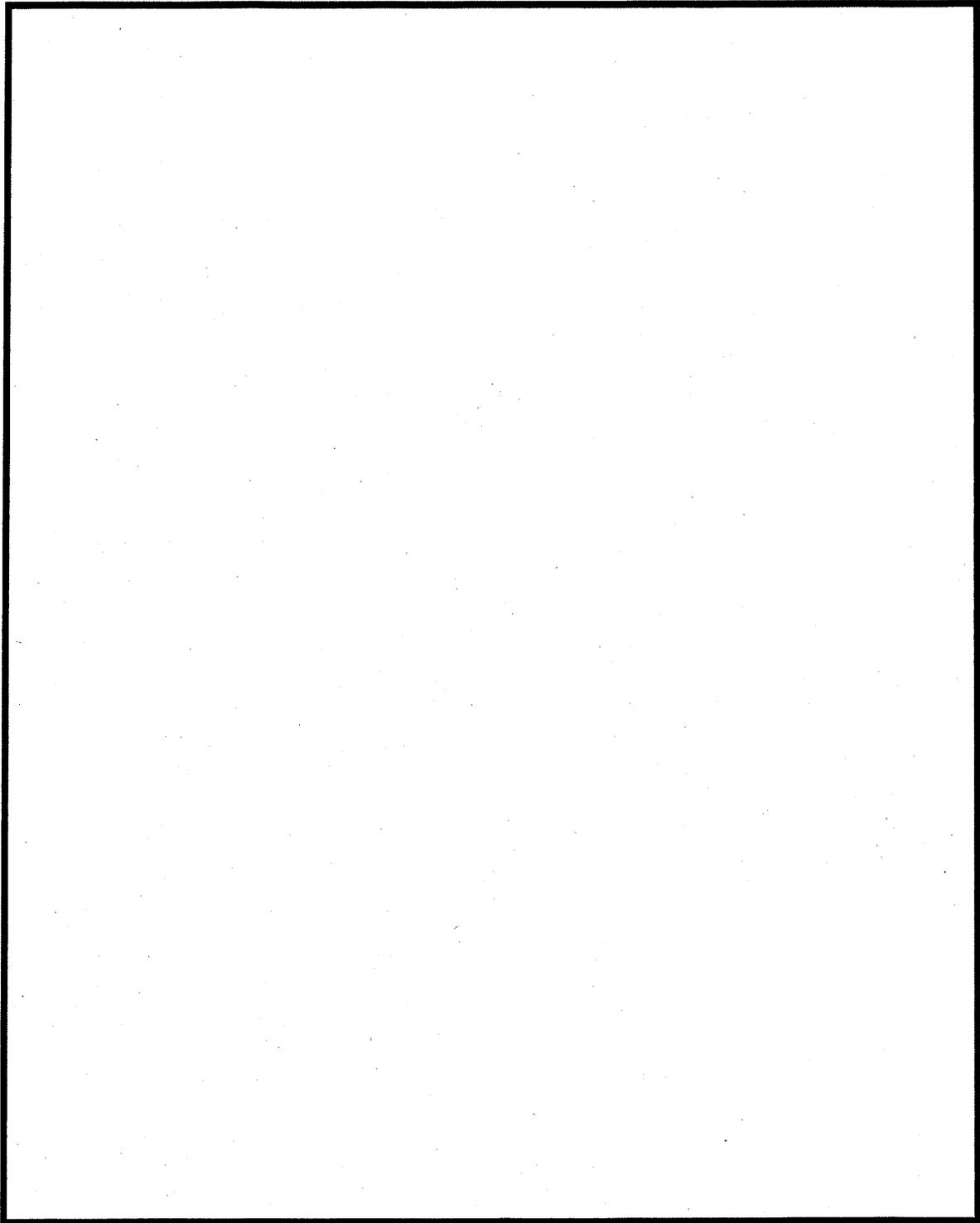
(1) のとおり、放射性物質の海洋への拡散抑制のため、放水口に汚濁防止膜を設置することとしているが、汚濁防止膜の設置が困難な場合においては、原子炉建屋への放水により汚染した水は、原子炉建屋雨水路を経由して、原子炉建屋近傍の構内の雨水排水路に導かれることになるため、下流の雨水排水路集水枡 1 箇所には放射性物質吸着材を設置し、放射性物質の拡散を抑制する。

(2) 放水口への汚濁防止膜の設置

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集水枡を経由して、放水口に導かれる。よって、放射性物質の海洋への拡散抑制のため、放水口に汚濁防止膜を設置する。

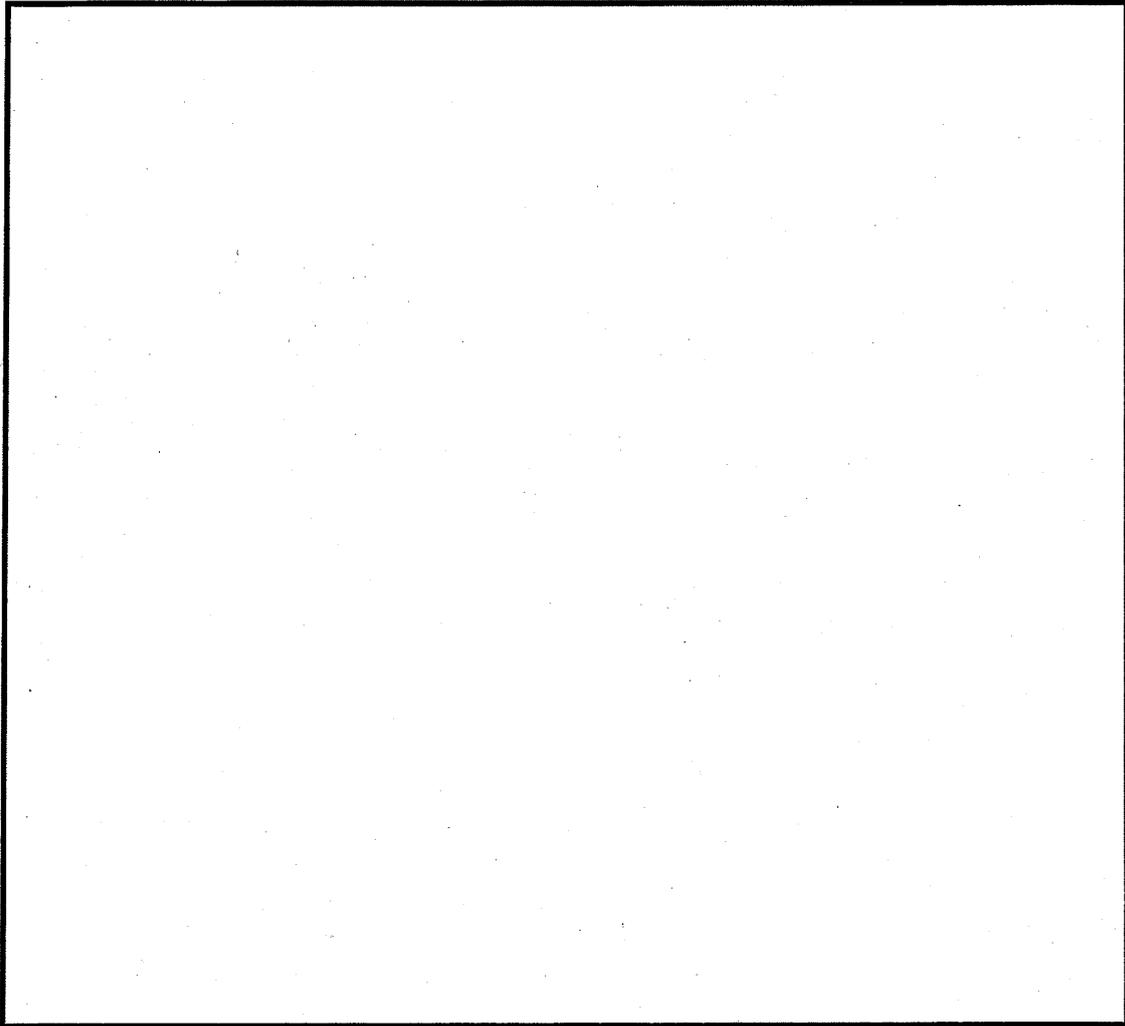


第 55-6-2 図 放射性物質吸着材の設置位置図



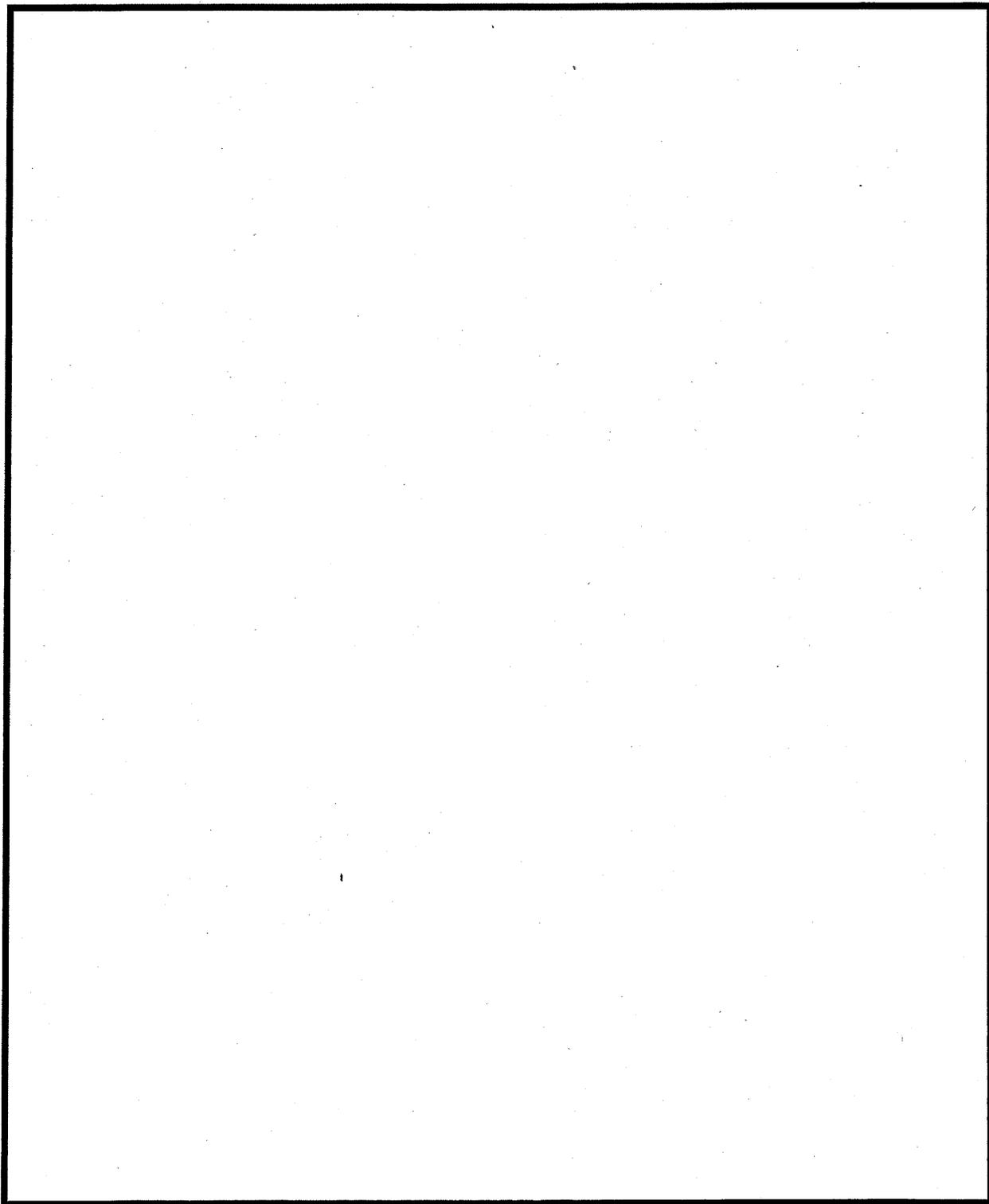
第 55-6-3 図 汚濁防止膜の設置位置図

55-7 保管場所



第55-7-1図 可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲，泡消火薬剤容器，放射性物質吸着材，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 保管場所及びアクセスルート図

55-9 その他設備

1. その他設備

1.1 航空機燃焼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。

本システムは、使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（原水タンク）、防火水槽又は淡水貯水池を水源とし、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設備基準適合性一覽表

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な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・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	[配置図]56-2-1, 3	
		第2号	操作性	現場操作 (弁操作)	B f	
			関連資料	[配置図]56-2-4		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類) (開放点検が可能)	C	
			関連資料	[試験及び検査説明]56-4-1~4		
		第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b	
			関連資料	[系統図]56-3-3, 4		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	[配置図]56-2-4 [系統図]56-3-3, 4			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	[容量設定根拠]56-5-1, 2		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	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
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
	関連資料			[配置図]56-2-1, 3		

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なとなる水の供給設備			サプレッション・プール	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	格納容器内	A
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	[配置図]56-2-1, 2	
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類) (目視点検が可能)	C		
		関連資料	[試験及び検査説明]56-4-5, 6			
	第4号	切り替え性	本来の用途として使用一切替不要	B b		
		関連資料	[系統図]56-3-5, 6			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B	
			関連資料	[容量設定根拠]56-5-6~0		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	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
				サポート系故障	(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 (可搬型)

第56条:重大事故等の収束に必要な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・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[保管場所図]56-7-1, 2		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B c B d	
			関連資料	[接続図]56-6-3		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A	
			関連資料	[試験及び検査]56-4-7, 8		
		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	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	[接続図]56-6-3			
	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	[容量設定根拠]56-5-3, 4		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	[接続図]56-6-3		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a	
			関連資料	[接続図]56-6-3		
		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	[接続図]56-6-3		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	[保管場所図]56-7-1, 2		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	[アクセスルート図]56-8-1, 2			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系要因	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	[保管場所図]56-7-1, 2				

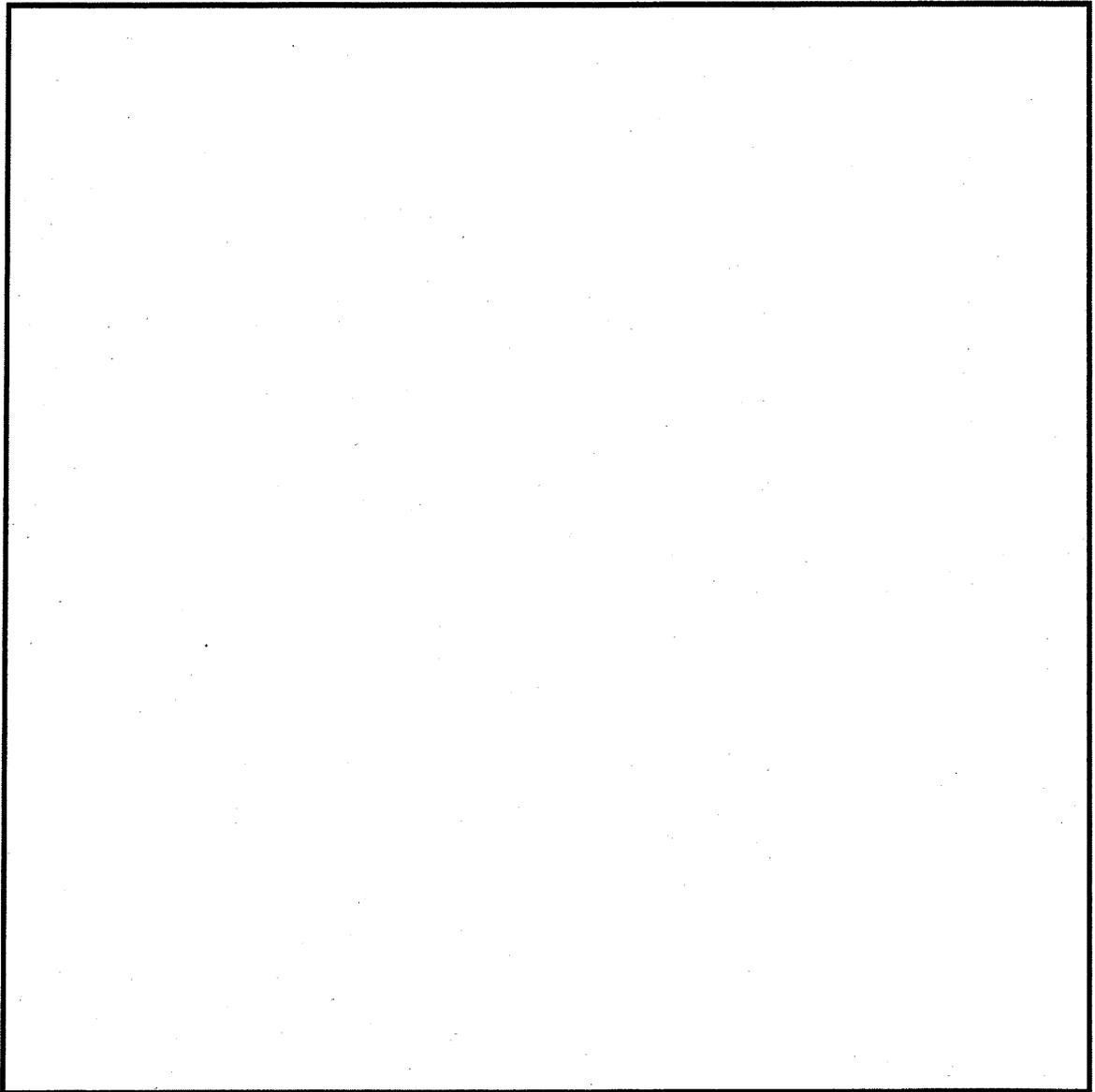
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第56条:重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備			ホース[流路]	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[保管場所図]56-7-1, 2		
		第2号	操作性	(設備の運搬・設置) (接続作業)	B c B g	
			関連資料	[接続図]56-6-2		
		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	[試験及び検査]56-4-9		
		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	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	—			
	第6号	設置場所	現場操作	現場操作		
		関連資料	[接続図]56-6-2			
	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	—		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	[接続図]56-6-2		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a	
			関連資料	[接続図]56-6-2		
		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	[接続図]56-6-2		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	[保管場所図]56-7-1, 2		
		第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			[アクセスルート図]56-8-1, 2			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a		
		サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	[保管場所図]56-7-1, 2				

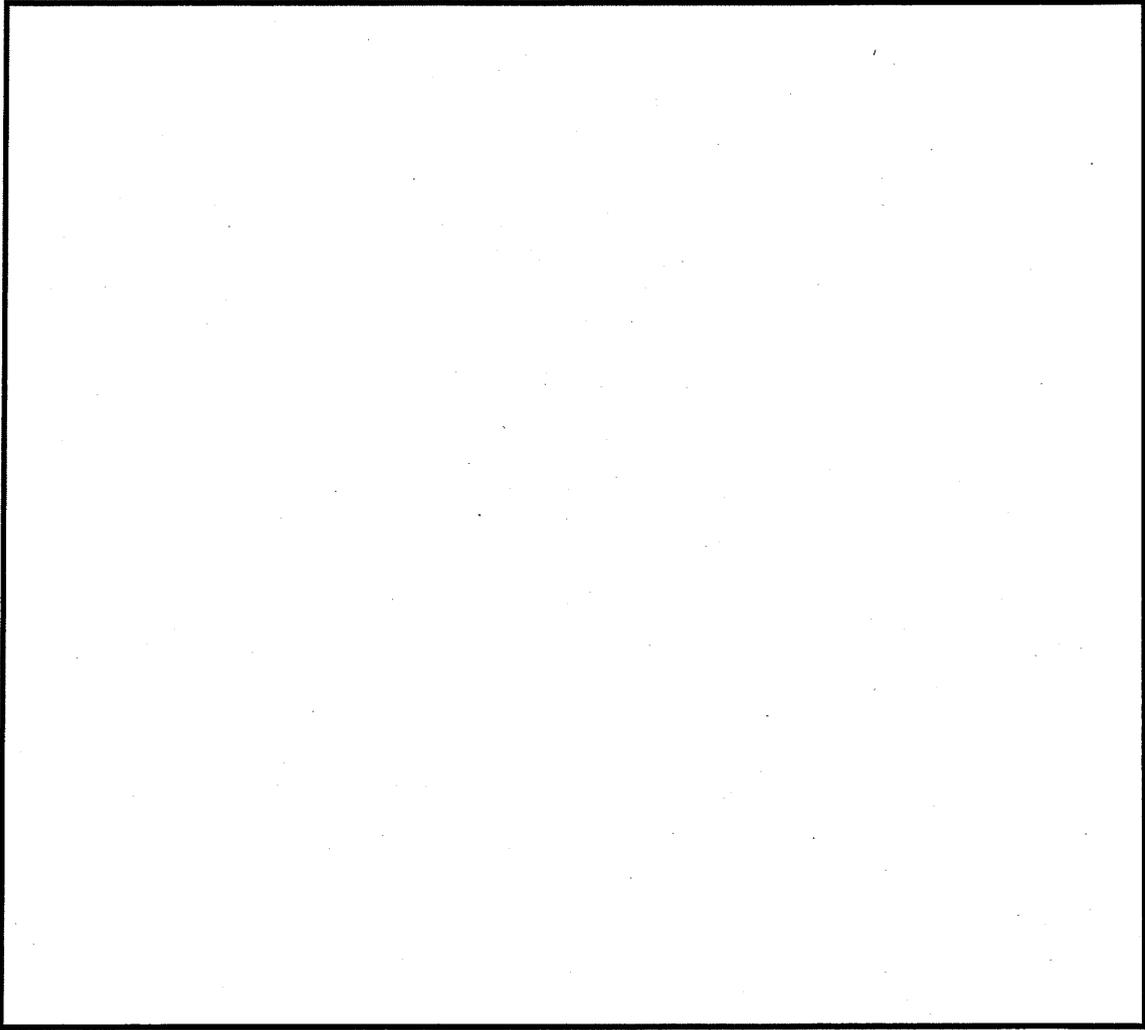
56-2 配置図

 : 設計基準対象施設

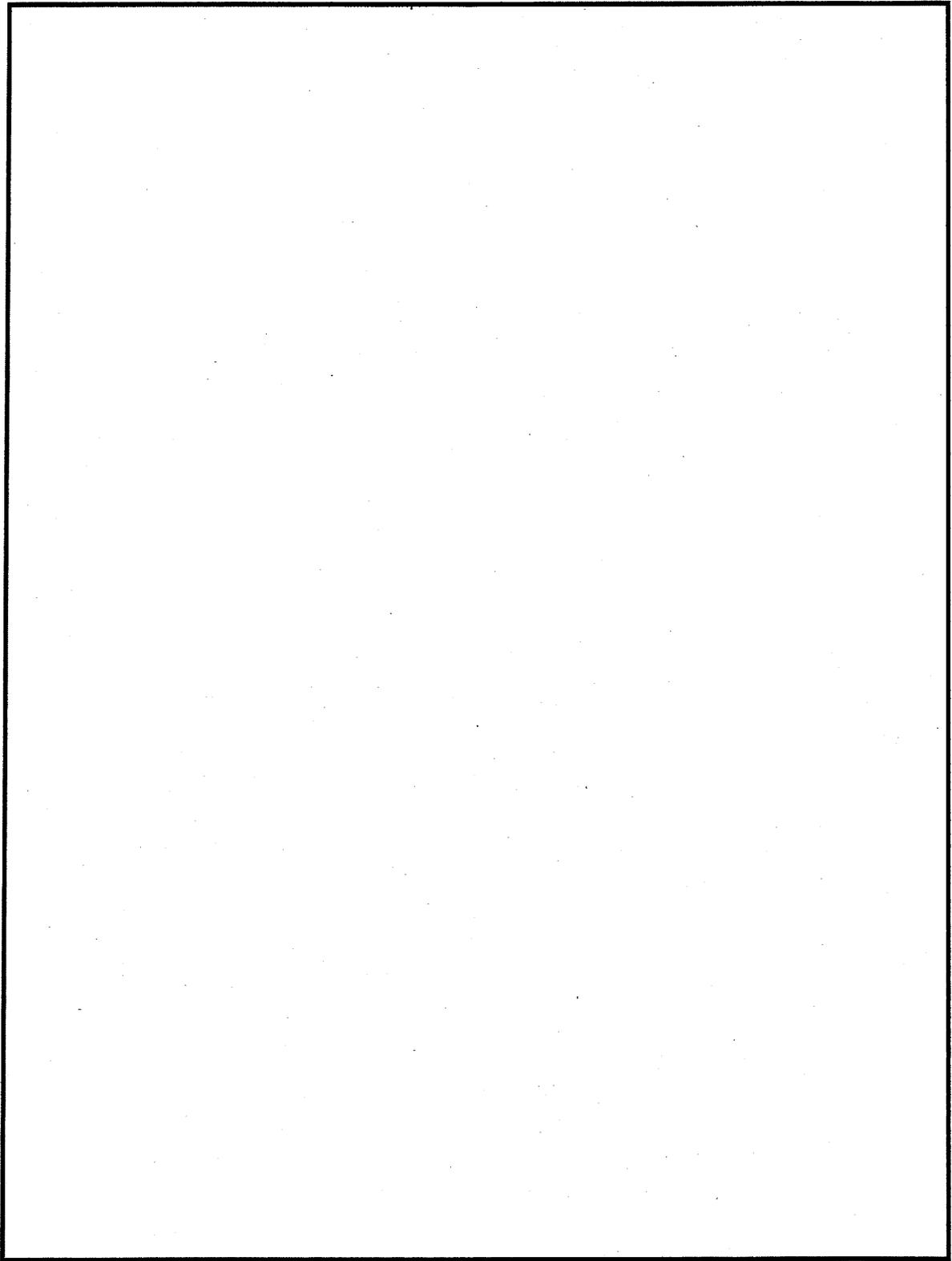
 : 重大事故等対処設備



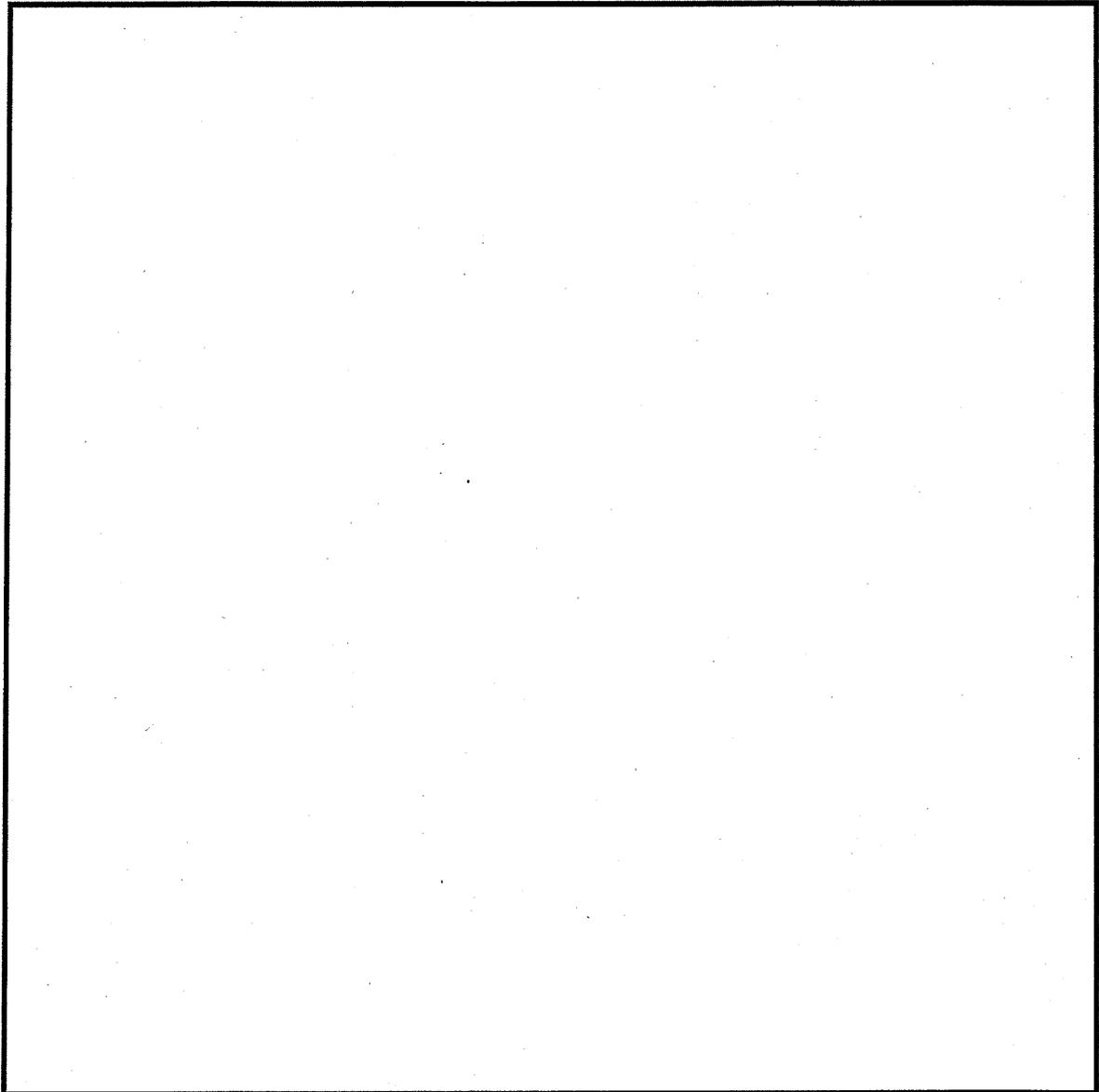
第 56-2-1 図 水源配置図（代替淡水貯槽，サプレッション・プール）



第 56-2-2 図 水源配置図 (サプレッション・プール)

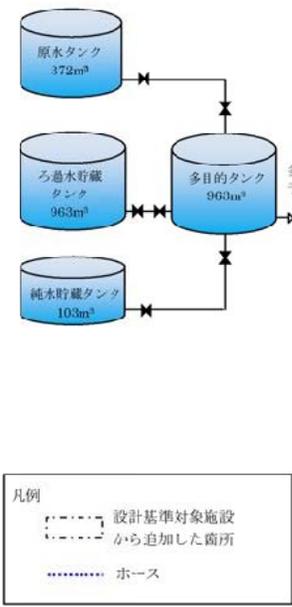
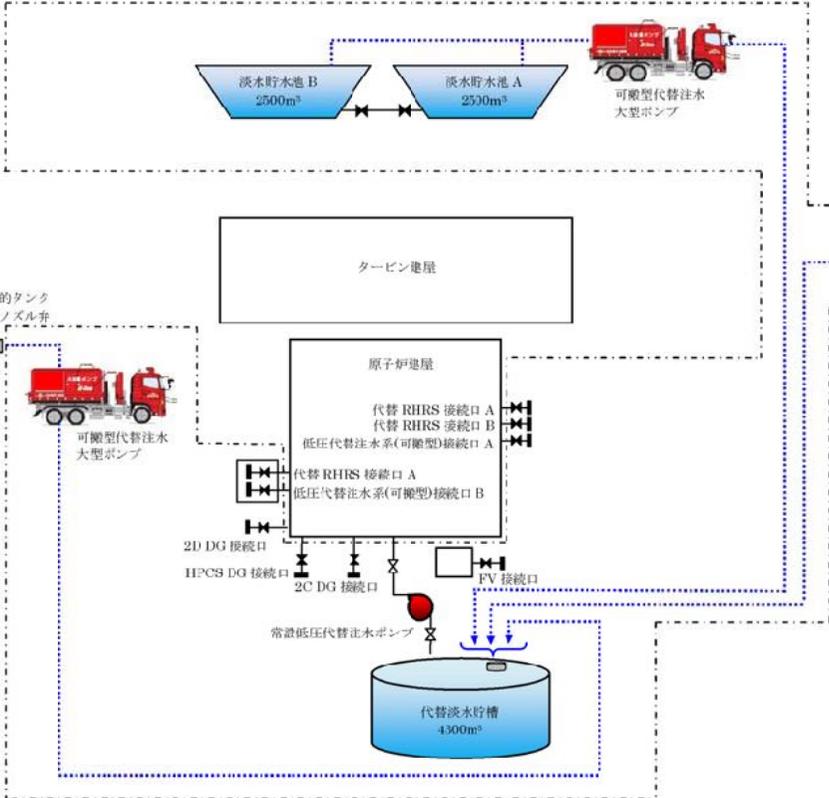
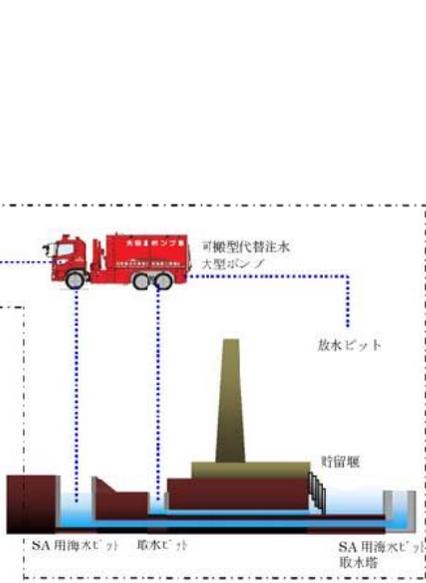


第 56-2-3 図 水源配置図 (代替淡水貯槽)



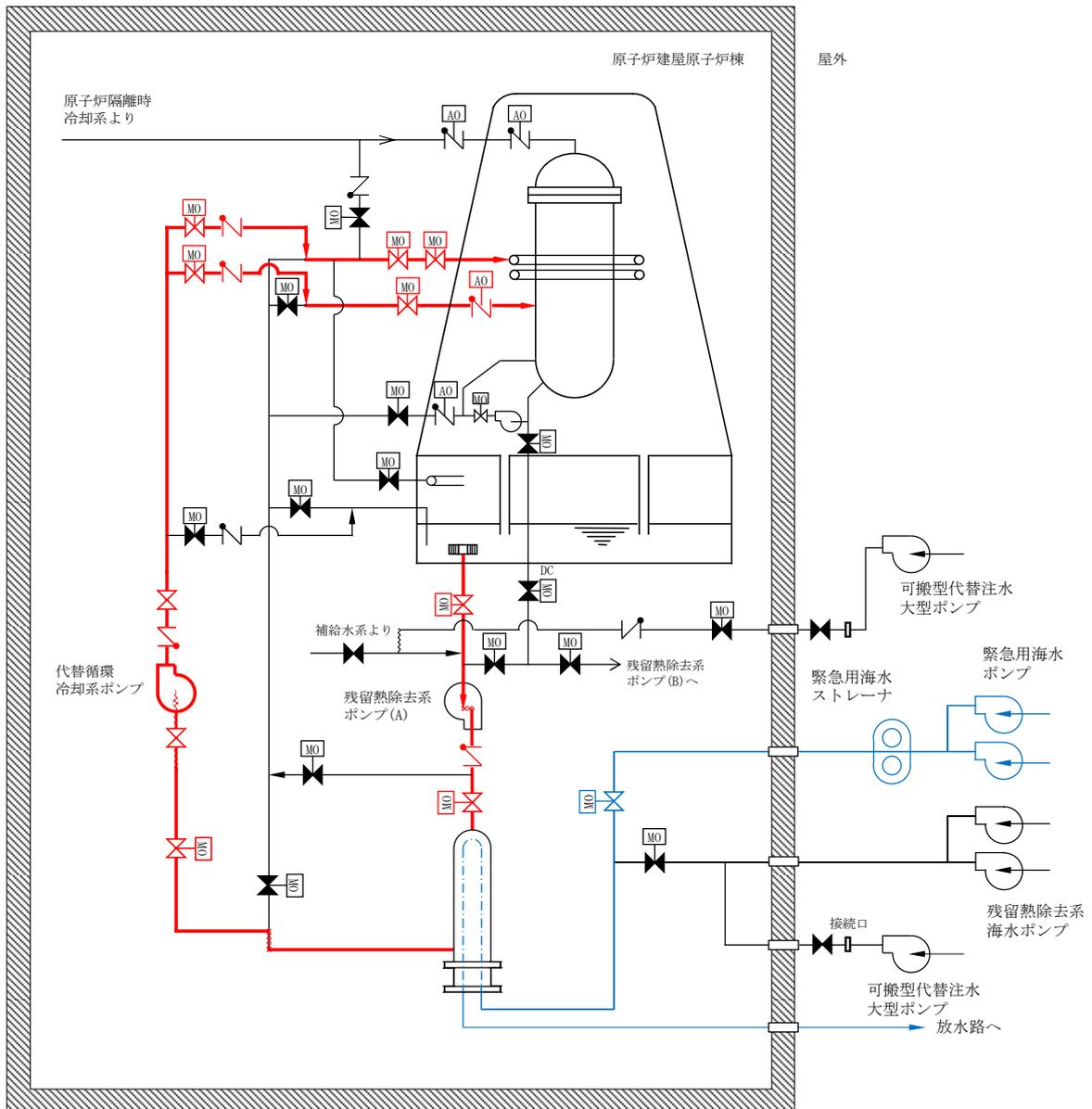
第 56-2-4 図 代替水源配置図（淡水貯水池，SA用海水ピット，取水ピット）

56-3 系統図



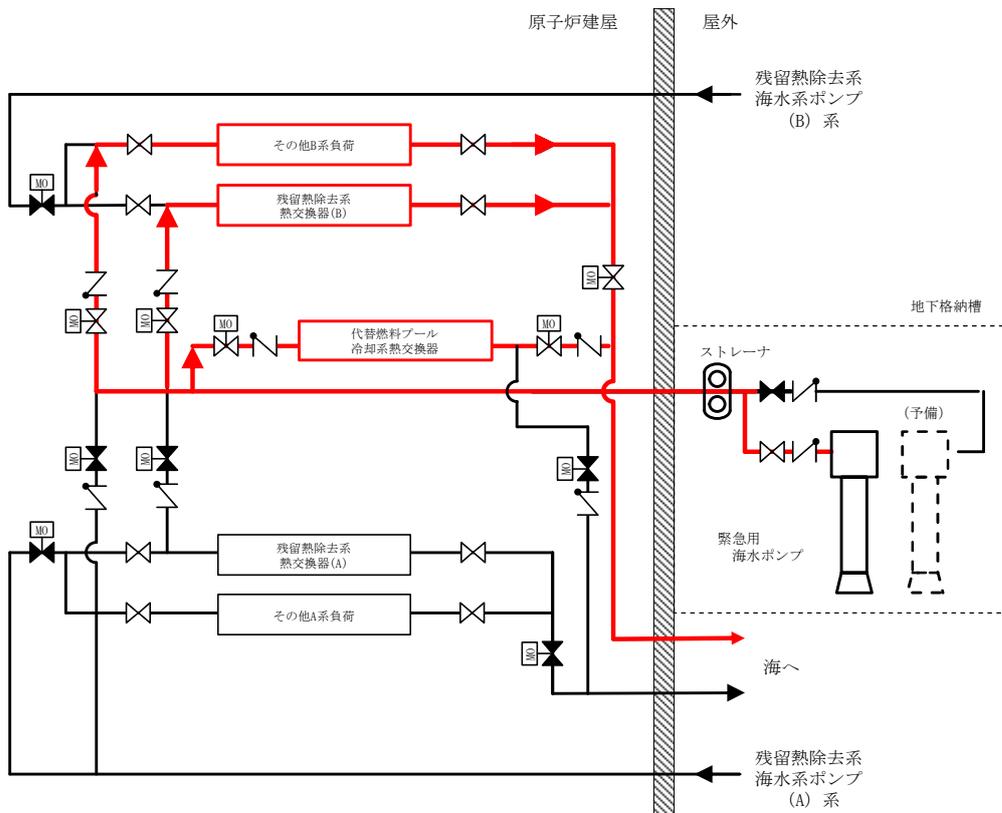
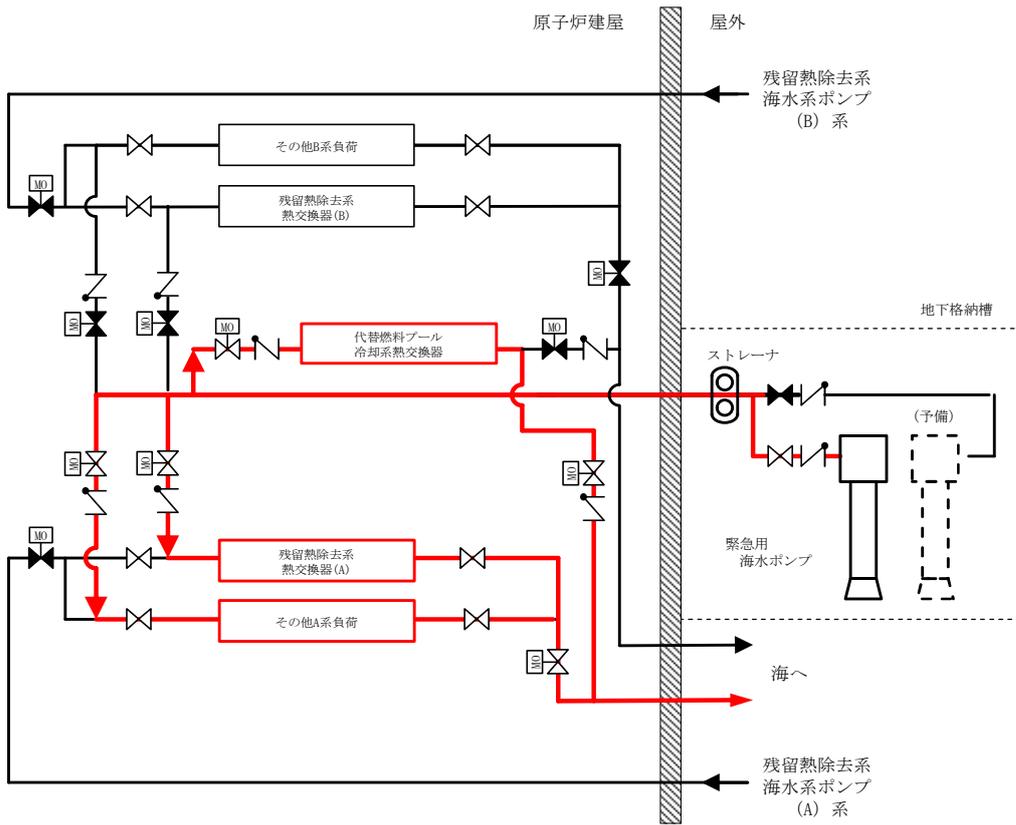
第 56-3-1 図 系統概要図

(可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給 (淡水/海水))

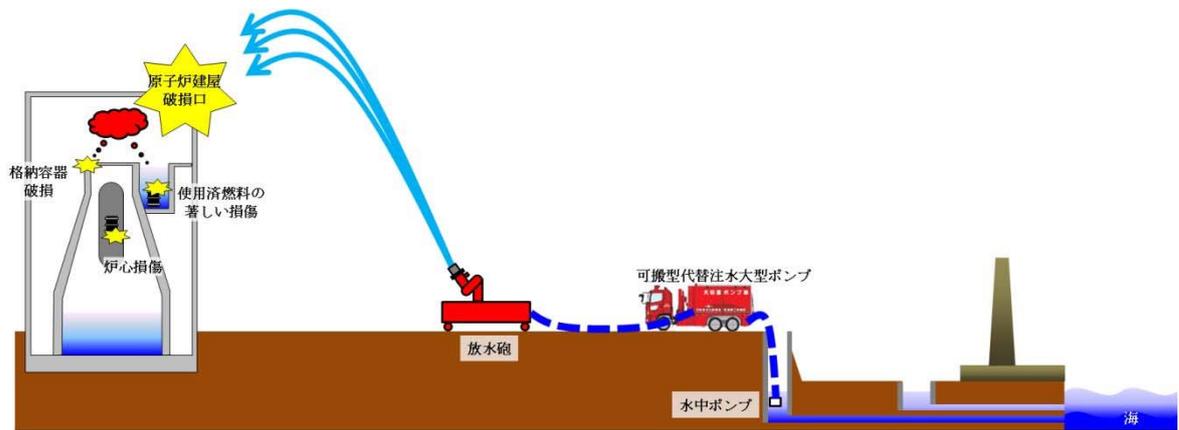


緊急用海水系使用時の図を示す。

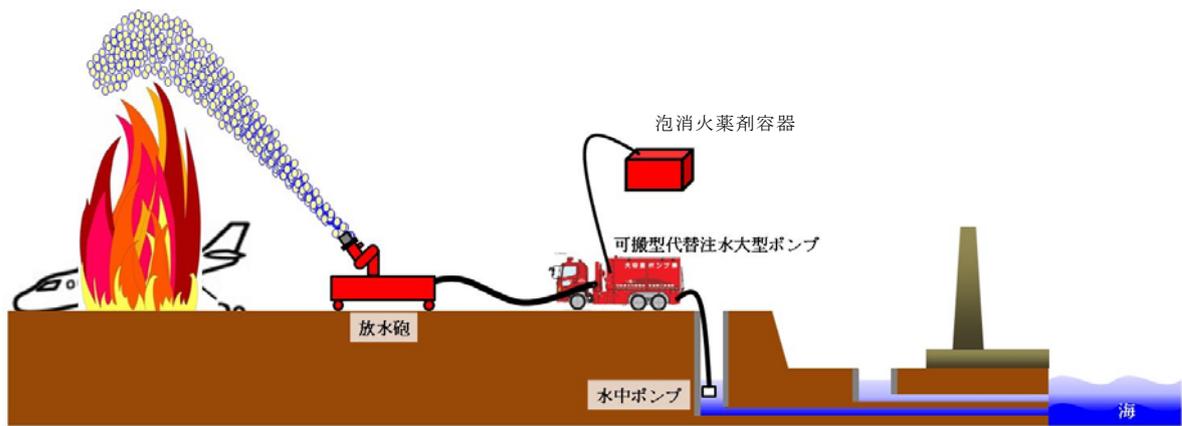
第 56-3-2 図 サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系



第 56-3-3 図 海水を水源とした緊急用海水系

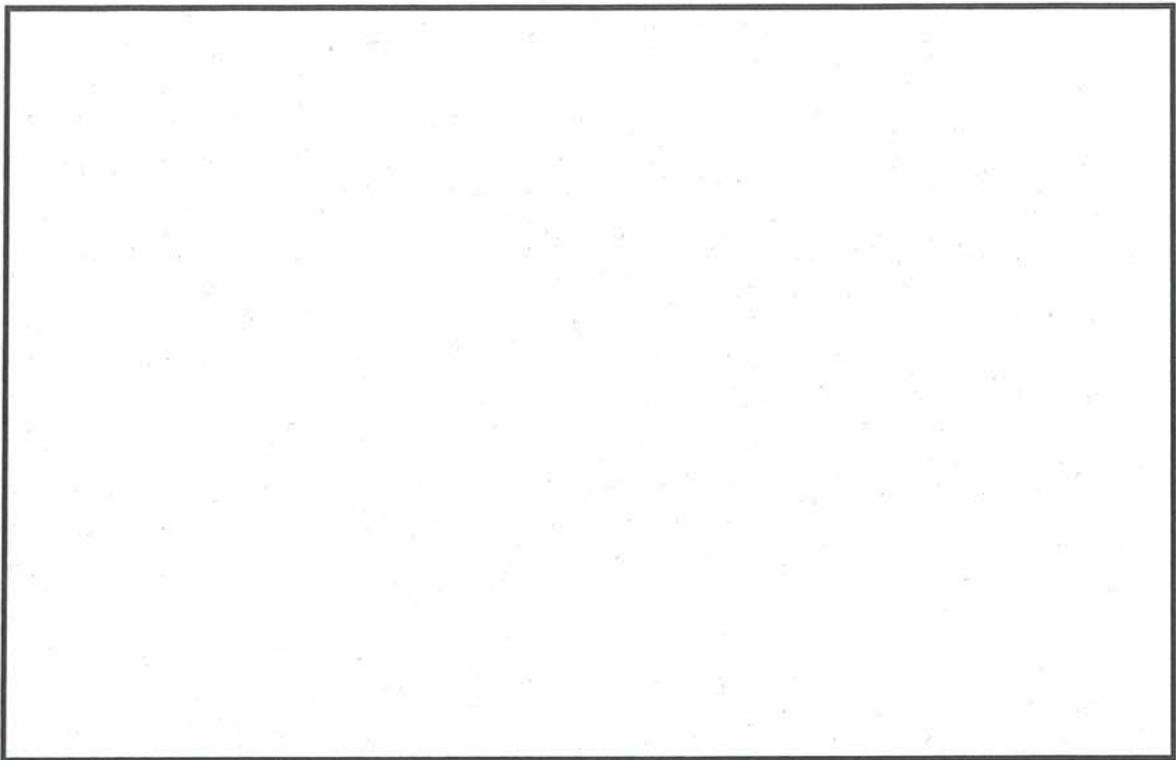


第 56-3-4 図 海水を水源とした大気への拡散抑制

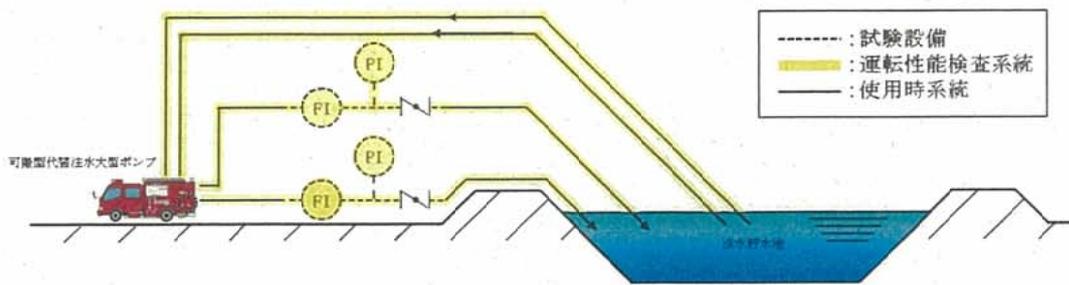


第 56-3-5 図 海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火

56-4 試験及び検査



第 56-4-1 図 代替淡水貯槽構造図



第 56-4-2 図 運転性能検査系統図（可搬型代替注水大型ポンプ）

56-5 容量設定根拠

名称		代替淡水貯槽
容量	m ³	<input type="text"/> (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 m³

重大事故等対策の有効性評価で想定する各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しない場合）である。この事故シーケンスでの、淡水使用量は7日間で約 m³である。

この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量約 m³が枯渇する前に、可搬型代替注水大型ポンプによる水源からの移送ルートを用いて補給する。

第56-5-1図 常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量

第56-5-1図に示すとおり、代替淡水貯槽の貯水量約 m³ が枯渇するのは事象発生から3日以降であることから、事象発生後余裕を持って、可搬型代替注水大型ポンプ等を用いて、代替淡水源（淡水貯水池等）又は海水を m³/h で代替淡水貯槽へ給水することで、代替淡水貯槽が枯渇することはない。なお、この給水量には、有効性評価の想定事故1又は2に相当する事故の同時発生した場合の使用済燃料プールへの必要注水量数m³/h程度を考慮したものである。

格納容器圧力逃がし装置への補給は、事象発生7日以降、断続的に実施する操作であり、必要注水量は数m³/h程度であることから、代替淡水貯槽を水源に格納容器圧力逃がし装置への補給を行ったとしても、補給による代替淡水貯槽の水量回復は可能である。

以上より、代替淡水貯槽の容量については、要求値 m³、公称値約5,000m³とする。

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/台	<input type="text"/> 以上（注1）（約1,440（注2））
吐出圧力	MPa [gage]	<input type="text"/> 以上（注1）（約1.20（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/台	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淡水貯水池等の淡水もしくは海水を、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セットで合計2台と、故障時による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計3台を保管する。

1. 容量 m³/h以上

代替淡水貯槽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、代替淡水貯槽の使用水量が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 m³/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 m³/h 以上とし、公称値を1台あたり約1,440m³/hとする。

2. 吐出圧力 MPa [gage] 以上

代替淡水貯槽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（大気解放である淡水貯水池等また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 MPa [gage]

静水頭 約 MPa [gage]

ホース圧損 約 MPa [gage]

機器類圧損 約 MPa [gage]

合計 約 MPa [gage]

可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力の公称値は、容量の公称値である約1,440m³/hにおける吐出圧力である約1.2MPa [gage]とする。

3. 最高使用圧力 1.4MPa [gage]

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 60℃

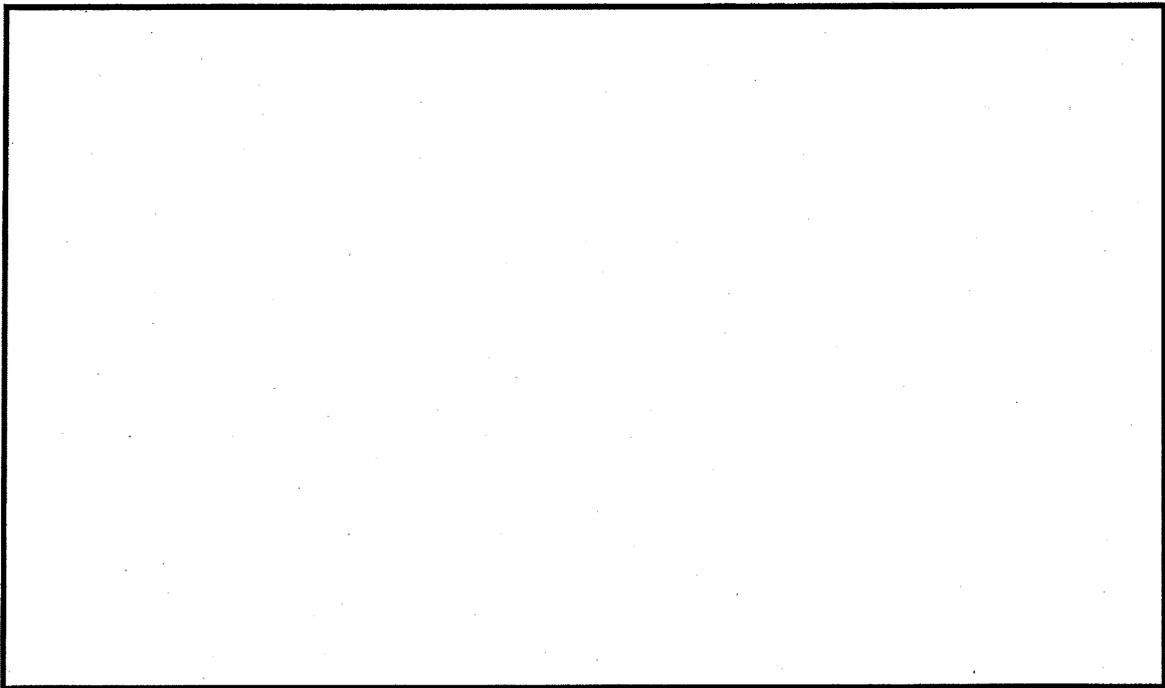
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力 847kW

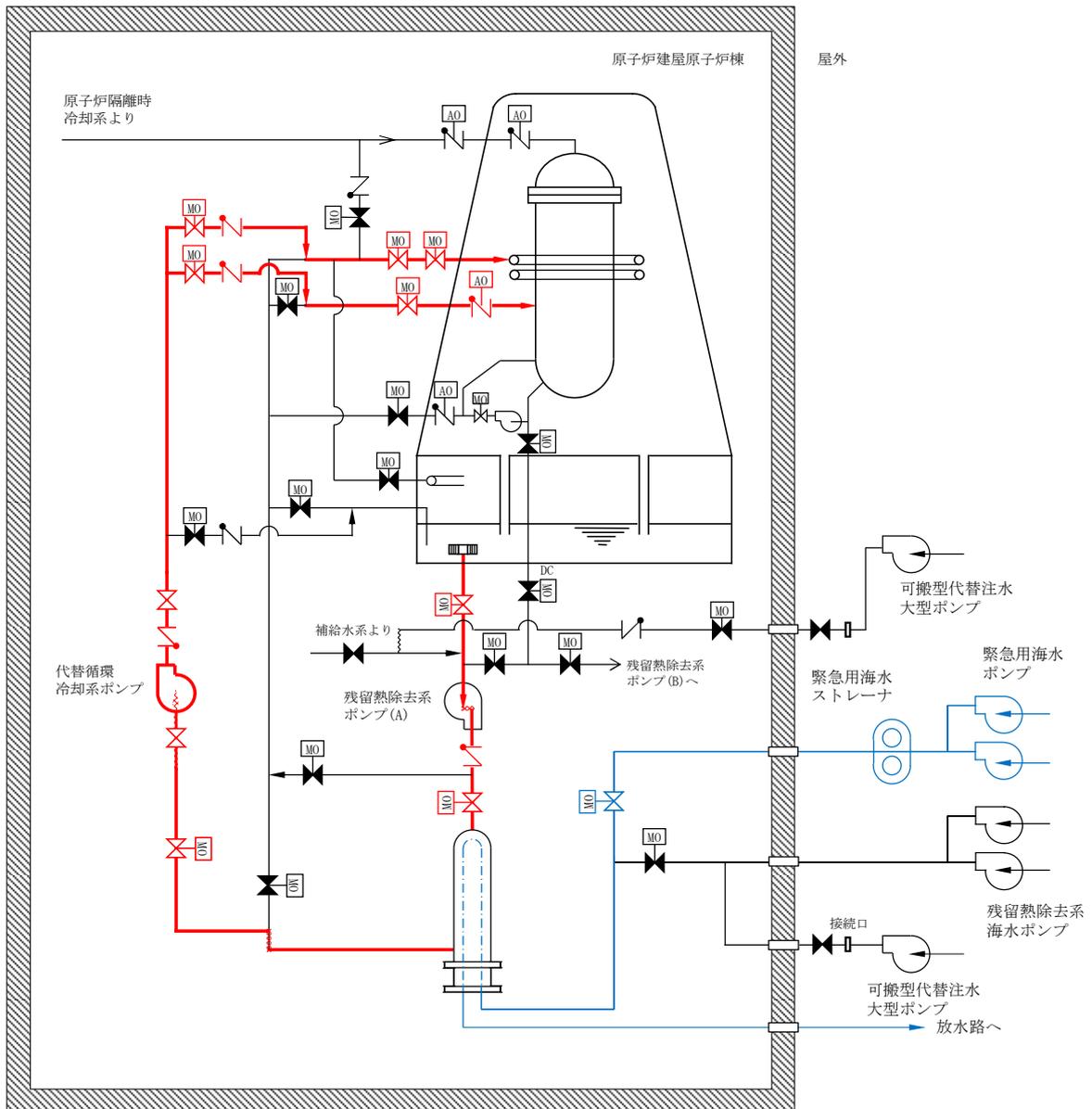
可搬型代替注水大型ポンプの原動機出力については、メーカー設計値である847kWとする。

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。



名称		サプレッション・プール
容量	m ³	約3,400
最高使用圧力	MPa[gage]	0.62
最高使用温度	℃	200
<p>1. 容量 約3,400m³</p> <p>サプレッション・プールは、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。</p> <p>代替循環冷却系は、サプレッション・プール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・プールに戻る循環ラインで構成されている。</p> <p>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（通常最低水位時の水量）と同じ約3,400m³とする。</p> <p>2. 限界圧力 0.62MPa[gage]</p> <p>格納容器限界圧力である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>3. 限界温度 200℃</p> <p>格納容器限界温度である200℃とする。</p>		



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 56-5-2 図 代替循環冷却 系統概要図

第 56-5-1 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)	<input type="text"/>	m	<input type="text"/> °C 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	<input type="text"/>	m	S/P 水位レベル (LWL) : EL2.9m とポンプ軸レベル: EL-3.13 の 差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	<input type="text"/>	m	ポンプ最大流量 <input type="text"/> m ³ /h にお ける圧損値
	デブリ圧損	<input type="text"/>	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: <input type="text"/> を <input type="text"/> m ³ /h 相当の値に換算
—	代替循環冷却系ポン プの必要 NPSH	<input type="text"/>	m	ポンプ予想性能曲線読み取り 値 (@ <input type="text"/> m ³ /h)

表 1 の条件を元に、(有効 NPSH) \geq (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH を満足できる S/C 圧力の下限を求める。

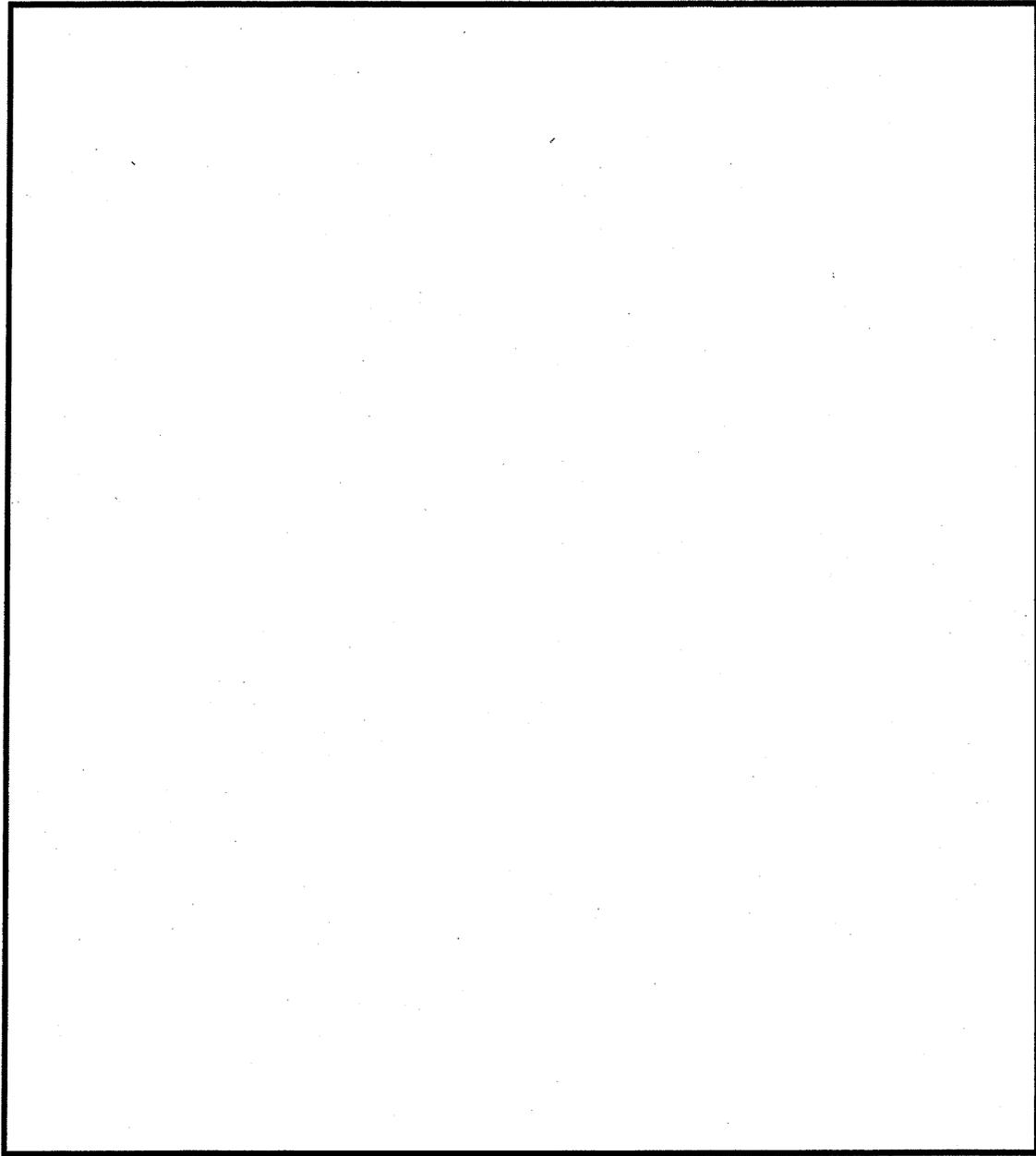
$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

$$P_a \geq \boxed{} \text{MPa [gage]}$$

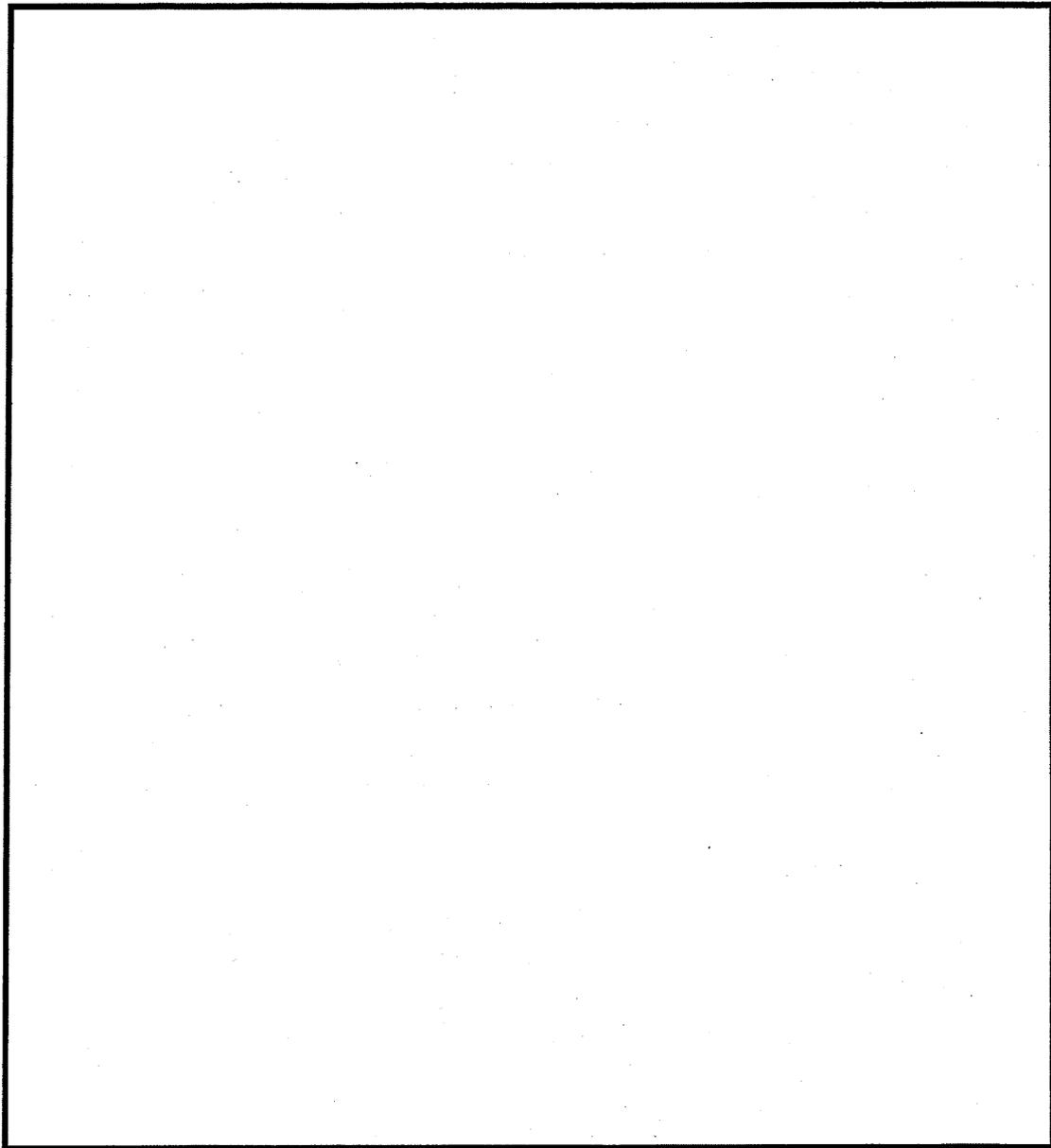
以上の評価結果より、格納容器内圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の条件において有効 NPSH を満足できることを確認した。

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力が「 $\boxed{}$ MPa [gage] 以上」の状態であれば代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH を満足することから、重大事故等時において代替循環冷却は成立する。

56-6 接続図

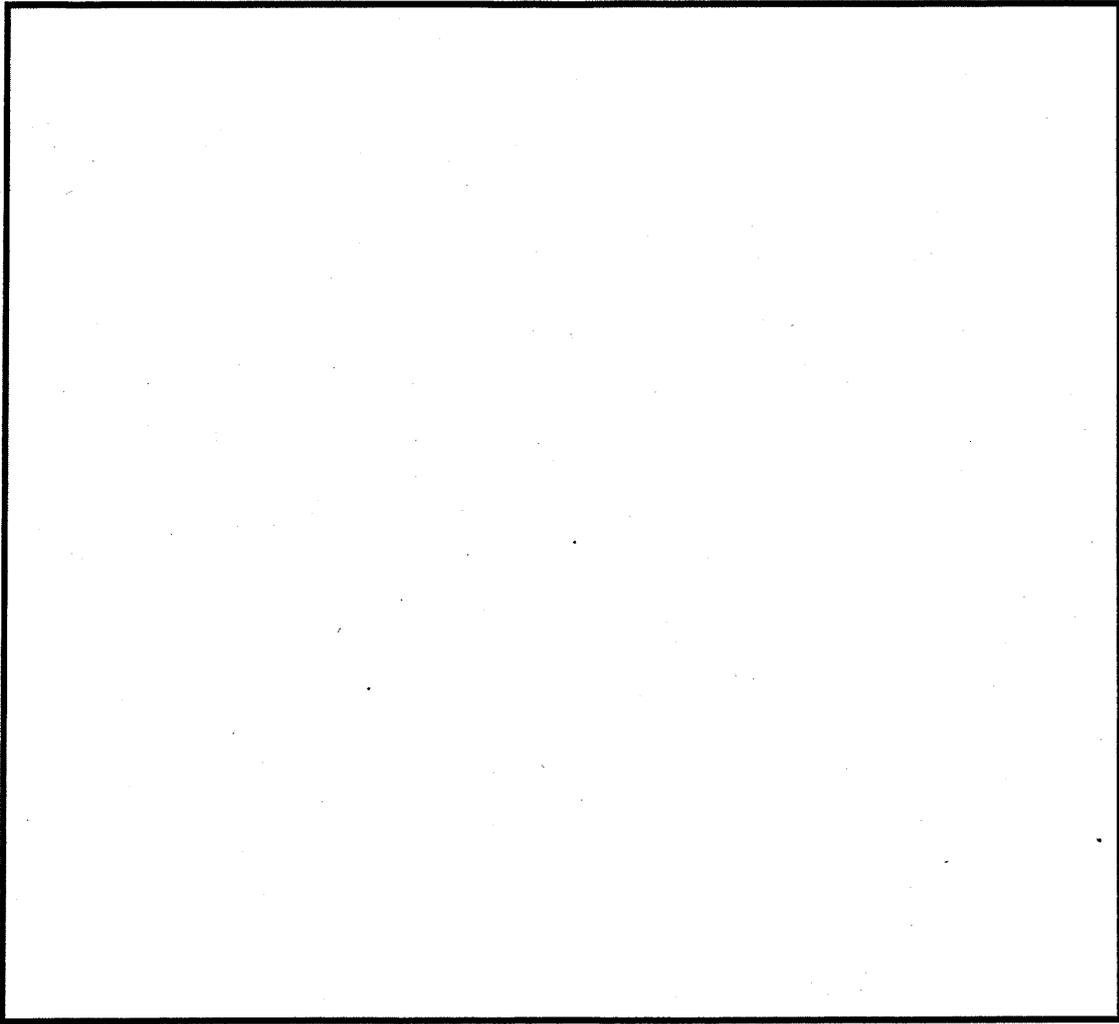


第 56-6-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）



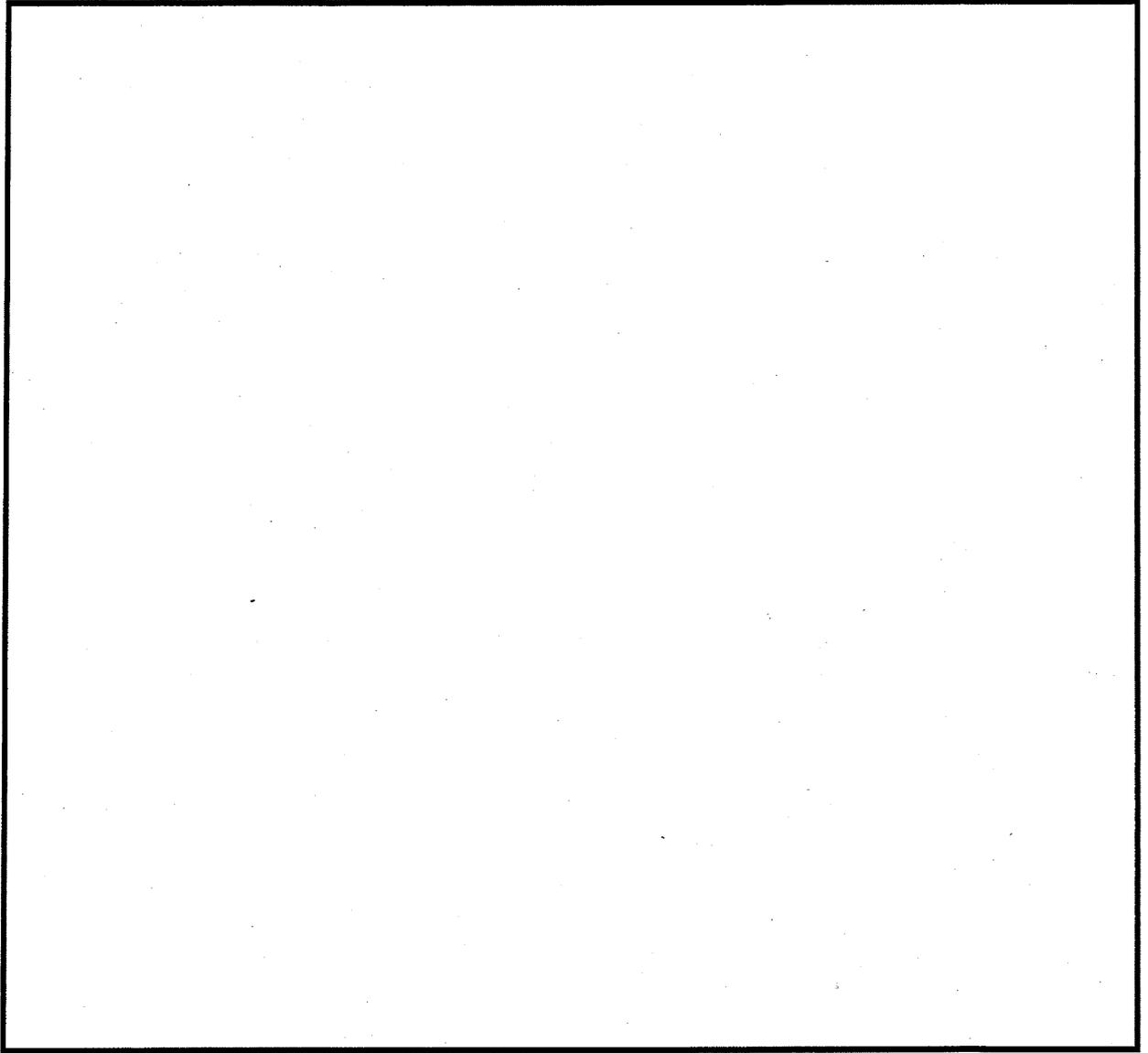
第 56-6-2 図 接続図 (可搬型設備 接続口)

56-7 保管場所図

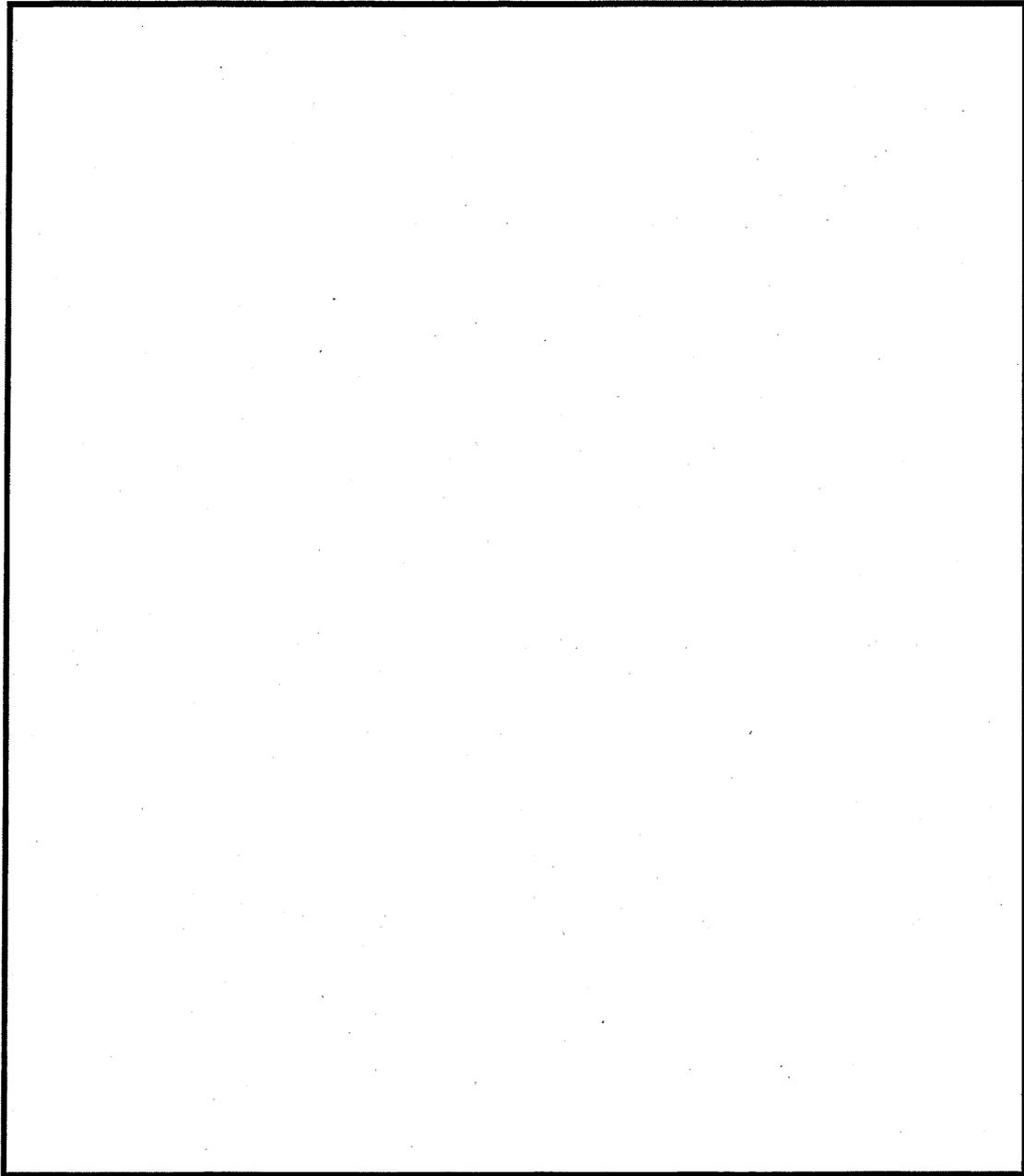


第 56-7-1 図 保管場所図 (位置の分散)

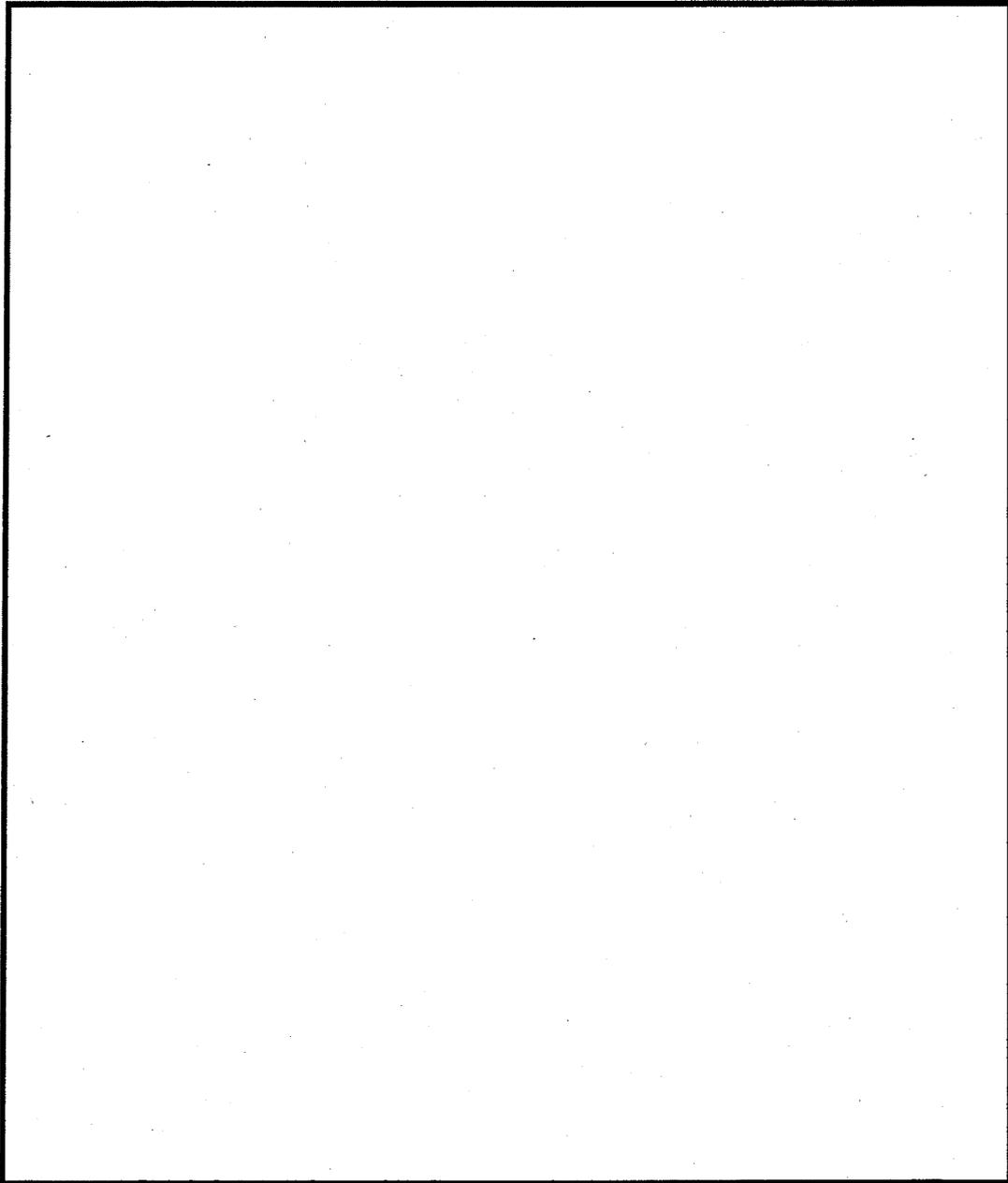
56-8 アクセスルート図



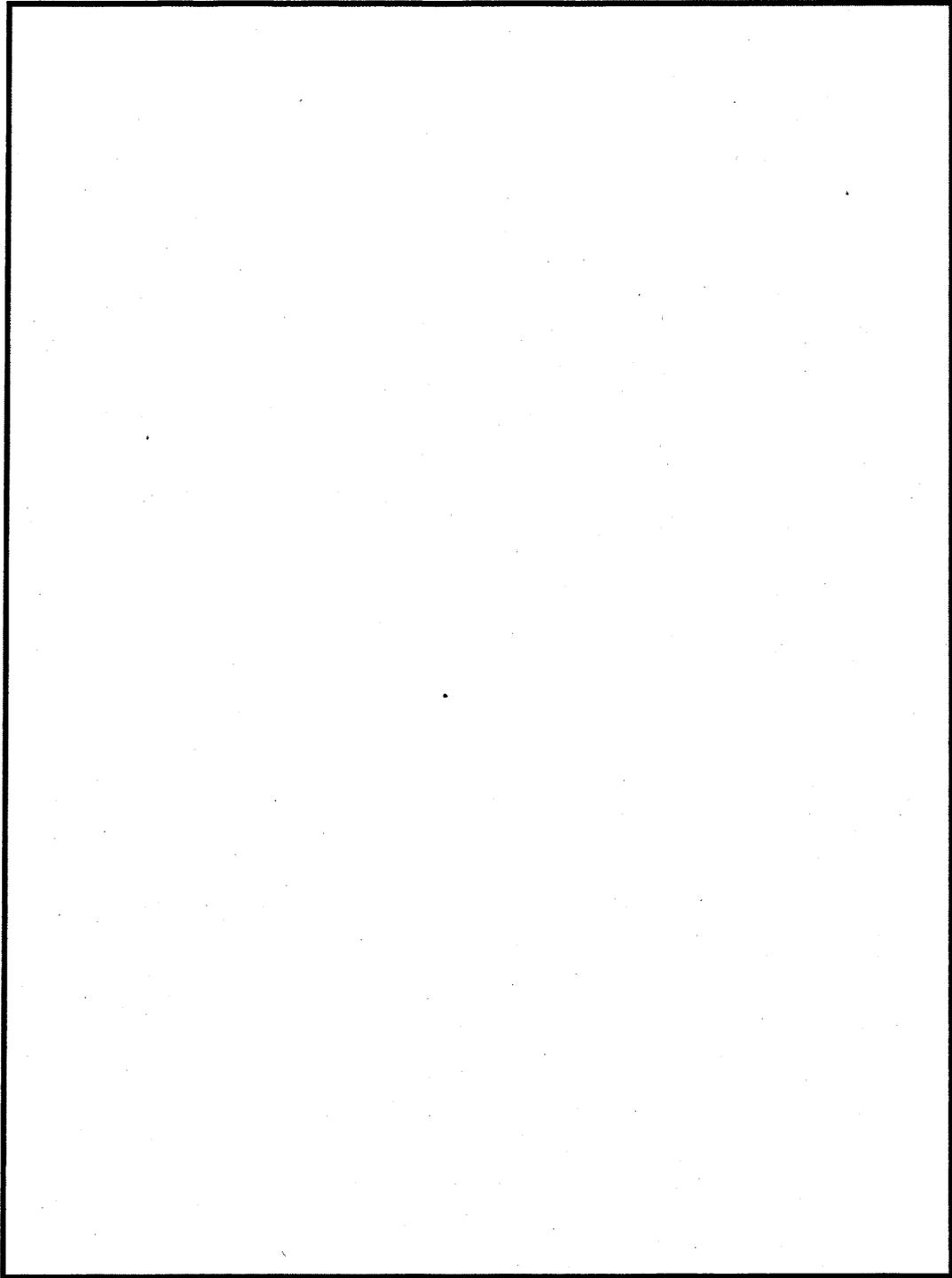
第 56-8-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 56-8-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート



第 56-8-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート



第 56-8-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート

56-9 その他設備

1. 淡水貯水池の容量

淡水貯水池は、重大事故等の収束に必要なとなる淡水を供給するための代替淡水源として設置する。

1.1 容量

淡水貯水池の容量は、 $2,500\text{m}^3$ ／基とし、2基設置する。

重大事故等対策の有効性評価で想定する各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しない場合）である。この事故シーケンスでの、淡水使用量は7日間で約 m^3 である。

この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量約 m^3 が枯渇する前に、可搬型代替注水大型ポンプによる補給の淡水源として淡水貯水池を設置する。

最も淡水使用量が多い事故シーケンスでの水使用量は7日間で約 m^3 であるが、代替淡水貯槽の貯水量約 m^3 に淡水貯水池の容量 $5,000\text{m}^3$ を加えた淡水量を下回るものである。

なお、格納容器ベントを考慮する事故シーケンスにおける水使用量については、事象発生から一定時間後に除熱機能を復旧させ、サプレッション・プール水を水源とする原子炉注水及び格納容器スプレイに切り替えることで減少させることが可能である。例えば、事象発生から3日時点で切り替えに成功した場合、代替淡水貯槽は枯渇することがなく、淡水貯水池からの移送を行わなくても安定した冷却を維持できる。このような対応を可能とする対策を講じることにより、淡水貯水池の容量が有する裕度を更に向上させていく。

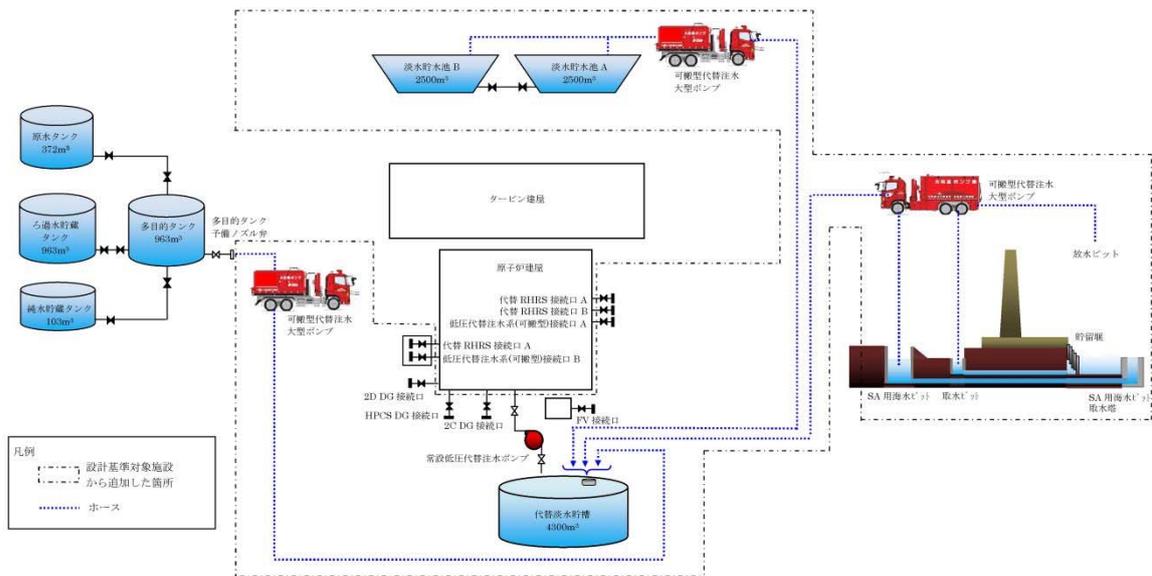
2. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要な水を提供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 56-9-1 図に示す。

淡水タンクが健全な場合に、可搬型代替注水大型ポンプ等を使用してこれら淡水タンクから代替淡水貯槽へ水が補給できる。なお、淡水タンクから淡水貯水池への補給もできる構成である。



第 56-9-1 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 一覽表

57-1-1

第 57-1-1 表 電源設備一覽

	耐震 クラス	3. 14. 2. 1	3. 14. 2. 2	3. 14. 2. 3	3. 14. 2. 4	3. 14. 2. 5	3. 14. 2. 6	3. 14. 3. 1
		可搬型 代替交流 電源設備	常設 代替交流 電源設備	所内 常設直流 電源設備	可搬型 代替直流 電源設備	常設 代替直流 電源設備	代替所内 電気設備	非常用 交流電源 設備
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			附属			
タンクローリ	C(Ss)	主要			附属			
可搬型代替低圧電源車接 続盤（東側）	S	附属			附属		主要	
可搬型代替低圧電源車接 続盤（西側）	S	附属			附属		主要	
P/C 2C	S	附属					主要	
P/C 2D	S	附属					主要	
緊急用MCC	C(Ss)	附属	附属				主要	
緊急用P/C	C(Ss)	附属	附属				主要	
常設代替高圧電源装置	C(Ss)		主要					
軽油貯蔵タンク	S		主要					
常設代替高圧電源装置用 燃料移送ポンプ	C(Ss)		主要					
緊急用断路器	C(Ss)		附属				主要	
緊急用M/C	C(Ss)		附属				主要	
M/C 2C	S		附属				主要	附属
M/C 2D	S		附属				主要	附属
緊急用動力変圧器	C(Ss)		附属				主要	
125V A系蓄電池	S			主要				
125V B系蓄電池	S			主要				
直流 125V 充電器A	S			主要				
直流 125V 充電器B	S			主要				
中性子モニタ用蓄電池A	S			主要				
中性子モニタ用蓄電池B	S			主要				
可搬型整流器	C(Ss)				主要			
可搬型整流器用変圧器 （西側）	C(Ss)				主要			
可搬型整流器用変圧器 （東側）	C(Ss)				主要			
可搬型代替直流電源設備 用電源切替盤	C(Ss)				附属		主要	
緊急用直流 125V 主母線盤	C(Ss)				附属		主要	
緊急用直流 125VMCC	C(Ss)				附属		主要	
緊急用直流 125V 計装用分 電盤	C(Ss)				附属		主要	
緊急用電源切替盤	C(Ss)				附属		主要	
直流 125V 主母線盤 2A	S				附属		主要	
直流 125V 主母線盤 2B	S				附属		主要	
緊急用直流 125V 蓄電池	C(Ss)					主要		
緊急用直流 125V 充電器	C(Ss)					主要		
D/G (HPCS D/G 含む)	S							主要
M/C HPCS	S							附属
燃料移送ポンプ	C(Ss)							附属

※ 主要：主要設備，附属：附属設備

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			常設代替高压電源装置		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	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作スイッチ操作		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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要		B b
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	—		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)		対象外
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備あり) — 屋外		A b
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は冷却源		C a
	関連資料		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 A系蓄電池		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
			電磁波による影響	(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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響 防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外	
			関連資料	-		
		第 3 号	共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a
				サポート系故障	(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		125V B系蓄電池		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
			電磁波による影響	(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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響 防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外
			関連資料	-	
第 3 号		共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a
			サポート系故障	(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 蓄電池		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a
				サポート系故障	(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			中性子モニタ用蓄電池 A		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			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	D B 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)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	(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			中性子モニタ用蓄電池 B		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			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	D B 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)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 D B 設備あり) — 屋内	A a
				サポート系故障	(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			緊急用断路器		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(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)		—
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備		I
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が不要		B a
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離		A b
			その他 (飛散物)	—		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	操作が不要な設備		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)		対象外
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)		対象外
			サポート系故障	(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M/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・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	-
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	-	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)	対象外	
			関連資料	-		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	(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			可搬型代替低圧電源車接続盤西側		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	接続作業	B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし) —	対象外	
			サポート系故障	(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			可搬型代替低圧電源車接続盤東側		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	接続作業	B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし) —	対象外	
			サポート系故障	(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MCC		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	(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	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし)	対象外	
			サポート系故障	(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	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	他系統から独立	A c	
			その他 (飛散物)	—	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	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	(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			D/G (HPCS D/Gを含む)		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水する)	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	DB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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし)	対象外	
			サポート系故障	対象 (サポート系あり) —異なる駆動源又は 冷却源	C a	
	関連資料		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			M/C 2 C	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外	
			関連資料	-		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋 内	A a
				サポート系故障	(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			M/C 2 D	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外
			関連資料	-	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋 内	A a
			サポート系故障	(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			M/C H P C S	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外
			関連資料	-	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし) -	対象外
			サポート系故障	(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			P / C 2 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・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	DB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)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋 内	A a
				サポート系故障	(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			P / C 2 D		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	DB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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋 内	A a	
			サポート系故障	(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			直流 125V 充電器 2 A	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響 防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外	
			関連資料	-		
		第 3 号	共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋 内	A a
				サポート系故障	(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			直流 125V 充電器 2 B		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			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	D B 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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備あり)—屋 内	A a	
			サポート系故障	(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			直流 125V 主母線盤 2 A	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-	
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響 防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	-	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	DB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)	対象外	
			関連資料	-		
		第 3 号	共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋 内	A a
				サポート系故障	(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			直流 125V 主母線盤 2 B	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響 防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
		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	D B 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)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備あり)—屋 内	A a
				サポート系故障	(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（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	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	足場の確保, 設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	B a, B c, B d, B g	
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
				関連資料	57-3 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	—	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	A a		
			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	コネクタ接続より簡便な接続	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	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	57-2 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	57-2 配置図		
		第 5 号	保管場所	西側保管場所又は東側保管場所 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	57-2 配置図		
第 6 号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	57-6 アクセスルート図			
第 7 号		故障 共通 要因 防止	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 接続作業	B c, B d, B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	—	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	A a		
		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 系統図		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	57-2 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	57-2 配置図		
		第 5 号	保管場所	西側保管場所又は東側保管場所 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	57-2 配置図		
		第 6 号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			57-6 アクセスルート図			
第 7 号		故 共通 障 防 要 止 因	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象, 溢水, 火災	防止設備 - 対象 (代替対象 D B 設備あり) - 屋外	A b	
			サポート系要因	対象 (サポート系あり) - 異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	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	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性	設備の運搬・設置, 操作スイッチ操作, 弁操作, 接続作業	B c, B d, B f, B g	
			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,	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	—	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	A a		
		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	コネクタ接続より簡便な接続	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	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	57-2 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	57-2 配置図		
		第 5 号	保管場所	西側保管場所又は東側保管場所 (共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	57-2 配置図		
		第 6 号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
関連資料			57-6 アクセスルート図			
第 7 号		故障 共通 要因 防止	環境条件, 自然現象, 外部人為 事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (代替対象 DB 設備なし) —屋外	対象外	
			サポート系要因	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			可搬型整流器用変圧器(西側)		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	—	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	切り替え性	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(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			可搬型整流器用変圧器（東側）		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	—	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	切り替え性	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他（飛散物）	—	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	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外（共通要因の考慮対象設備なし）	対象外	
			サポート系故障	(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			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	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作スイッチ操作, 弁操作	B d, B f	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			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	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし) —	対象外	
			サポート系故障	(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			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	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	接続操作	B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			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	A c	
			その他 (飛散物)	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備なし) —	対象外	
			サポート系故障	(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			燃料移送ポンプ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	Bd	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	—	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	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備有り) — 屋内	A a	
			サポート系故障	(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 P/C	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	—	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	DB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)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象DB設備あり) - 屋内	A a
			サポート系故障	(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 充電器		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B d	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象DB設備あり) — 屋内	A a	
			サポート系故障	(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		常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	Bd
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	—	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)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋内	A a
			サポート系故障	(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			緊急用動力変圧器	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(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	—	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	切り替え性	—	対象外	
		関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	—	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	—	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)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A b
			サポート系故障	(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			可搬型代替直流電源設備用電源切替盤	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(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	操作スイッチ操作	B a, B g	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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	操作が必要な設備	A a		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (共通要因の考慮対象設備 なし) —	対象外
				サポート系故障	(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)

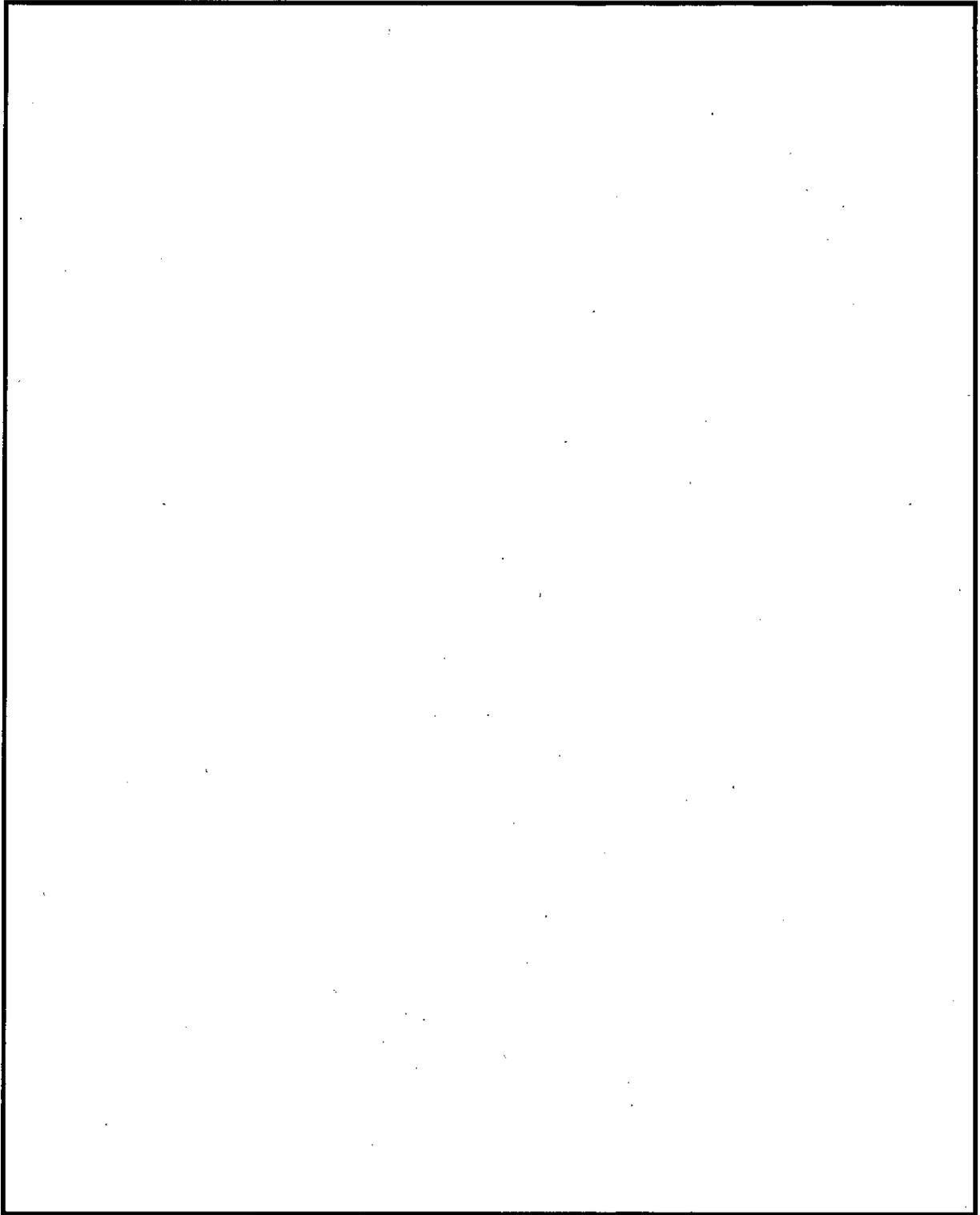
第 57 条：電源設備			緊急用直流 125V MCC		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作スイッチ操作	A	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 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	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他 (飛散物)	—	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)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象 (代替対象 DB 設備あり) - 屋内	A a	
			サポート系故障	(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）

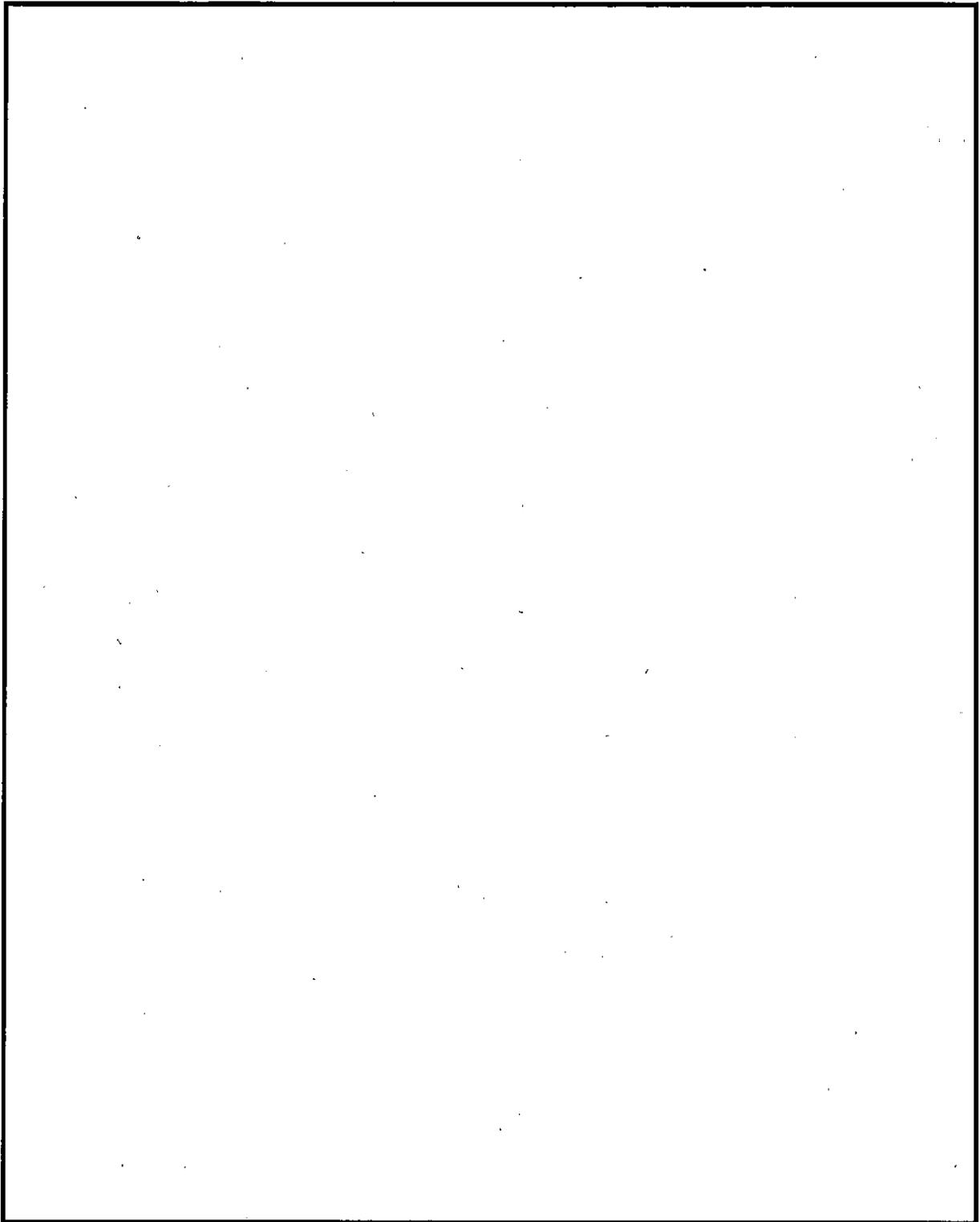
第 57 条：電源設備			緊急用直流 125V 計装用分電盤	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作スイッチ操作	B d B e
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切替操作が必要	B a
			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	A c
			その他 (飛散物)	—	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	操作が必要な設備	A a	
		関連資料	57-2 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要 因故障 防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象 (代替対象 DB 設備あり) — 屋内	A a
			サポート系故障	(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

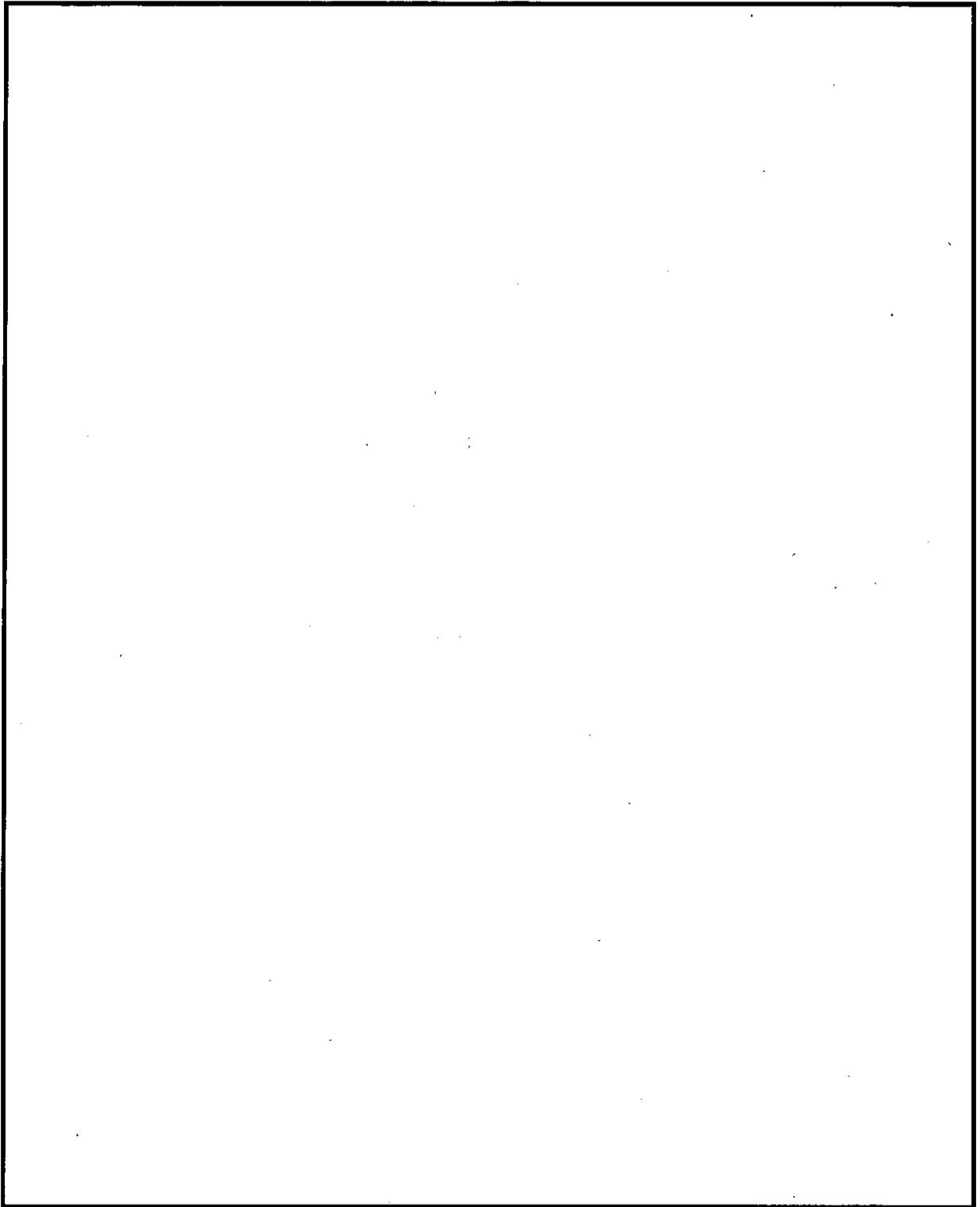


第 57-2-1 図 原子炉建屋と西側及び南側保管場所配置図

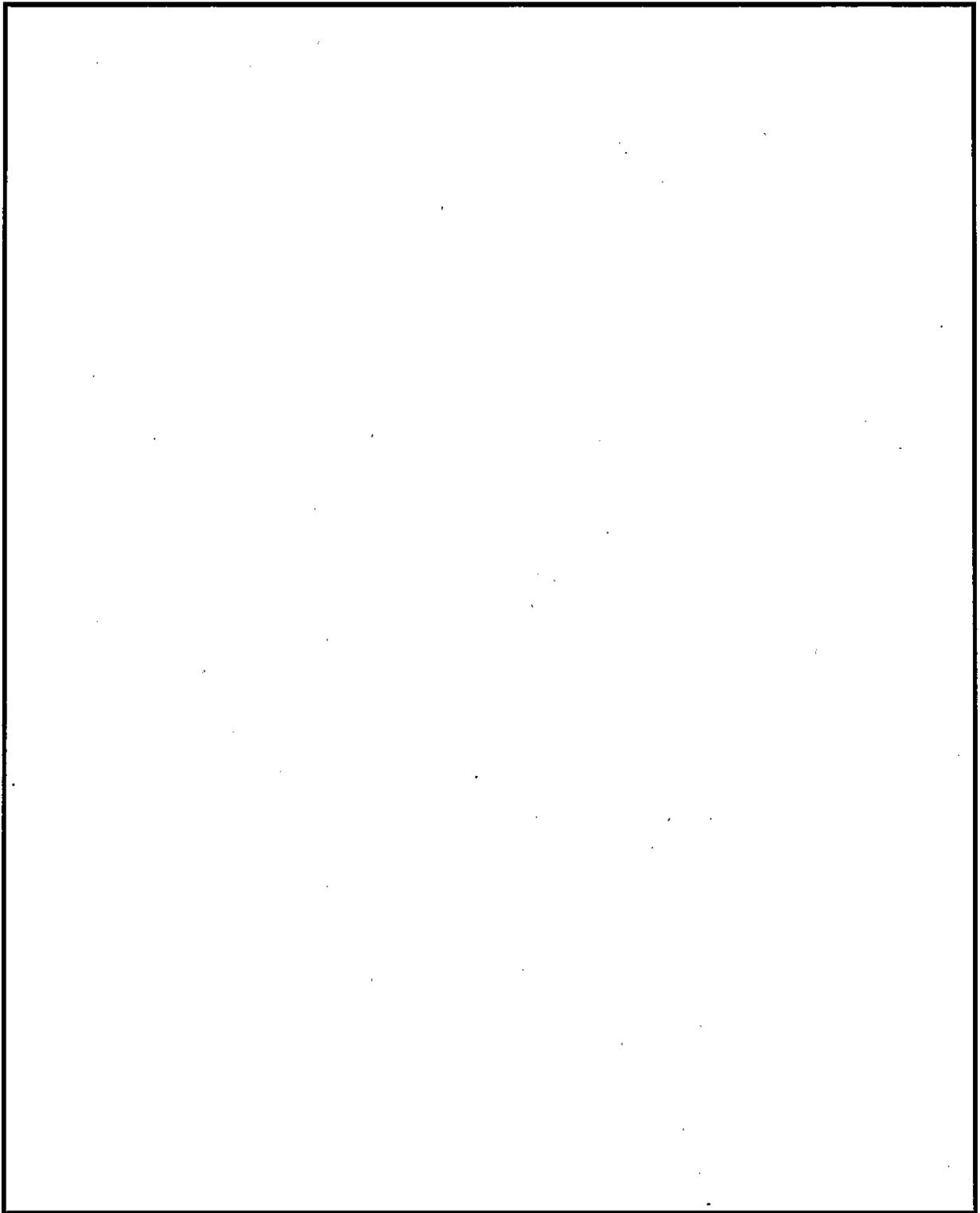


・写真については，一部イメージを含む。

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(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)

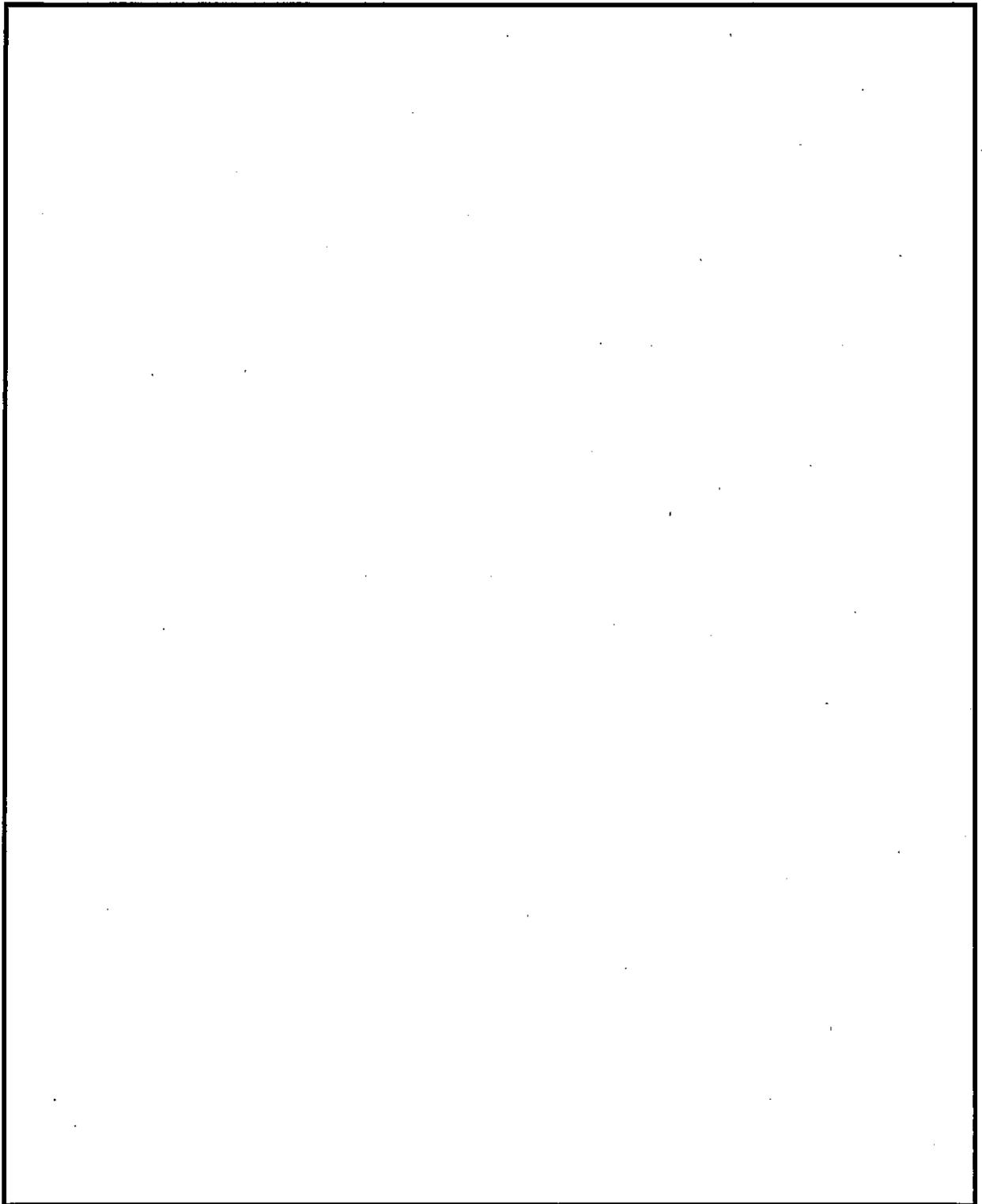


第 57-2-3 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (可搬型設備用軽油タンク)



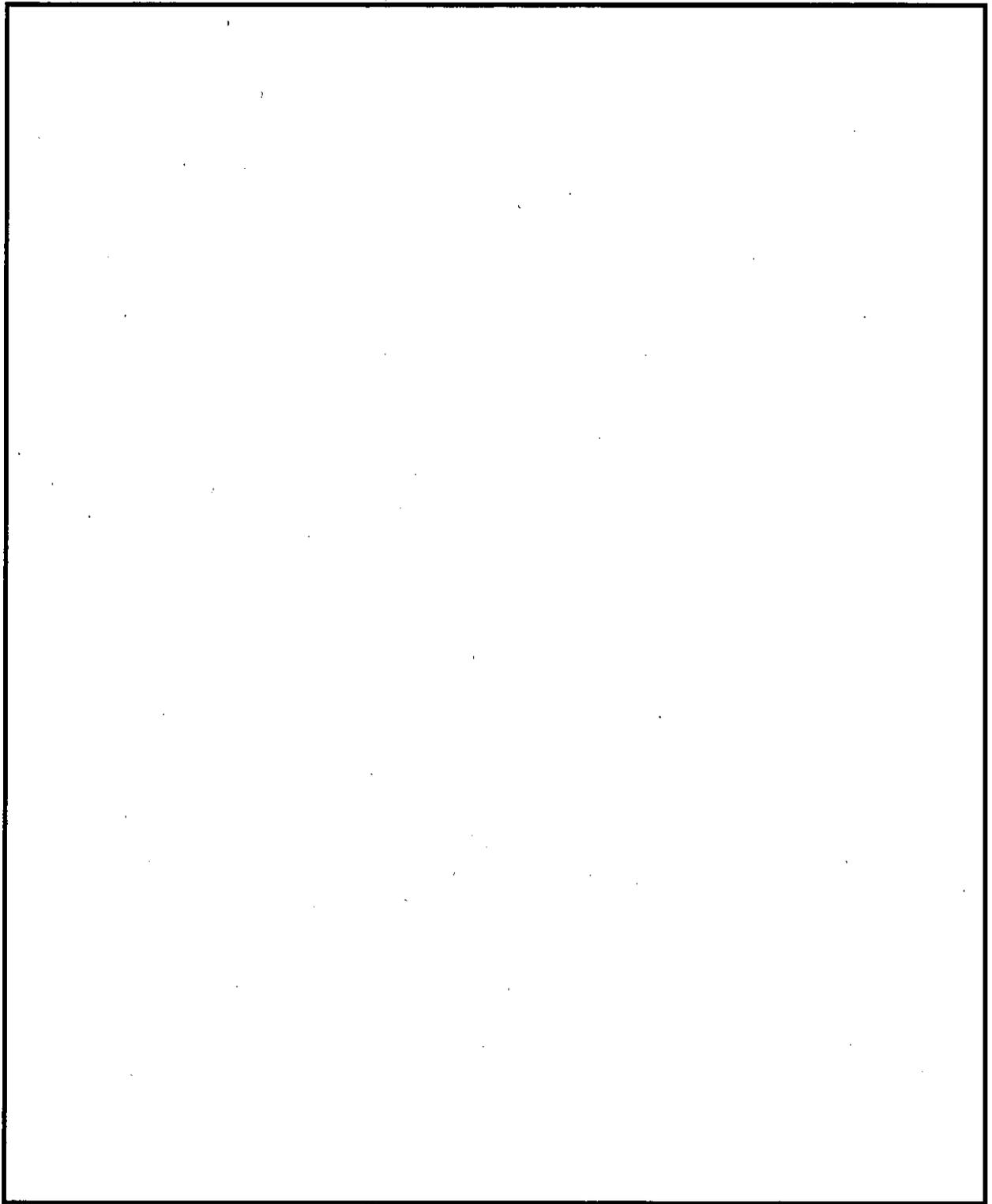
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-4 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)

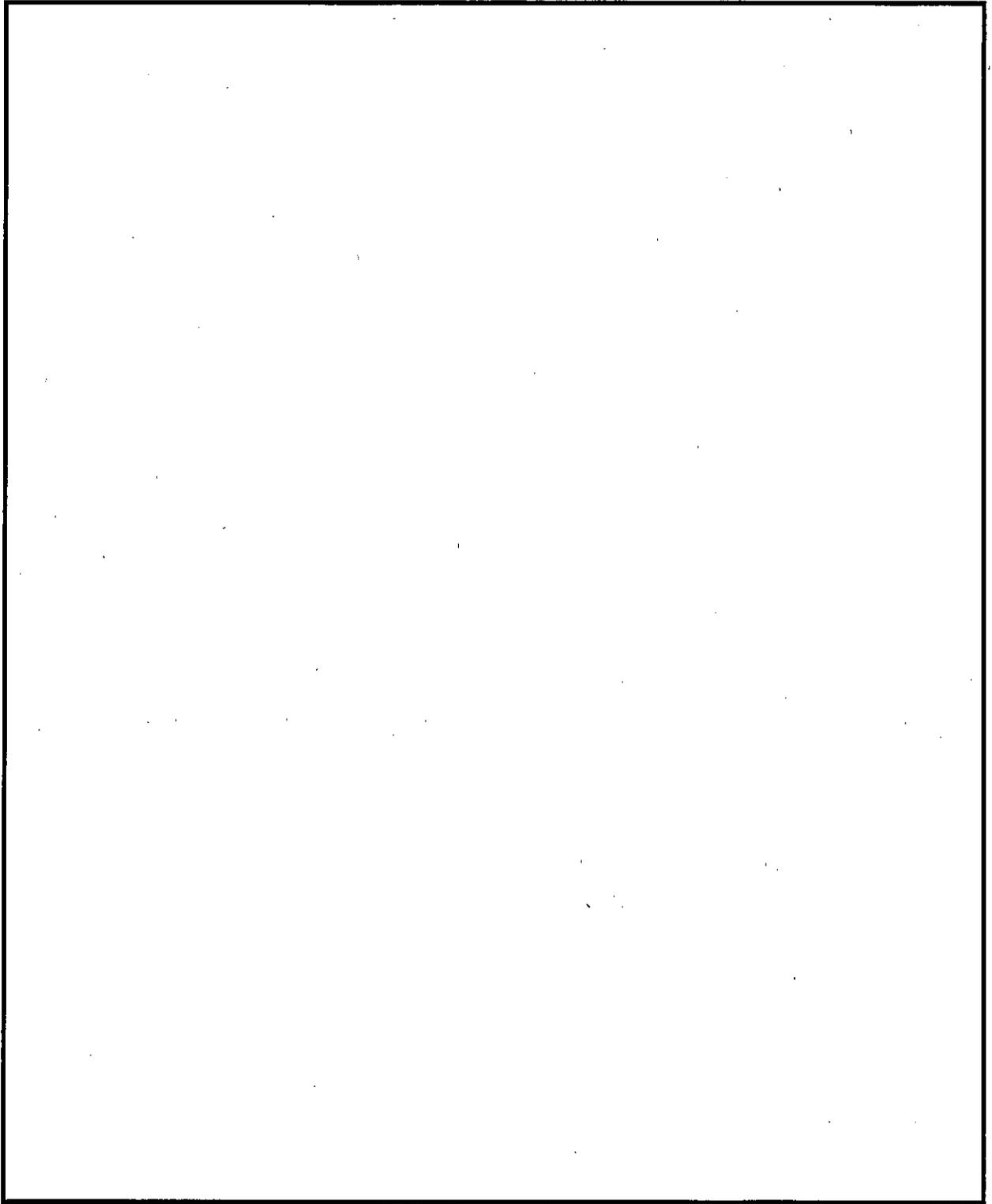


・写真については，一部イメージを含む。

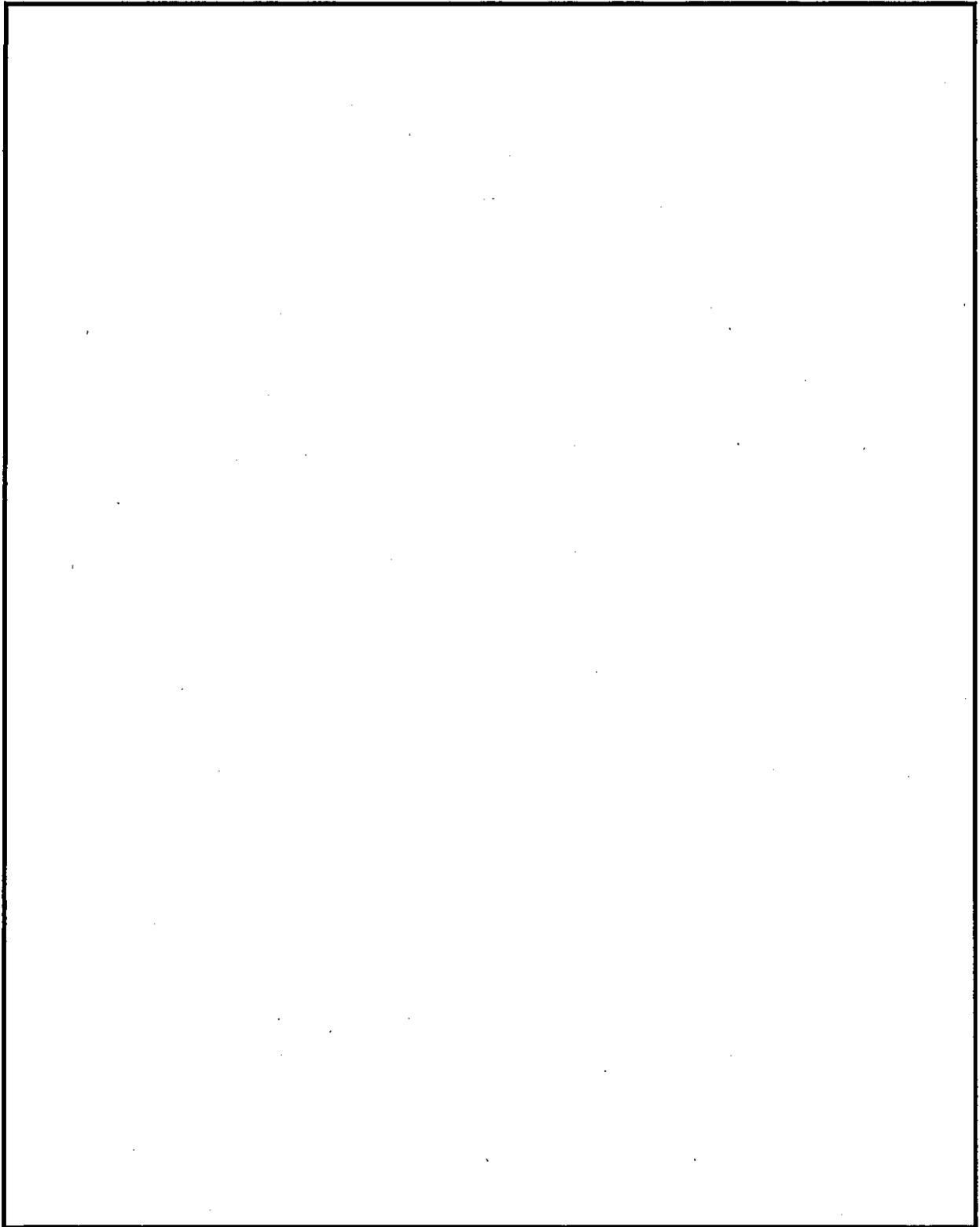
第 57-2-5 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故
等対処設備設置場所) (常設代替高圧電源装置)



第 57-2-6 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) (軽油貯蔵タンク)

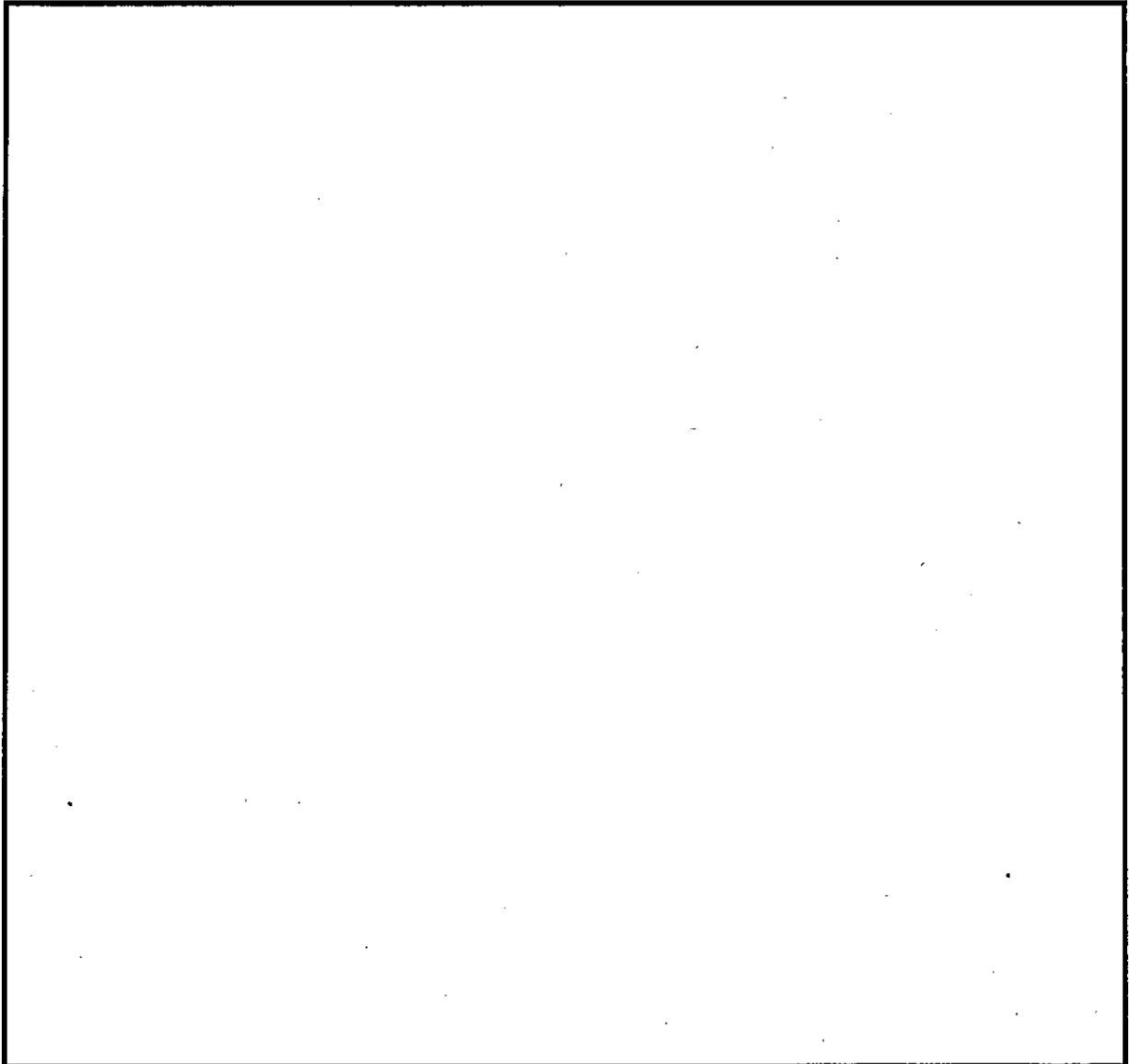


第 57-2-7 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故
等対処設備設置場所) (常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ)



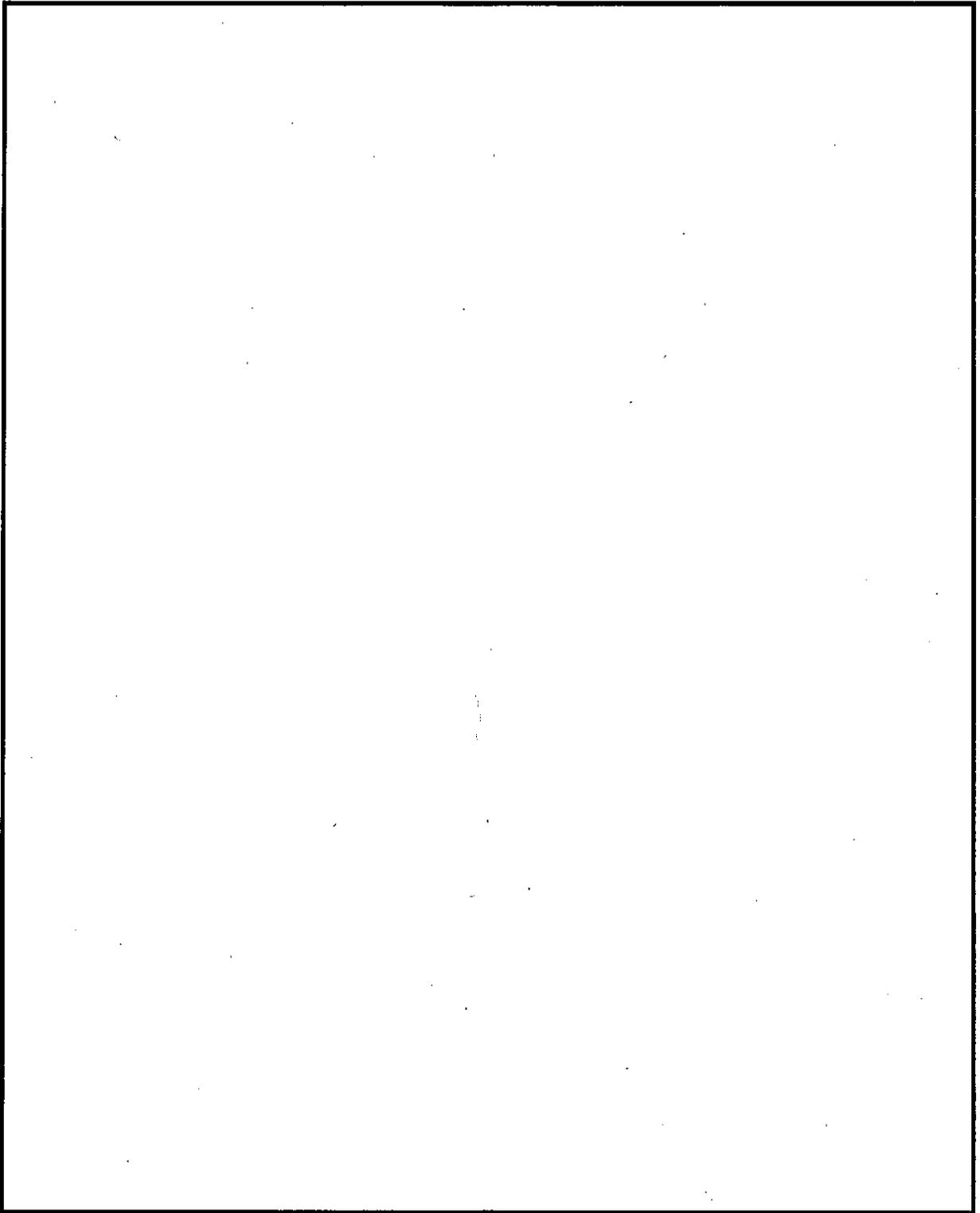
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-8 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) (その他の電源設備) (125V A系蓄電池) (125V B系蓄電池) (中性子モニタ用蓄電池A) (中性子モニタ用蓄電池B)



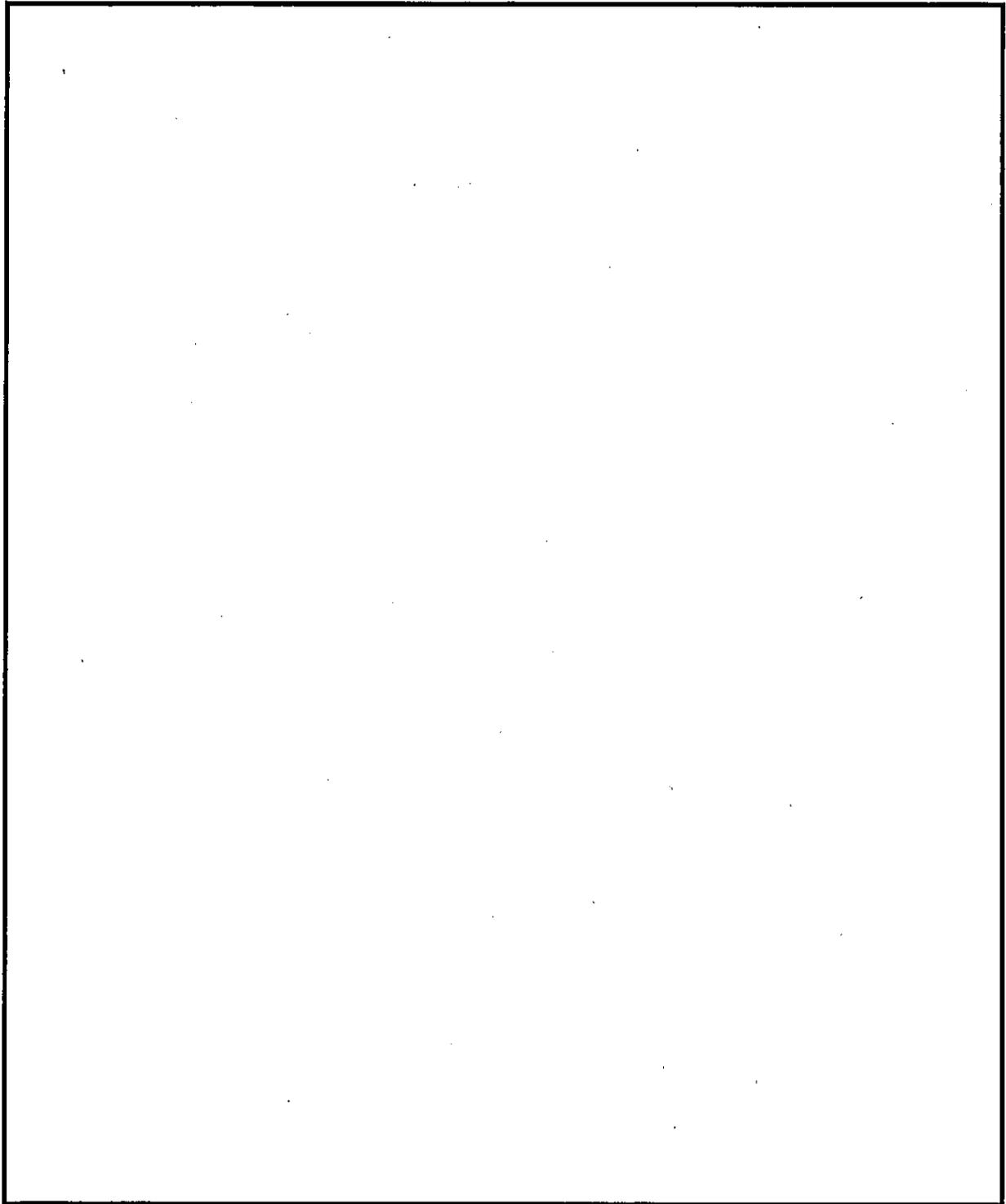
・写真については，一部イメージを含む。

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) (直流 125V 充電器A) (直流 125V 充電器B)



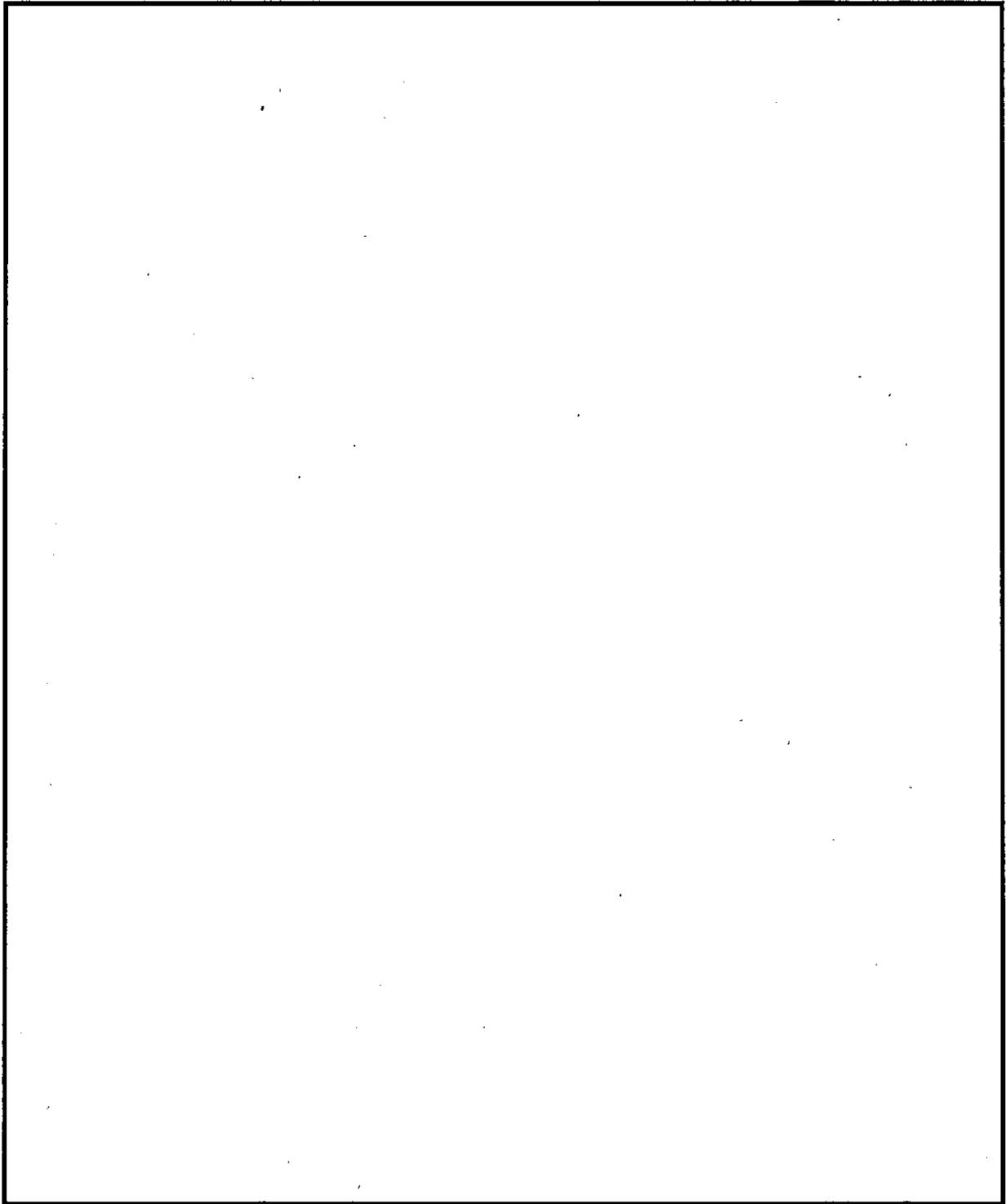
・写真については，一部イメージを含む。

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）（可搬型整流器用変圧器）



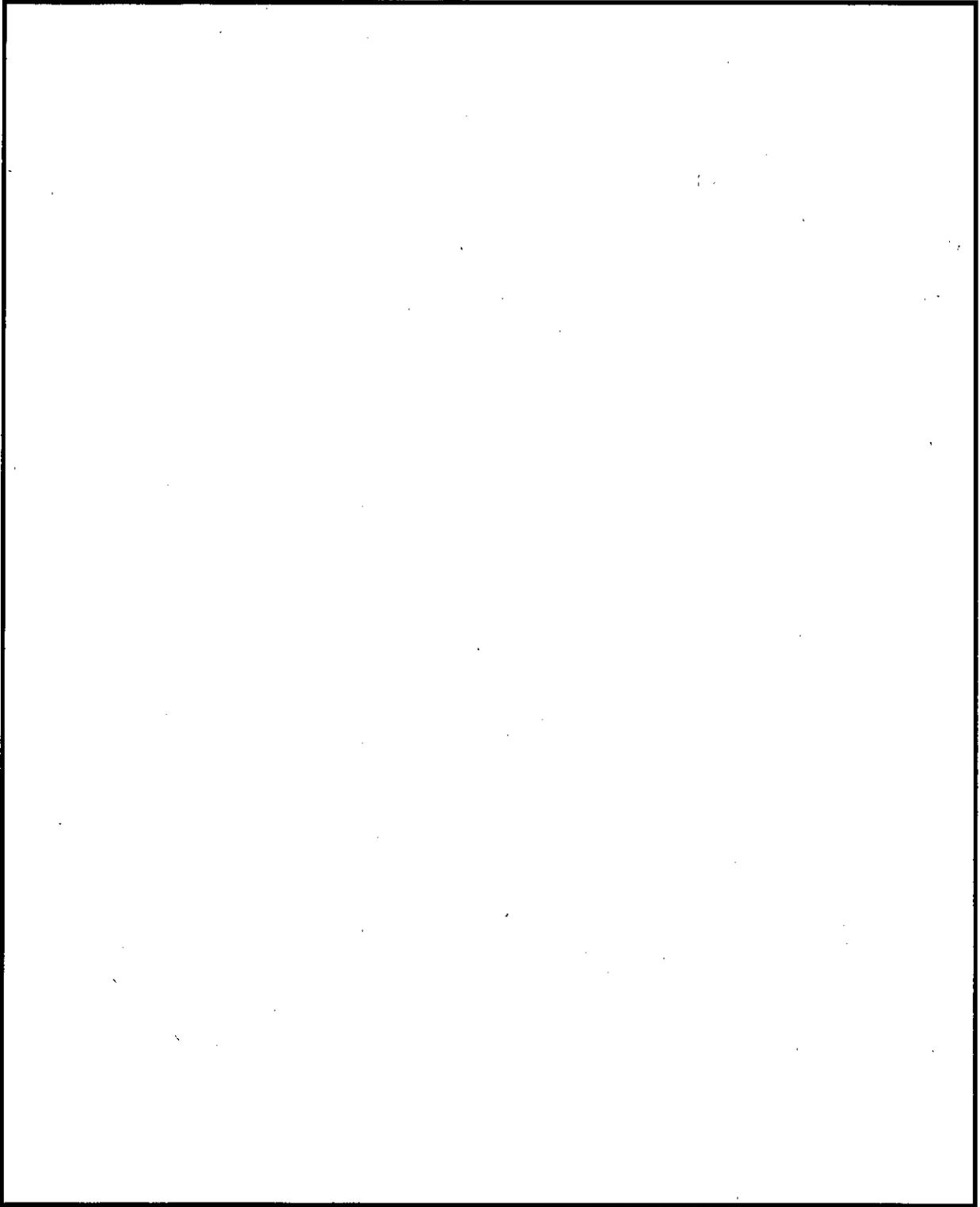
・写真については，一部イメージを含む。

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）（その他の電源装置）（緊急用直流 125V 蓄電池）



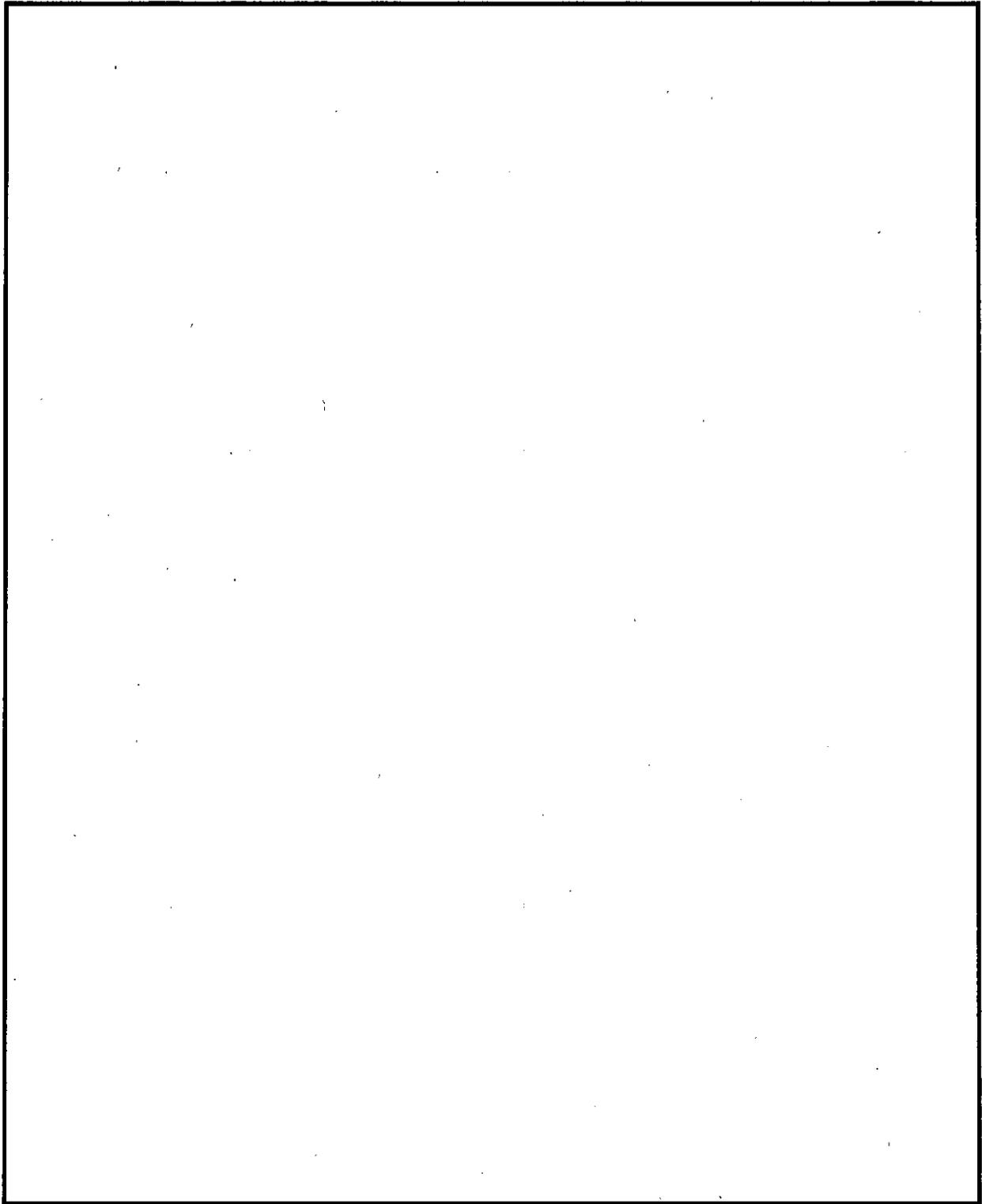
・写真については，一部イメージを含む。

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）（その他の電源装置）（緊急用直流 125V 充電器）



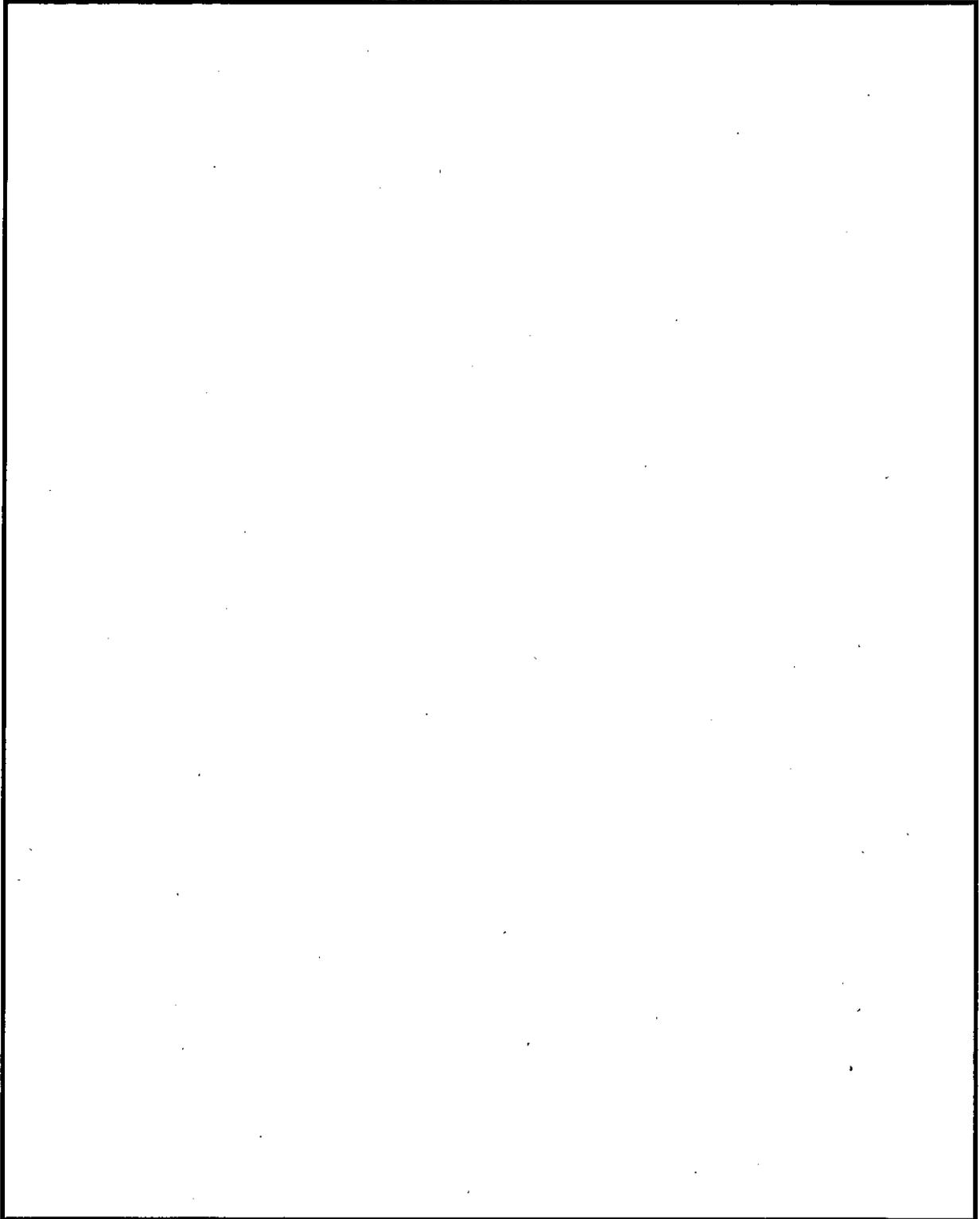
・写真については，一部イメージを含む。

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）（緊急用断路器）



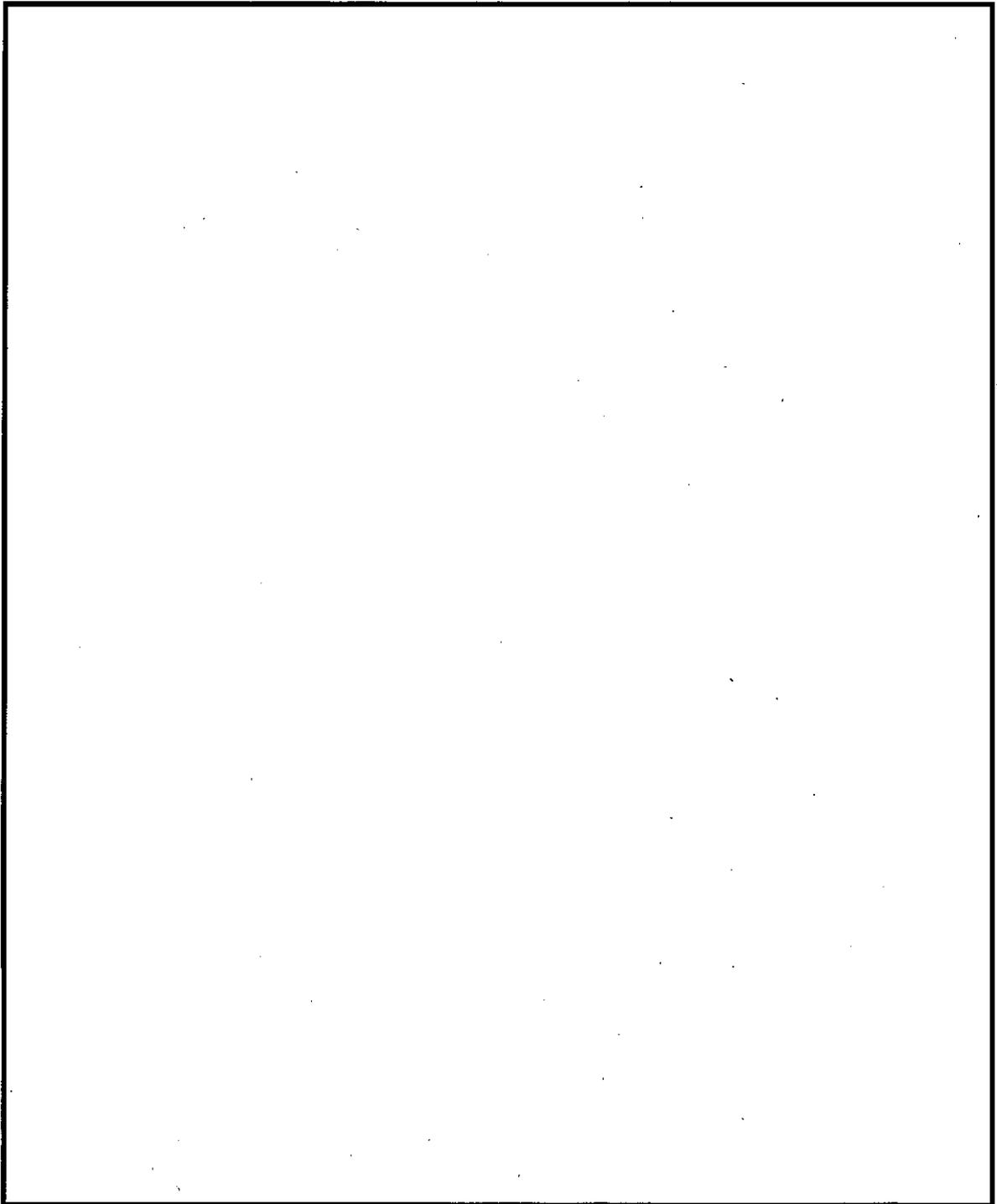
・写真については，一部イメージを含む。

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M/C）



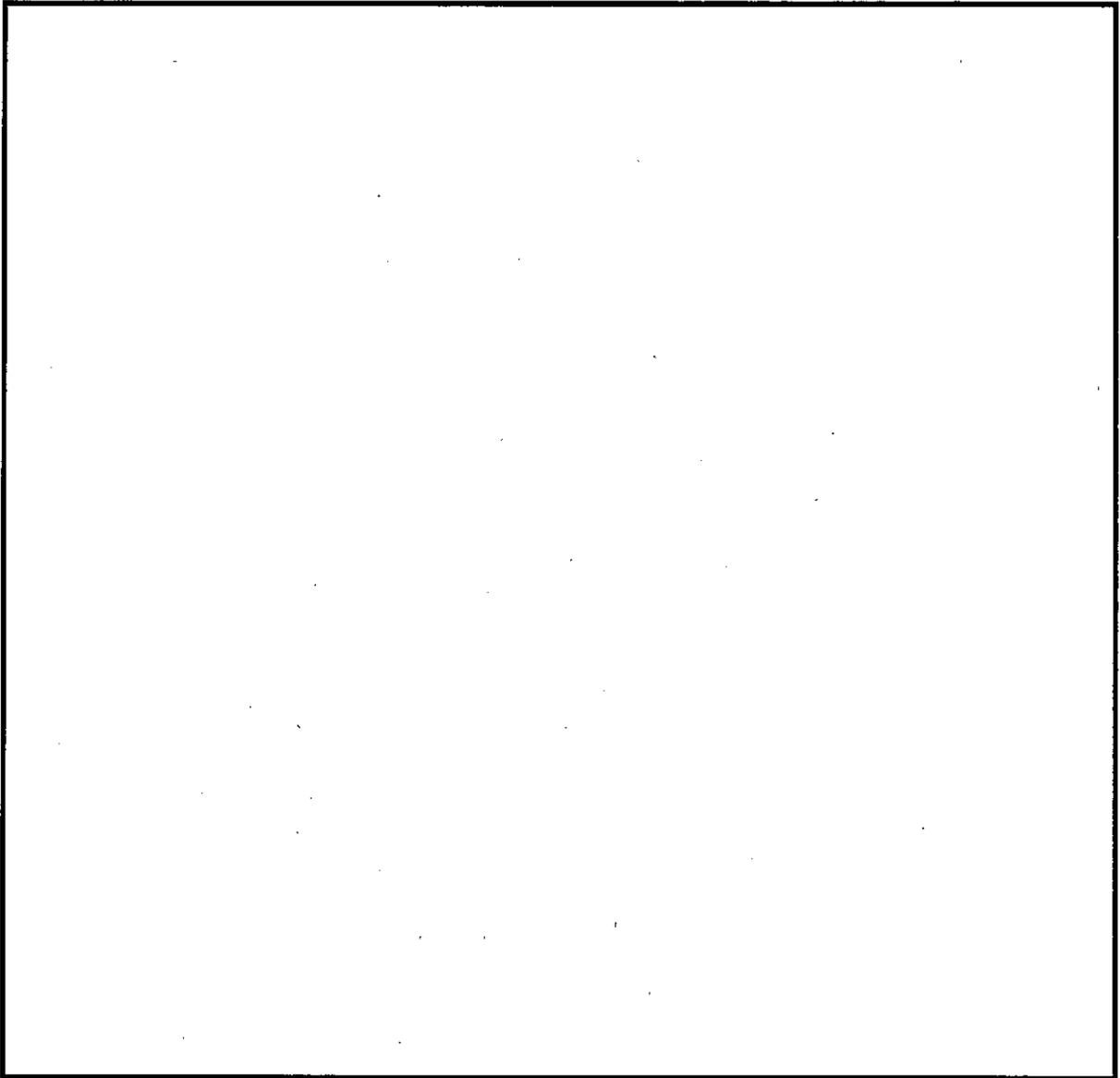
・写真については，一部イメージを含む。

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）（代替所内電気設備）（緊急用動力変圧器）（緊急用 P/C）（緊急用 MCC）



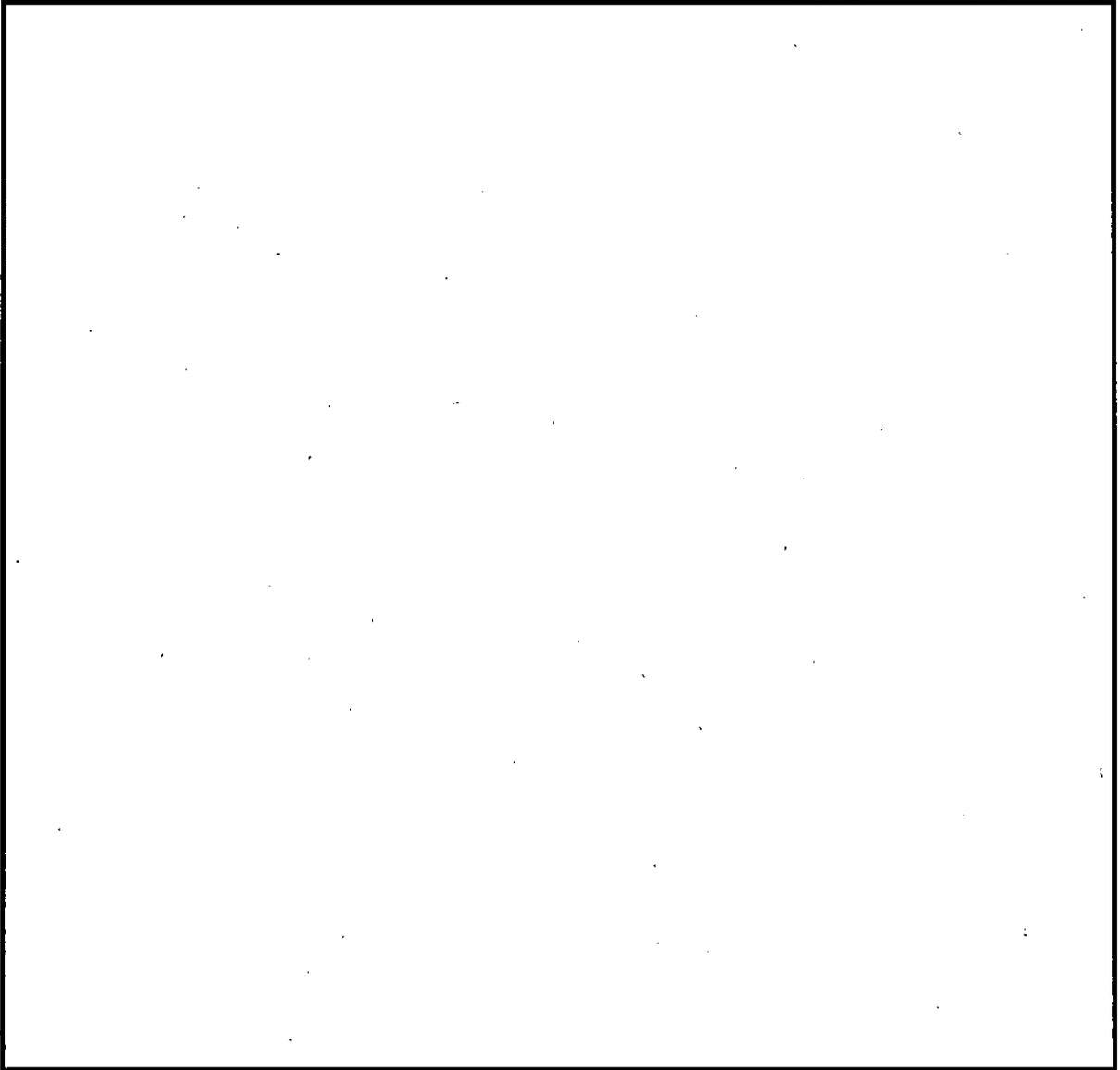
・写真については，一部イメージを含む。

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）（緊急用電源切替盤）



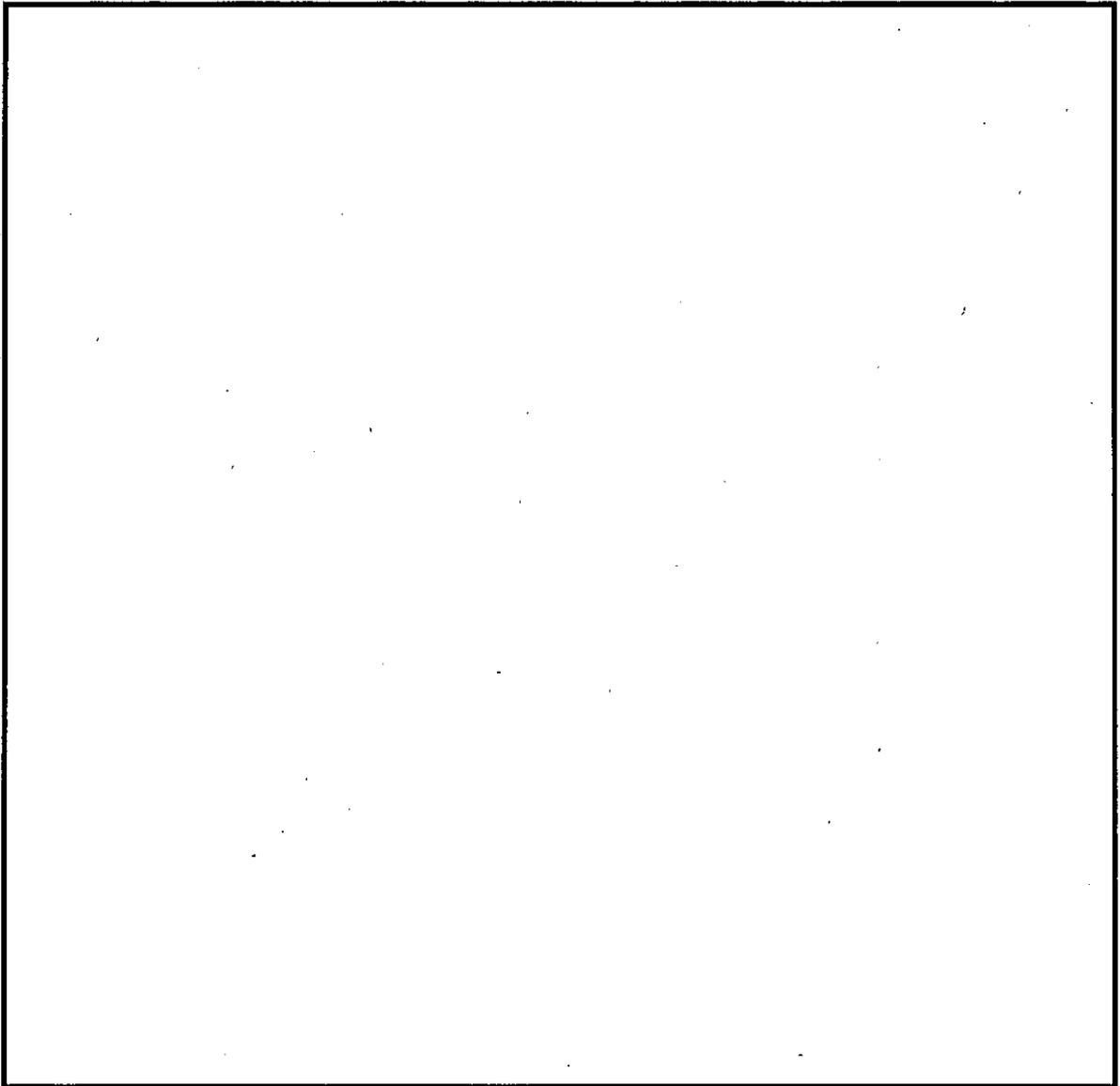
・写真については、一部イメージを含む。

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）（緊急用直流 125V 主母線盤）



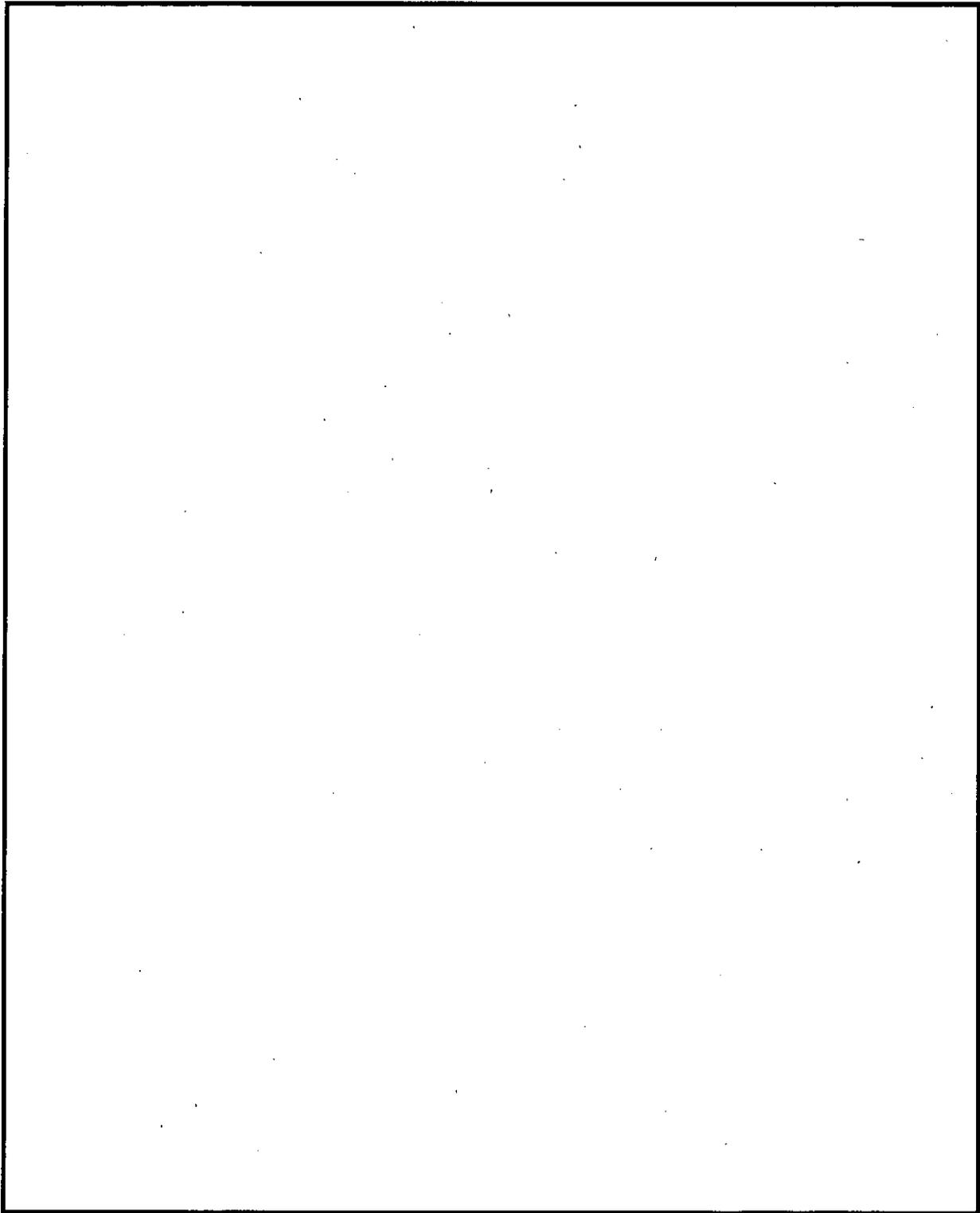
・写真については，一部イメージを含む。

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）（緊急用直流 125VMCC）



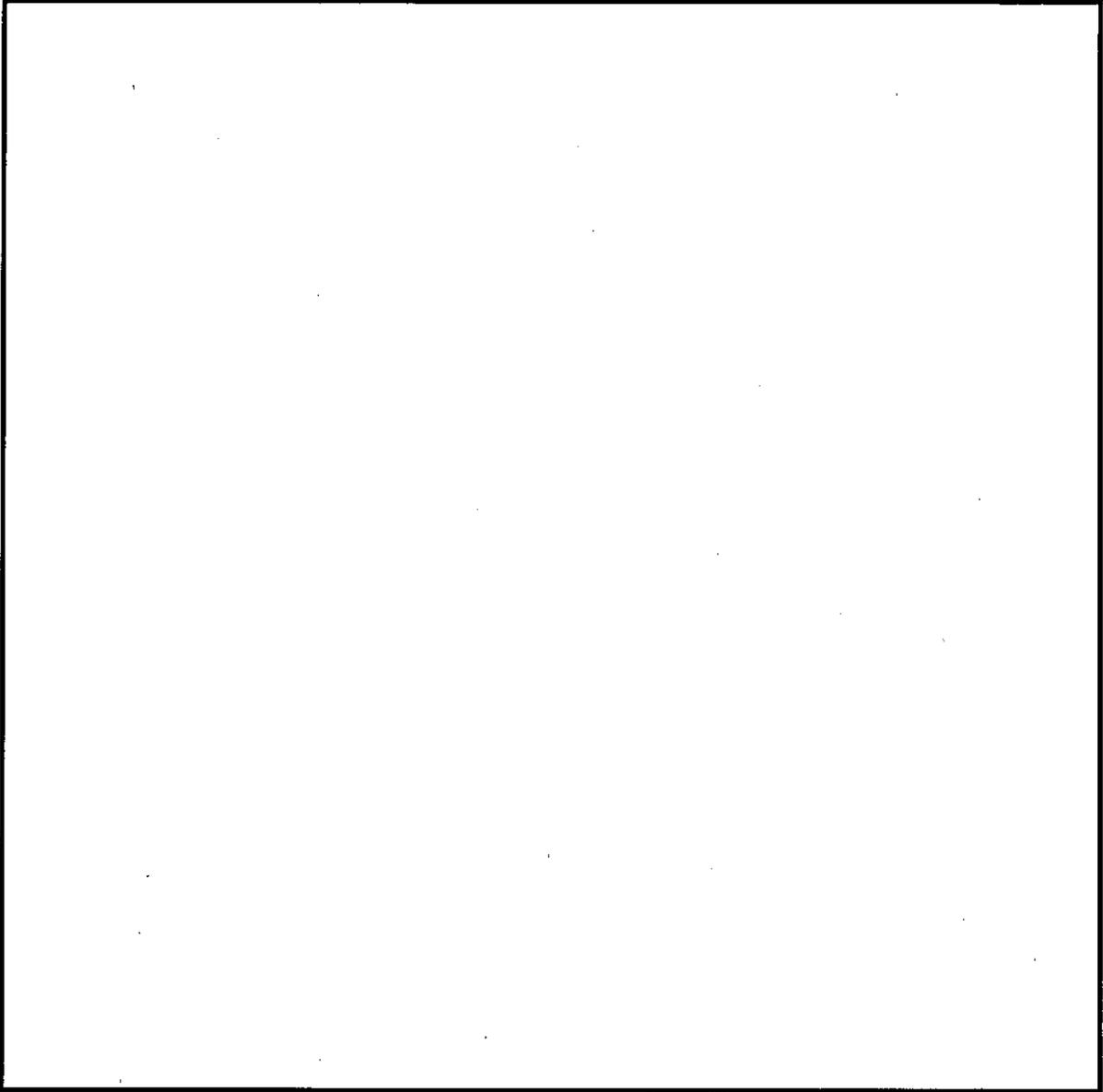
・写真については，一部イメージを含む。

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）（緊急用直流 125V 計装用分電盤）



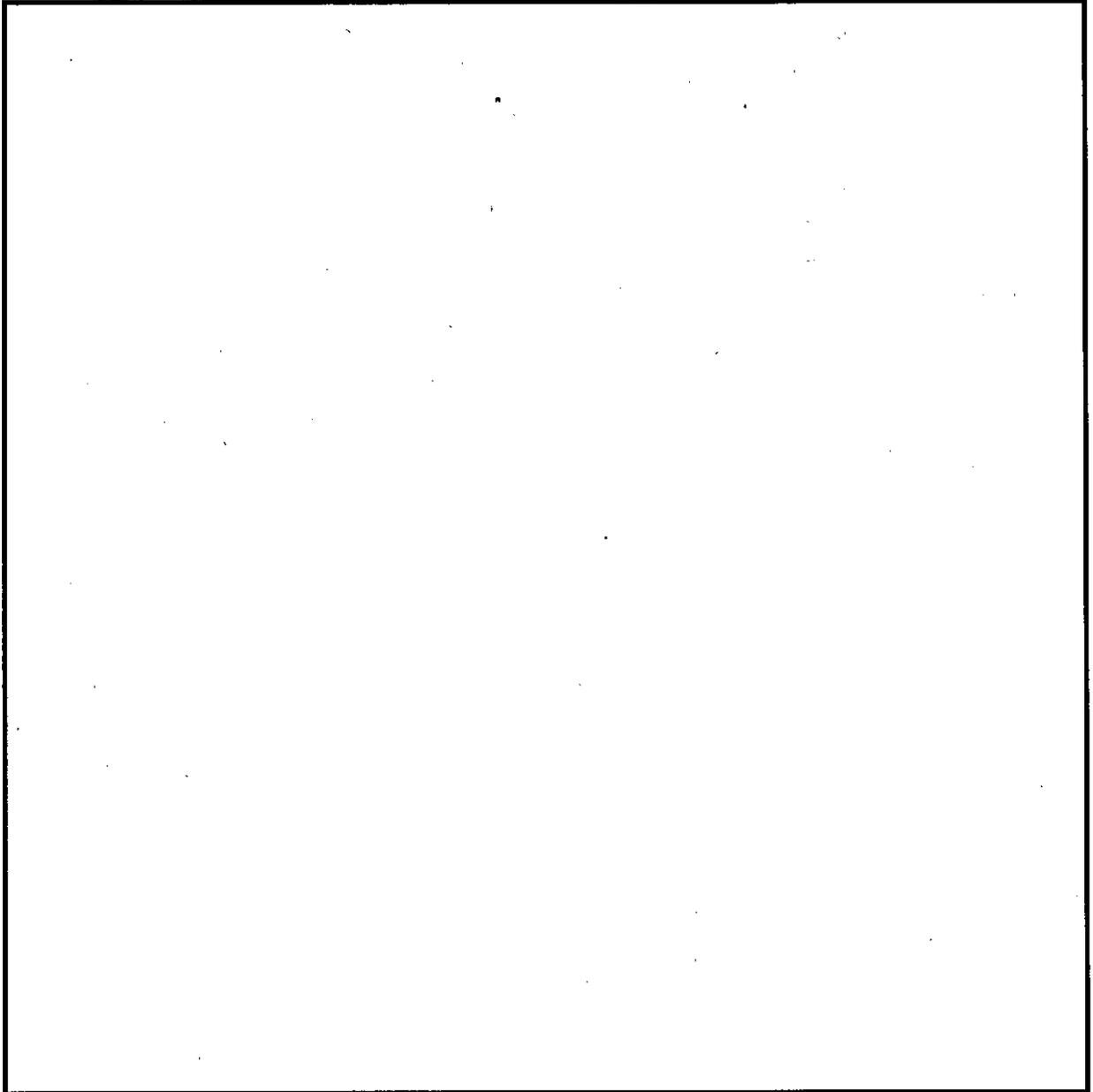
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-20 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接続場所）（可搬型代替低圧電源車接続盤）



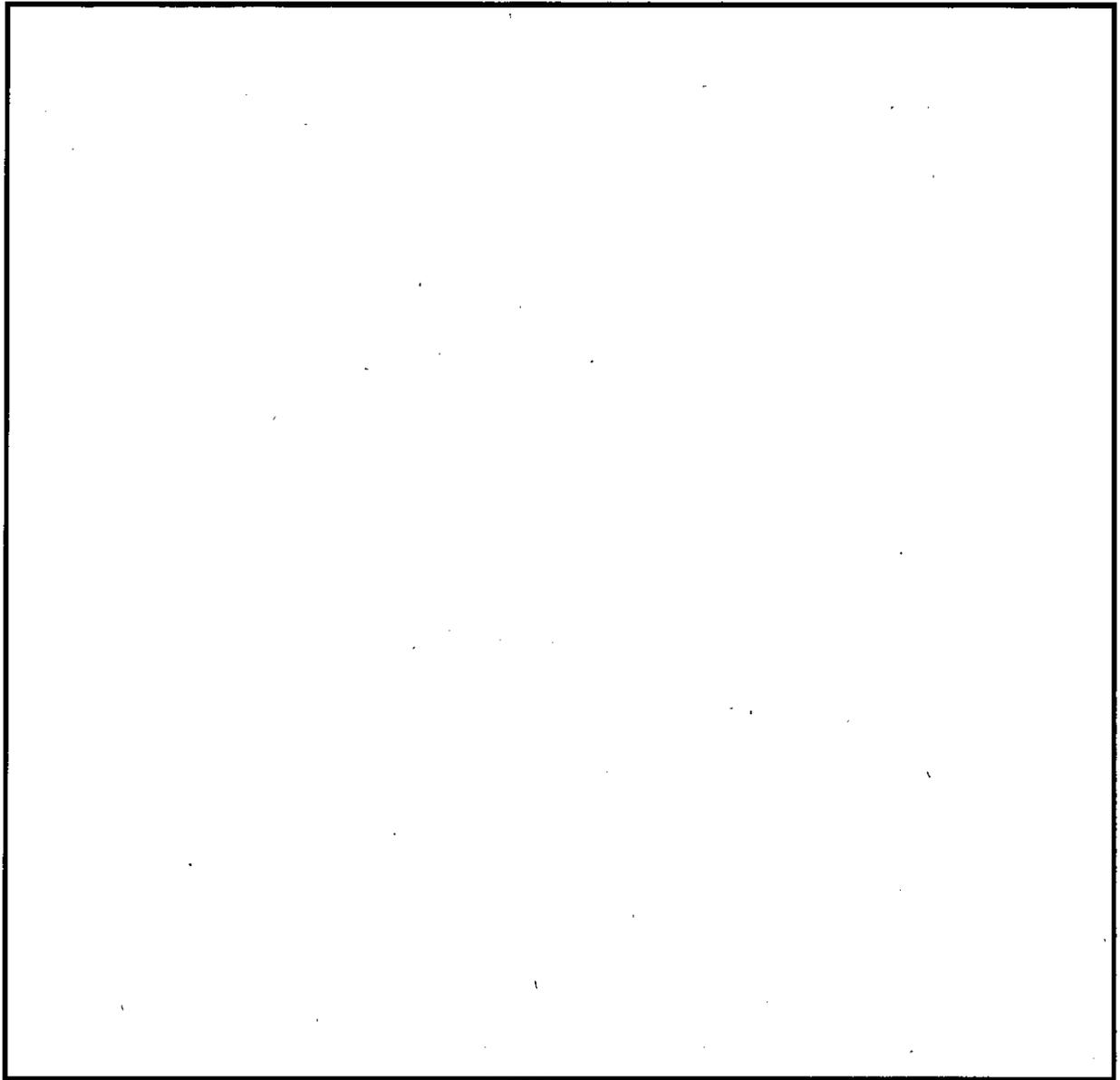
・写真については、一部イメージを含む。

第 57-2-21 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）（可搬型代替直流電源設備用電源切替盤）



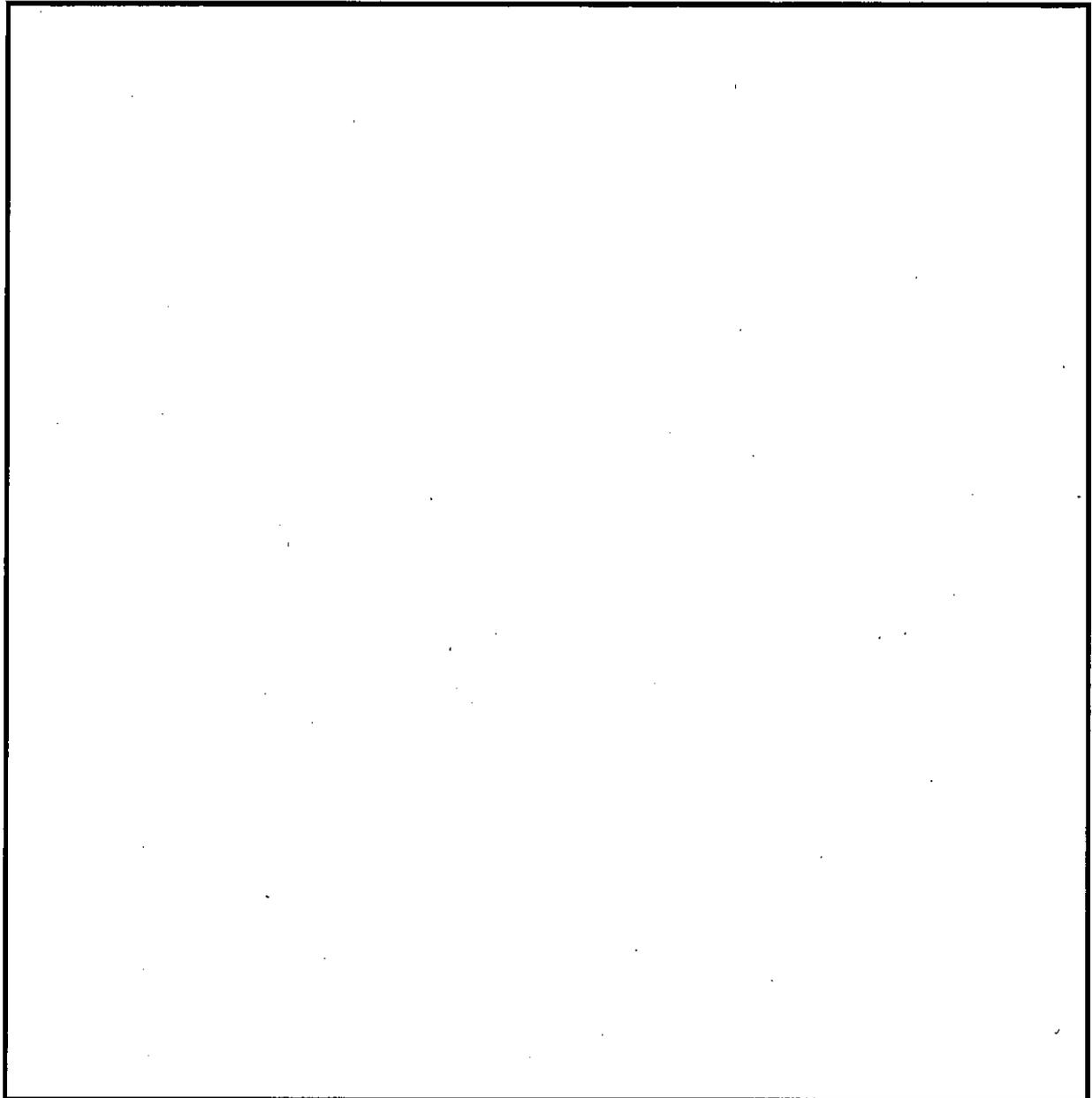
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-22 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）（P/C 2 C）



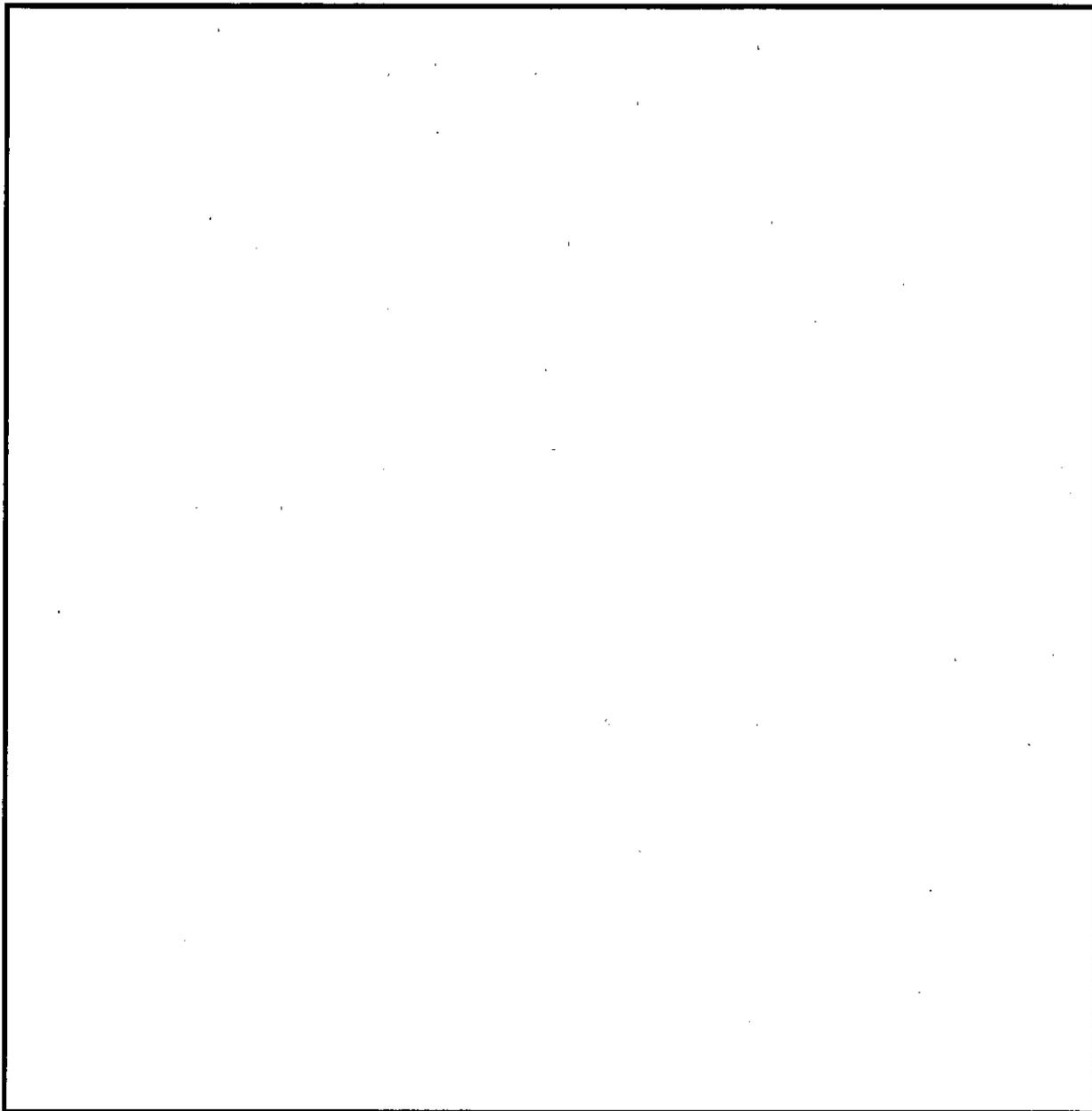
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-23 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）（P/C 2D）



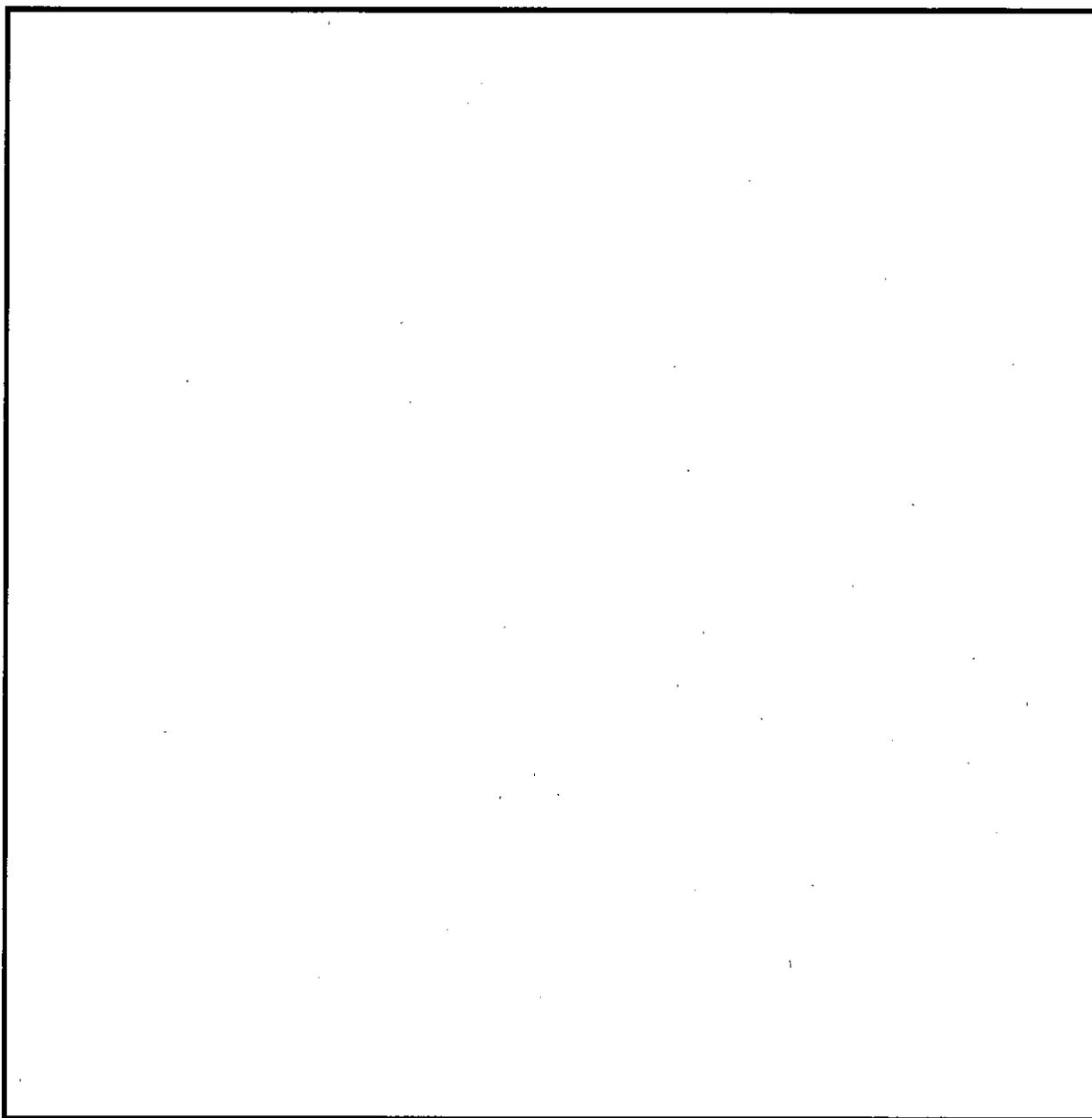
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-24 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）（M/C 2C）



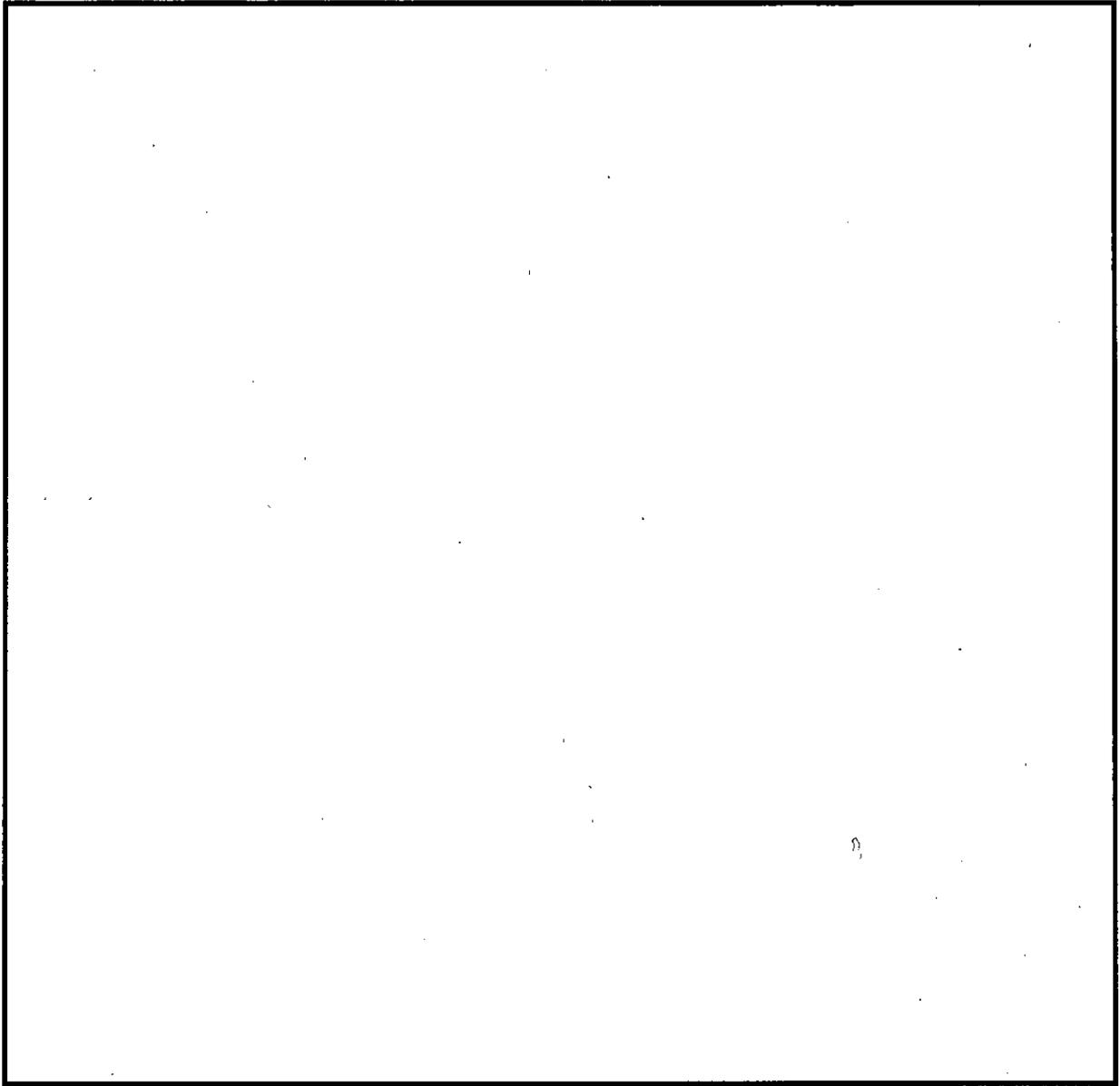
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-25 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）（M/C 2D）



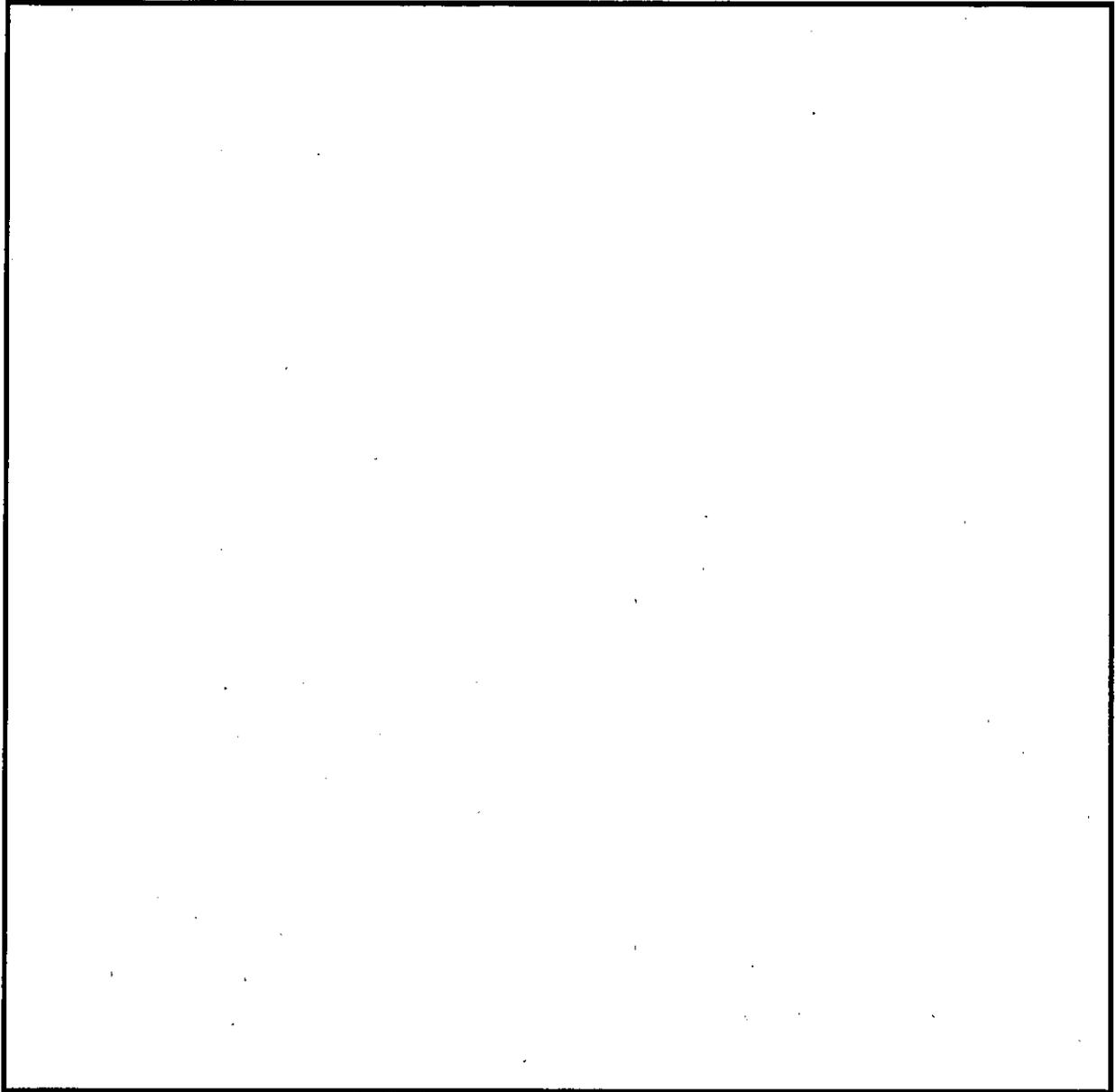
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-26 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）（直流 125V 主母線盤 2 A）（直流 125V 主母線盤 2 B）



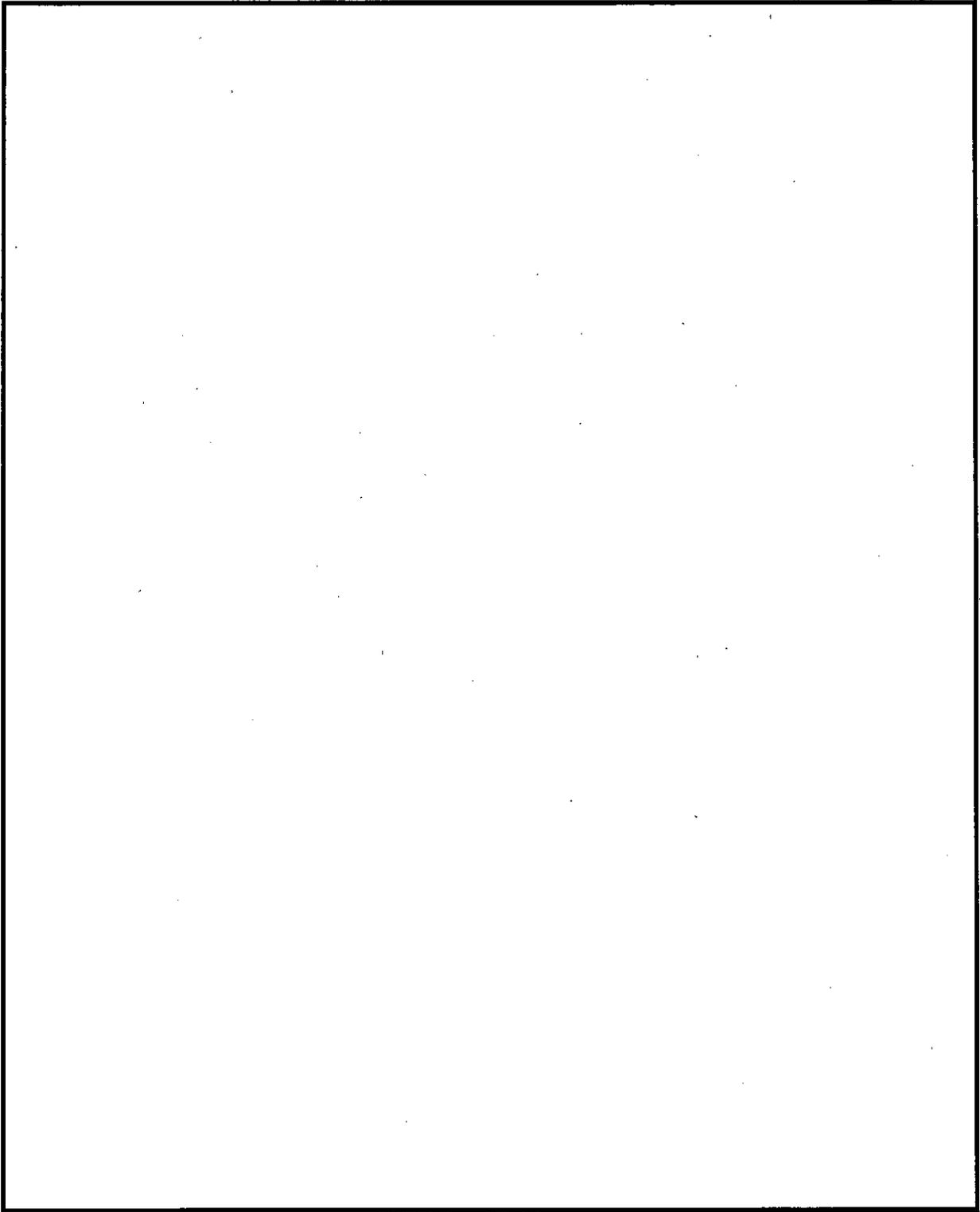
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-27 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）（D/G 2C, 2D及びHPCS D/G）



・写真については、一部イメージを含む。

第 57-2-28 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）（デイトンク 2C, 2D 及び HPCS D/G デイトンク）

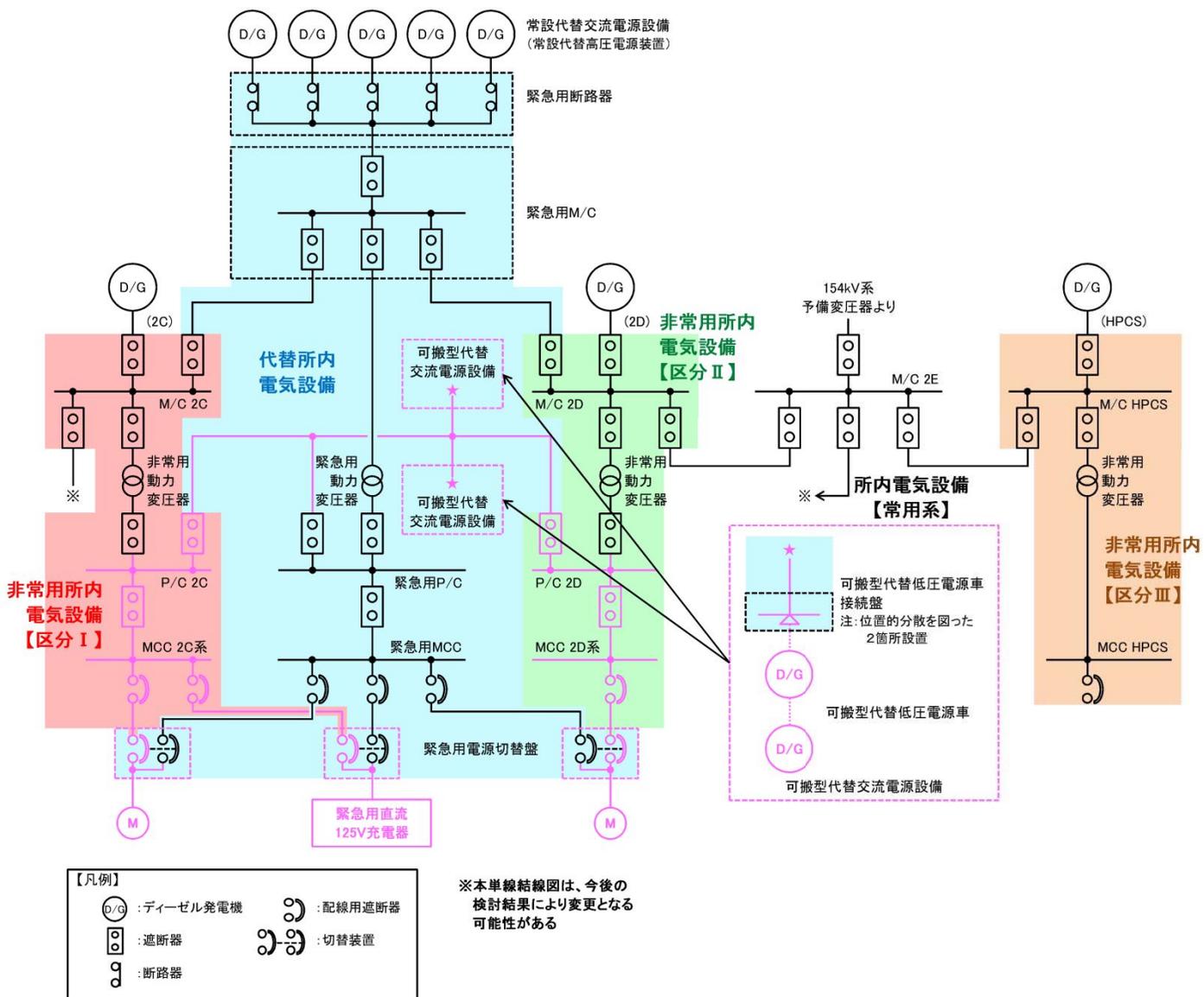


第 57-2-29 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（代替所内電気設備）

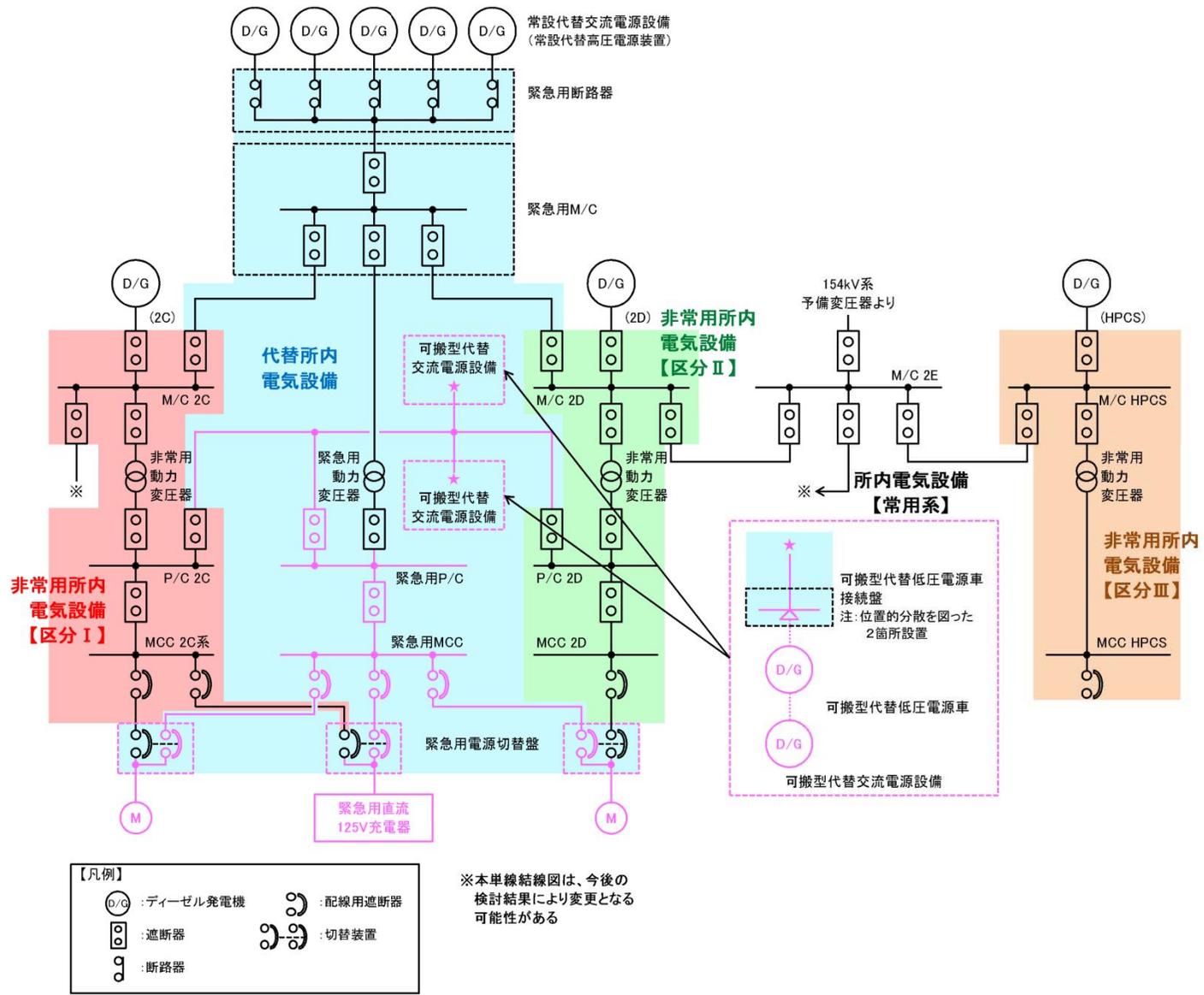
57-3

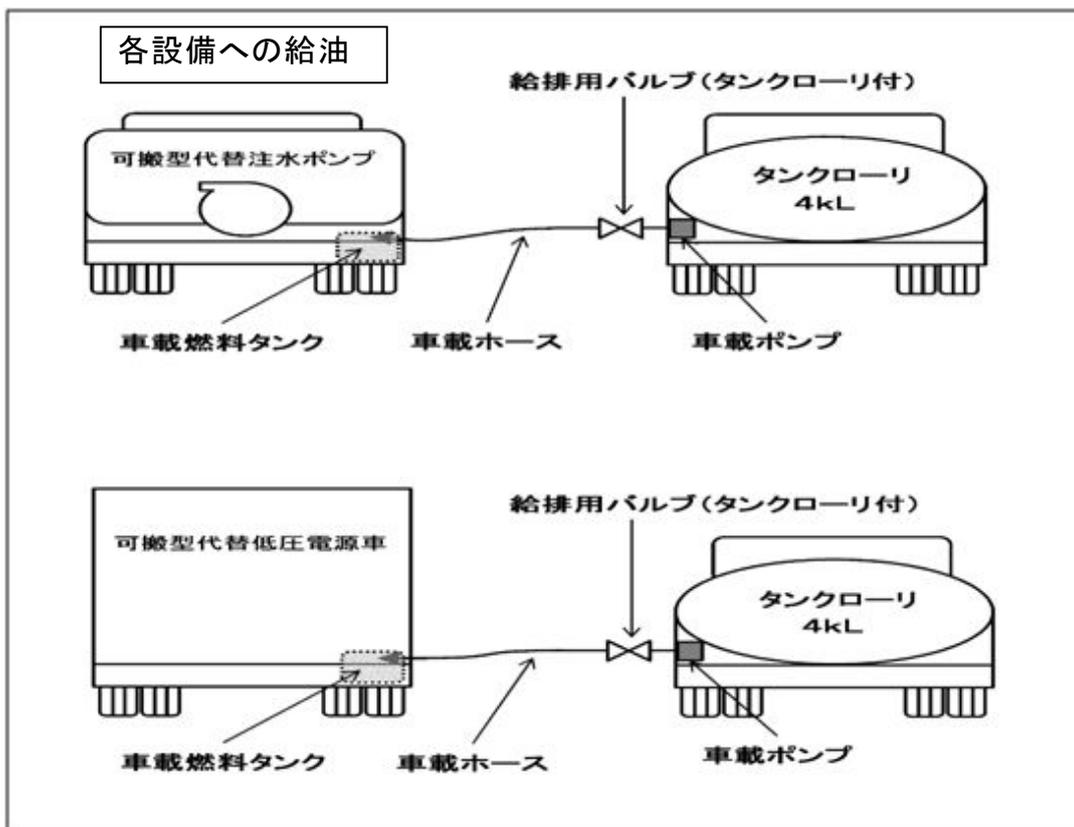
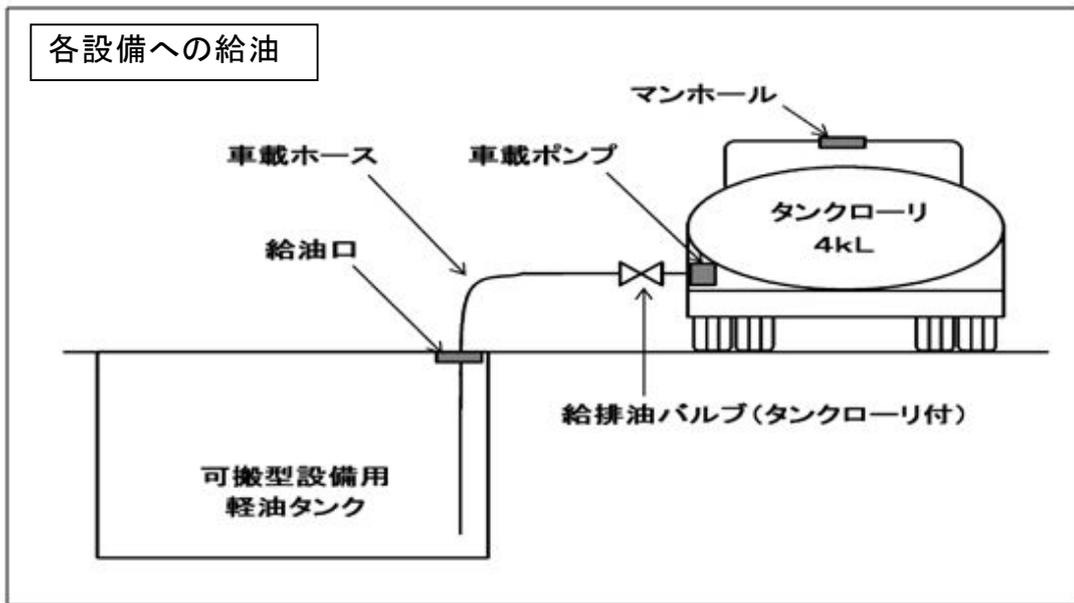
系統図

第 57-3-1 図 可搬型代替低圧電源車系統図 (P/C 2C 及び 2D に供給)



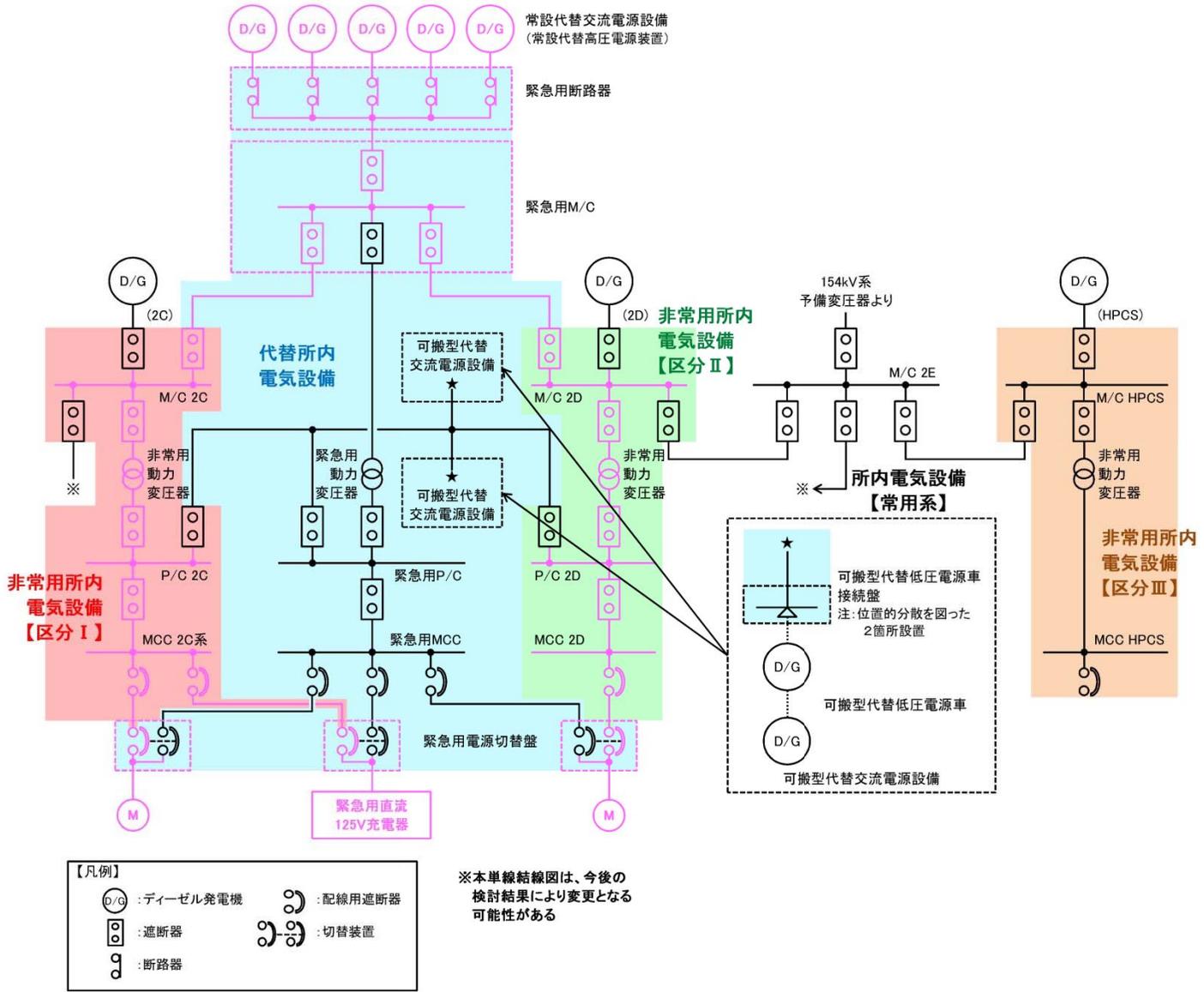
第 57-3-2 図 可搬型代替低圧電源車系統図 (緊急用 P/C に供給)



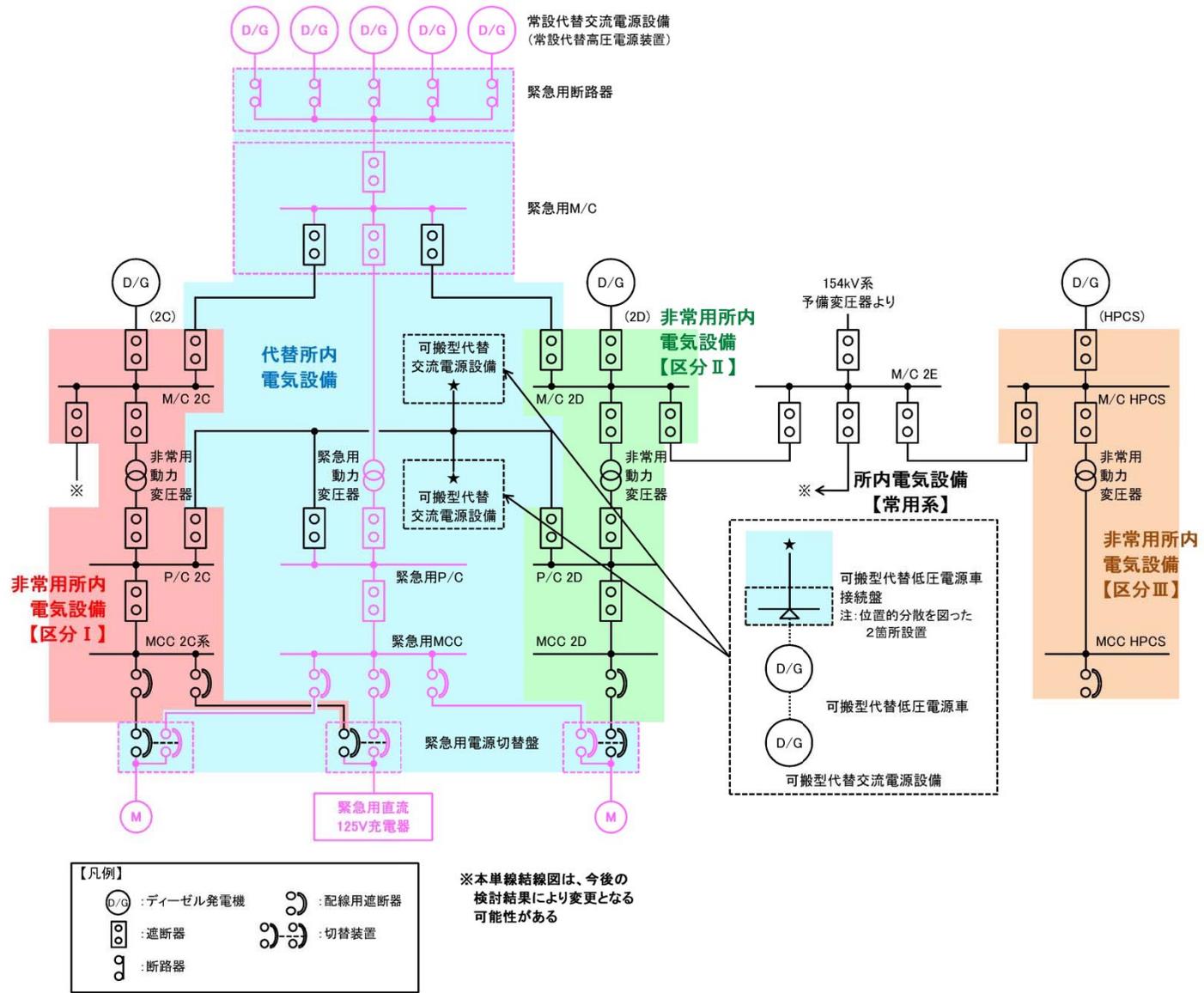


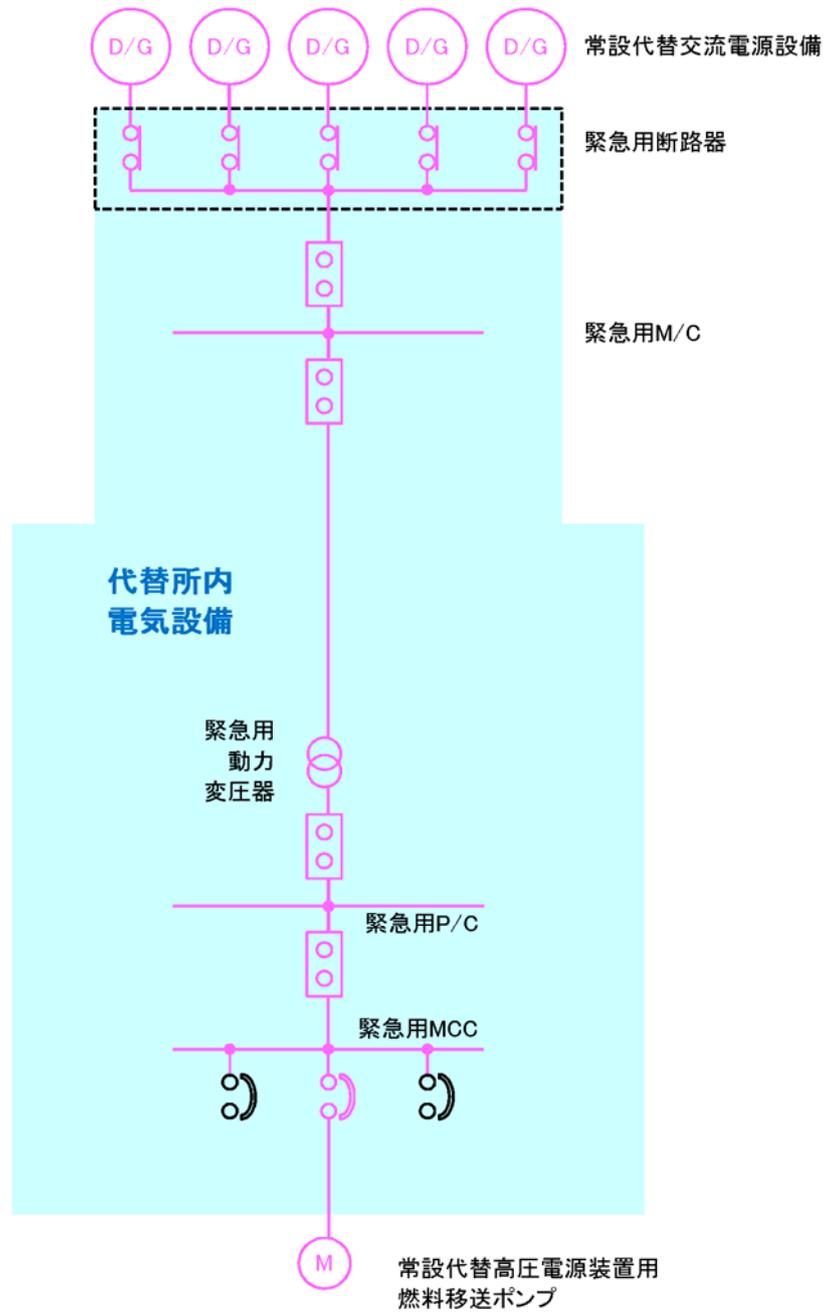
第 57-3-3 図 可搬型設備用軽油タンク系統図

第 57-3-4 図 常設代替高圧電源装置系統図 (M/C 2C 及び 2D に供給)



第 57-3-5 図 常設代替高压電源装置系統図 (緊急用M/Cに供給)



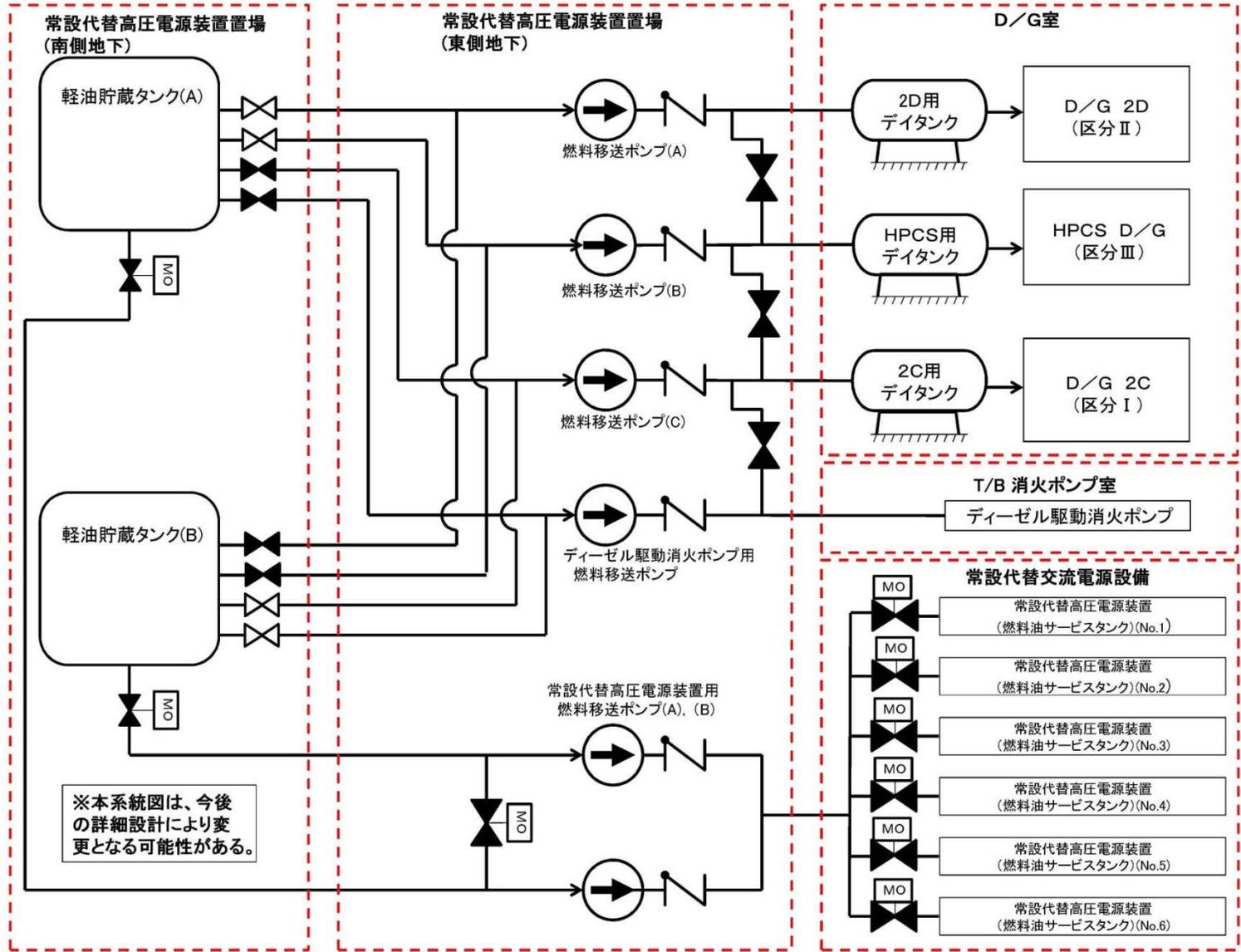


【凡例】	
:ディーゼル発電機	:配線用遮断器
:遮断器	:断路器

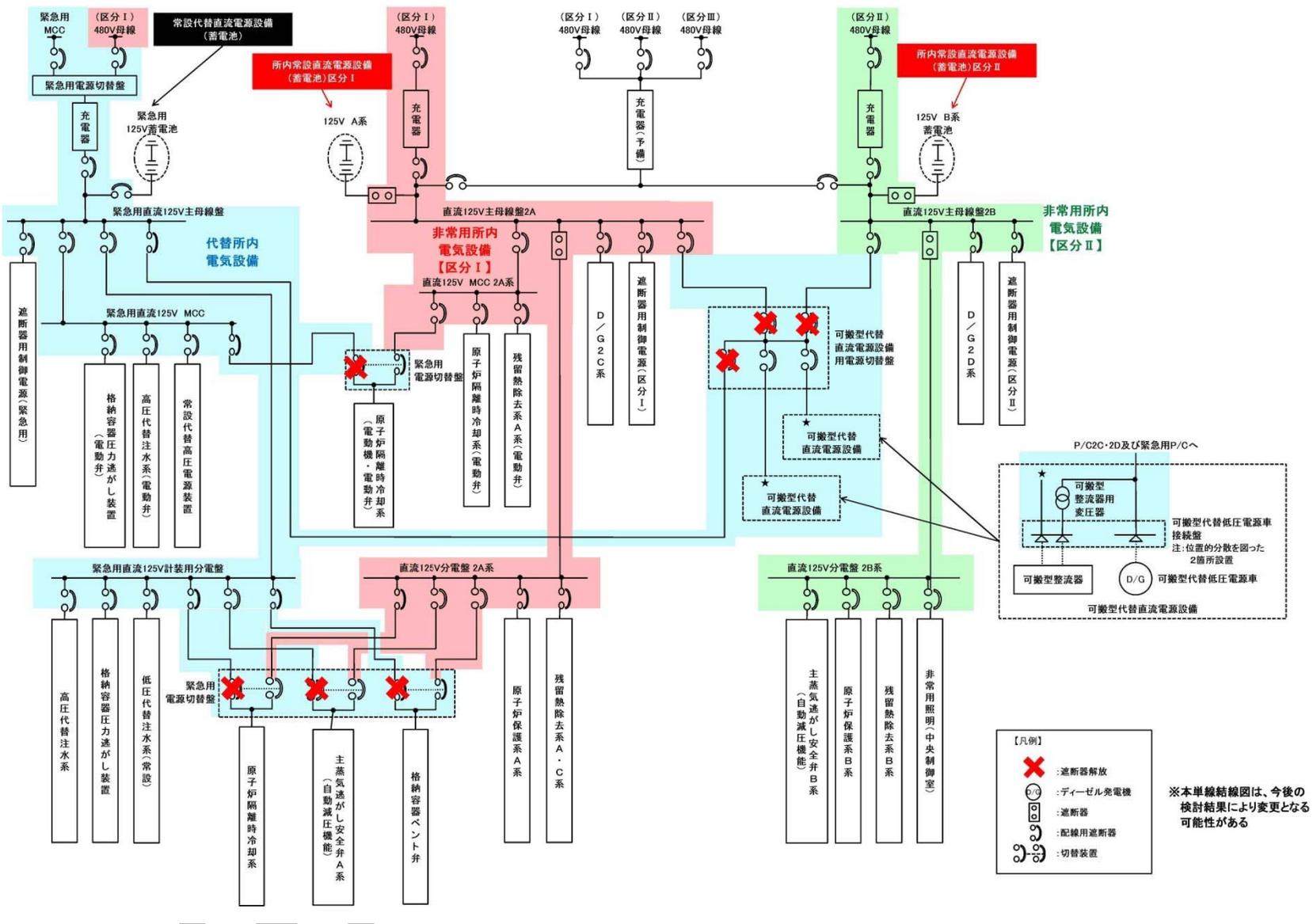
※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

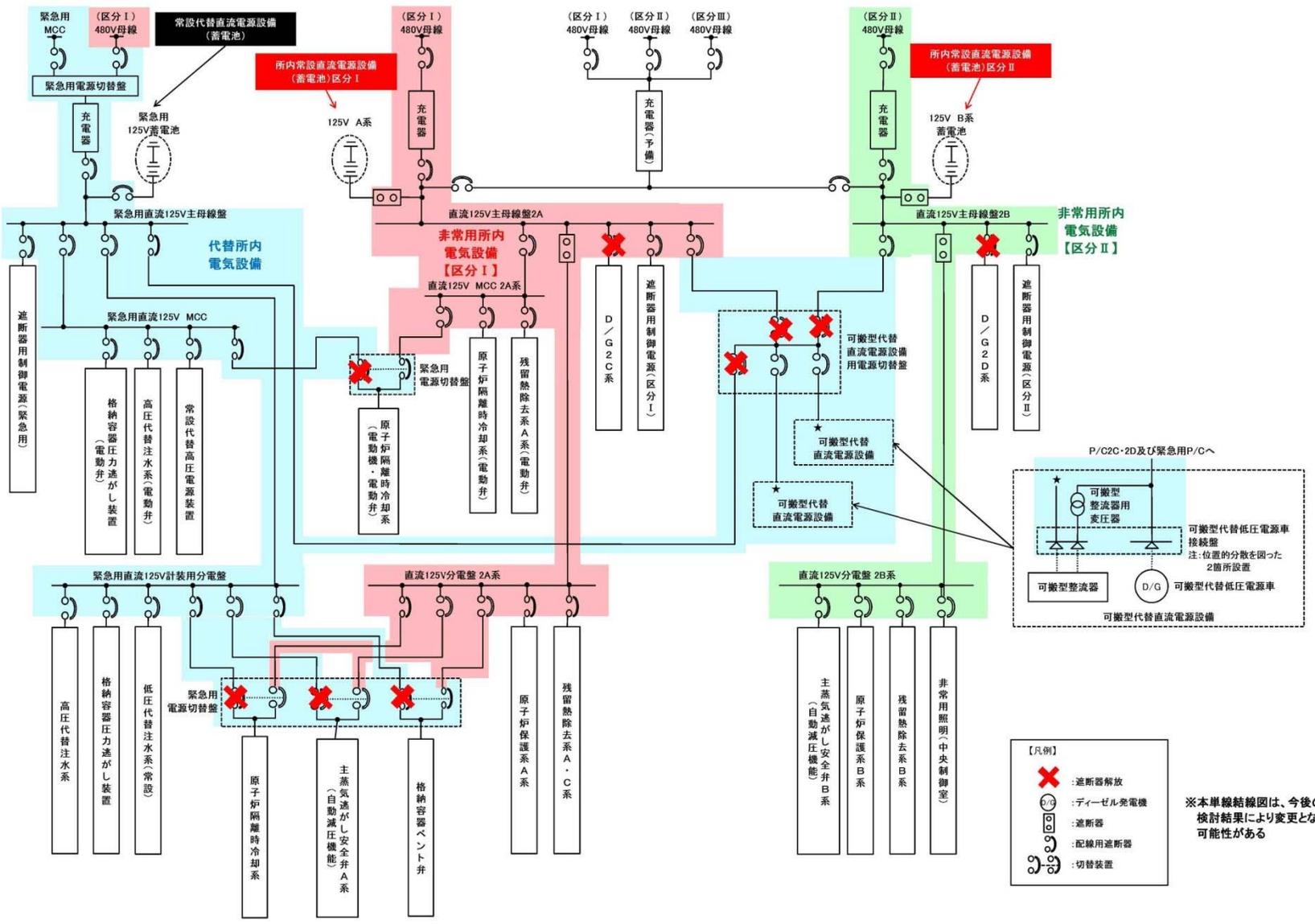
第 57-3-6 図 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ電源系統図

第 57-3-7 図 常設代替高压電源装置用燃料移送系統図

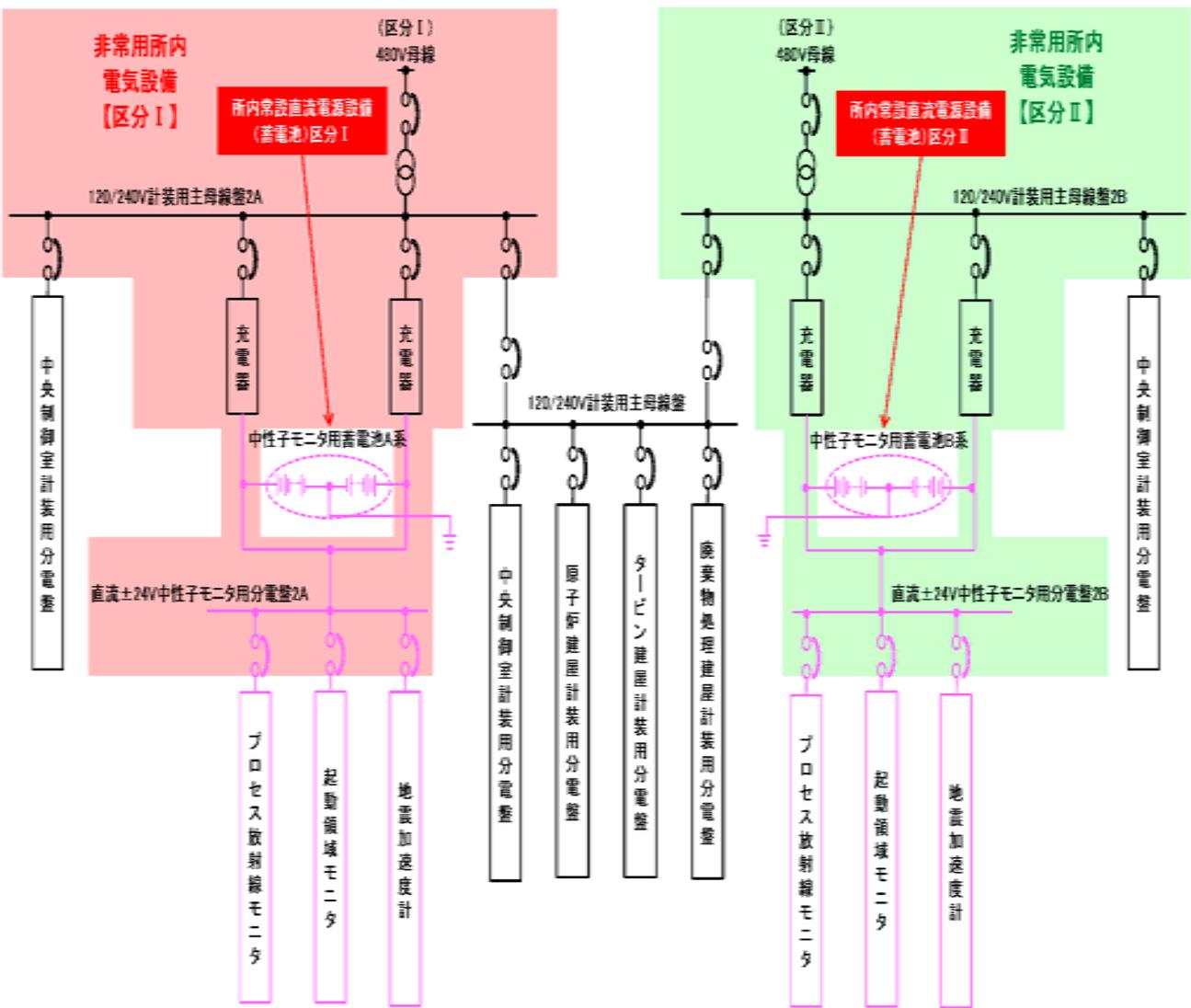


第 57-3-8 図 所内常設直流電源設備系統図
 (全交流動力電源喪失直後～8 時間)

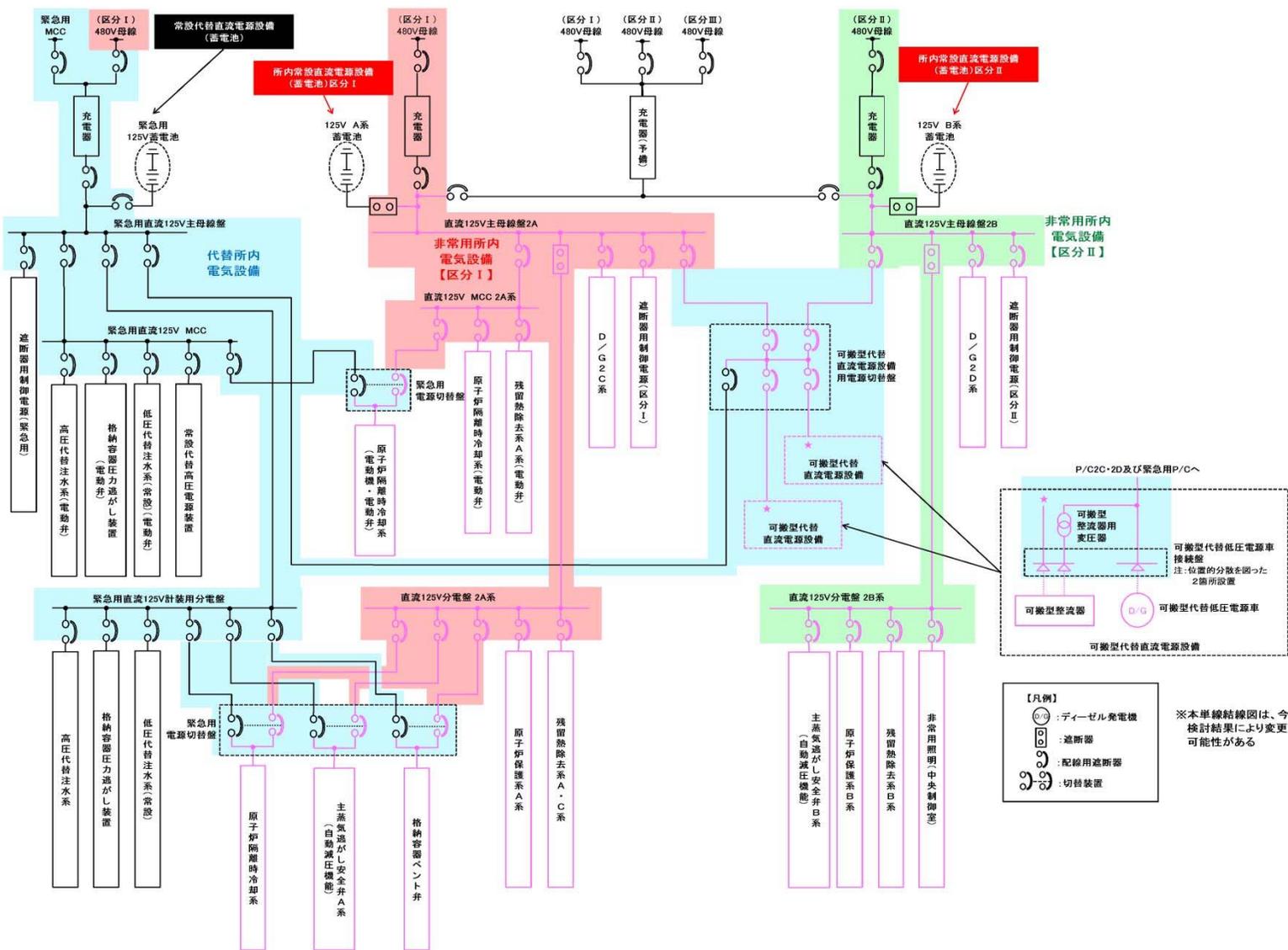




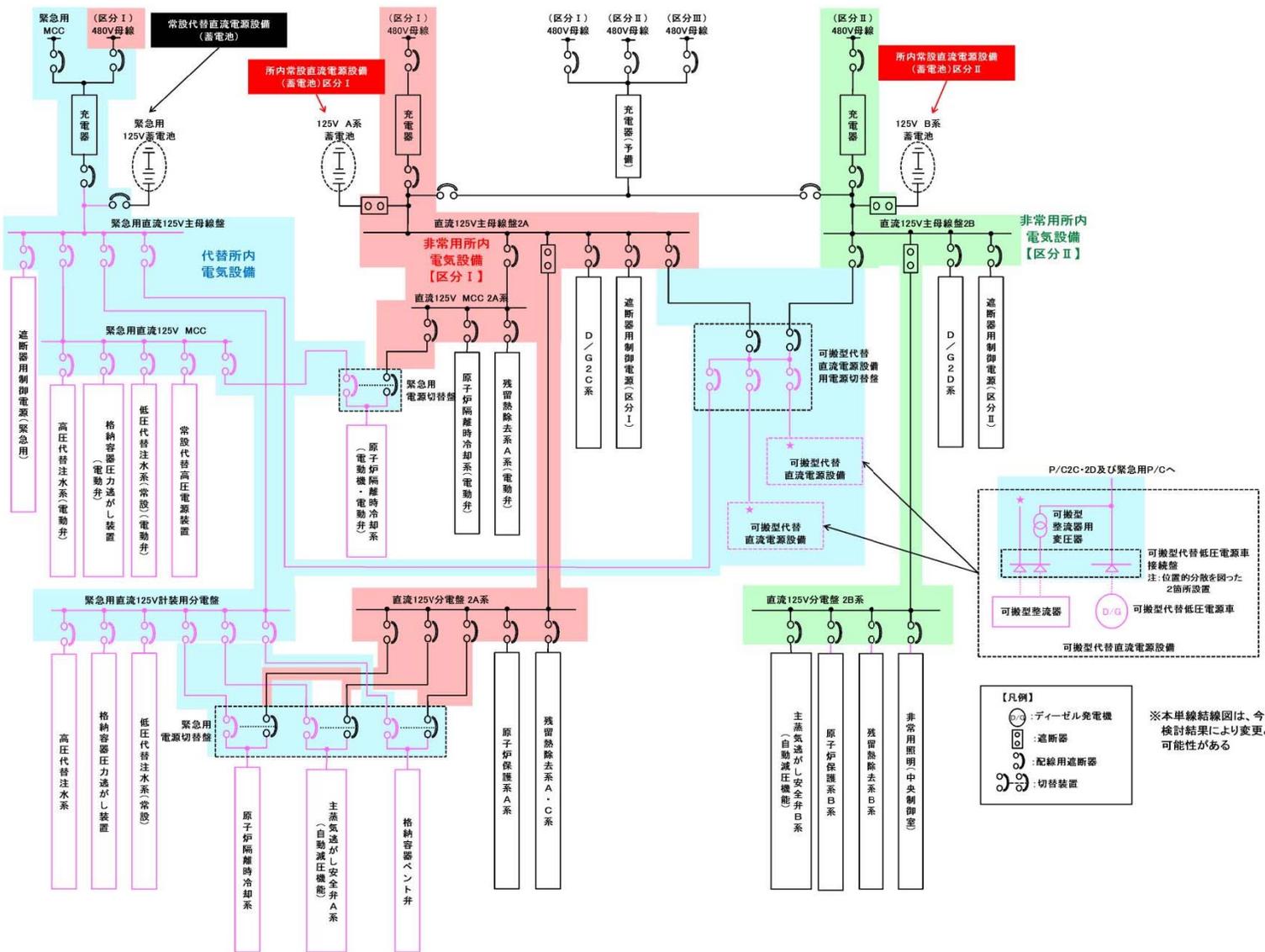
第57-3-9 図 所内常設直流電源設備系統図 (全交流動力電源喪失8時間後～24時間)



第 57-3-10 図 所内常設直流電源設備系統図
(全交流動力電源喪失直後～24 時間)

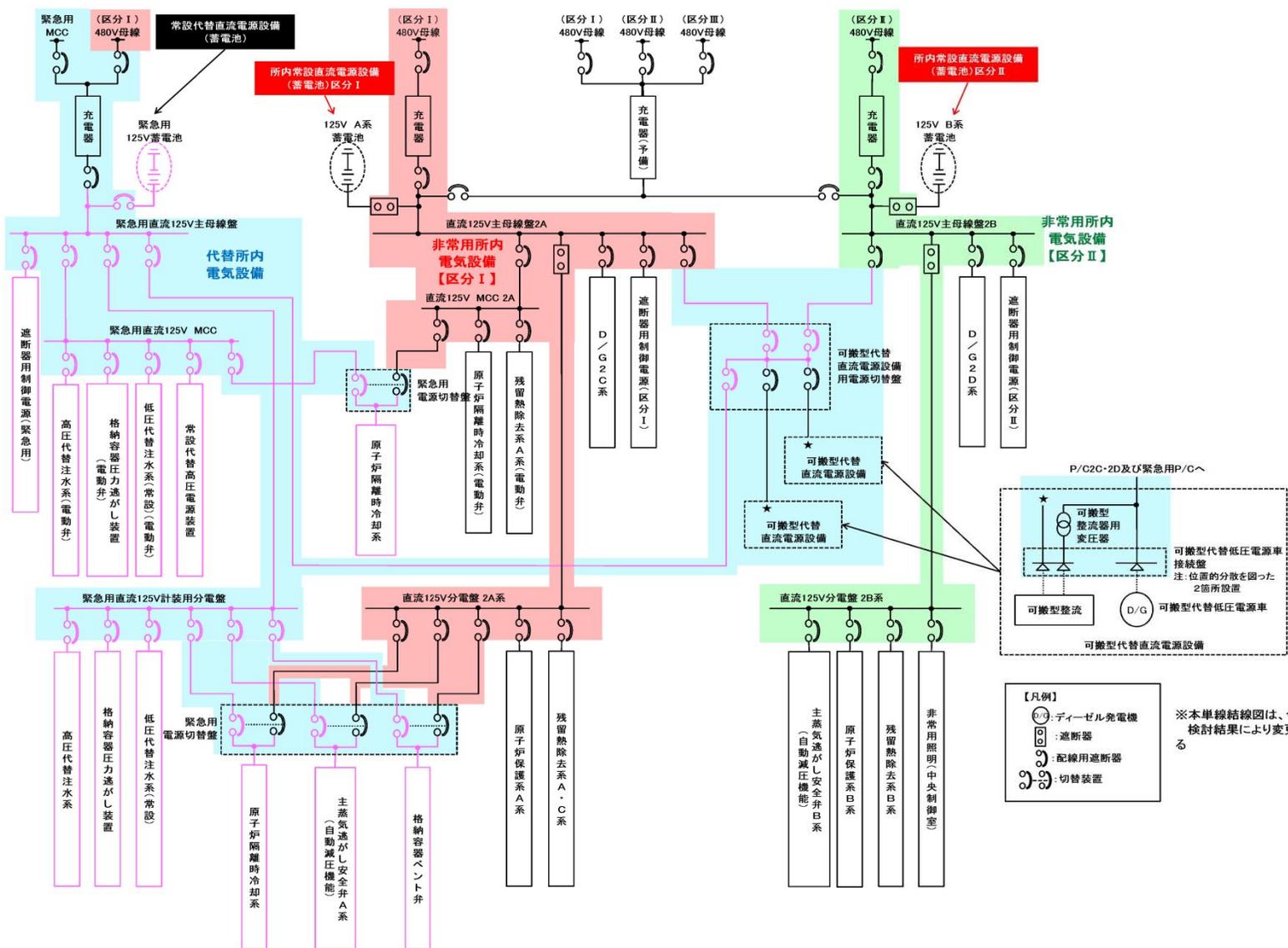


第 57-3-11 図 可搬型代替直流電源設備系統図
(直流 125V 主母線盤 2A 及び 2B に供給)

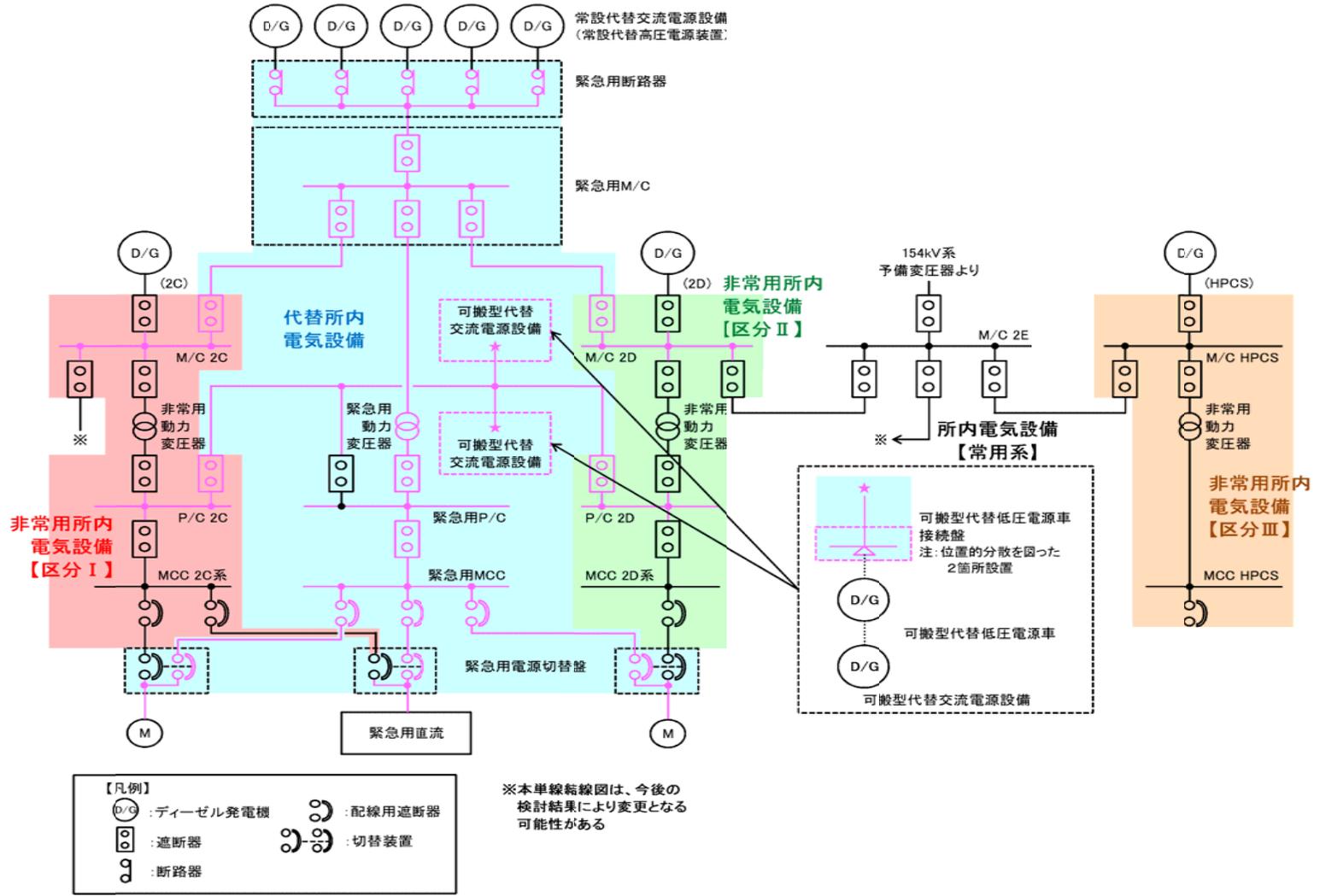


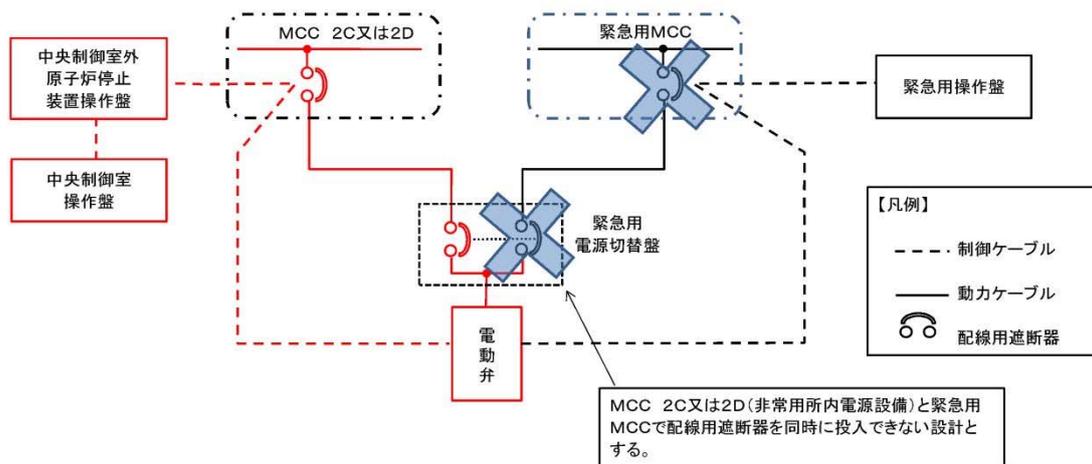
第 57-3-12 図 可搬型代替直流電源設備系統図
(緊急用直流 125V 主母線盤に供給)

第 57-3-13 図 常設代替直流電源設備系統図 (全交流電源喪失時 ~ 24 時間)

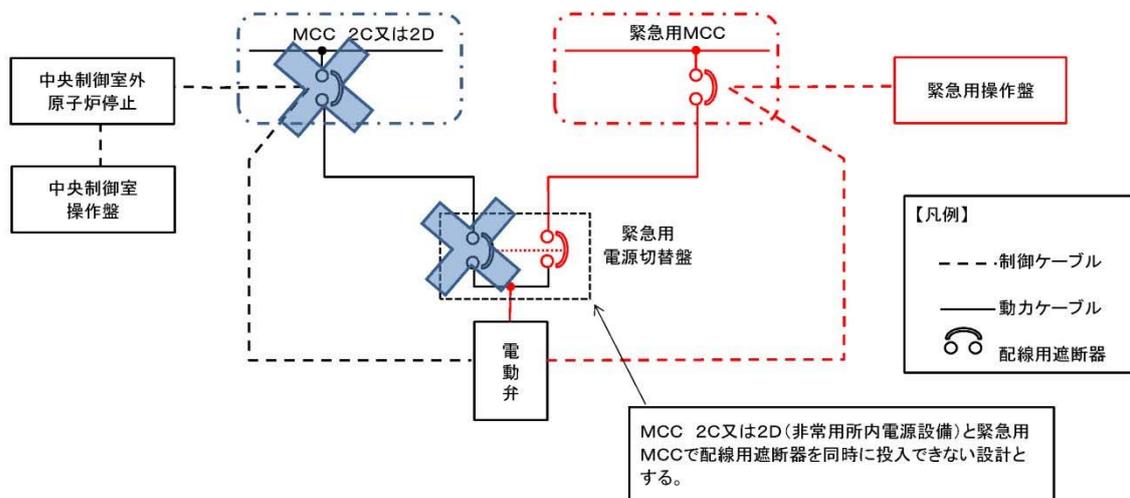


第 57-3-14 図 代替所内電気設備系統図 (交流系統)

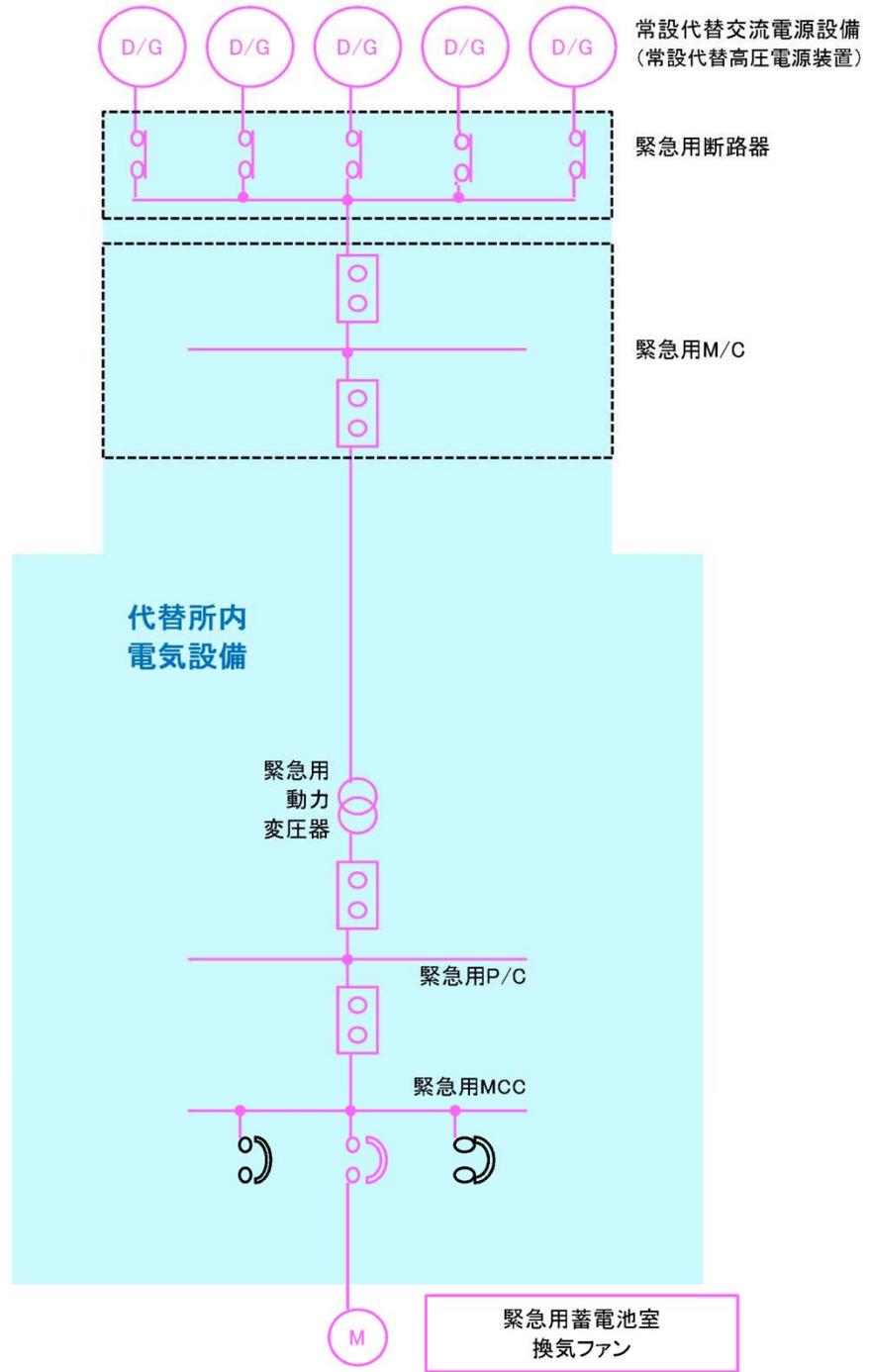




第 57-3-16 図 緊急用電源切替盤系統図
(MCC 2C又は2Dから電源供給時)



第 57-3-17 図 緊急用電源切替盤系統図（緊急用MCCから電源供給時）



【凡例】	
⊙D/G	:ディーゼル発電機
⊞	:遮断器
⊞	:配線用遮断器
⊞	:断路器

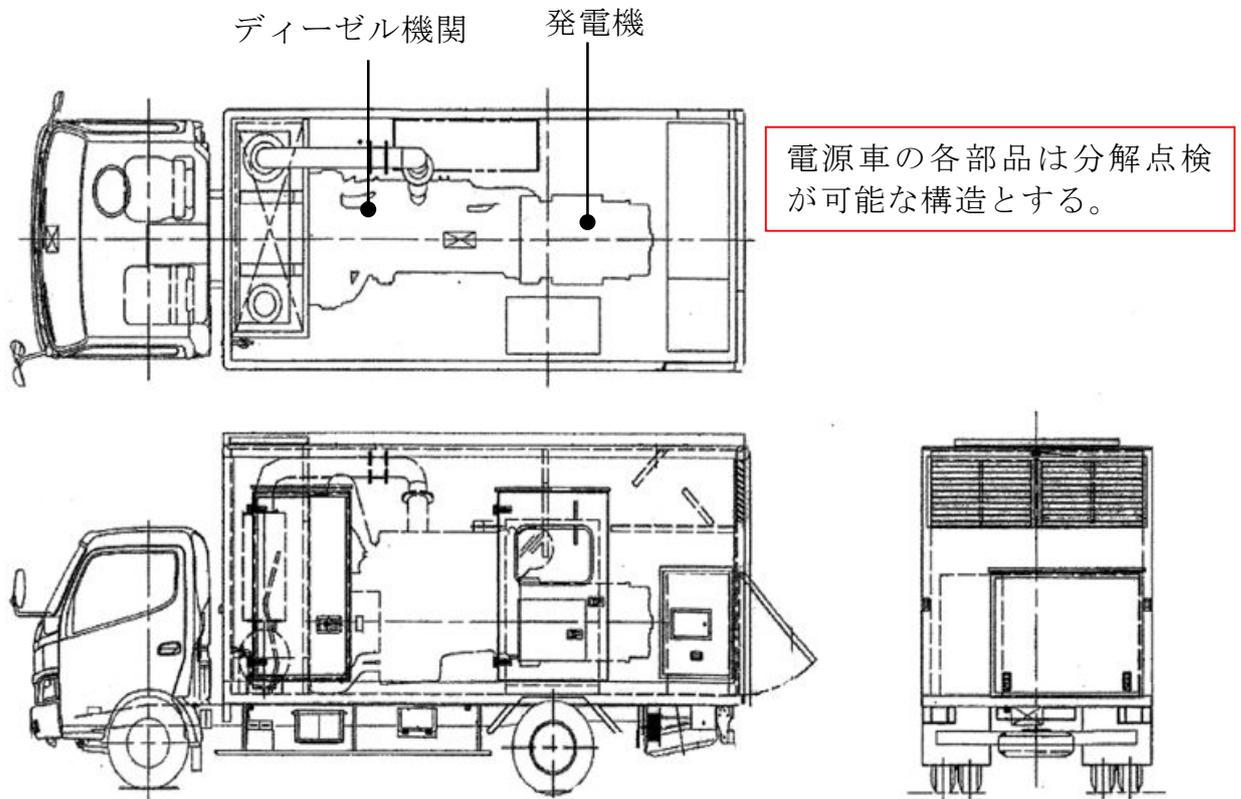
※本単線結線図は、今後の
検討結果により変更となる
可能性がある

第 57-3-18 図 緊急用蓄電池室換気ファン系統図

57-4

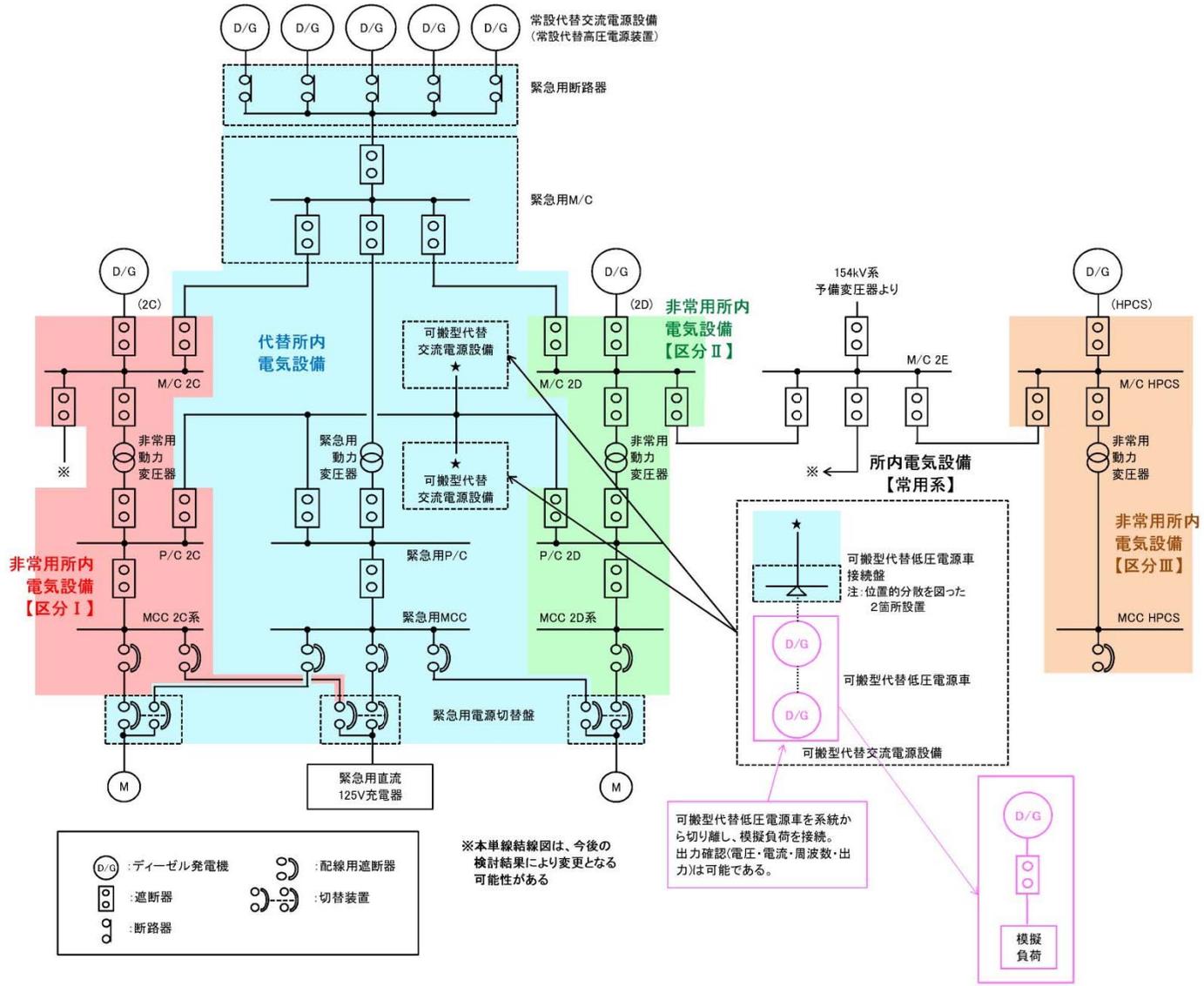
試験及び検査

57-4-1

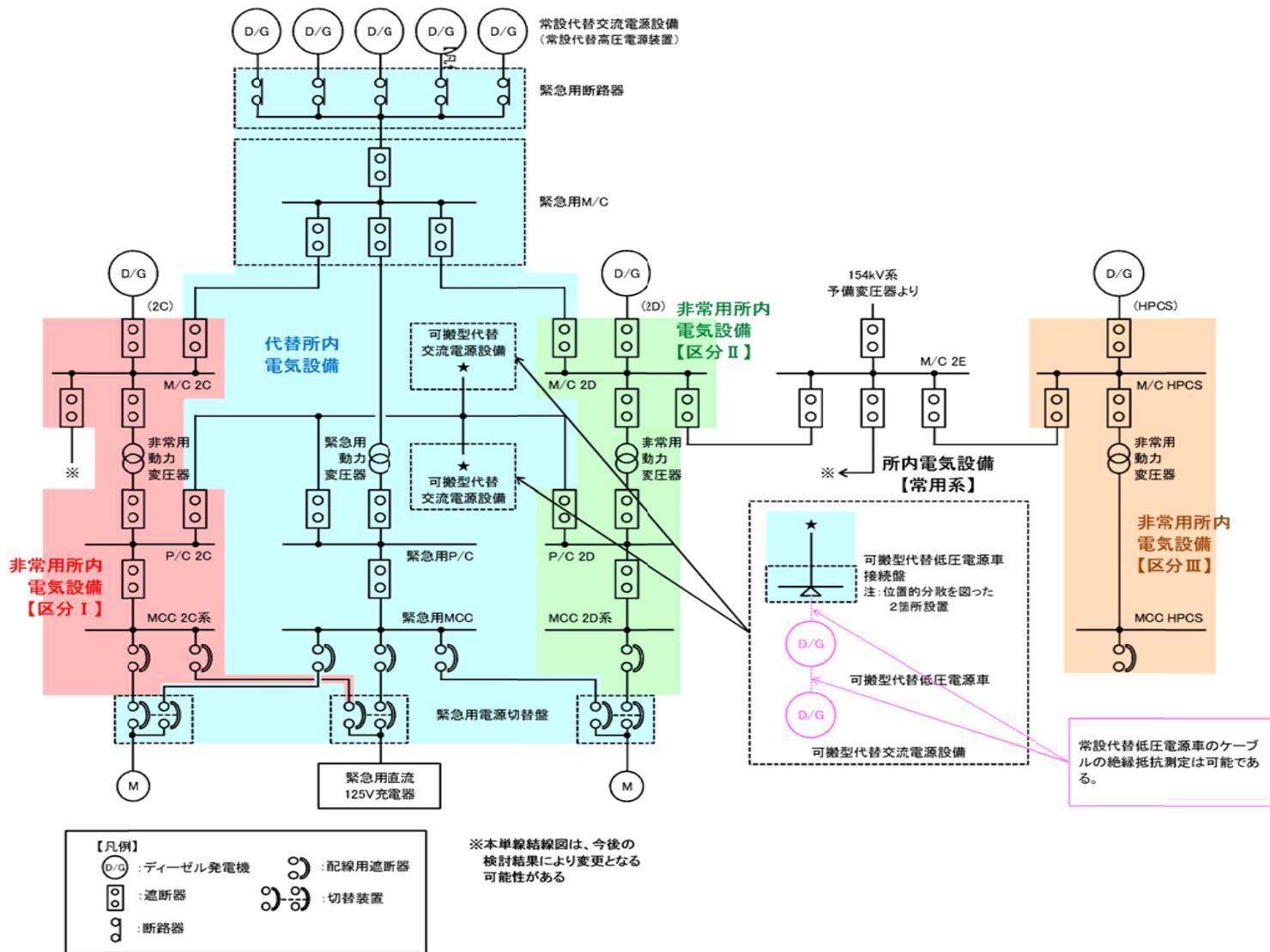


第 57-4-1 図 可搬型代替低圧電源車外形図

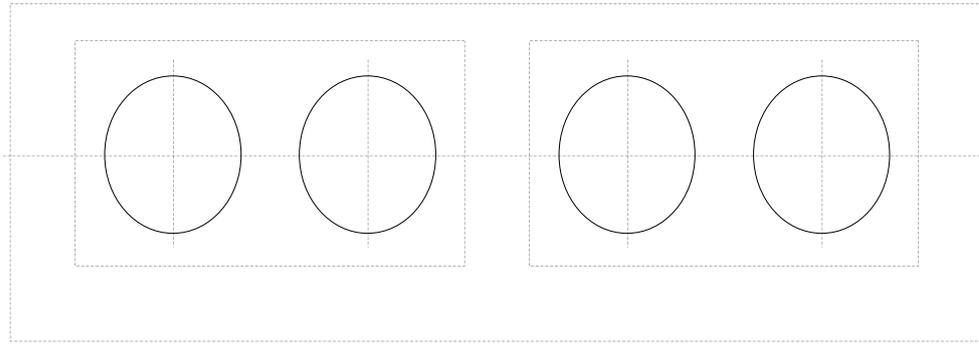
第57-4-2図 可搬型代替低圧電源車試験系統図



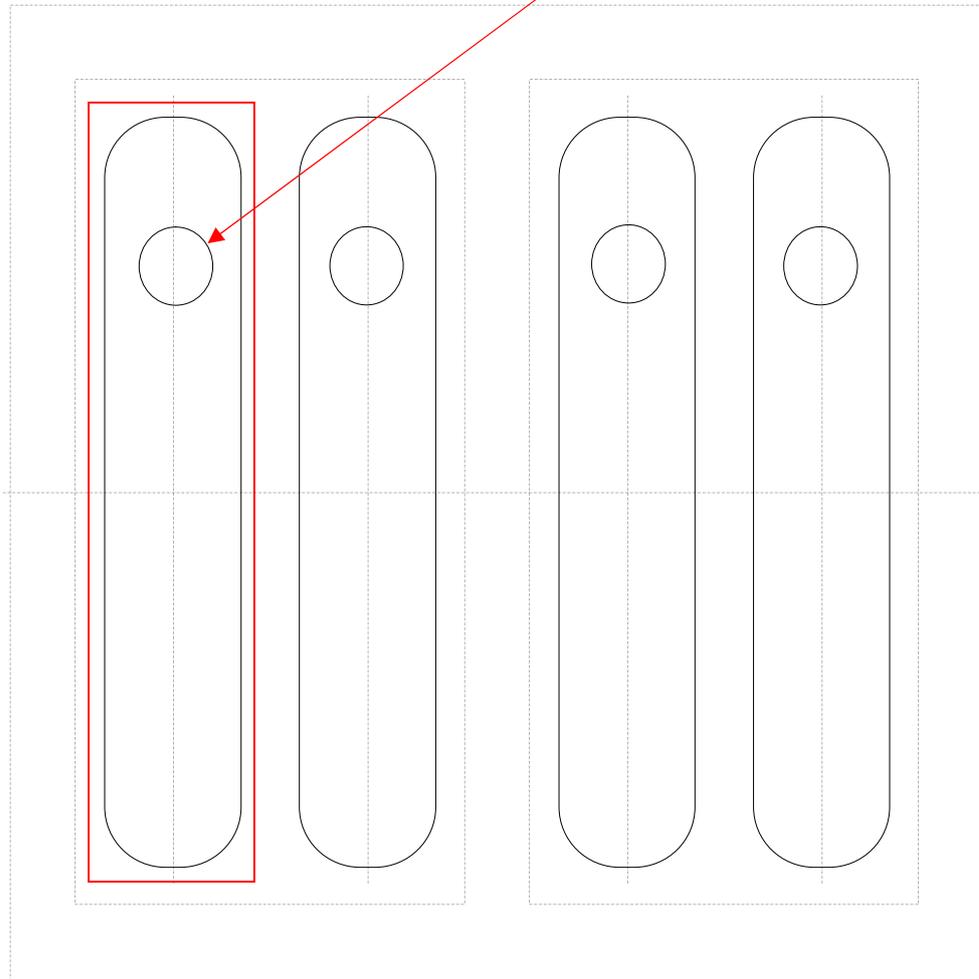
第 57-4-3 図 可搬型代替低圧電源車用ケーブル試験系統図



(断面図)



マンホール（上蓋）を設けているため、内部確認が可能である。

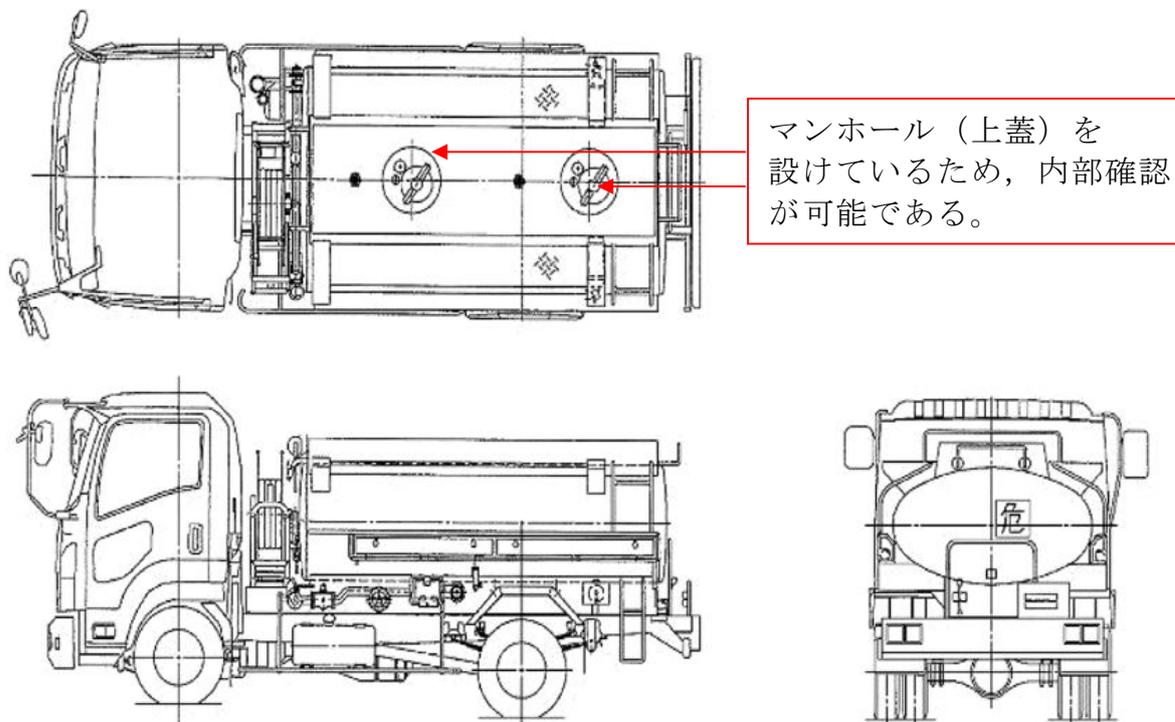


(平面図)

(西側，南側保管場所の各々に設置)

※本図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある。

第 57-4-4 図 可搬型設備用軽油タンク外形図

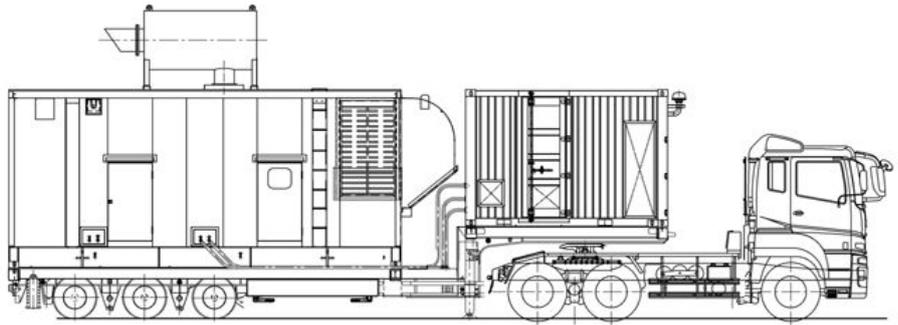
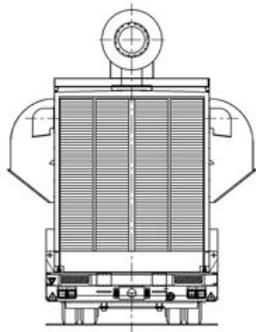
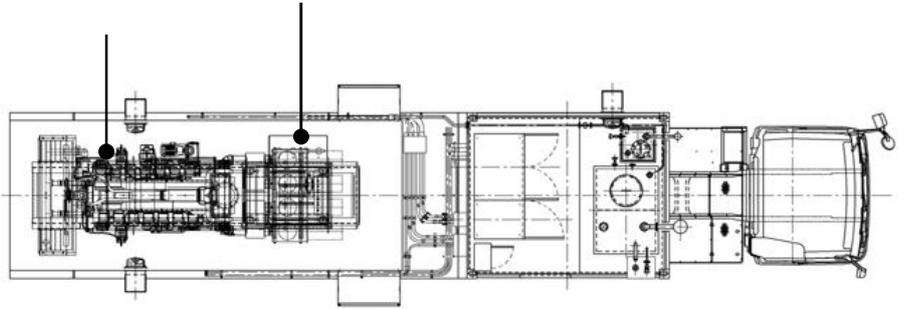


第 57-4-5 図 タンクローリ外形図

常設代替高圧電源装置の各部品は分解点検が可能な構造とする。

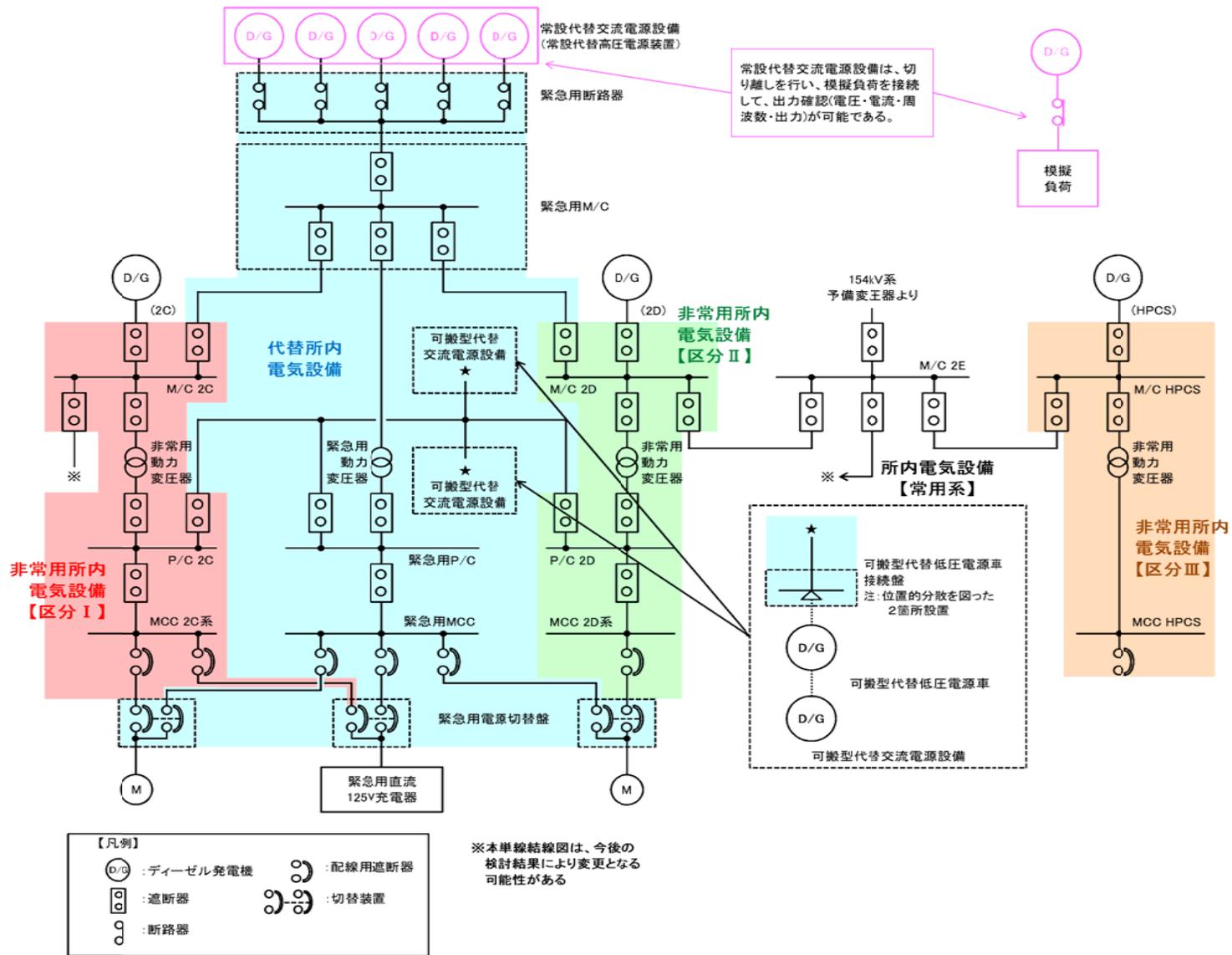
ディーゼル機関

発電機



第 57-4-6 図 常設代替高圧電源装置外形図

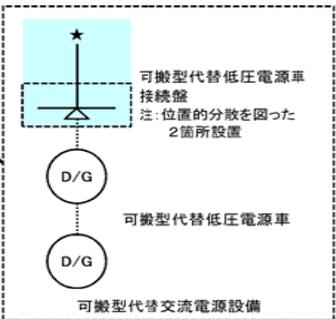
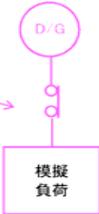
第 57-4-7 図 常設代替高压電源装置試験系統図



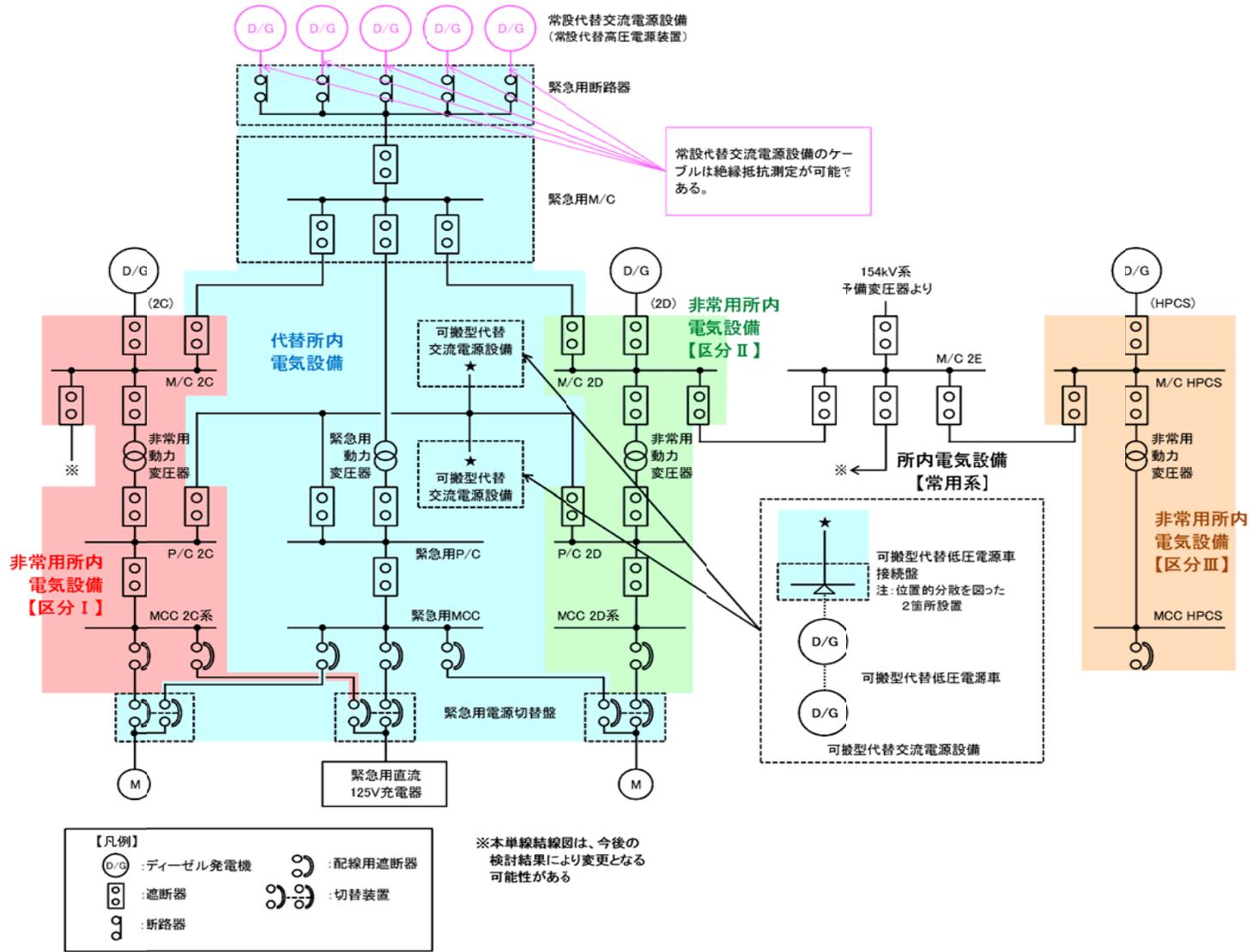
- 【凡例】
- :ディーゼル発電機
 - :緊急用直流125V充電器
 - :緊急用M/C
 - :緊急用P/C
 - :緊急用MCC
 - :非常用動力変圧器
 - :緊急用電源切替盤
 - :緊急用遮断器
 - :緊急用切替装置
 - :緊急用断路器

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

常設代替交流電源設備は、切り離しを行い、模擬負荷を接続して、出力確認(電圧・電流・周波数・出力)が可能である。



第 57-4-8 図 常設代替高圧電源装置用ケーブル試験系統図



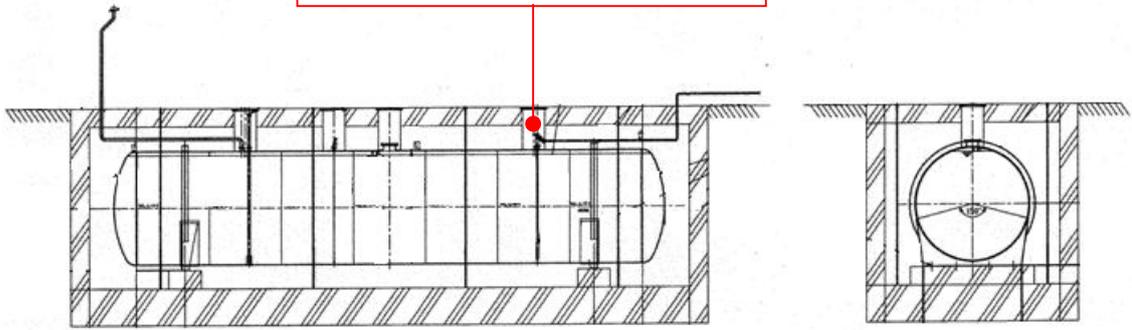
東海第二発電所
点検計画
(第25保全サイクル)

□ : 対象項目

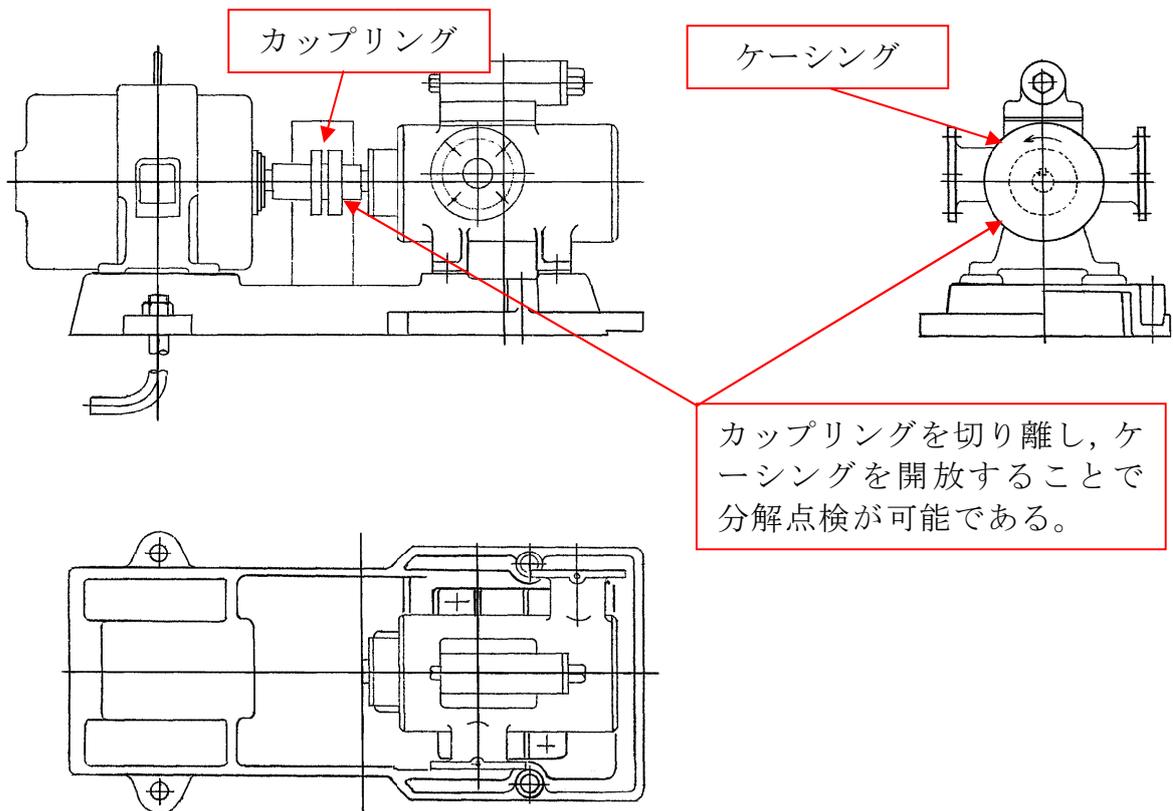
東海第二発電所 点検計画

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	燃料移送ポンプ入ロストレーナ(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	燃料移送ポンプ入ロストレーナ(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	燃料移送ポンプ入ロストレーナ(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))

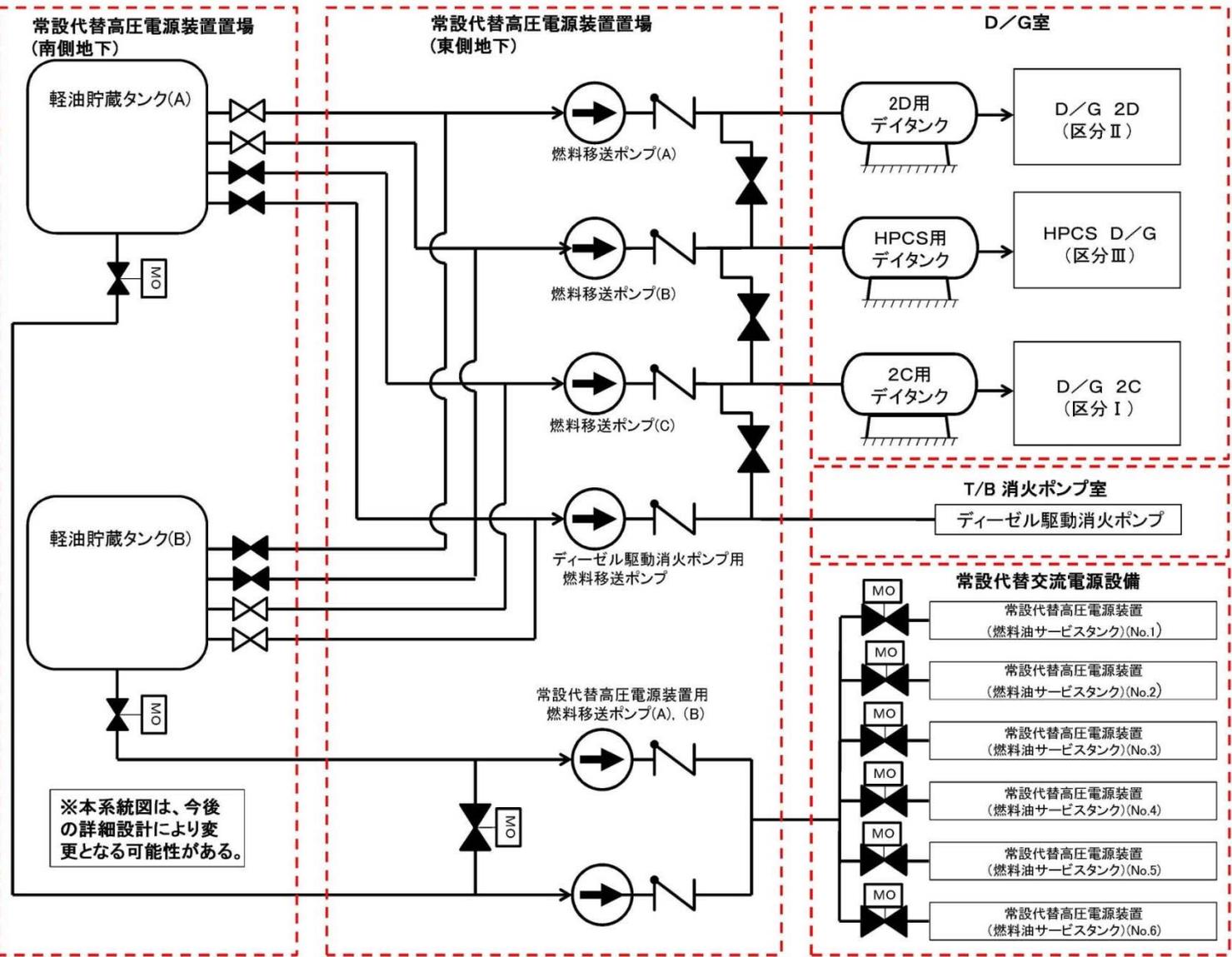
マンホール（上蓋）を設けているため、内部確認が可能である。



第 57-4-9 図 軽油貯蔵タンク外形図



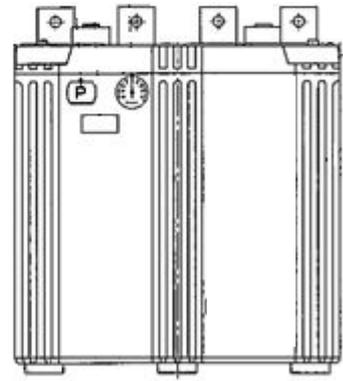
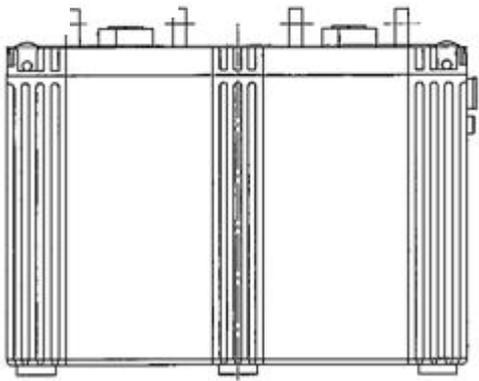
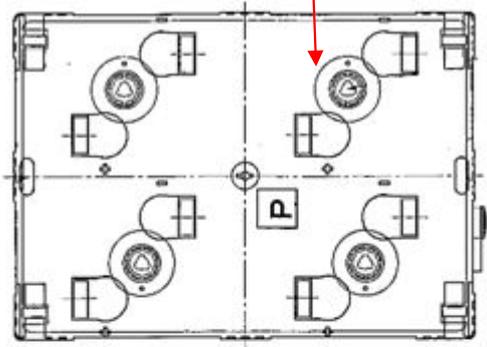
第 57-4-10 図 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ外形図



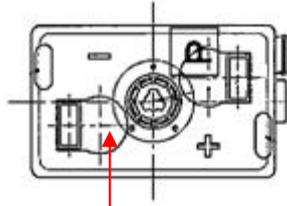
※ 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプの試験は、常設代替高压電源装置の定期試験に合わせ実施する。

第 57-4-11 図 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ系試験系統図

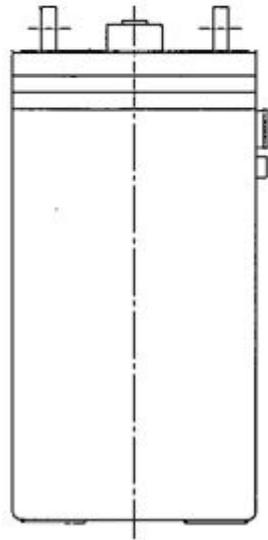
電圧測定が可能である



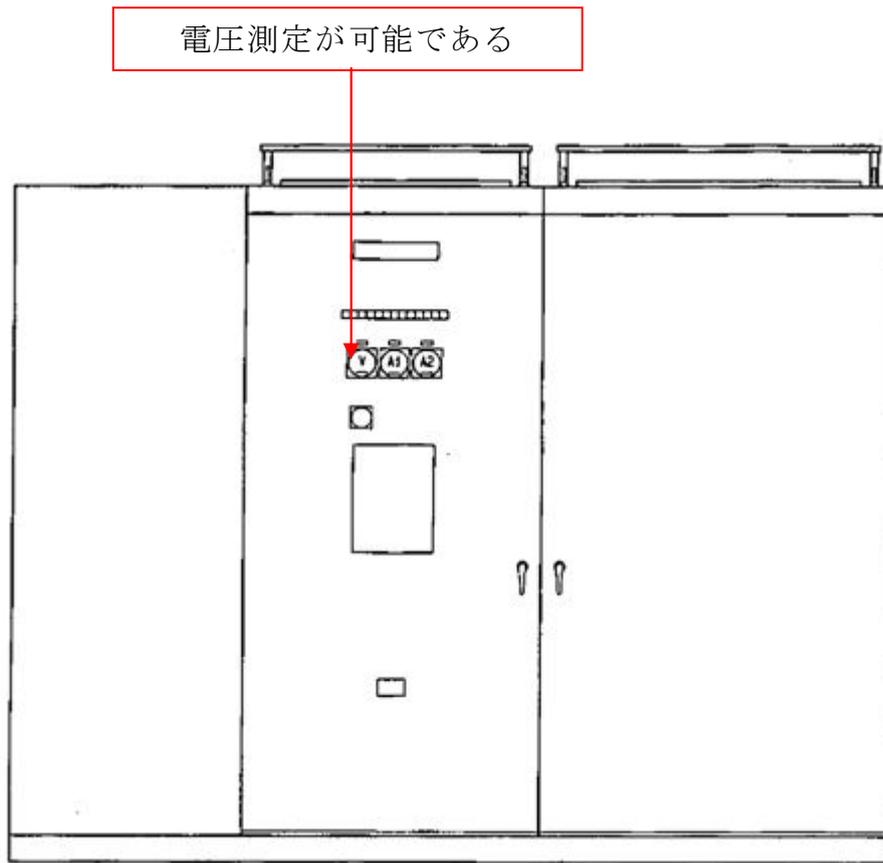
第 57-4-12 図 125V A系及びB系蓄電池外形図



電圧測定が可能である

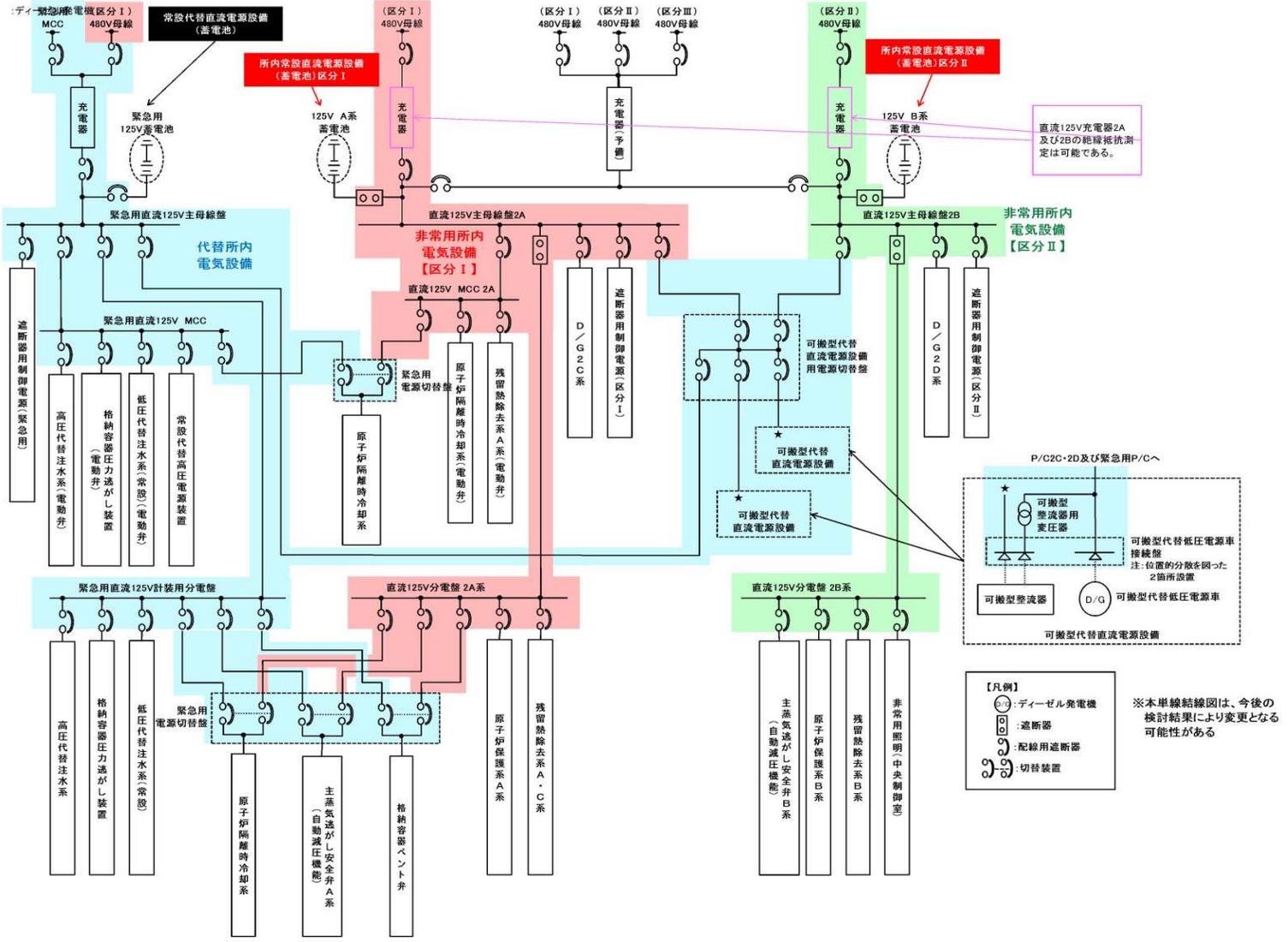


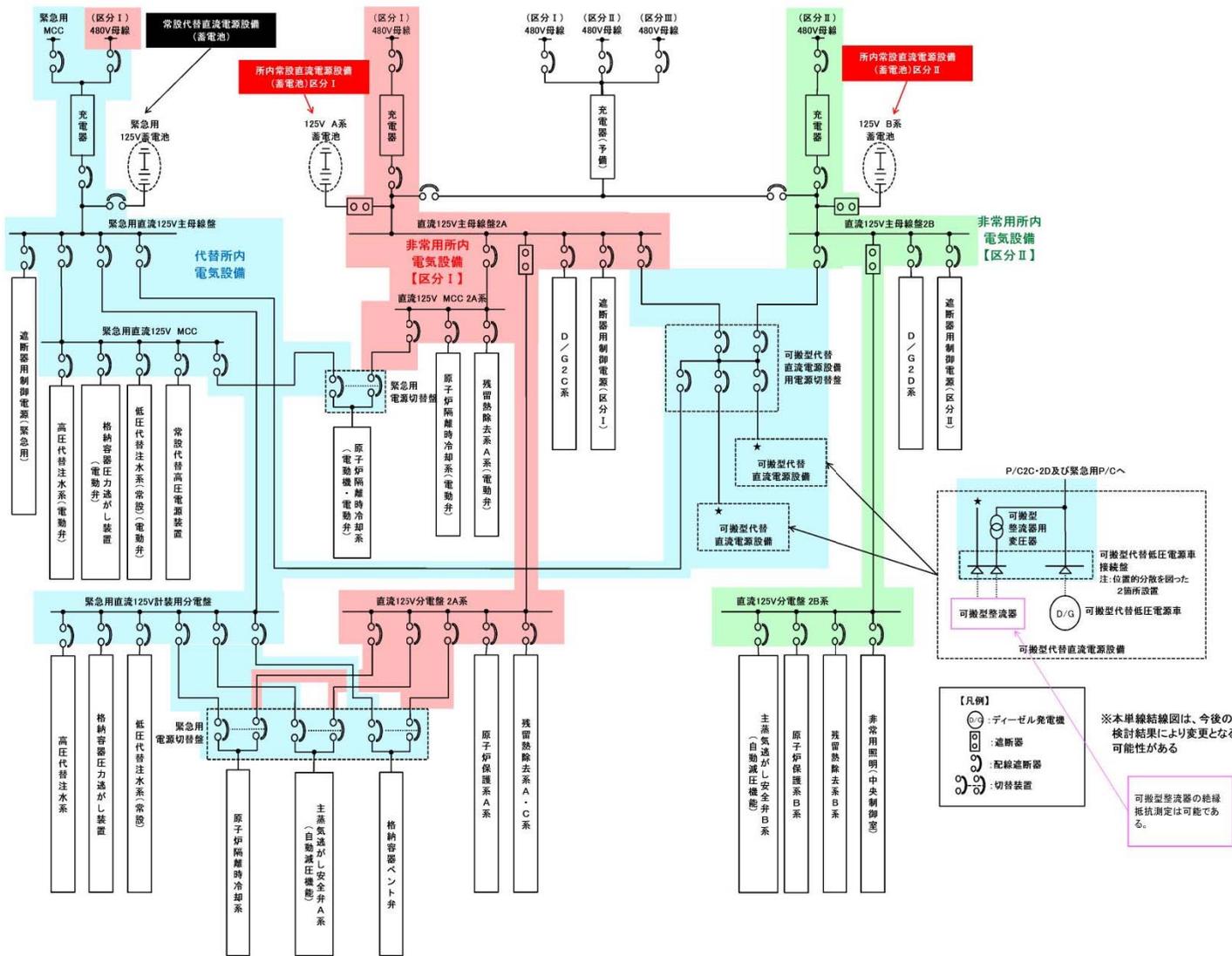
第 57-4-13 図 中性子モニタ用蓄電池 A 系及び B 系外形図



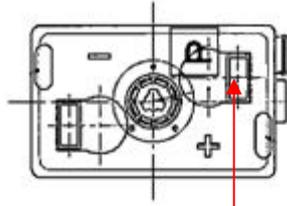
第 57-4-14 図 直流 125V 充電器 A 及び B 外形図

第 57-4-15 図 直流 125V 充電器 A 及び B 試験系統図

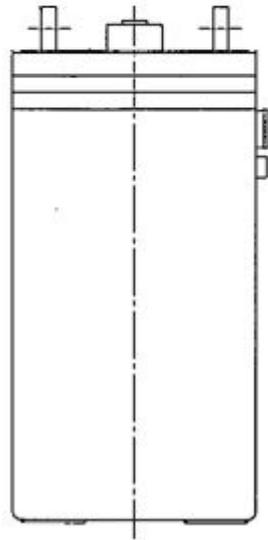




第 57-4-16 図 可搬型整流器試験系統図

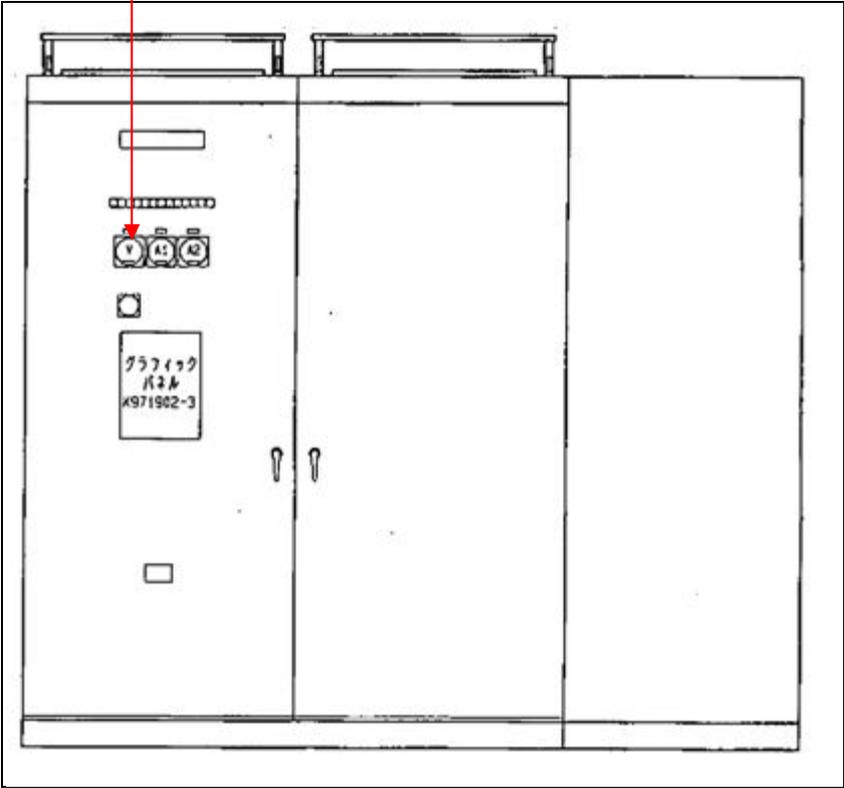


電圧測定が可能である

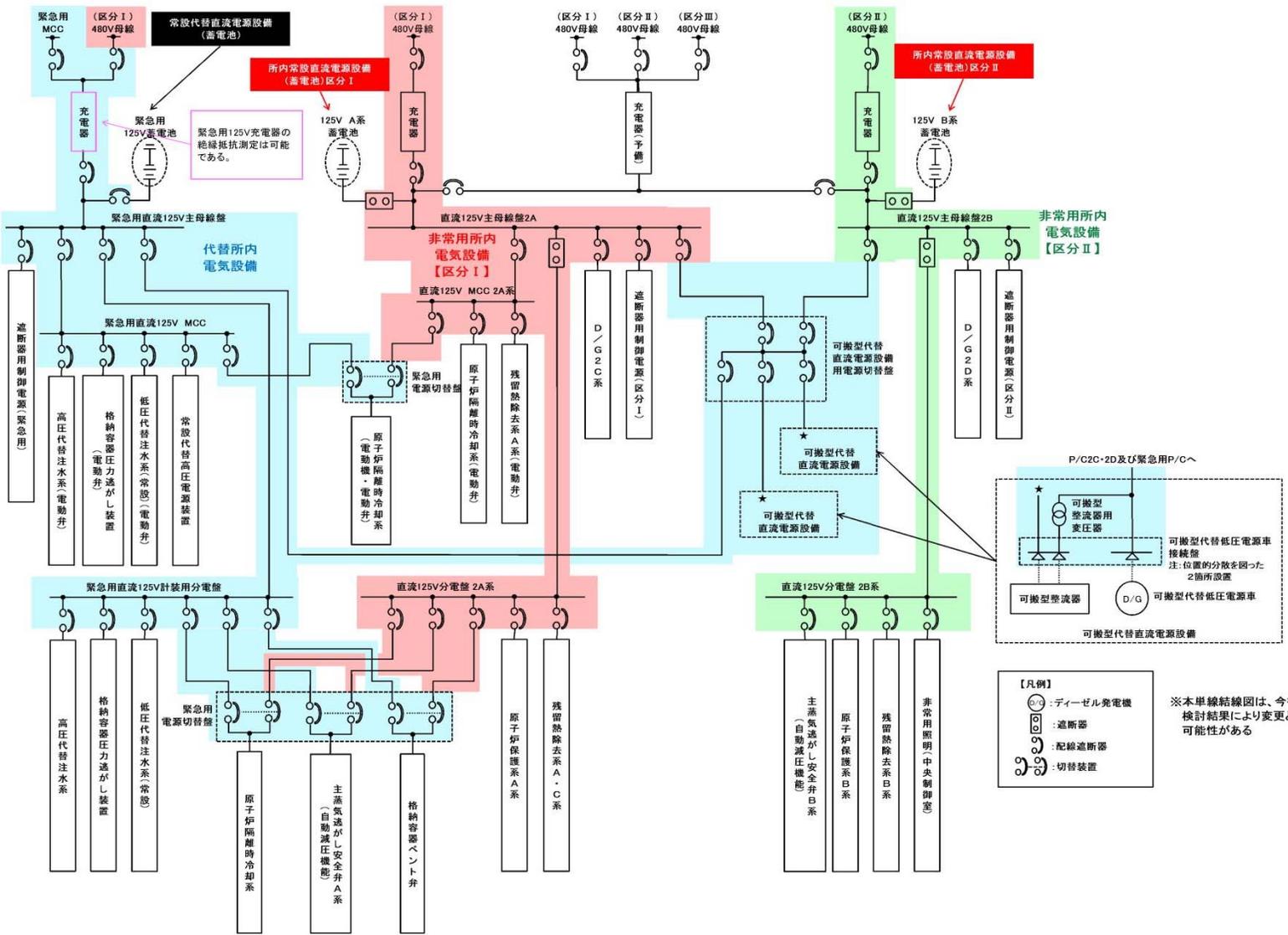


第 57-4-17 図 緊急用直流 125V 蓄電池構造図

電圧測定が可能である

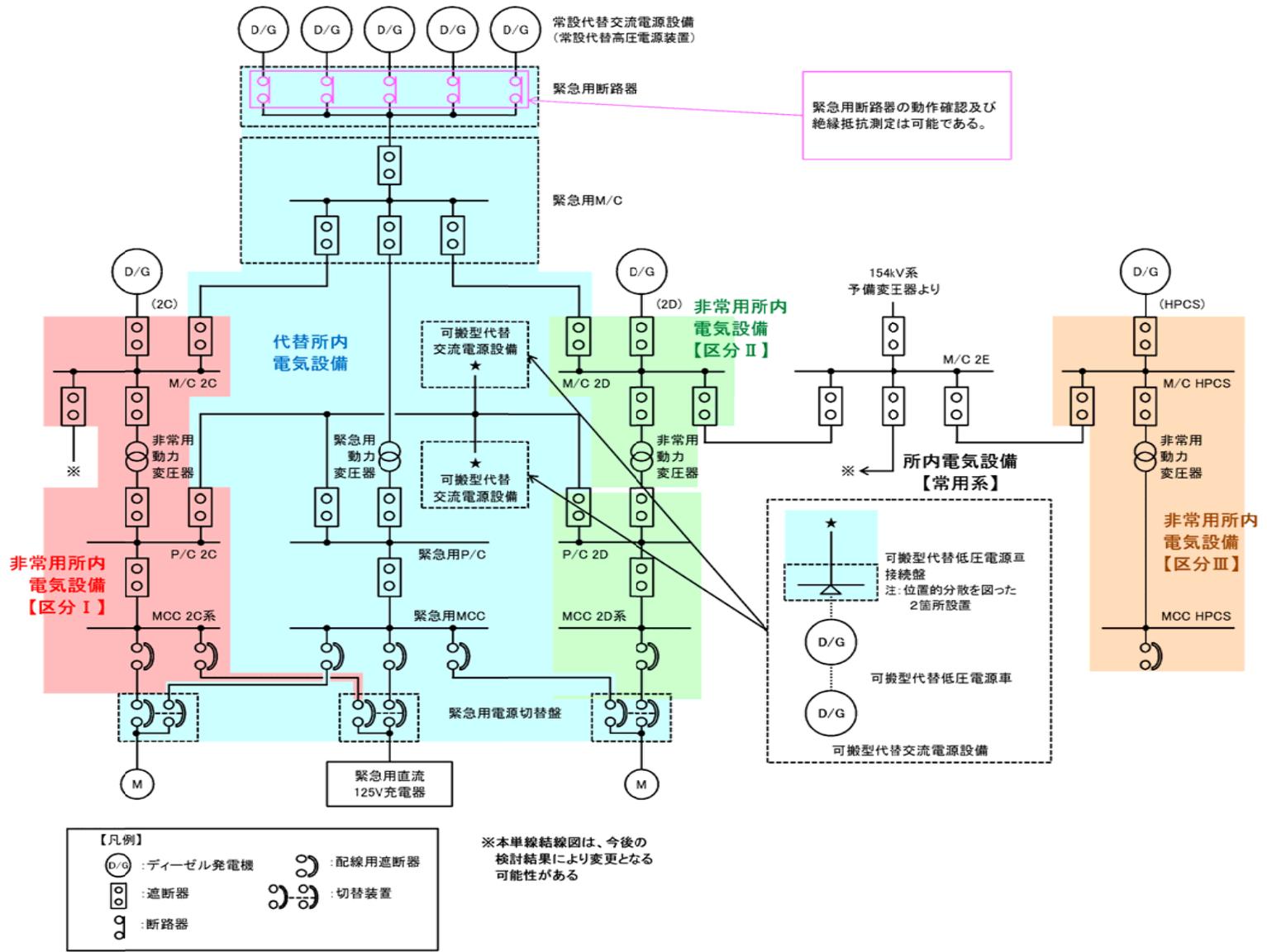


第 57-4-18 図 緊急用直流 125V 充電器構造図

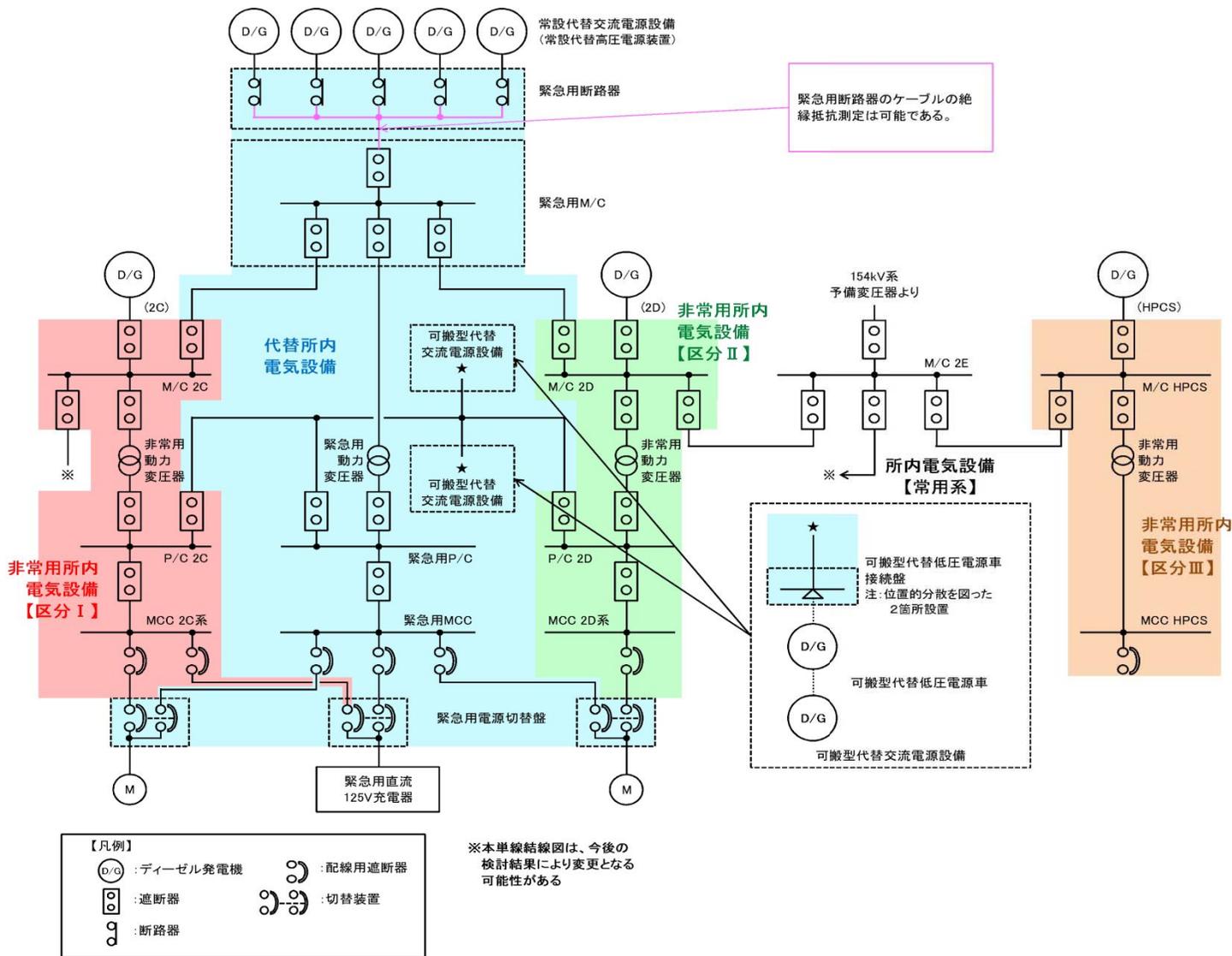


第 57-4-19 図 緊急用直流 125V 充電器試験系統図

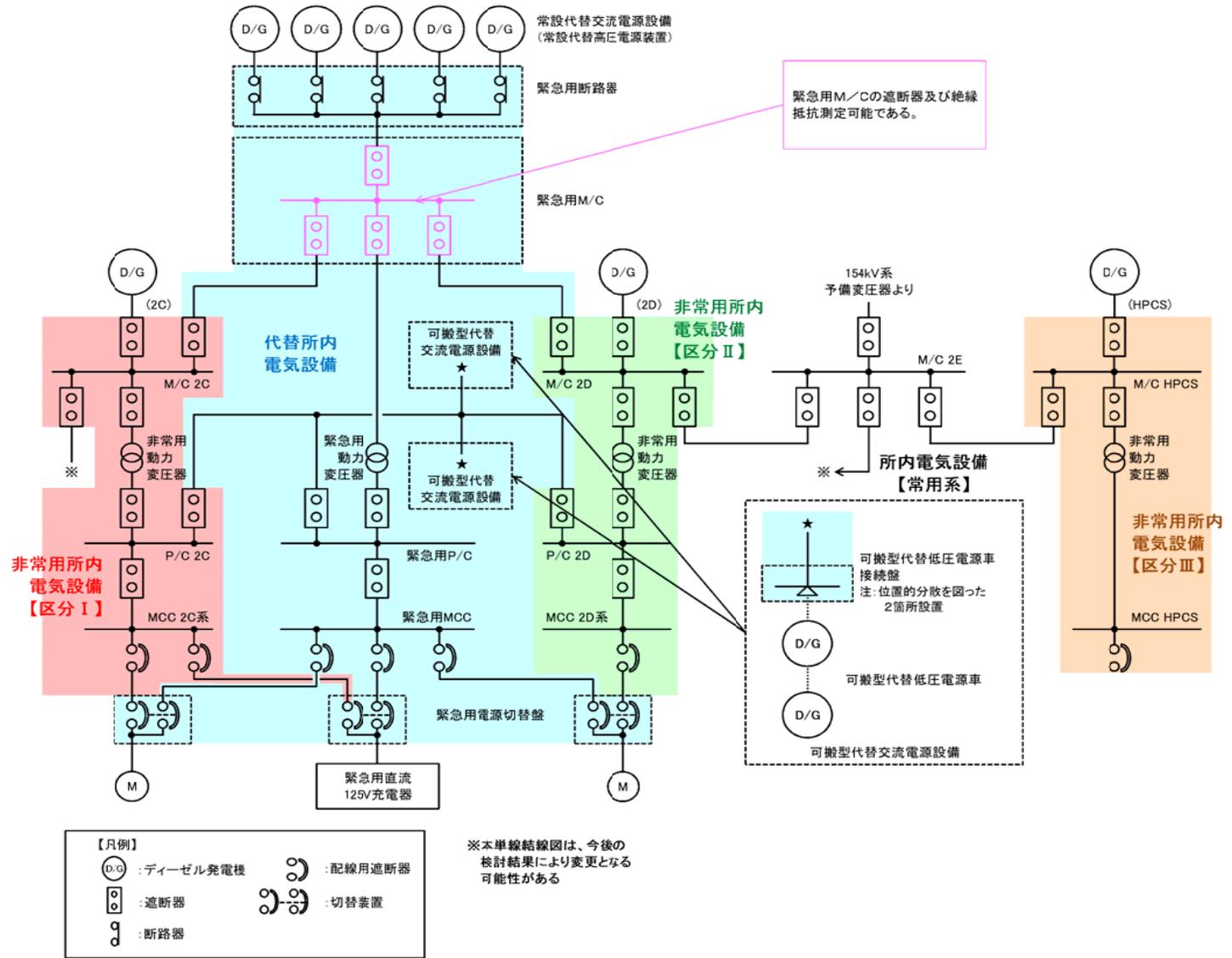
第 57-4-20 図 緊急用断路器試験系統図



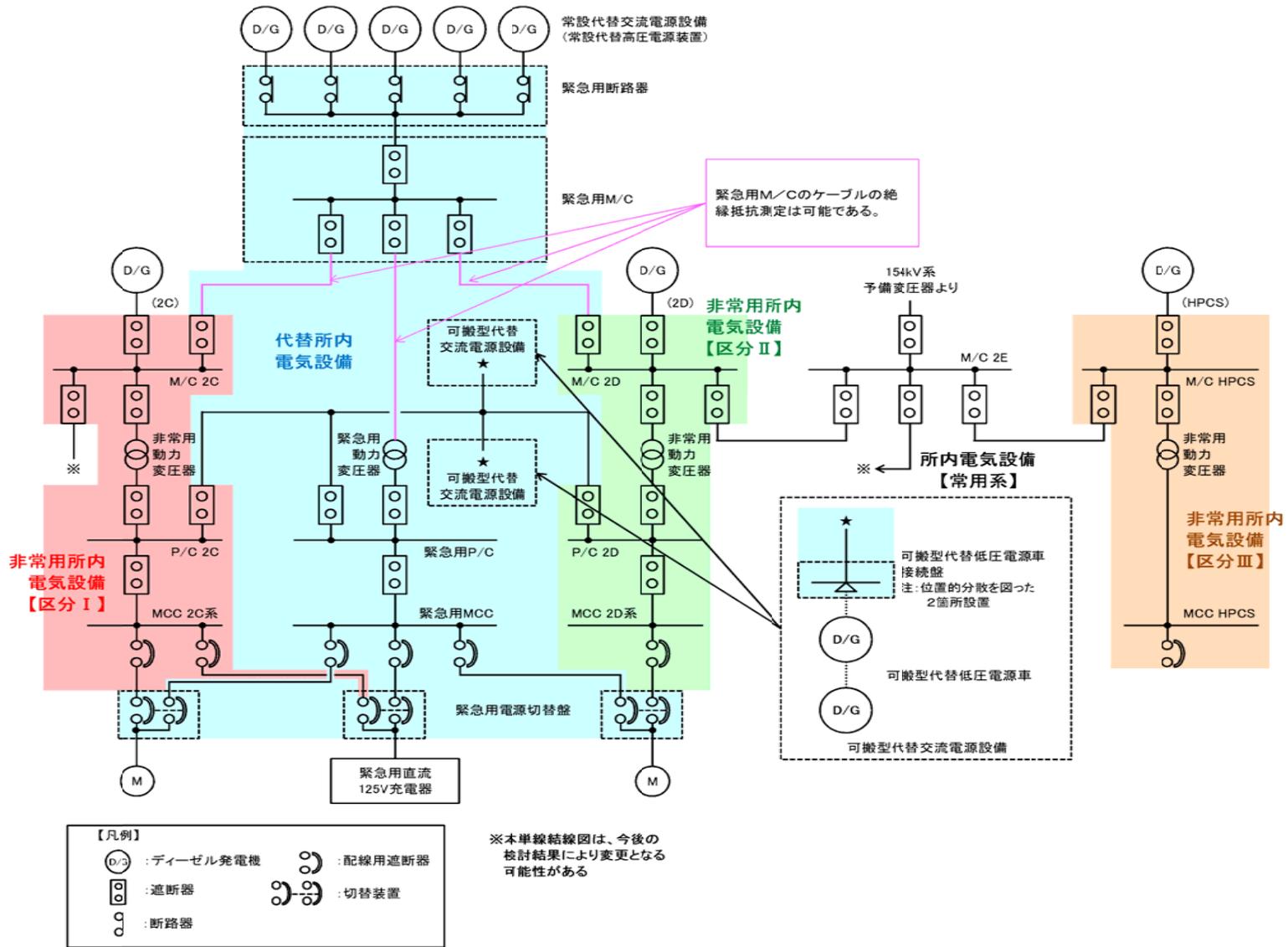
第 57-4-21 図 緊急用断路器用ケーブル試験系統図



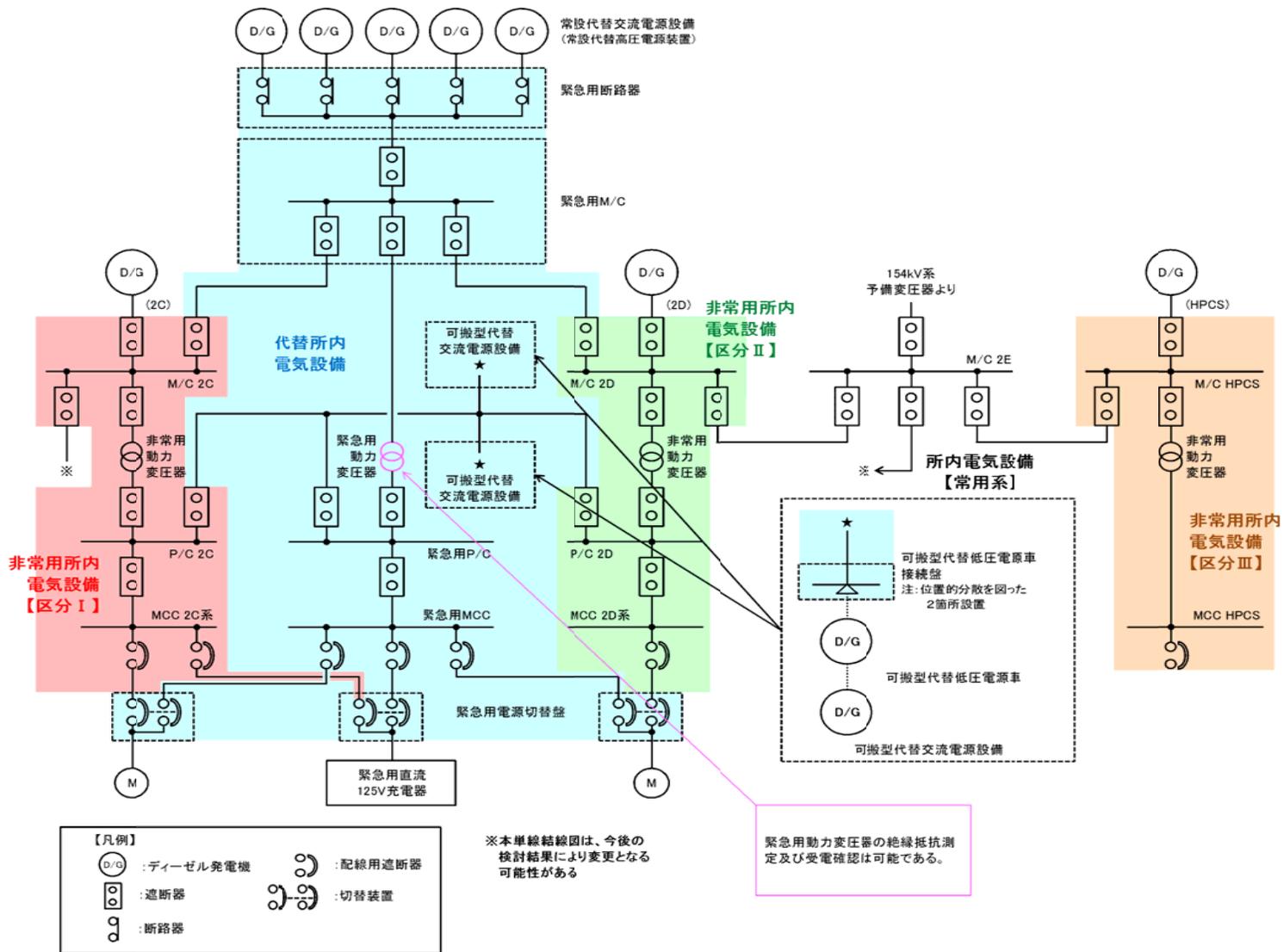
第 57-4-22 図 緊急用M/C試験系統図



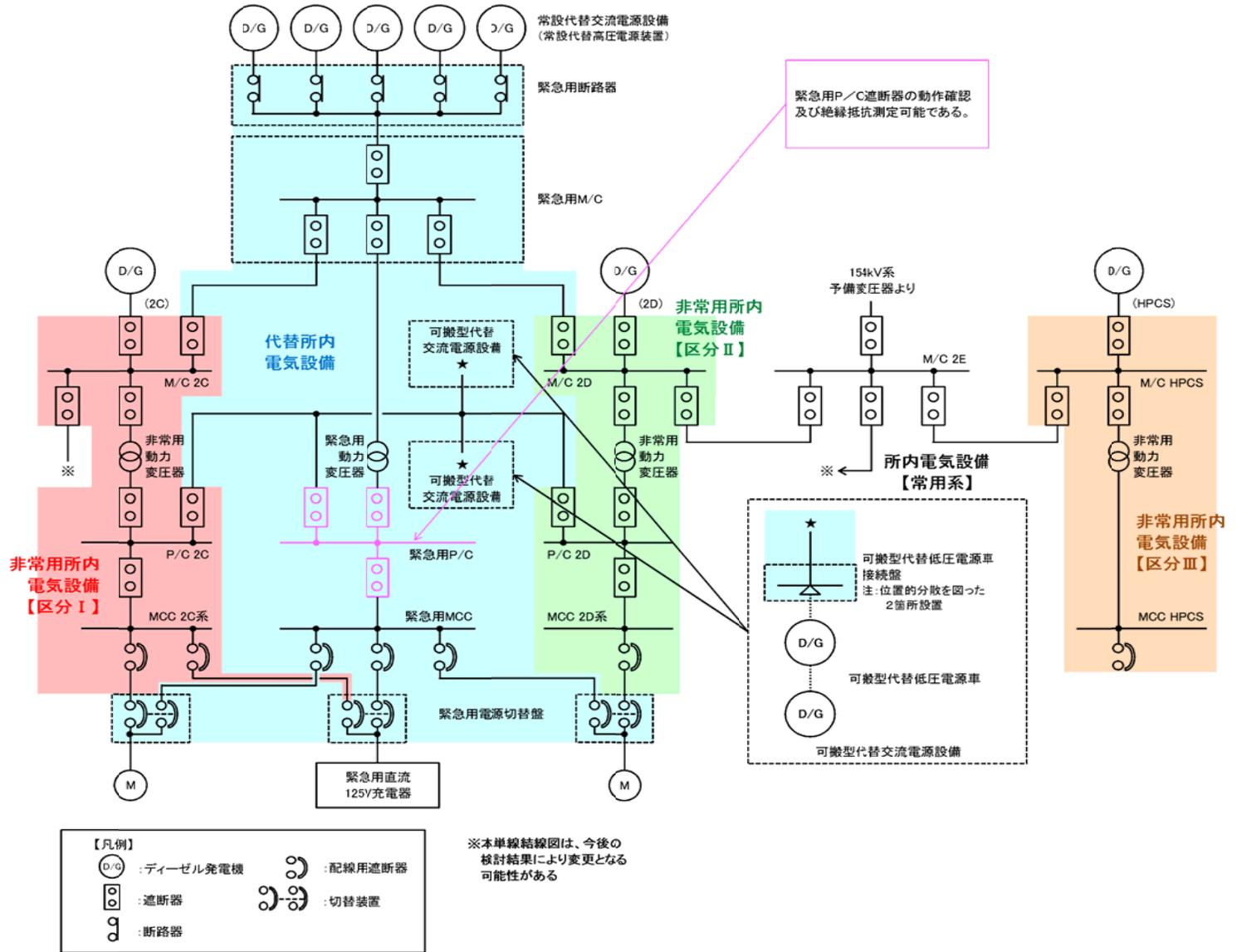
第 57-4-23 図 緊急用M/C用ケーブル試験系統図



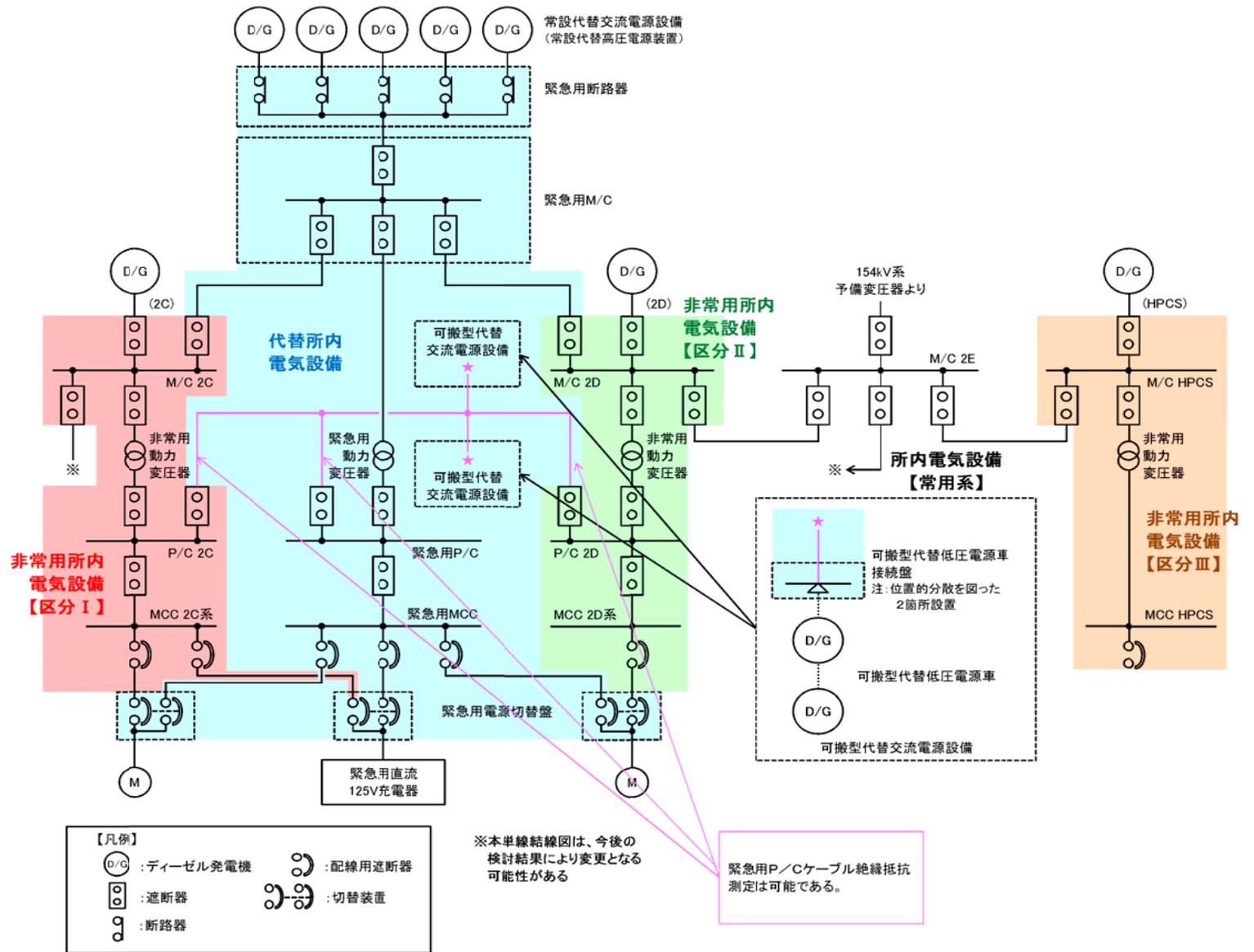
第 57-4-24 図 緊急用動力変圧器試験系統図



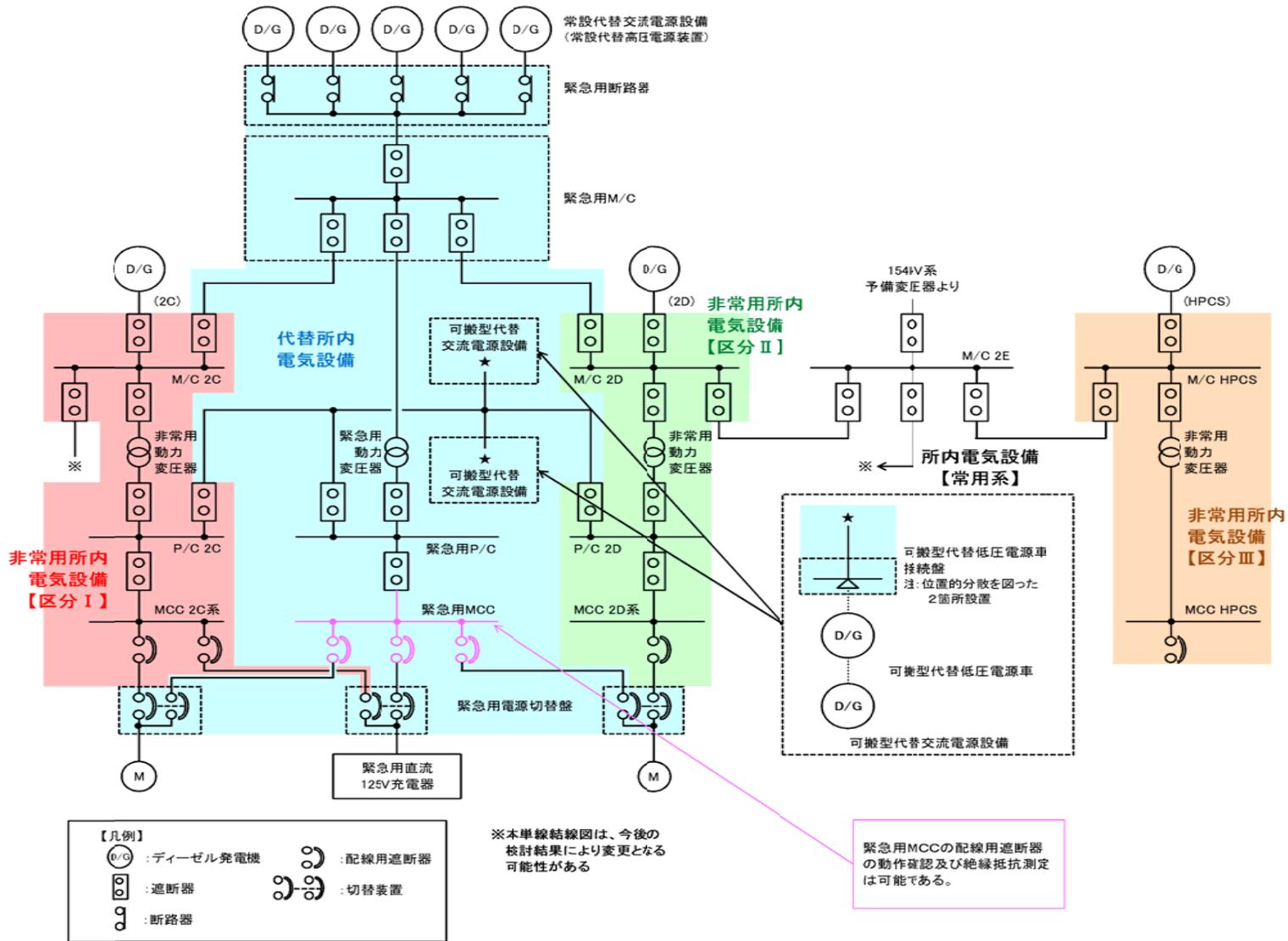
第 57-4-25 図 緊急用 P / C 試験系統図



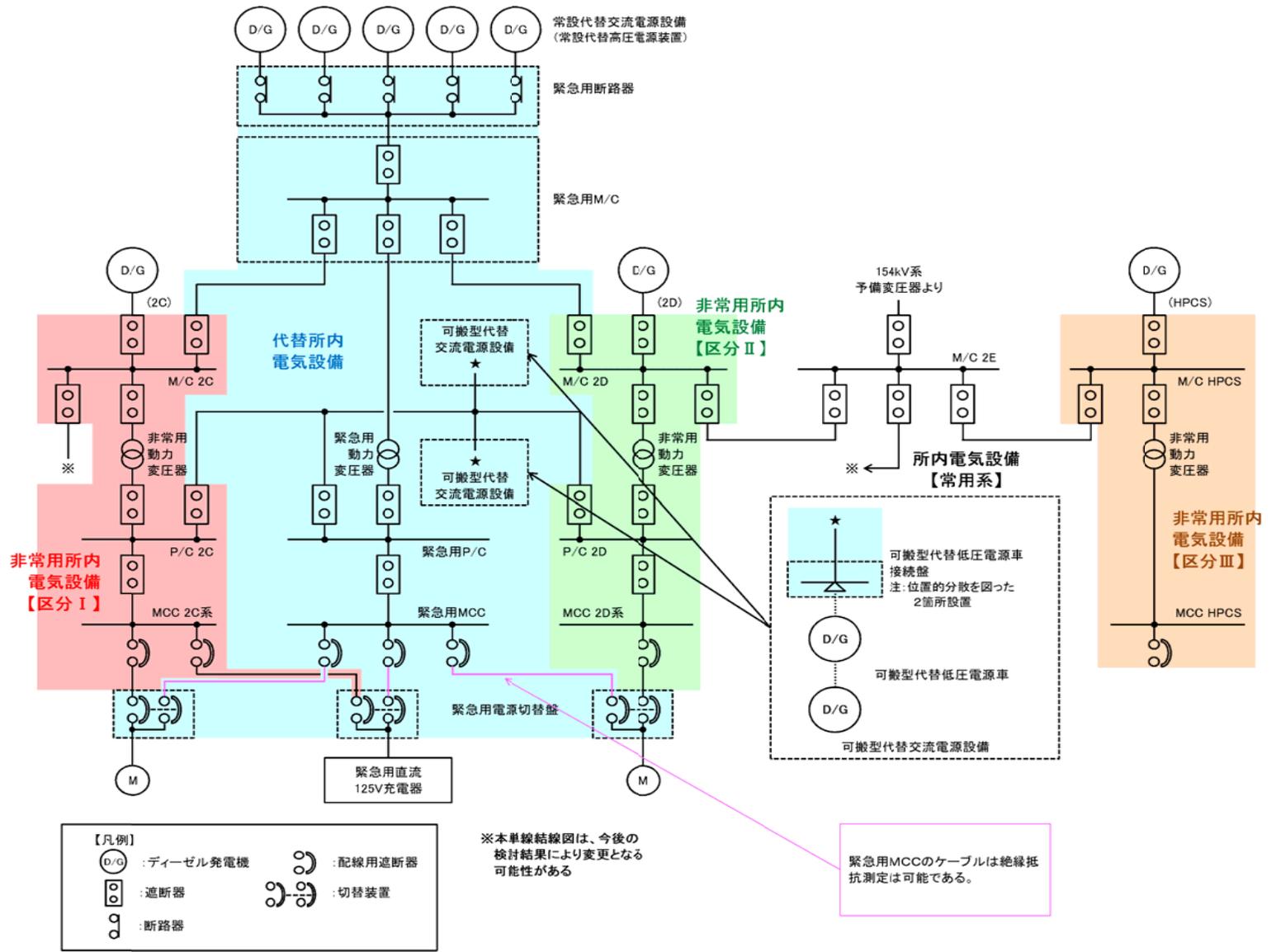
第 57-4-26 図 緊急用 P / C ケーブル試験系統図



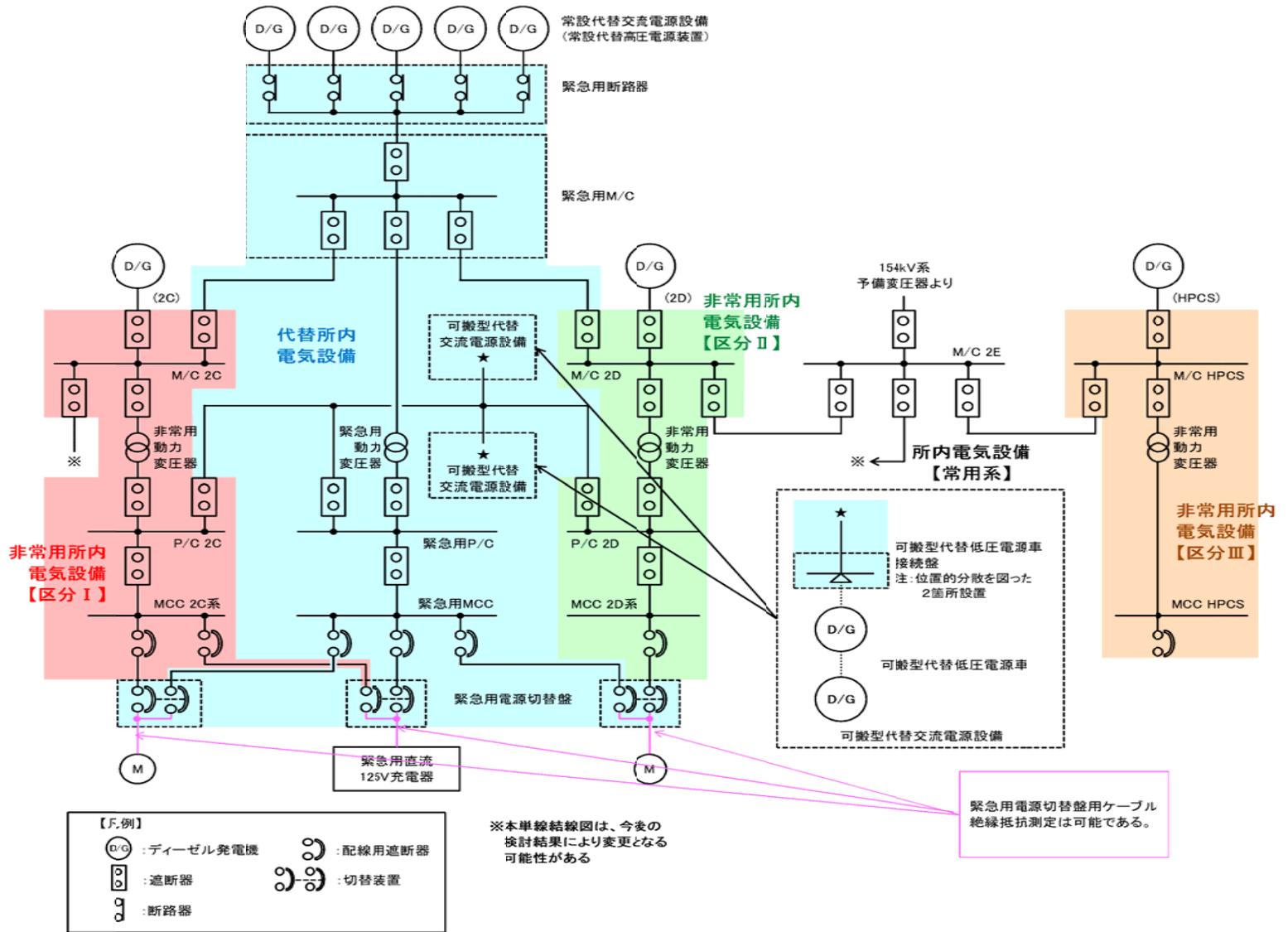
第 57-4-27 図 緊急用MCC試験系統図



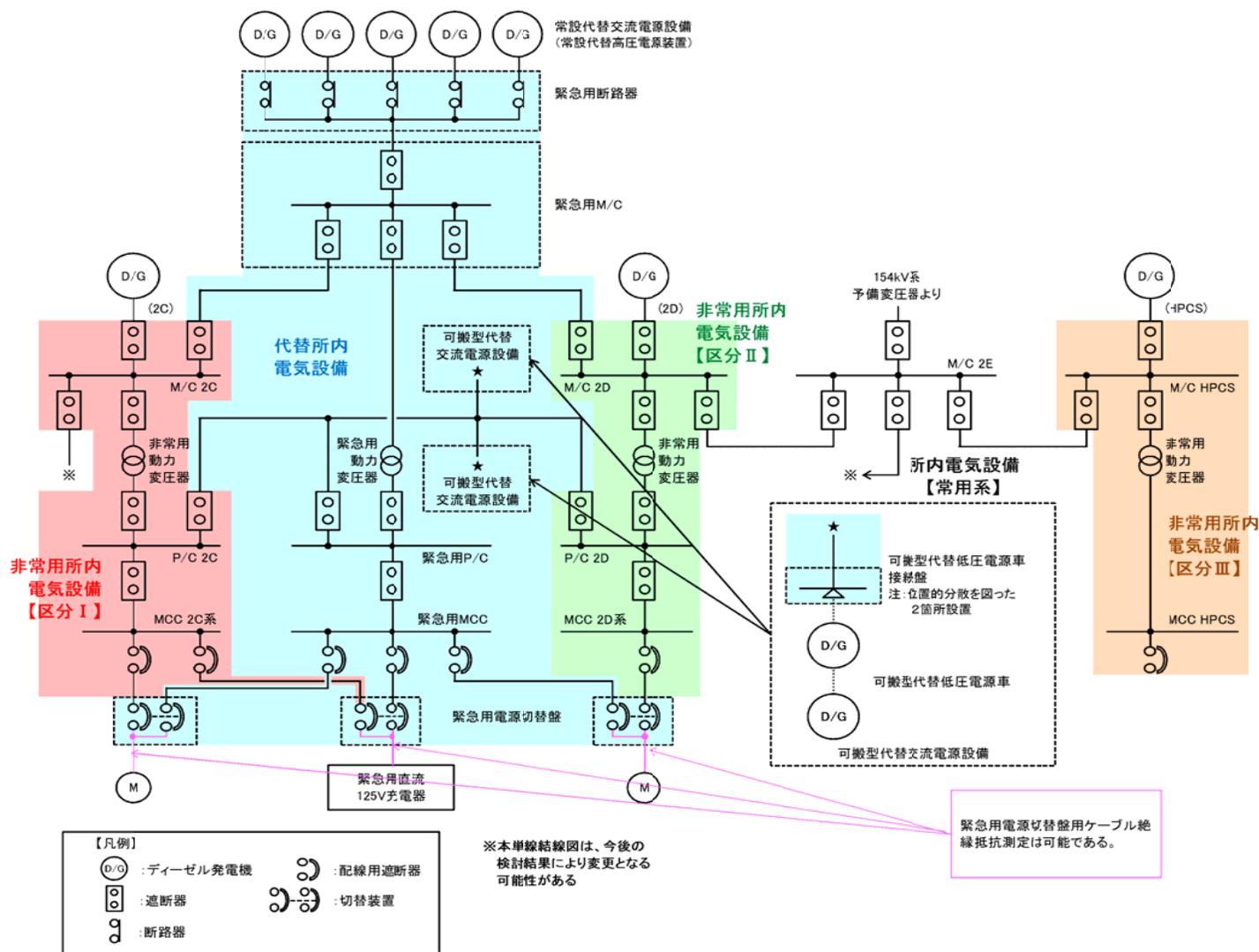
第 57-4-28 図 緊急用 MCC ケーブル試験系統図



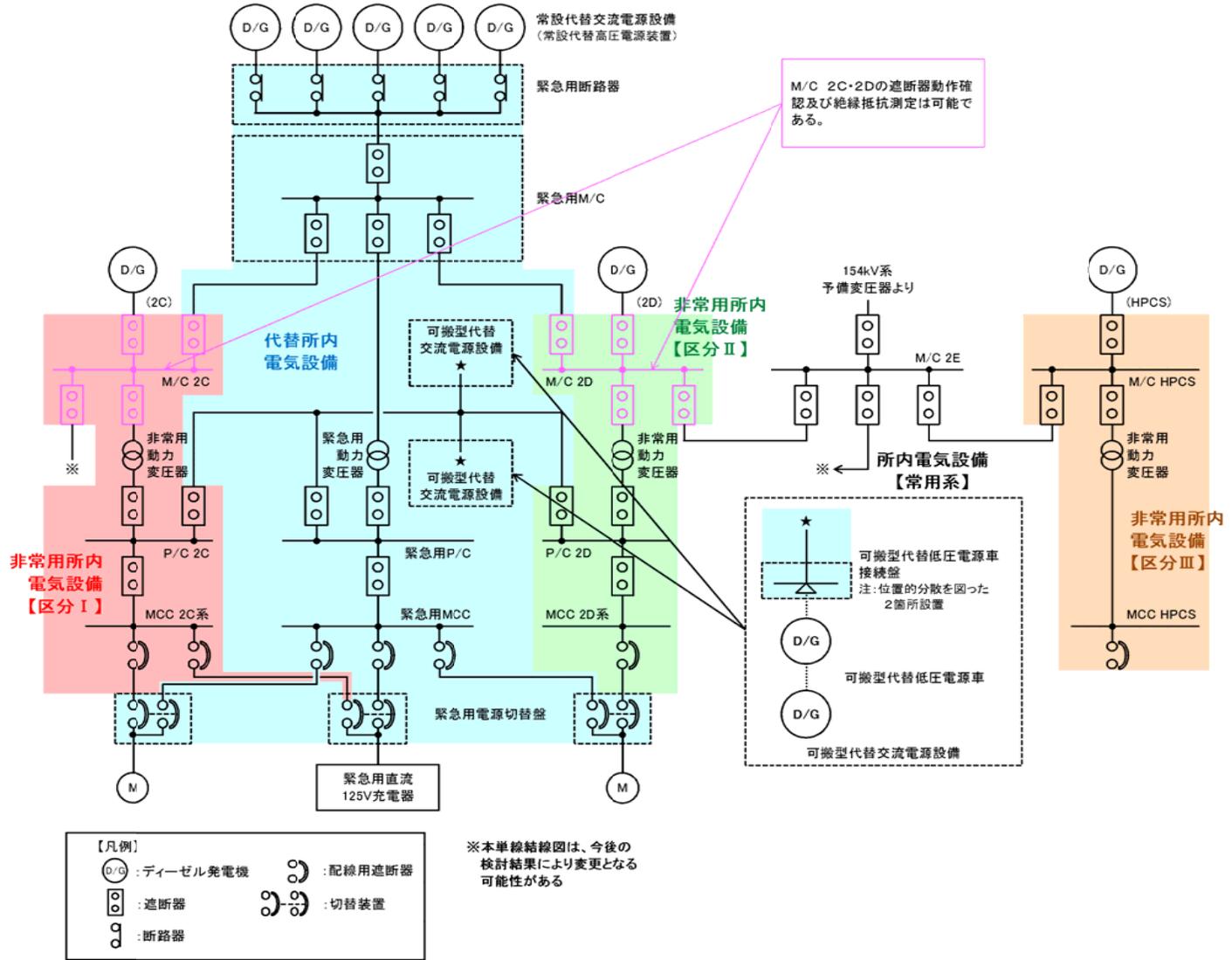
第 57-4-29 図 緊急用電源切替盤試験系統図



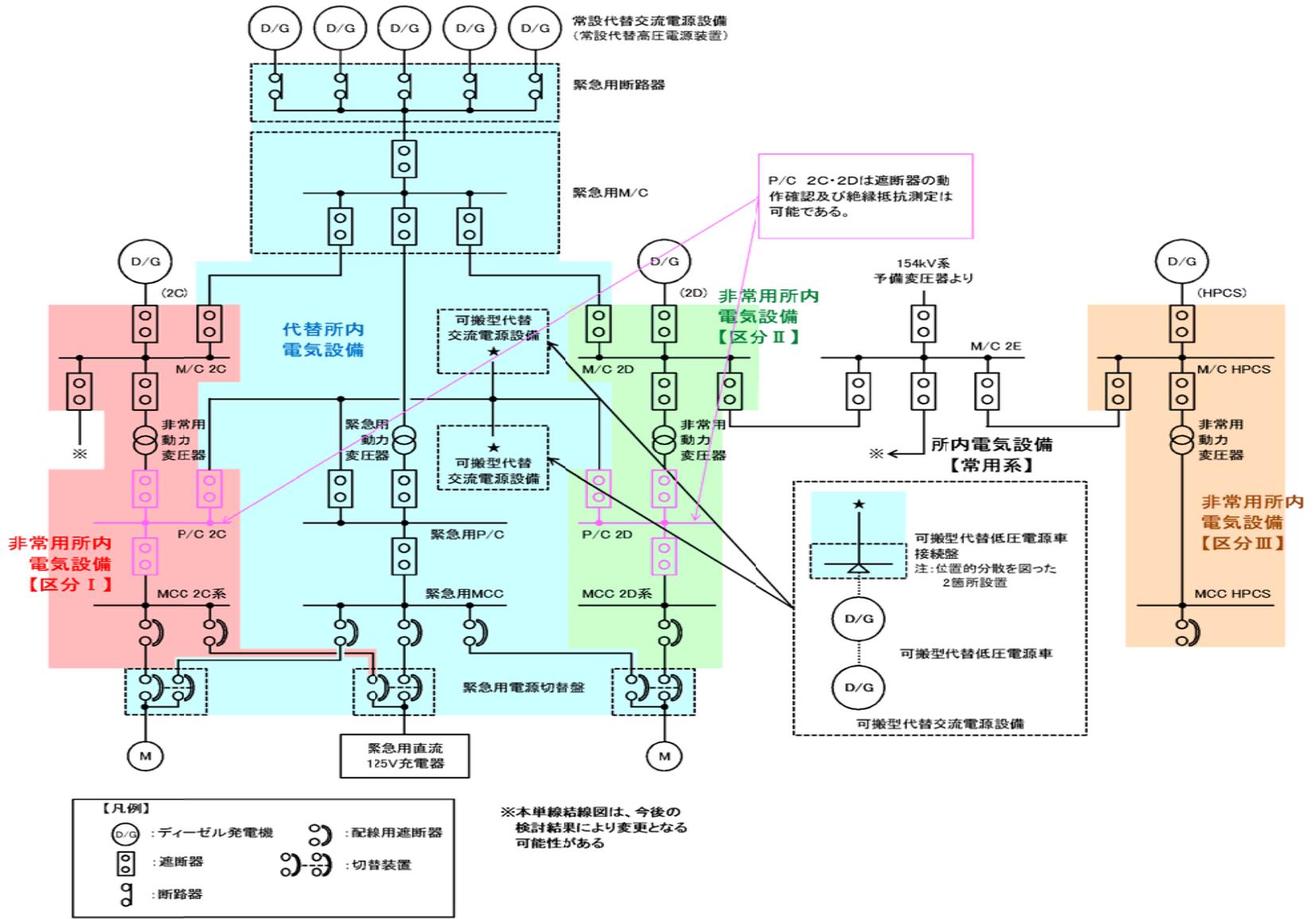
第 57-4-30 図 緊急用電源切替盤用ケーブル試験系統図



第 57-4-31 図 M/C 2C・2D 試験系統図

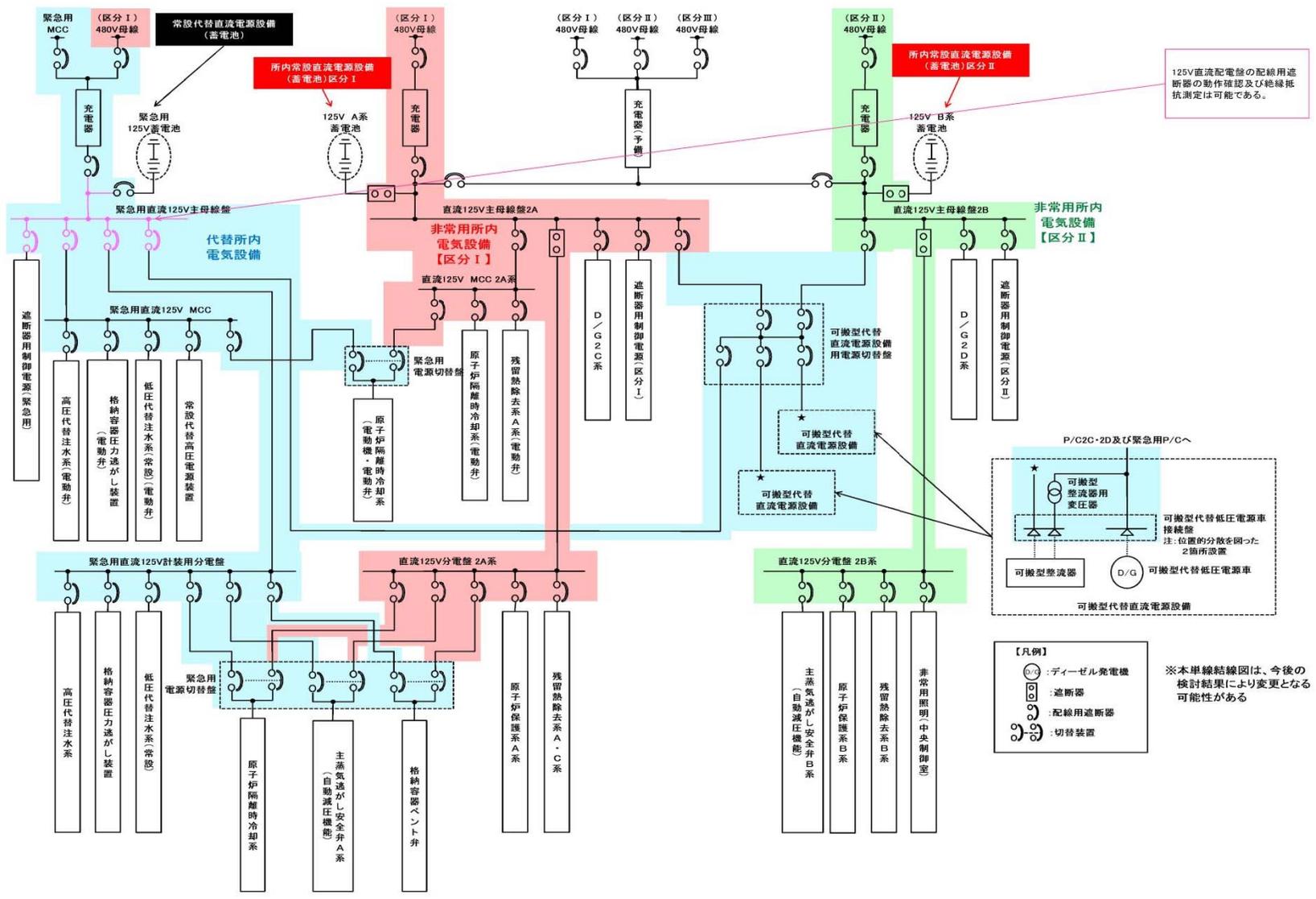


第 57-4-32 図 P/C 2C・2D 試験系統図



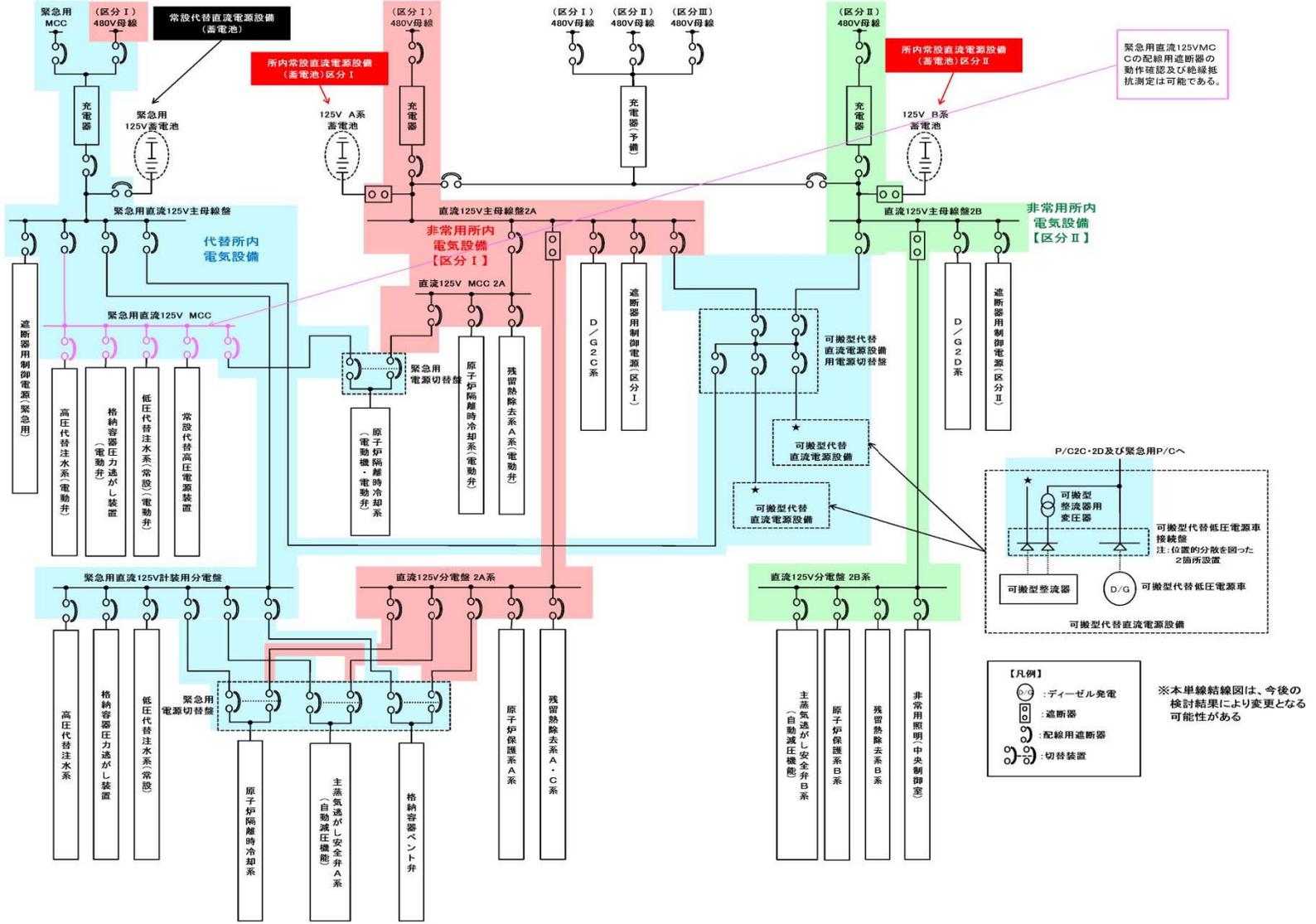
- 【凡例】
- : ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 断路器
 - : 配線用遮断器
 - : 切替装置

※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

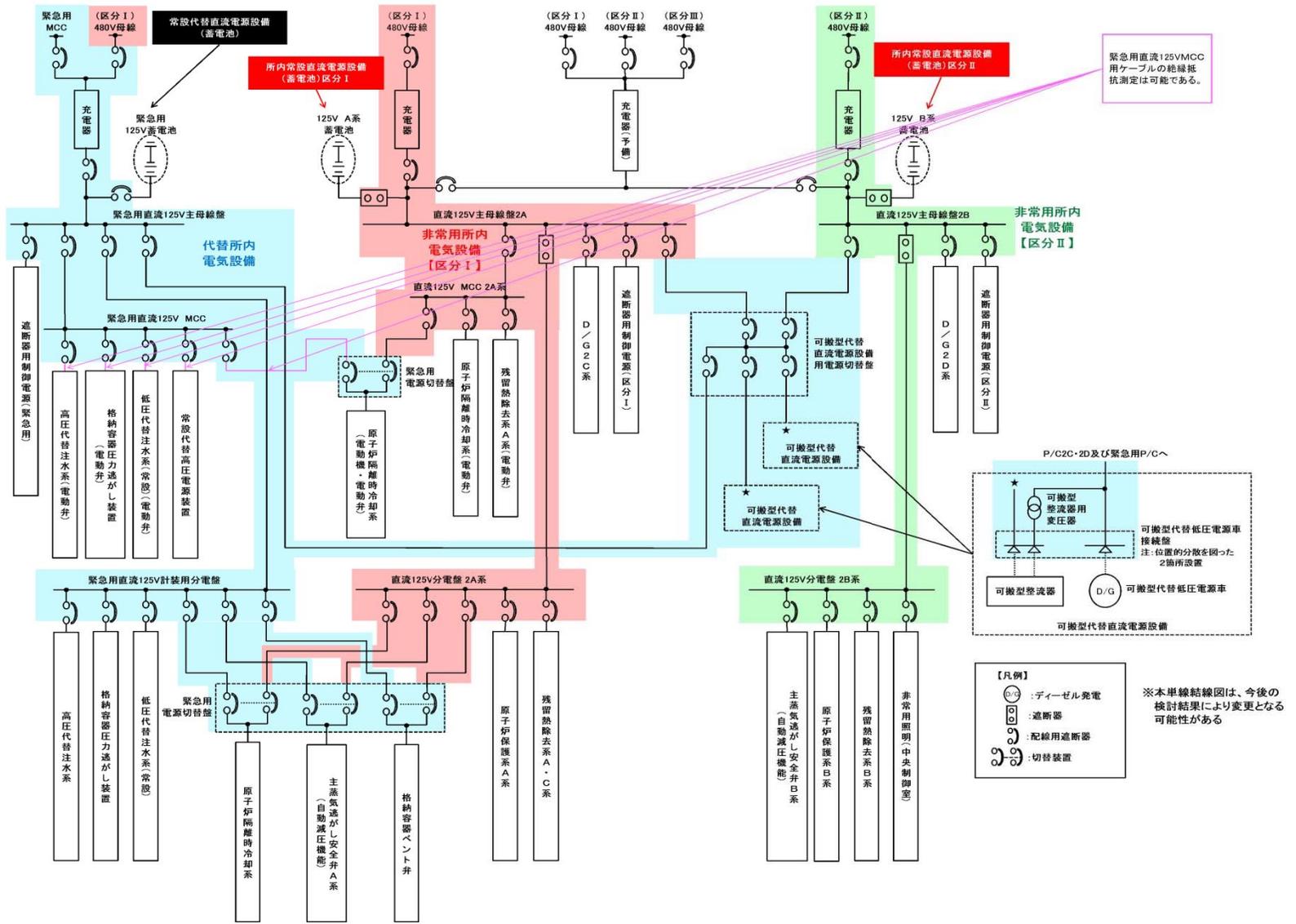


第 57-4-33 図 緊急用直流 125V 主母線盤試験系統図

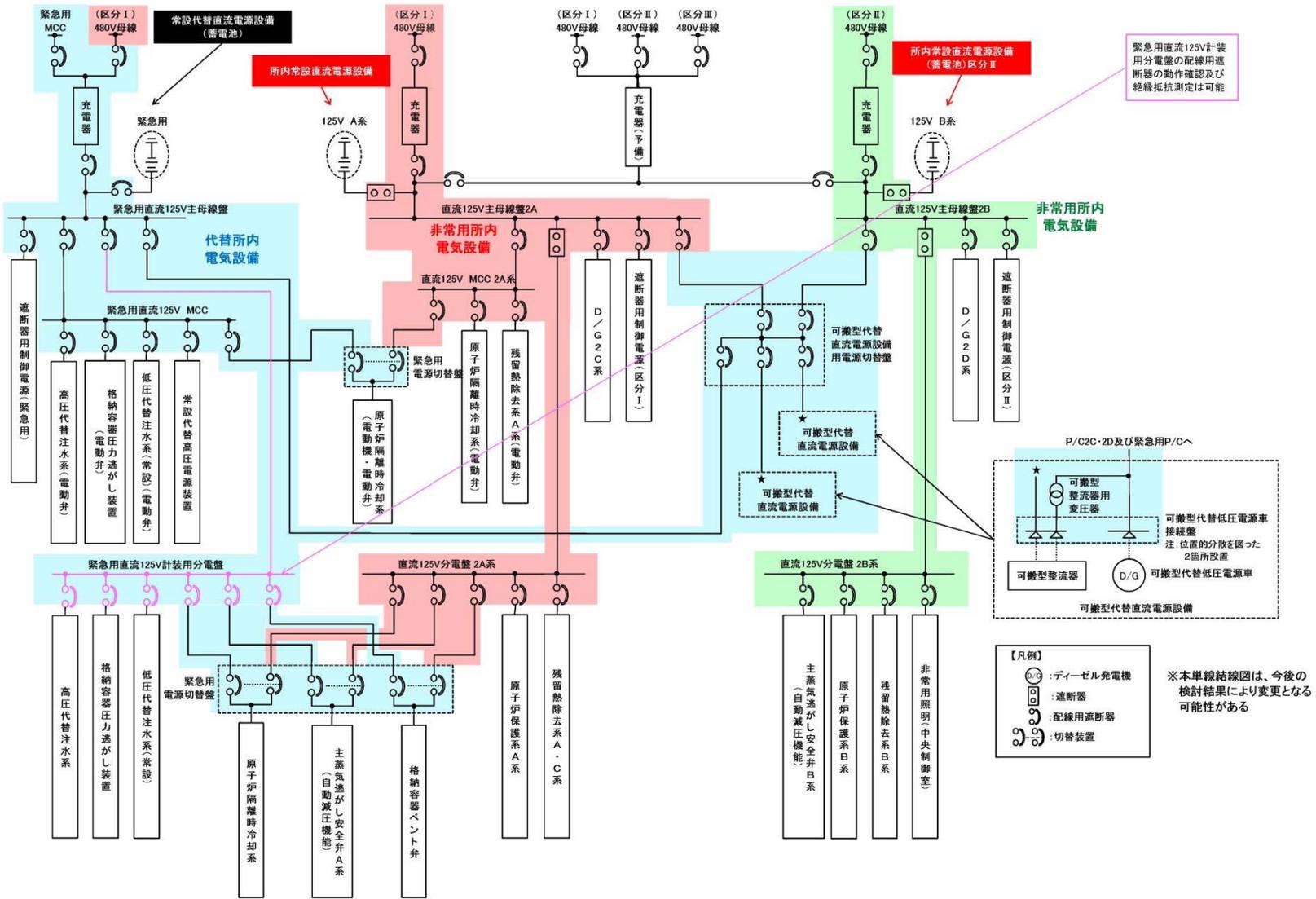
第 57-4-35 図 緊急用直流 125VMCC 試験系統図



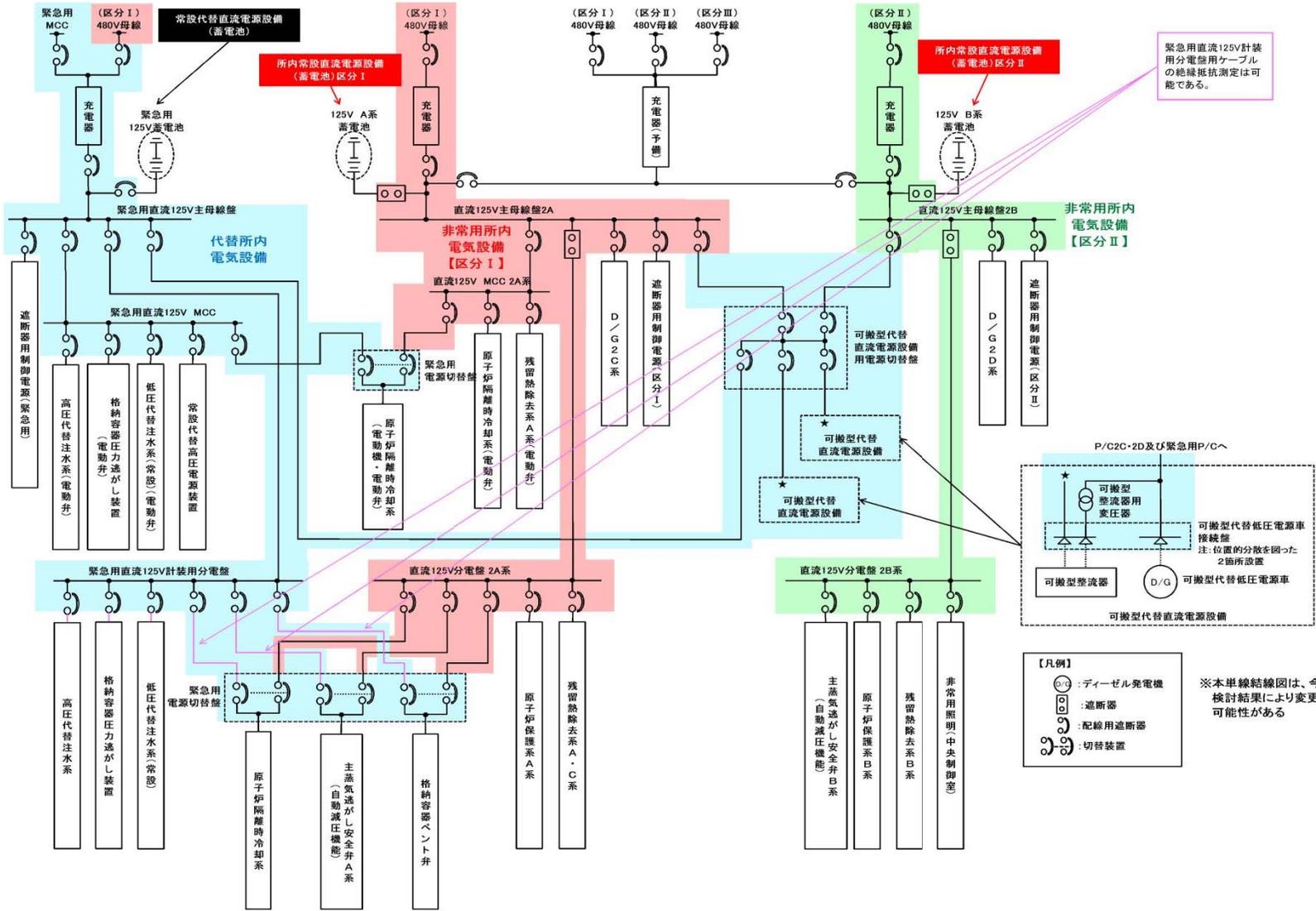
第 57-4-36 図 緊急用直流 125VMCC 用ケーブル試験系統図



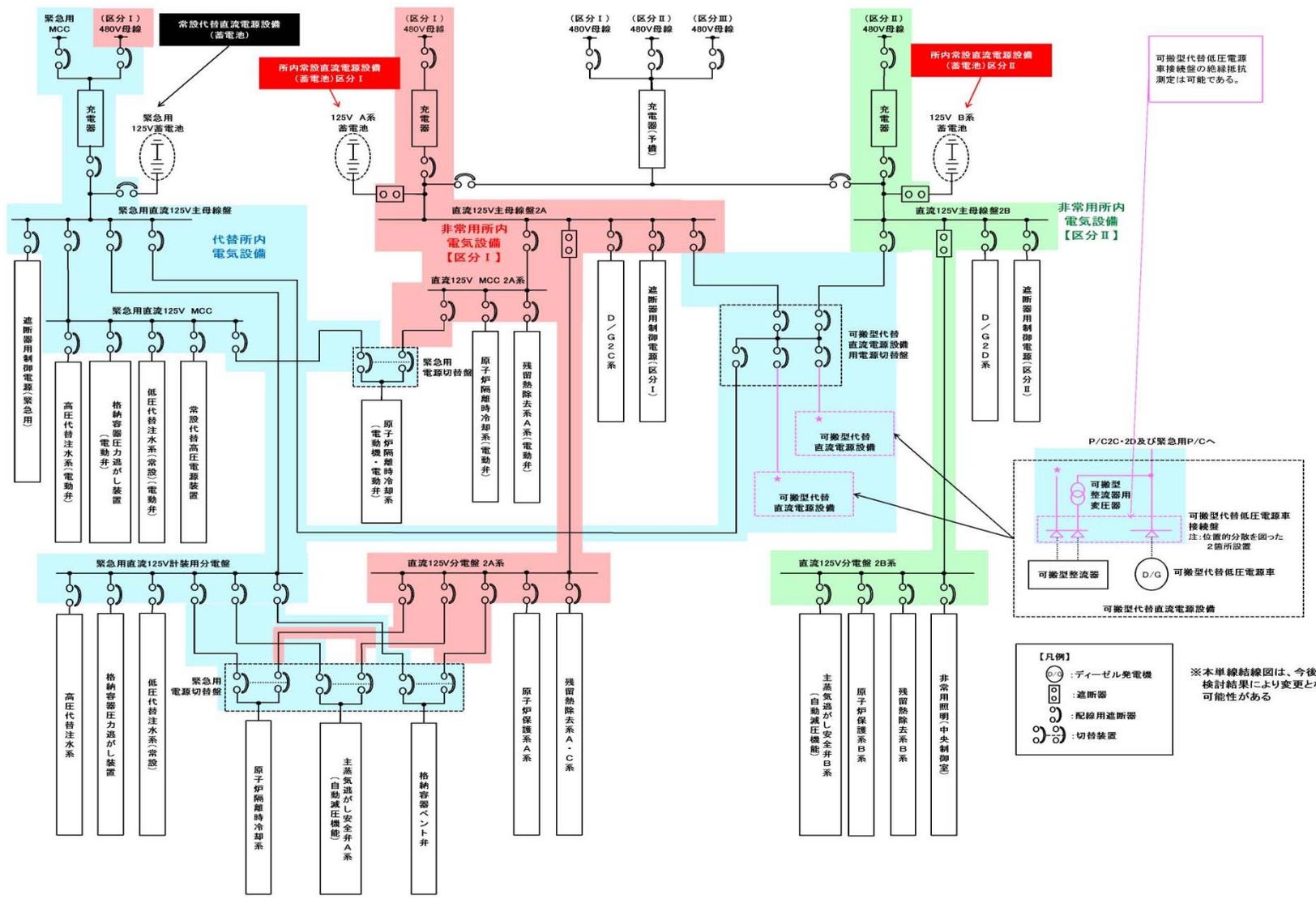
第 57-4-37 図 緊急用直流 125V 計装用分電盤試験系統図



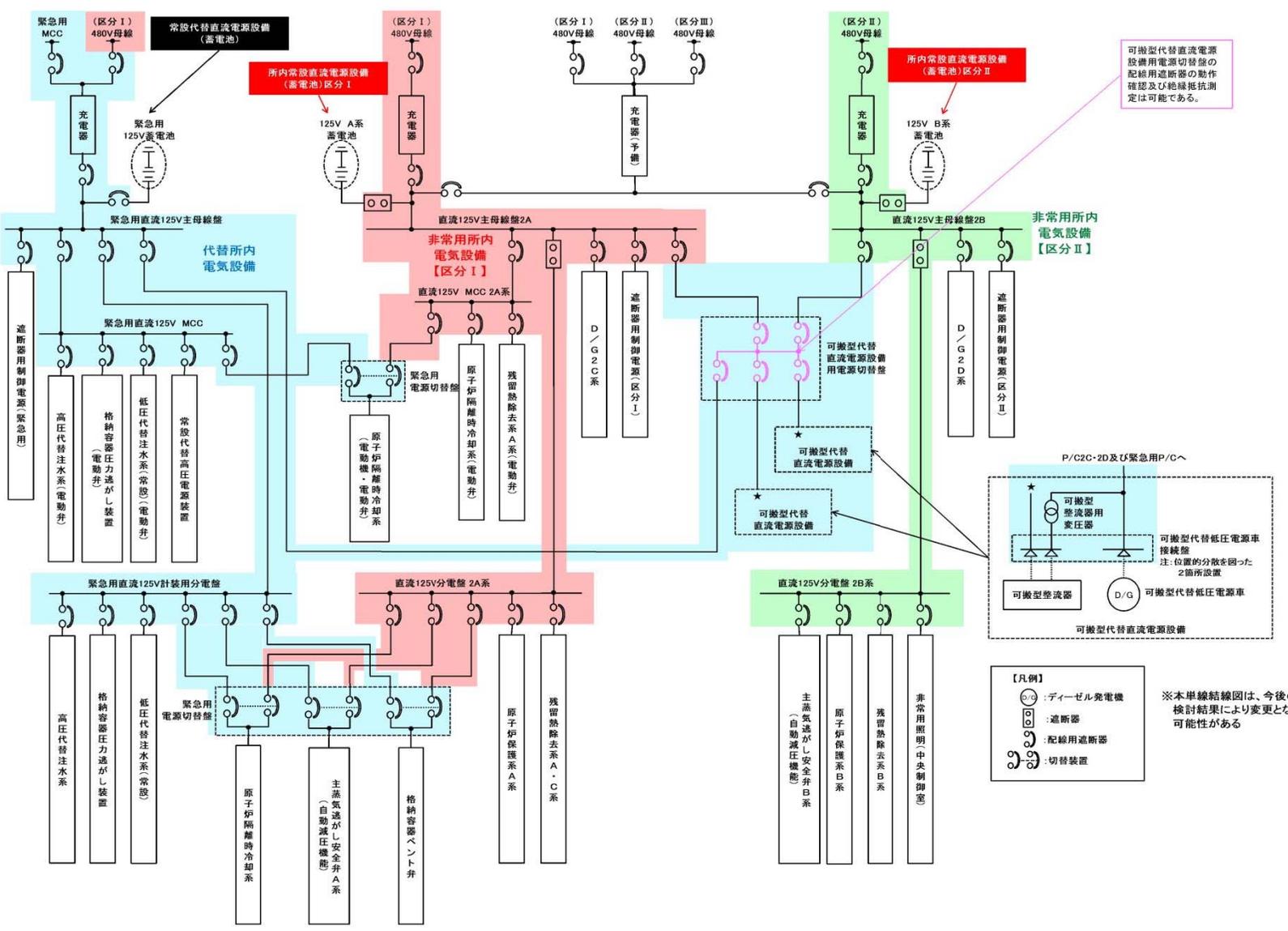
第 57-4-38 図 緊急用直流 125V 計装用分電盤用ケーブル試験系統図



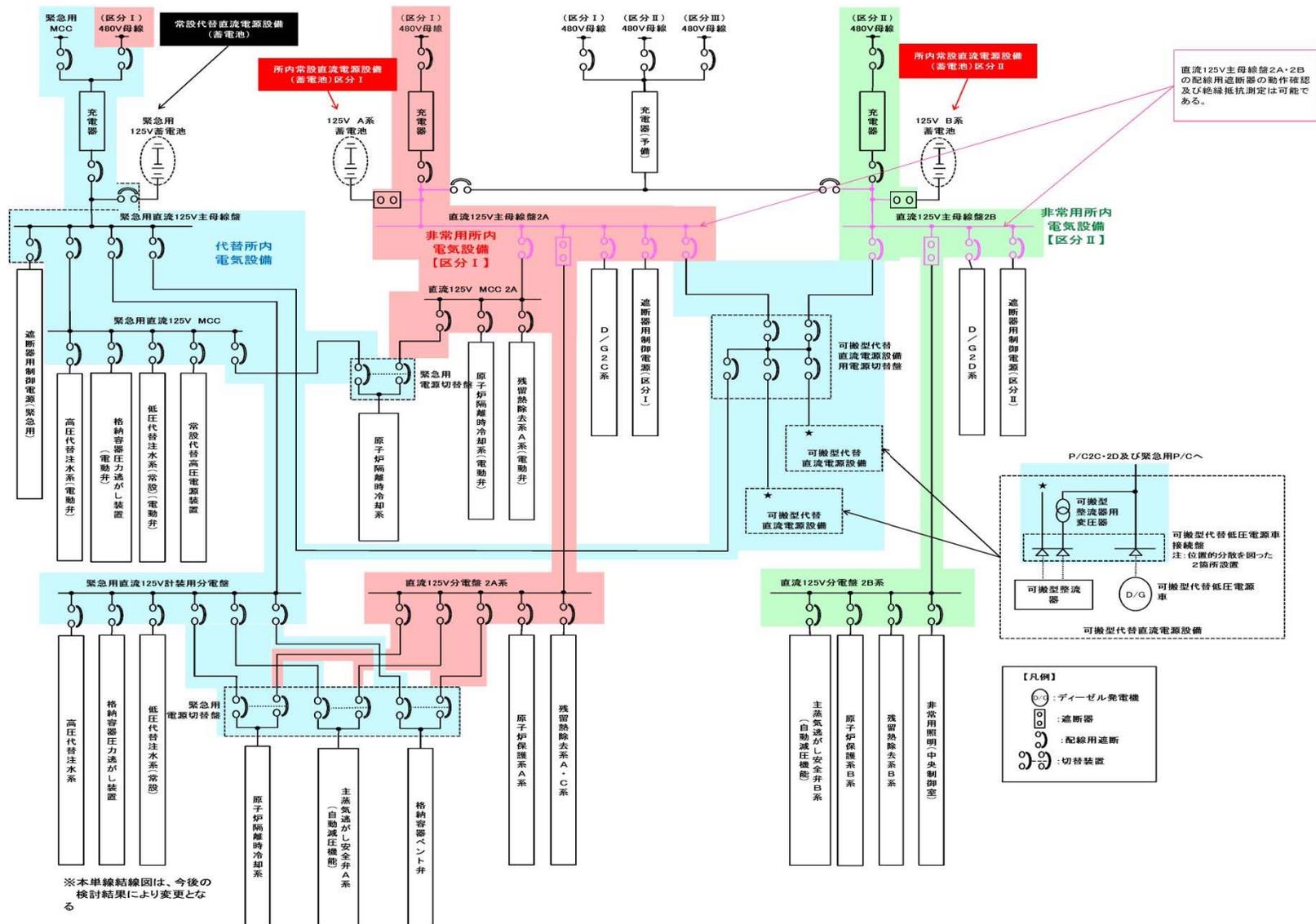
第 57-4-39 図 可搬型代替低圧電源車接続盤試験系統図



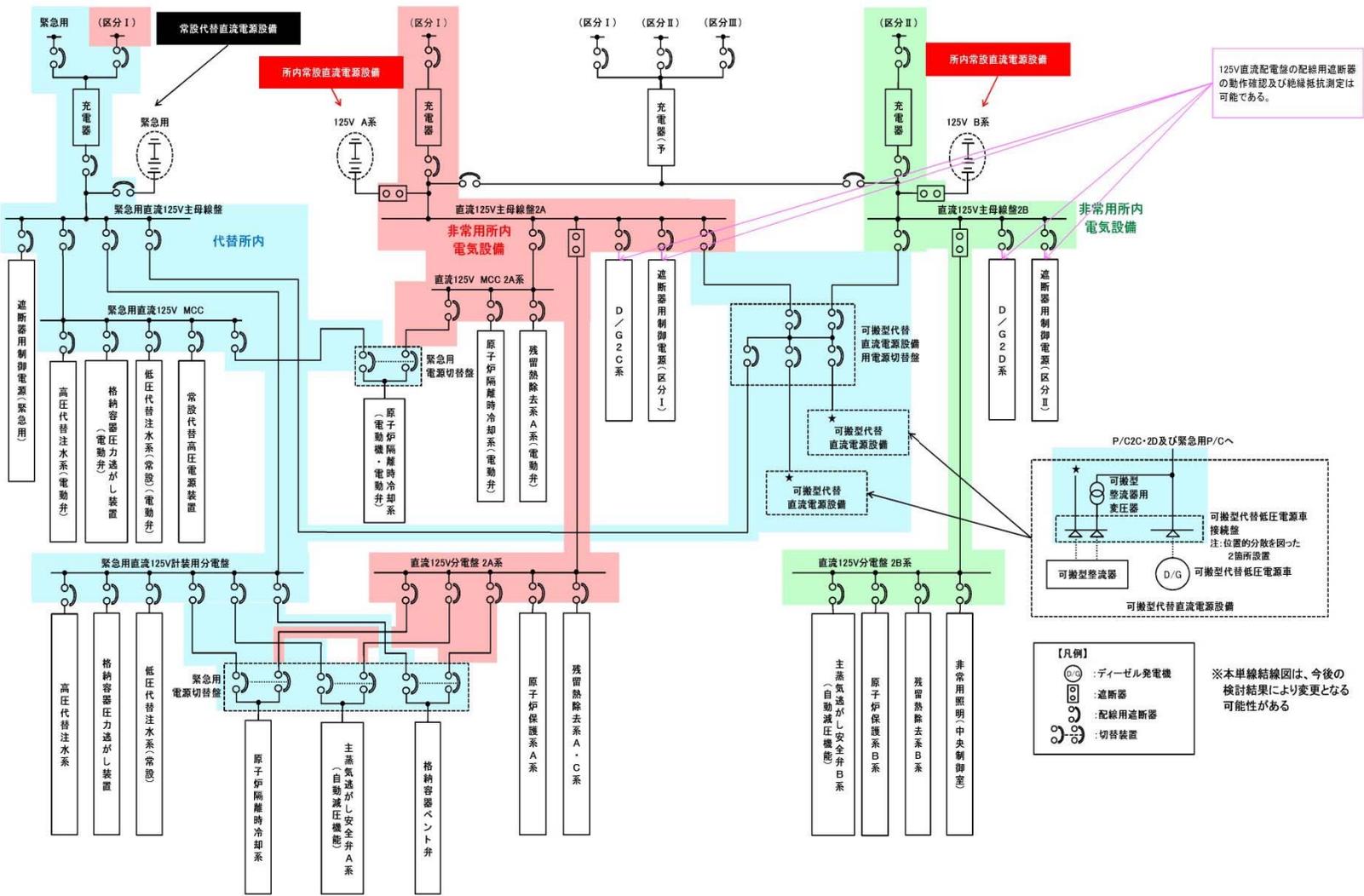
第 57-4-40 図 可搬型代替直流電源設備用電源切换システム図



第 57-4-42 図 直流 125V 主母線盤 2A・2B 試験系統図



第 57-4-43 図 直流 125V 主母線盤 2A・2B 用ケーブル試験系統図



57-5

容量設定根拠

57-5-1

名称	可搬型代替低圧電源車	
台数	台	4 (予備 1)
容量	kVA/台	500

【設定根拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために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な負荷
- b) 事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量

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な負荷は以下のとおり，最大負荷 569.1kW 及び連続最大負荷 472.2kW である。したがって可搬型代替低圧電源車 2 台分を必要容量（800kW=500KVA×力率 0.8×2 台）とする。

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	24.0
	・緊急用直流125V充電器盤	
	・その他負荷	34.1
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・直流125V充電器盤 2 A	47.1
	・非常用照明	17.8
	・120V AC 計装用電源 2 A	28.6
	・その他負荷	119.5
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・直流125V充電器盤 2 B	35.9
	・非常用照明	17.8
	・その他負荷	54.3
④	中央制御室空調ファン (() 内は起動時)	45.1 (182.5)
	中央制御室非常用循環ファン	7.5
⑤	蓄電池室排気ファン	7.5
	その他負荷	11.0
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	472.2 (569.1)

※ 容量については，今後の詳細設計の結果を反映する。

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。

名称		軽油貯蔵タンク
台数	基	2
容量	kL/基	400

【設定根拠】

軽油貯蔵タンクは、設計基準事故時はD/G (HPCS D/Gを含む) へ燃料給油し、重大事故等対処時には常設代替高圧電源装置等に燃料を給油する。

1. 容量

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

条文	重大事故等対処設備
57条	常設代替高圧電源装置 D/G (HPCS D/Gを含む) (設計基準拡張)

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・低圧注水機能喪失等）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）運転にて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の燃料消費量を算定すると、以下のとおり、755.5kLとなる。

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		
D/G設備※ ²	2		
HPCS D/G設備※ ²	1		
計			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：D/G設備及びHPCS D/G設備デイトンクの容量は保守的に考慮せず評価

名称		可搬型設備用軽油タンク
台数	基	7 (予備 1)
容量	kl/基	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、可搬型窒素供給装置、重機、消防設備等への燃料補給を円滑に行うために設置する。

1. 容量

可搬型設備用軽油タンクの容量は、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・低圧注水機能喪失等）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）運転にて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の燃料消費量を算定すると、以下のとおり 189.0kl となる。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kl/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）	2		
可搬型代替注水 大型ポンプ（放水用）	1		
その他	—		
計			189.0

必要容量は 189.0kl であることから、可搬型設備用軽油タンク容量は十分な余裕を見込んで 210.0kl とする。

名称		タンクローリ
台数	台	2 (予備 3)
容量	kL/台	4.0
<p>【設定根拠】</p> <p>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に燃料を給油する。なお，可搬型設備用軽油タンクの容量根拠と同様に，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・低圧注水機能喪失等）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に対して燃料給油を行うことを想定する。</p> <p>1. 容量</p> <p>タンクローリの容量は，以下のとおり，2 時間に 1 回可搬型代替低圧電源車へ，また，3 時間に 1 回可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油が必要となる。</p> <p>[タンクローリ]</p> <p>○可搬型代替低圧電源車への給油頻度：n_{G1}</p> $n_{G1} = V_{G1} \div c_{G1} = 250L \div 110L/h = 2.3h \rightarrow \text{保守的に 2 時間に 1 回給油で評価}$ <p>V_{G1}：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=250L c_{G1}：燃料消費率(L/h)=110L/h</p> <p>○可搬型代替注水大型ポンプへの給油頻度：n_{P1}</p> $n_{P1} = V_{P1} \div c_{P1} = 760L \div 218L/h = 3.5h \rightarrow \text{保守的に 3 時間に 1 回給油で評価}$ <p>V_{P1}：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=760L c_{P1}：燃料消費率(L/h)=218L/h</p> <p>タンクローリを用いて，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプへの給油するためには，上記のとおり給油が必要となる。可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプの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の給油作業として 83 分～90 分となることから，2 時間に 1 回の給油は可能である。また，可搬型代替注水大型ポンプの給油作業としては 173 分となることから，3 時間に 1 回の給油は可能である。</p> <p>なお，シーケンスにおいて使用する軽油量からもタンクローリの容量は，必要量を満足している。</p> <p>以上により，タンクローリの容量を 4.0kL とする。なお，タンクローリの必要台数については，1 台で十分であるが余裕を見た設計として必要台数を 2 台とする。</p>		

<タンクローリーの給油及び各機器への補給 シーケンス>

※各時間については表 1, 2 参照

- ① 可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車まで(距離 0.86km)の移動：6分(発電所構内においてタンクローリーは時速 10km/h にて移動
以下同じ= $0.86\text{km} \div 10\text{km/h} \times 60$ 分)
- ② 可搬型代替低圧電源車への給油準備：5分
- ③ 可搬型代替低圧電源車(1台目)への給油：3分
- ④ 可搬型代替低圧電源車(2台目)への給油準備：5分
- ⑤ 可搬型代替低圧電源車(2台目)への給油：3分
- ⑥ 可搬型代替低圧電源車への給油片付け：5分
- ⑦ 可搬型代替注水大型ポンプへ(距離 0.88km)の移動：6分
(= $0.88\text{km} \div 10\text{km/h} \times 60$ 分)
- ⑧ 可搬型代替注水大型ポンプ(1台目)への補給準備：5分
- ⑨ 可搬型代替注水大型ポンプ(1台目)への給油：8分
- ⑩ 可搬型代替注水大型ポンプ(2台目)への移動：5分
- ⑪ 可搬型代替注水大型ポンプ(2台目)への給油準備：5分
- ⑫ 可搬型代替注水大型ポンプ(2台目)への給油：8分
- ⑬ 可搬型代替注水大型ポンプ(2台目)への給油片付け：5分
- ⑭ 可搬型代替注水大型ポンプへの移動：6分
- ⑮ 可搬型代替注水大型ポンプ(3台目)への補給準備：5分
- ⑯ 可搬型代替注水大型ポンプ(3台目)への給油：8分
- ⑰ 可搬型代替注水大型ポンプ(3台目)への給油片付け：5分
- ⑱ 可搬型代替注水大型ポンプから可搬型代替低圧電源車までの移動：6分
- ⑲ 可搬型代替低圧電源車への給油準備：5分
- ⑳ 可搬型代替低圧電源車(1台目)への給油：3分

- ②① 可搬型代替低圧電源車（2台目）への給油準備：5分
- ②② 可搬型代替低圧電源車（2台目）への給油：3分
- ②③ 可搬型代替低圧電源車への給油片付け：5分
- ②④ 可搬型代替低圧電源車から可搬型設備用軽油タンクまでの移動：6分
- ②⑤ タンクローリへの補給準備：15分
- ②⑥ 可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリへの補給：30分
(=4kL÷200L/分+作業時間20分+タンク切替10分)
- ②⑦ タンクローリへの補給後片付け：5分

<可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する時間>

●可搬型代替低圧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為、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)可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車に補給する為に必要な時間
(注意:初回以降の時間)
②④+②⑤+②⑥+②⑦+①+②+③+④+⑤+⑥=83分<120分

(b)可搬型代替低圧電源車に補給後、可搬型代替注水大型ポンプに給油し可搬型低圧電源車に給油する場合
⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫+⑬+⑭+⑮+⑯+⑰+⑱+⑲+⑳+㉑+㉒+㉓=90分<120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作業時間は①～②⑦の合計時間となる。計算結果は以下に示す。
⑭+⑮+⑯+⑰+⑱+⑲+⑳+㉑+㉒+㉓+②④+②⑤+②⑥+②⑦+①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫+⑬=173分<180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=250L×2台+780L×3台+250L×2台=3.34kL<4.0kL

なお、西側及び南側保管場所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、補給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。

表1 タンクローリから各機器への給油 タイムチャート※

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)																		備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	10	20	30	40	50	60	70	80	90	
		タンクローリから各機器への給油完了																		
		以降、各機器への給油を繰り返し、タンクローリの軽油残量に応じて軽油タンクからタンクローリへの補給を繰り返す																		
タンクローリから各機器への給油	重大事故等対応要員	2	移動(※1)	給油準備	給油(※2)	後片付け														※1: 南側保管場所の可搬型設備用軽油タンクから淡水貯水池に配置されている可搬型設備への移動を想定 ※2: 可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油を想定

注: 移動時間及び給油時間は、対象機器の配置場所及び燃料タンク容量により前後する。
 原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を3分、トータル約19分と想定する。
 原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を3分、トータル約16分と想定する。
 SA用海水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。
 取水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。
 放水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。
 代替淡水貯槽に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を8分、トータル約21分と想定する。
 淡水貯水池に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)へ給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を8分、トータル約24分と想定する。
 タンクローリ(1台)へ給油する場合は、移動時間は不要とし、給油時間を約1分と想定する。

<参考>
 タンクローリから各機器への給油速度: 100L/min
 可搬型代替低圧電源車のタンク容量: 250L → 3分
 可搬型代替注水大型ポンプのタンク容量: 760L → 8分
 タンクローリのタンク容量: 100L → 1分

タンクローリの移動速度: 10km/h
 高台の南側保管場所から原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続盤までの移動距離: 860m → 6分(敷地中央のルートを選択)
 高台の南側保管場所から原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続盤までの移動距離: 418m → 3分
 高台の南側保管場所からSA用海水ピットまでの移動距離: 677m → 5分(敷地中央のルートを選択)
 高台の南側保管場所から取水ピットまでの移動距離: 829m → 5分(敷地中央のルートを選択)
 高台の南側保管場所から放水ピットまでの移動距離: 768m → 5分(敷地北側のルートを選択)
 高台の南側保管場所から代替淡水貯槽までの移動距離: 464m → 3分
 高台の南側保管場所から淡水貯水池までの移動距離: 874m → 6分(敷地北側のルートを選択)

表2 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート※

手順の項目	実施箇所・必要人員数	経過時間(分)																		備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	10	20	30	40	50	60	70	80	90		
		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了90分																			
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(初回)	重大事故等対応要員	2				出動準備(※1)	タンクローリ配置	補給準備	補給	後片付け											※1: 防護具着用、可搬型設備保管場所への移動、使用する設備の準備等
		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了50分																			
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(2回目以降)	重大事故等対応要員	2	タンクローリ配置	補給準備	補給	後片付け															

<参考>
 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへのくみ上げ速度: 200L/min
 タンクローリの容量: 2kL × 2 → 10分 + 10分(タンク切替) + 10分 = 30分

※: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適用状況について(個別手順)の1.14で示すタイムチャート

名称		常設代替高圧電源装置
台数	台	5 (予備 1)
容量	kVA/台	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

最大所要負荷は、必要となる最大負荷 5,048.7kW 及び連続最大負荷 4,254.5kW である。

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充電器盤 ・その他負荷	24.0 35.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0
③	常設低圧代替注水系ポンプ*	190.0
④	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・直流125V充電器盤 2 A	47.1
	・非常用照明	89.0
	・120V AC 計装用電源 2 A ・その他負荷	28.6 224.5
⑤	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・直流125V充電器盤 2 B	35.9
	・非常用照明	71.2
	・120V AC 計装用電源 2 B ・その他負荷	102.1 103.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン	55.0
	非常用ガス処理系ファン	7.5
	その他負荷	78.7
	停止負荷*1	-54.3
⑦	中央制御室空調ファン	45.1
	中央制御室非常用循環ファン	7.5
	その他負荷	165.1
⑧	蓄電池室排気ファン	7.5
	その他負荷	153.0
⑨	原子炉保護系電源装置 2 A	45.1
	原子炉保護系電源装置 2 B	45.1
⑩	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑪	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑫	残留熱除去系ポンプ	651.1
	その他負荷	2.2
⑬	停止負荷*2	
	常設低圧代替注水系ポンプ2台	-380
⑭	緊急用海水ポンプ	510.0
	その他	10.0
⑮	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		4,254.5 (5,048.7)

したがって、発電機の実出力は最大負荷である、5,048.7kW（連続最大負荷：4,254.5kW）に対し十分な余裕を有する最大容量6,900kW（連続定格：5,520kW）とする。

常設代替高圧電源装置の容量は以下のとおり、約8,625kVA（連続定格：6,900kW）とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 6,900 \div 0.8 = 8,625$$

（連続定格：5,520 \div 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：5,520）

pf：力率=0.8

- ※1：④に起動したその他の負荷のうち、⑥のタイミングで停止する負荷
- ※2：⑬の停止負荷（常設低圧代替注水系ポンプ2台）については②、③に起動した2台のポンプが⑬のタイミングで停止する。

名称		M/C 2C (2D)
母線電流容量	A	2,000
<p>【設定根拠】 M/C 2C (2D) 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。</p> <p>1. 容量 M/C 2C (2D) は、重大事故等に対処するために必要な電源容量である常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流以上に設定する。</p> <p>(1) 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流である 721.5A に対し、十分余裕を有する 2,000A とする。</p> <p>常設代替高圧電源装置 1 台分の定格電流：$1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$ 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：$144.3\text{A} \times 5 \text{台} = 721.5\text{A}$</p>		

名称		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
台数	台	1 (予備 1)
容量	m ³ /h/台	6.4
揚程	m	50
原動機出力	kW	1.5

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは、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供給するために設置する。なお、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプの容量は、常設代替高圧電源装置の単位時間あたりの燃料最大消費量 を常設代替高圧電源装置 5 台に供給するため、それよりも容量の大きい とする。

2. 揚程の設定根拠

常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、15.0m である。

・高低差

・揚程

以上より、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプの揚程は、 を上回る 50m とする。

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり 1.5kW となる。

$$\begin{aligned} P &= (g \times \rho \times Q \times H) \div (60 \times \eta) \\ &= \boxed{} \\ &= 1.5\text{kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW) g : 重力加速度 (m/s^2)

ρ : 比重 (-) Q : 吐出量 (m^3/min)

H : 全揚程 (m) η : ポンプ効率 (%)

上記の必要軸動力を満足する原動機として出力 1.5kW の電動機を選定する。

名称		所内常設直流電源設備
125V A系蓄電池	Ah	6,000
125V B系蓄電池	Ah	6,000
中性子モニタ用蓄電池A	Ah	150
中性子モニタ用蓄電池B	Ah	150

【設定根拠】

125V A系蓄電池及び125V B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）した場合、負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

中性子モニタ用蓄電池A及び中性子モニタ用蓄電池B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、負荷切り離しを行わずに合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は以下のとおりとなる。

125VA系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0~1分	1~60分	60分~540分 ^{※1}	540分~1440分
M/C, P/C遮断器の制御回路				
非常用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				
その他の負荷				
合計 (A)	1750	256	239	135

※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：非常用D/G 2C初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御回路（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、非常用D/G 2C初期励磁電流 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分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

125V B系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	4時間			
	0~1分	1~60分	60分~540分*1	540分~1440分
M/C, P/C遮断器の制御回路				
非常用D/G初期励磁				
その他の負荷				
合計(A)	1200	236	219	138

※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：D/G 2D初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御回路（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、D/G 2D初期励磁電流 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分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

中性子モニタ用蓄電池A負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計(A)	20.0	20.0

中性子モニタ用蓄電池B負荷一覧表

負荷名称	4時間	
	+側	-側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計(A)	20.0	20.0

・ 125V A系蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1750) = 1,444\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1750 + 1.98 \times (256 - 1750)) = 678\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1750 + 9.43 \times (256 - 1750) + 8.72 \times (239 - 256)) \\ = 2,855\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1750 + 24.31 \times (256 - 1750) + 23.32 \times (239 - 256) \\ + 15.32 \times (135 - 239)) = 5,314\text{Ah}$$

上記計算より、125V A系蓄電池の蓄電池容量は6,000Ahを選定する。

・ 125V B系蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1200) = 990\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1200 + 1.98 \times (236 - 1200)) = 615\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1200 + 9.43 \times (236 - 1200) + 8.72 \times (219 - 236)) \\ = 2,612\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1200 + 24.31 \times (236 - 1200) + 23.32 \times (219 - 236) \\ + 15.32 \times (138 - 219)) = 5,140\text{Ah}$$

上記計算より、125V B系蓄電池の蓄電池容量は6,000Ahを選定する。

・ 中性子モニタ用蓄電池Aの容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (5.30 \times 20.0) = 133\text{Ah}$$

上記計算より、中性子モニタ用蓄電池Aの蓄電池容量は150Ahを選定する。

・ 中性子モニタ用蓄電池Bの容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (5.30 \times 20.0) = 133\text{Ah}$$

上記計算より、中性子モニタ用蓄電池Bの蓄電池容量は150Ahを選定する。

※蓄電池の計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

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°C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

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

ここに、

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 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		常設代替直流電源設備
緊急用直流 125V 蓄電池	Ah	6,000

【設定根拠】

緊急用直流 125V 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）した場合、負荷切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

緊急用直流 125V 蓄電池の負荷は以下のとおりとなる。

緊急用直流 125V 蓄電池負荷一覧表

負荷名称	0~1分	1~1440分
6.9kV SA M/C トリップ		
6.9kV SA M/C 投入		
SA 制御盤		
SA 監視盤 (SFPLM 以外)		
SA 変換器盤		
SA 監視盤 (SFPLM)		
高圧代替注水制御盤		
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤		
H13-P638 (CAMS γ線モニタ線 A 系)		
H13-P638 (CAMS γ線モニタ線 B 系)		
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)		
SRV (現場)		
SPDS 入出力制御盤 A/B		
火災検知器盤		
SA インバータ		
衛星電話 (固定)		
合計 (A)		

緊急用直流 125V 蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 526.6) = 434.5\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 526.6 + 24.31 \times (148.6 - 526.6)) = 3,617.8\text{Ah}$$

上記計算より、緊急用直流 125V 蓄電池の蓄電池容量は 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下記規格による。

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°C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

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

ここに、

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 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		緊急用M/C
母線電流容量	A	2,000
<p>【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。</p> <p>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。</p> <p>(1) 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流である 721.5A に対し，十分余裕を有する 2,000A とする。</p> <p>常設代替高圧電源装置 1 台分の定格電流：$1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$ 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：$144.3\text{A} \times 5 \text{台} = 721.5\text{A}$</p>		

名称		緊急用動力変圧器																		
容量	kVA	750																		
<p>【設定根拠】 緊急用動力変圧器は，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。</p> <p>1. 容量 緊急用動力変圧器に必要な負荷は 619kW である。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>負荷名称</th> <th>容量(kW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>190</td> </tr> <tr> <td>常設低圧代替注水系ポンプ</td> <td>190</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却系ポンプ</td> <td>190</td> </tr> <tr> <td>緊急用直流 125V 充電器盤</td> <td>24</td> </tr> <tr> <td>代替燃料プール冷却系ポンプ</td> <td>22</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ</td> <td>1.5</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>619</td> </tr> </tbody> </table>			負荷名称	容量(kW)	常設低圧代替注水系ポンプ	190	常設低圧代替注水系ポンプ	190	代替循環冷却系ポンプ	190	緊急用直流 125V 充電器盤	24	代替燃料プール冷却系ポンプ	22	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5	合計	619
負荷名称	容量(kW)																			
常設低圧代替注水系ポンプ	190																			
常設低圧代替注水系ポンプ	190																			
代替循環冷却系ポンプ	190																			
緊急用直流 125V 充電器盤	24																			
代替燃料プール冷却系ポンプ	22																			
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5																			
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5																			
合計	619																			
<p>したがって，773.8kVA（=619kW÷力率 0.8）に余裕を考慮し，750kVA とする。</p>																				

名称	緊急用 P / C	
母線電流容量	A	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 に必要な負荷は 619kW である。

負荷名称	容量(kW)
常設低圧代替注水系ポンプ	190
常設低圧代替注水系ポンプ	190
代替循環冷却系ポンプ	190
緊急用直流 125V 充電器盤	24
代替燃料プール冷却系ポンプ	22
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
合計	619

したがって， $931A (=619kW \div 0.8 \div \sqrt{3} \div 480V)$ に余裕を考慮し，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、直流電源を供給させる為に必要な負荷容量として、125V A系蓄電池、125V B系蓄電池及び緊急用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 蓄電池の容量

A系 1～60分の電流値：239A

B系 1～60分の電流値：219A

緊急用蓄電池の1～60分の電流値：148.6A

上記より、1時間以降で最大負荷の電流値は、239A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、239A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台あたり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最低必要となる。

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		緊急用断路器
母線定格電流	A	200
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用断路器は、設計基準事故等対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失）、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。</p> <p>1. 容量</p> <p>緊急用断路器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失）、重大事故等に対処するために必要な 1,725kVA（電源車 1 台分）を通電する容量が必要となる。</p> <p>したがって、以下のとおり、通電電流は 144.3A（電源車 1 台分）となり、定格電流を約 200A とする。</p> <p>(1) 定格電流である 144.3A に対し、十分余裕を有する 200A とする。</p> $1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$		

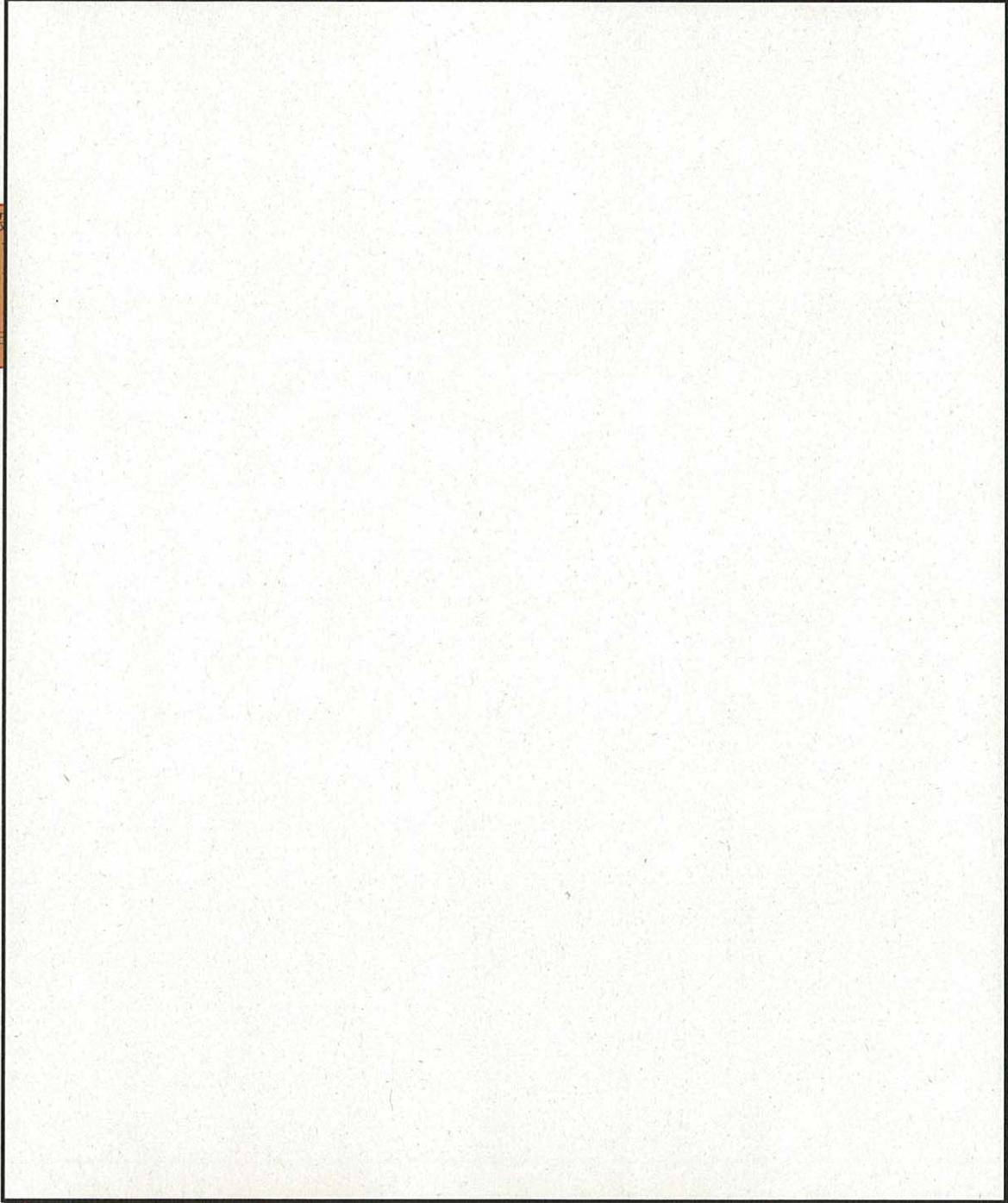
57-6

アクセスルート図

[設置場所／接続場所]
・可搬型代替低圧電源車
・可搬型整流器
[設置場所]
・タンクローリ

[設置場所／接続場所]
・可搬型代替低圧電源車
・可搬型整流器
[設置場所]
・タンクローリ

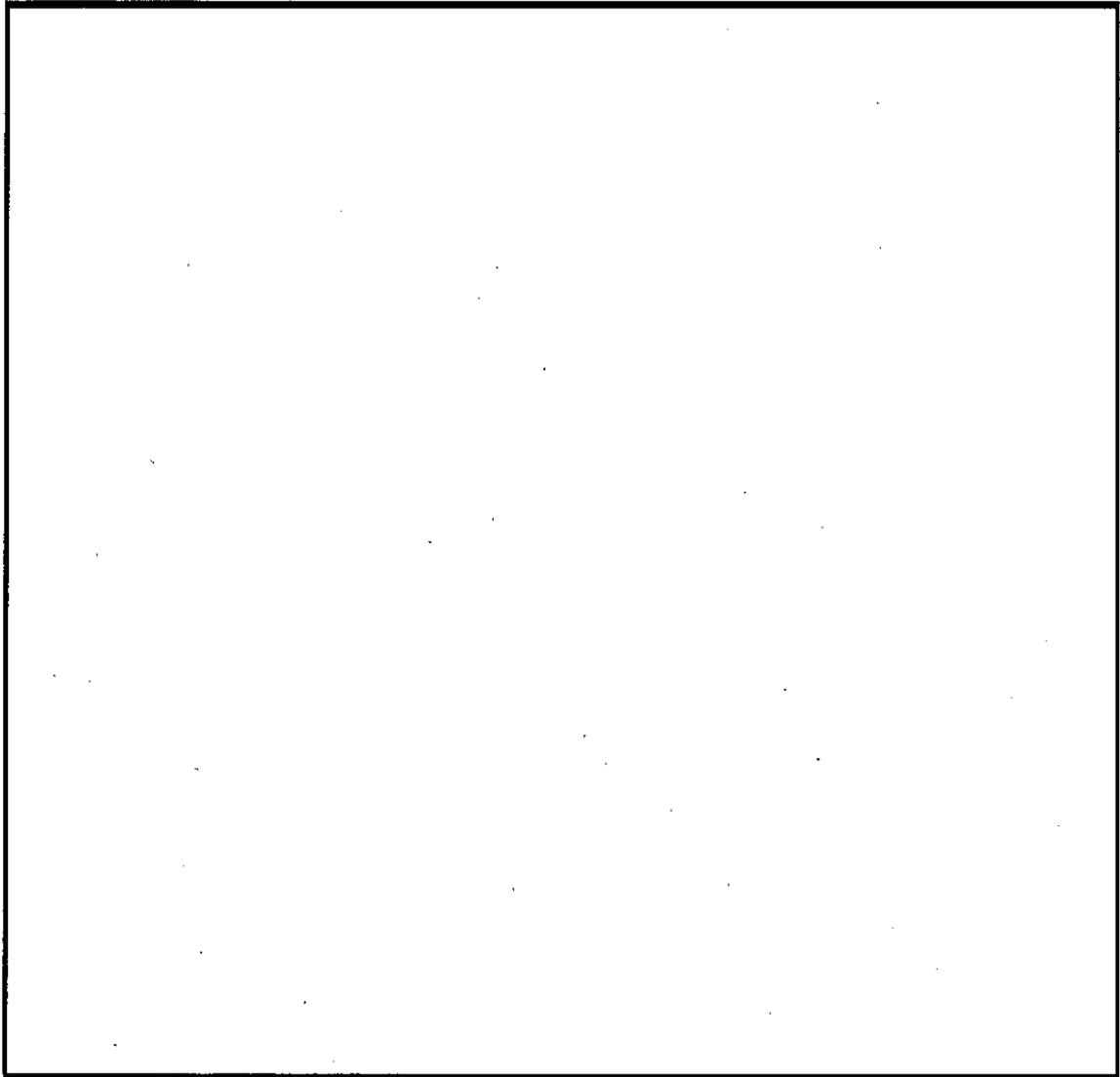
[設
・
・
・



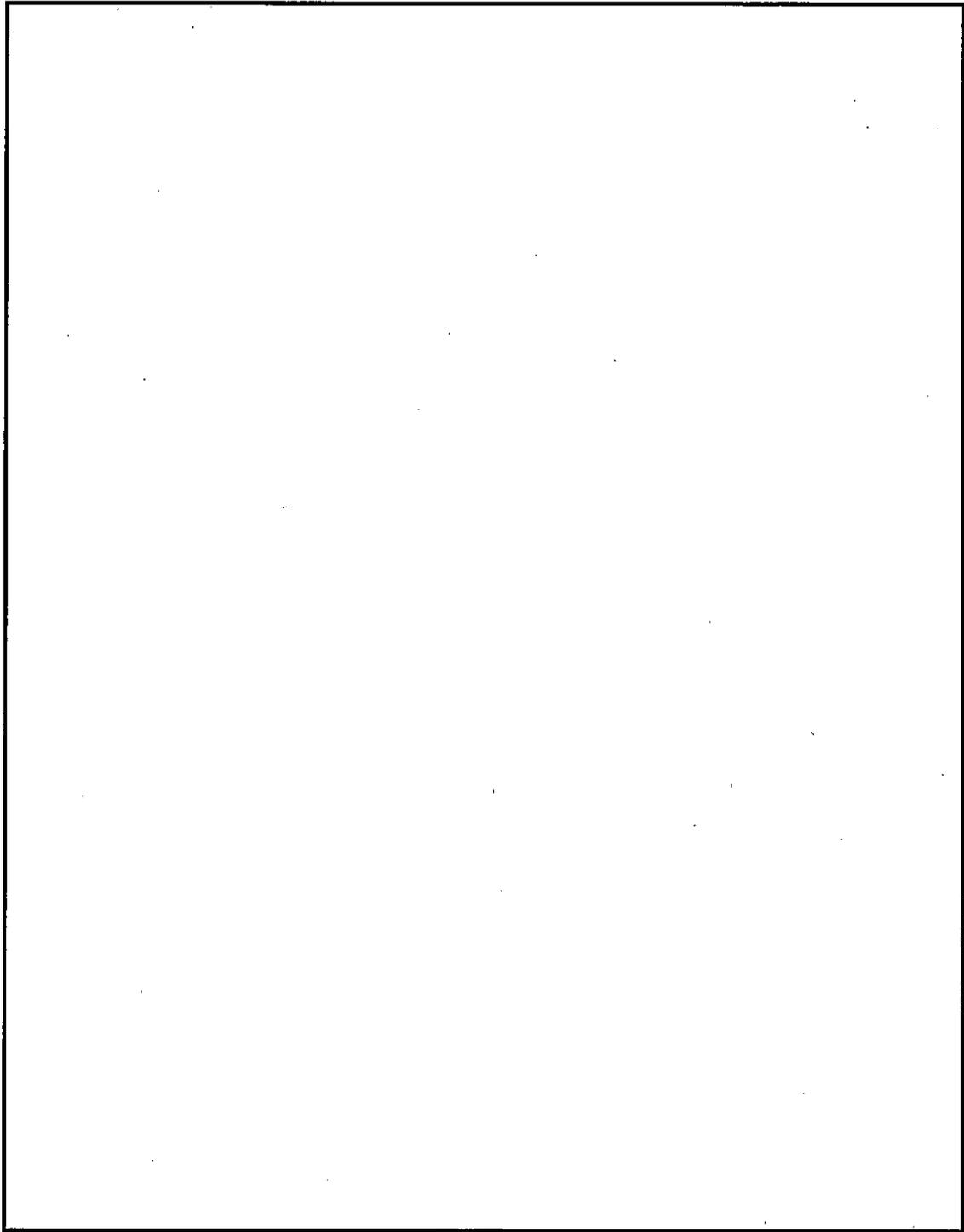
[設置場所]
・可搬型代替低圧電源車
・可搬型整流器
・タンクローリ
・可搬型設備用軽油タンク

[設置場所]
・常設代替高圧電源装置
・緊急用M/C
・軽油貯蔵タンク

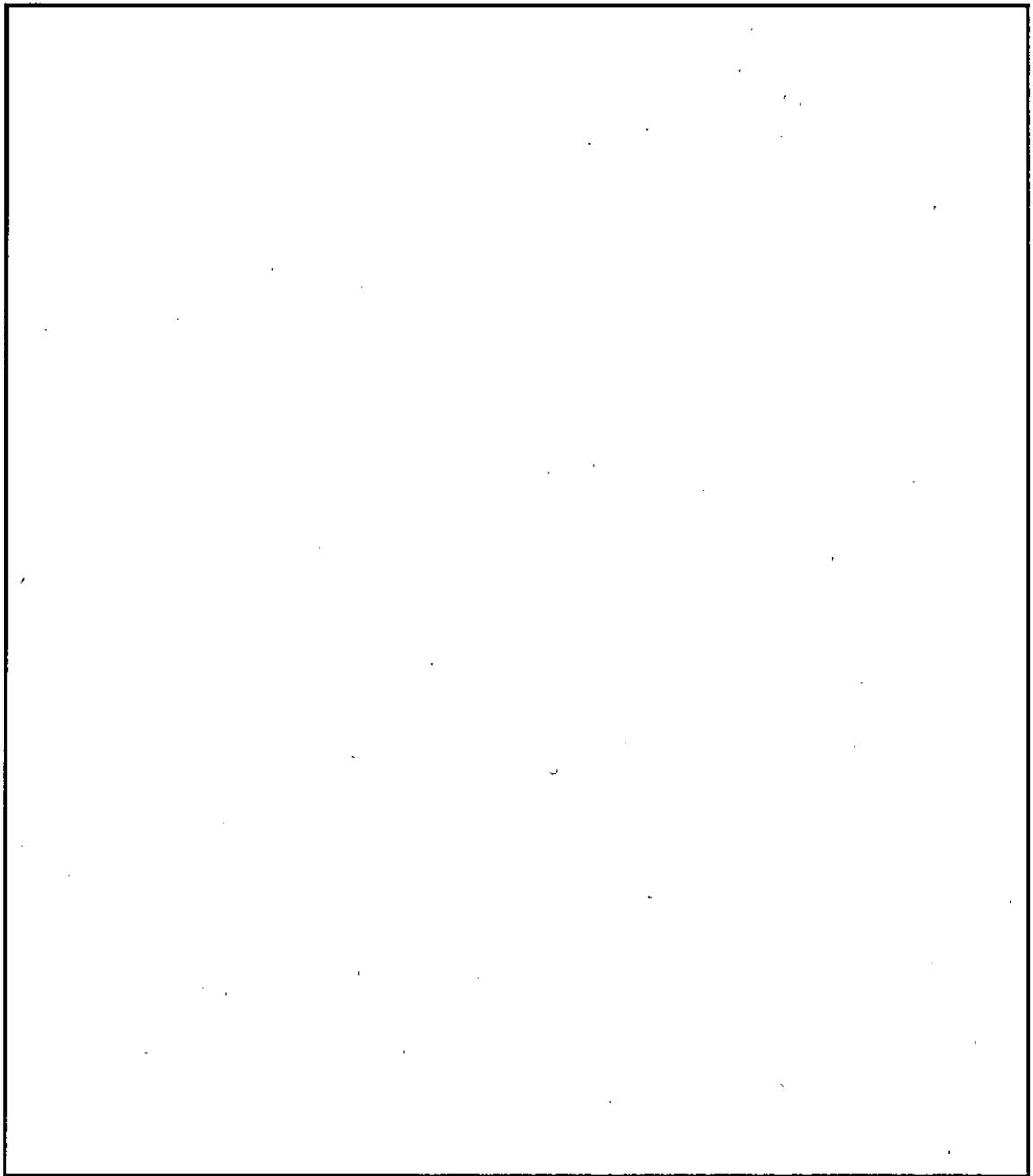
第 57-6-1 図 屋外アクセスルート 現場確認結果



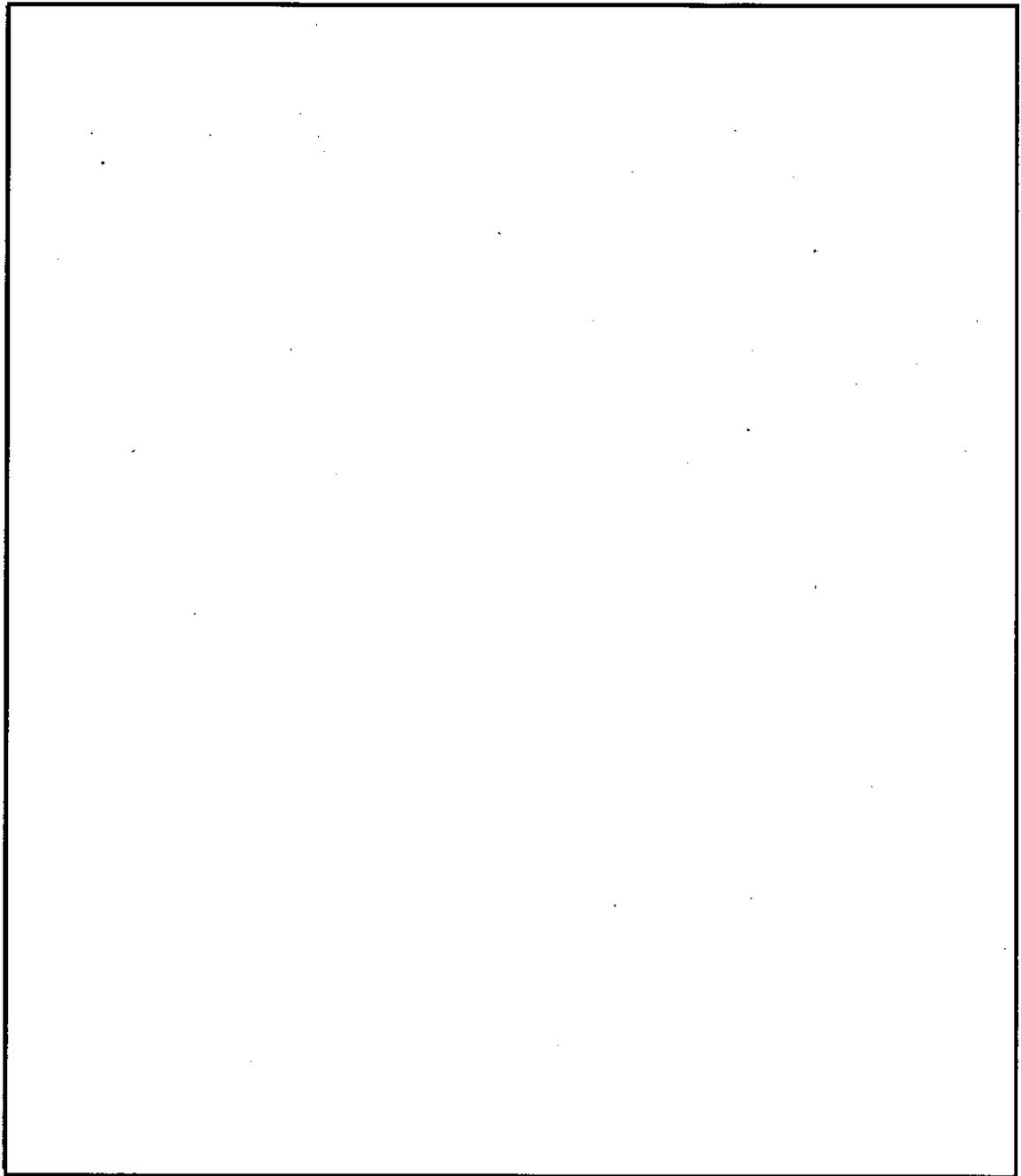
第 57-6-2 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 4 階，原子炉建屋附属棟 4 階）



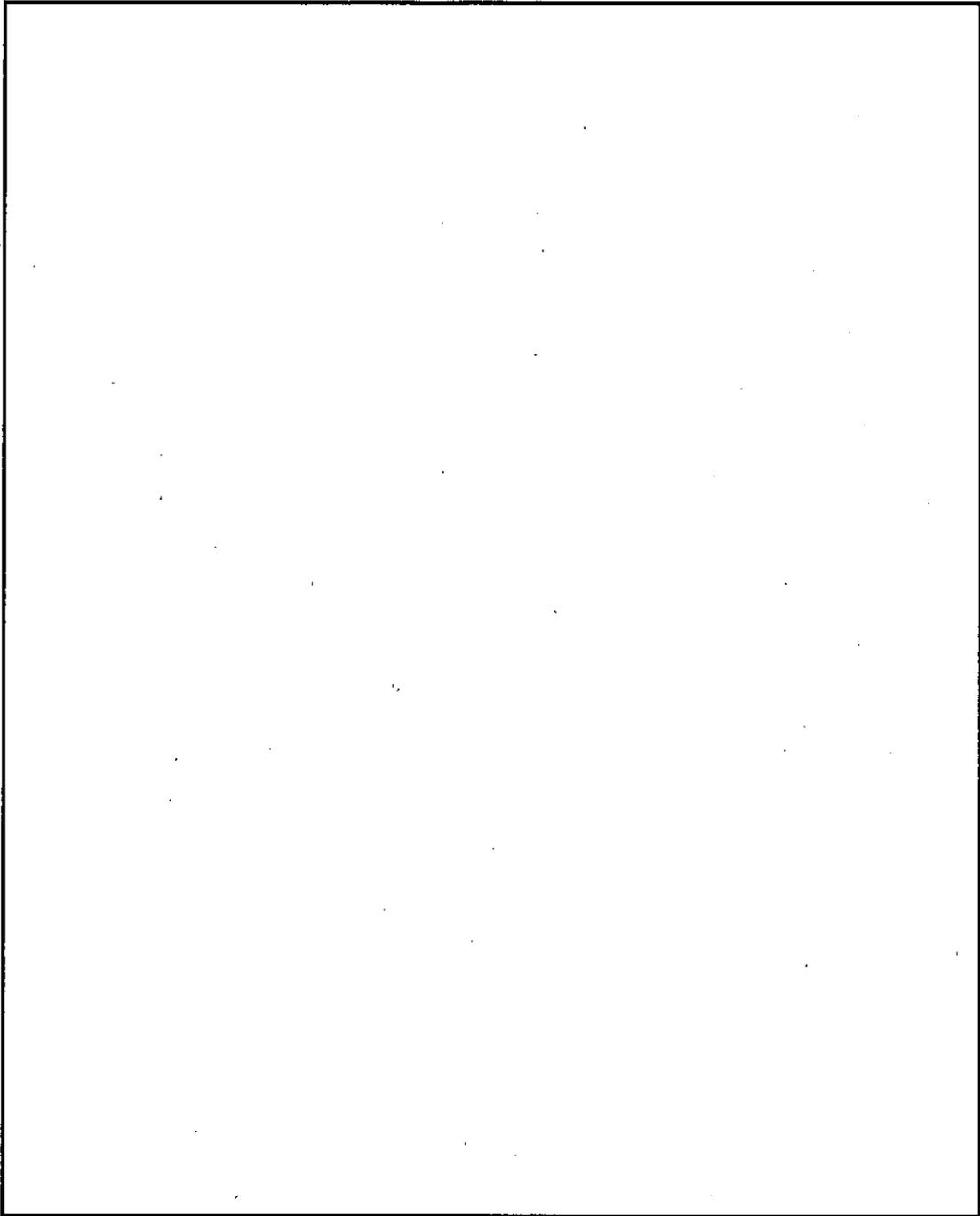
第 57-6-3 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 3 階，原子炉建屋附属棟 3 階，廃棄物処理棟 3 階）



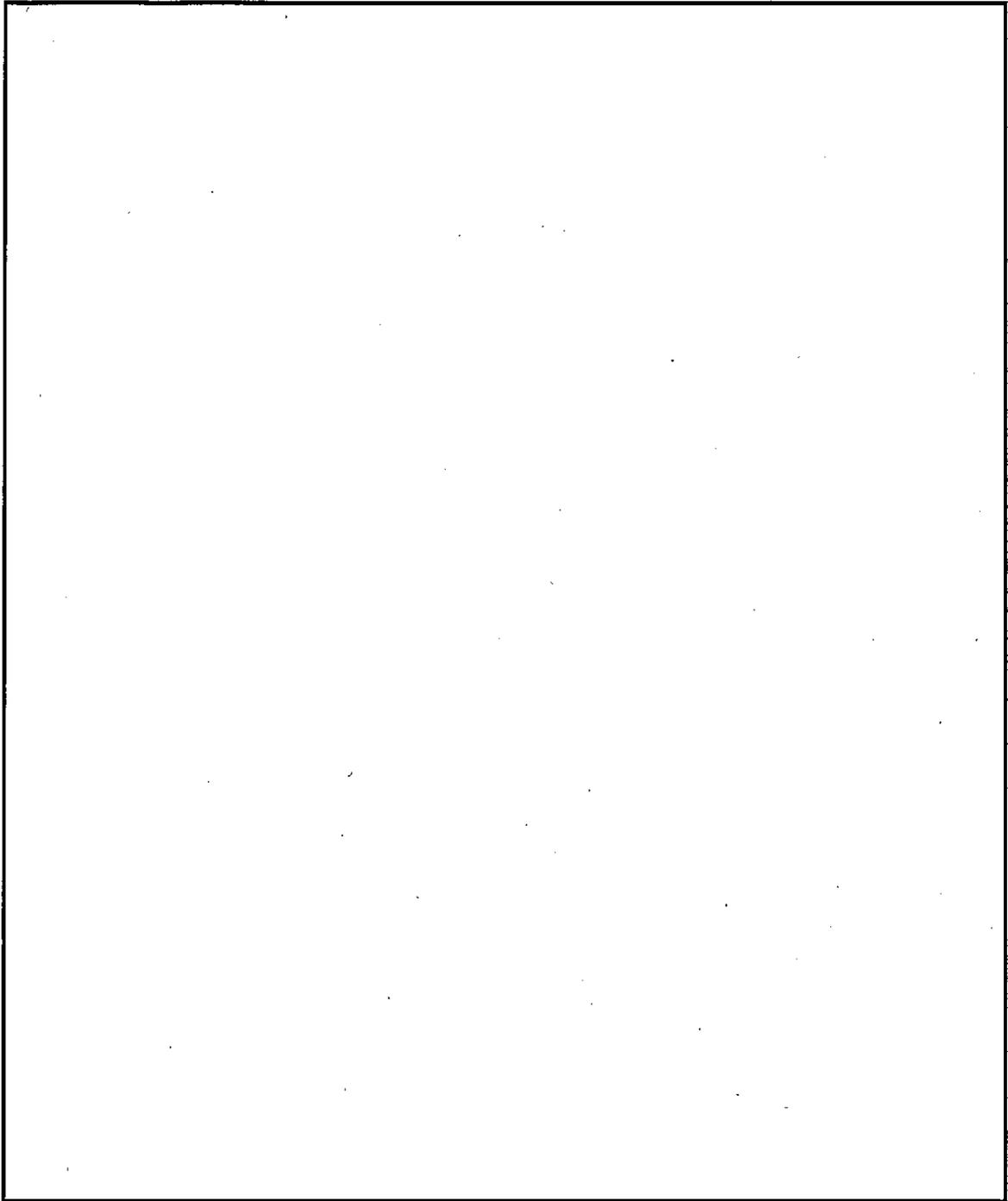
第 57-6-4 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 2 階，原子炉建屋附属棟中 2 階，廃棄物処理棟 2 階）



第 57-6-5 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果（原子炉建屋原子炉棟 1 階，原子炉建屋附属棟 1 階，廃棄物処理棟 1 階）



第 57-6-6 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果（原子炉建屋附属棟地下1階）



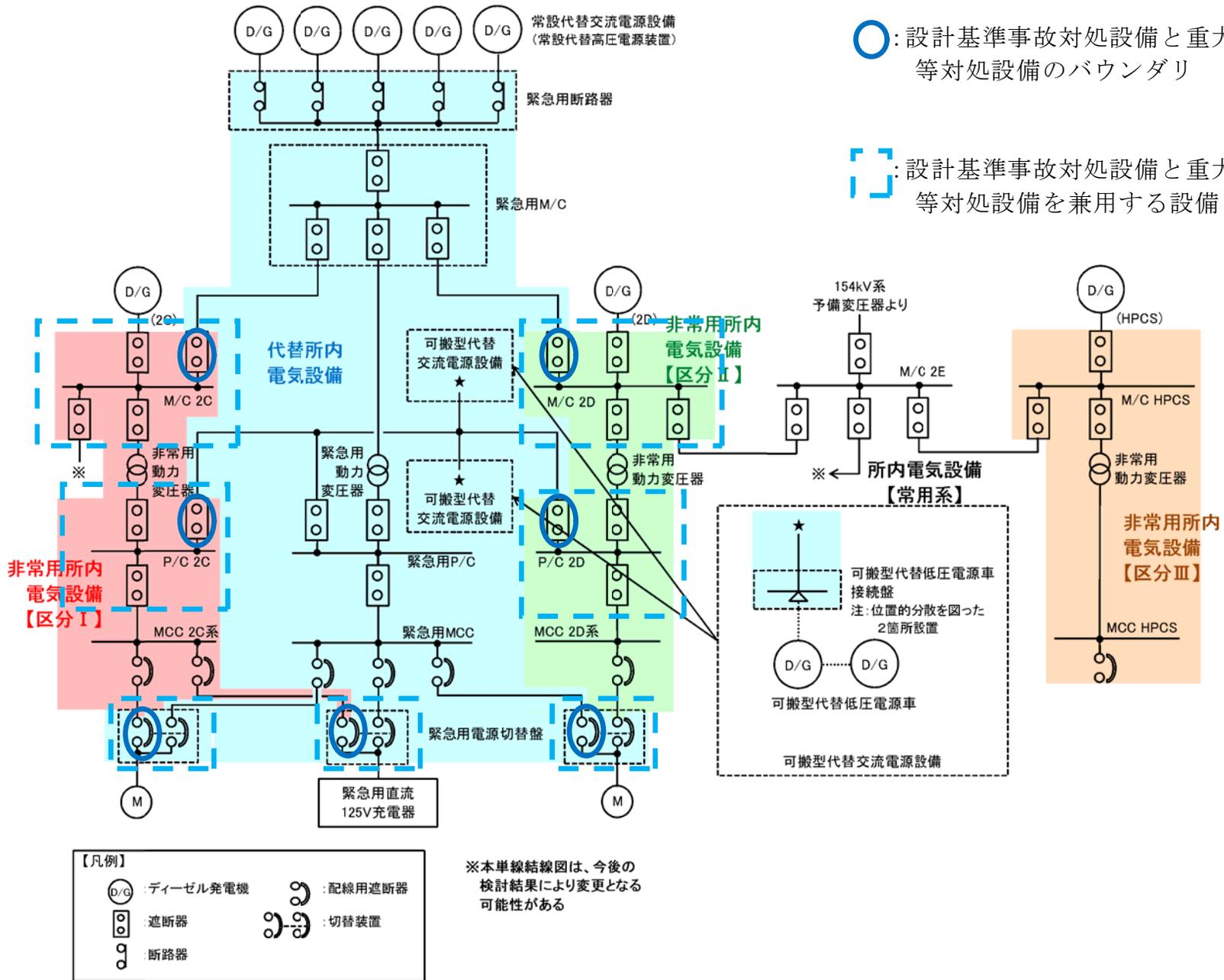
第 57-6-7 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果（原子炉建屋附属棟地下 2 階）

57-7

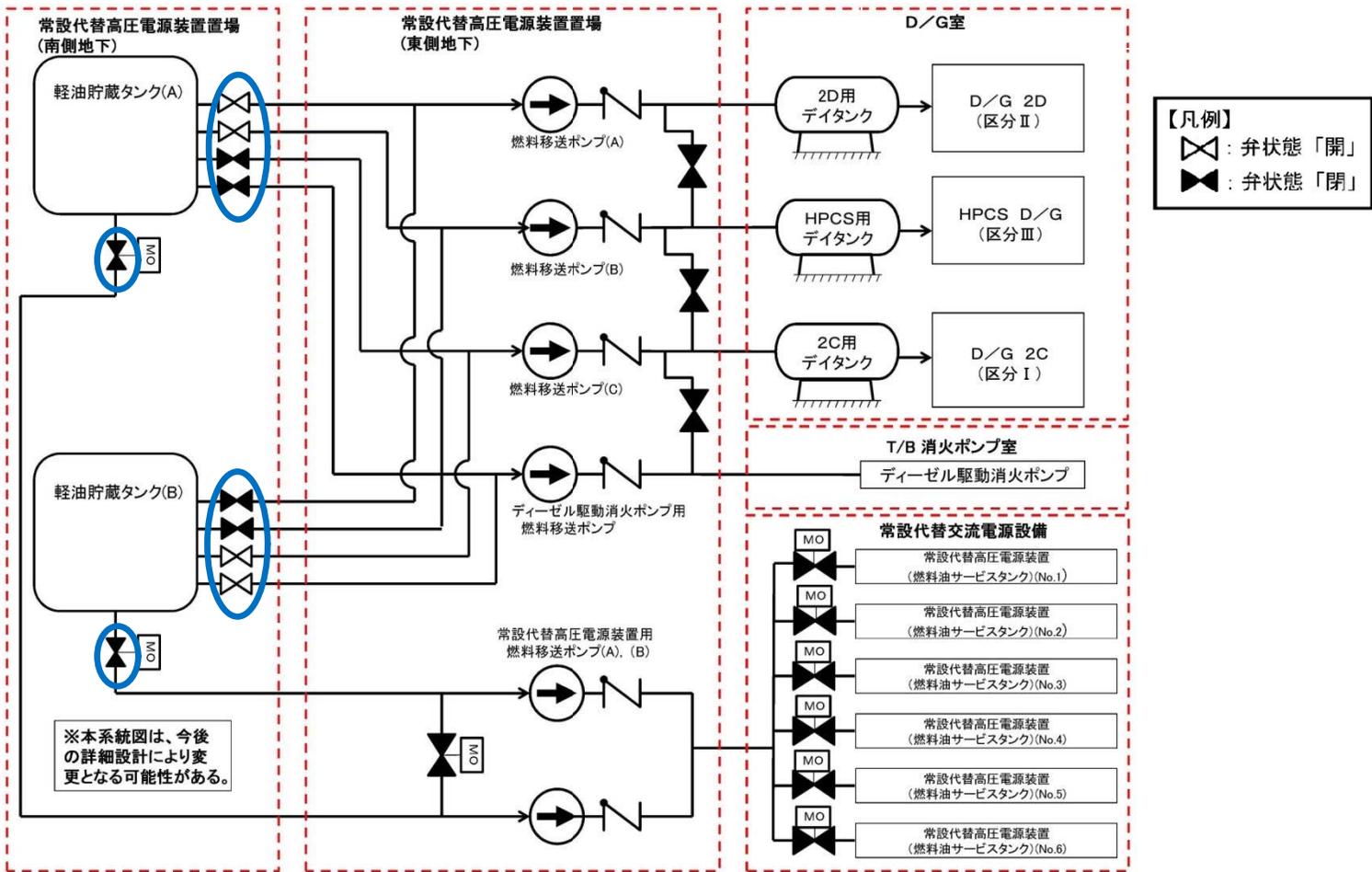
設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-7-1

図 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 (交流電源)



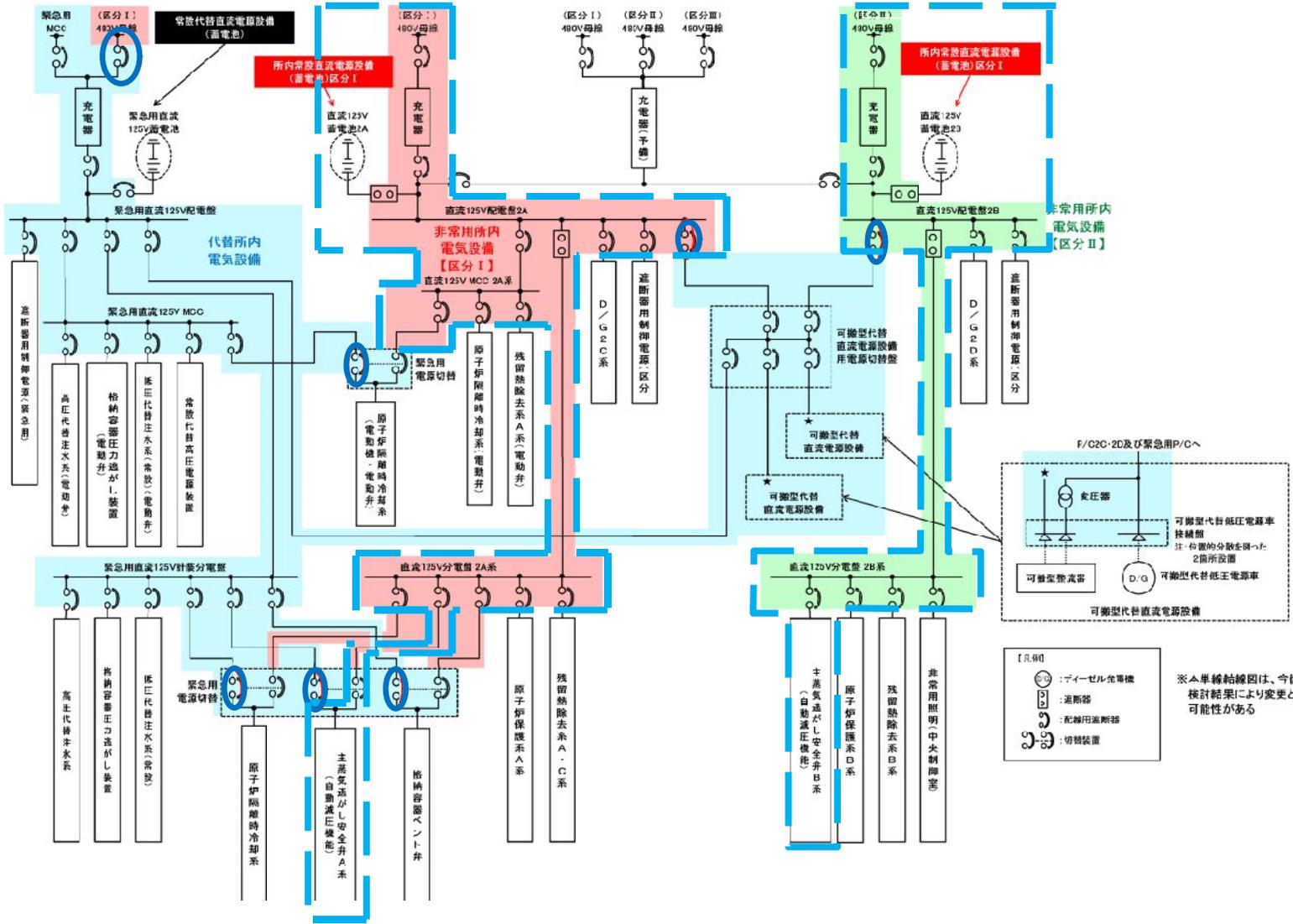
○: 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ



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 (軽油貯蔵タンク)

○: 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

□: 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する設備



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)

57-8

可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

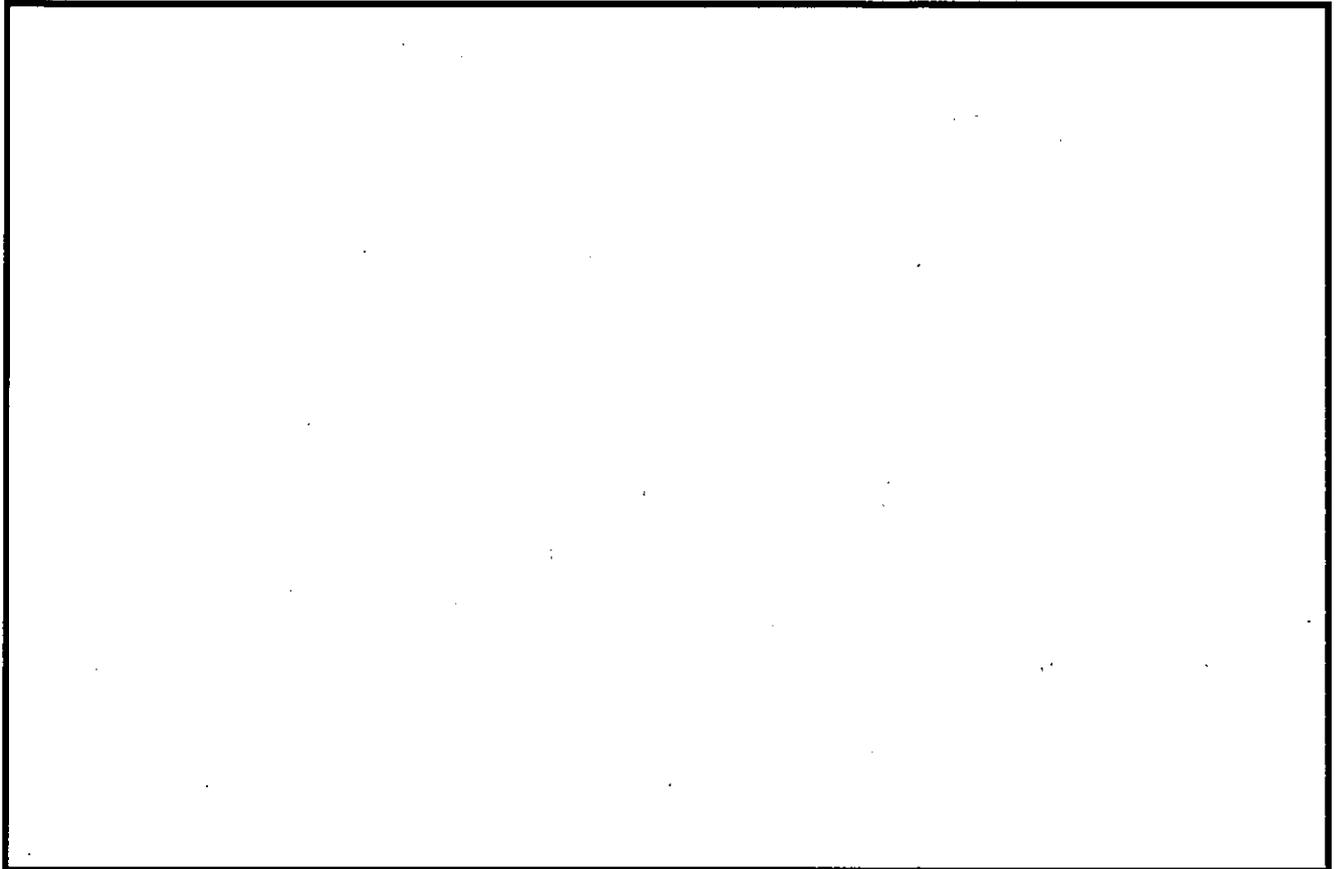
57-8-1

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ルートにて接続可能な設計とする。

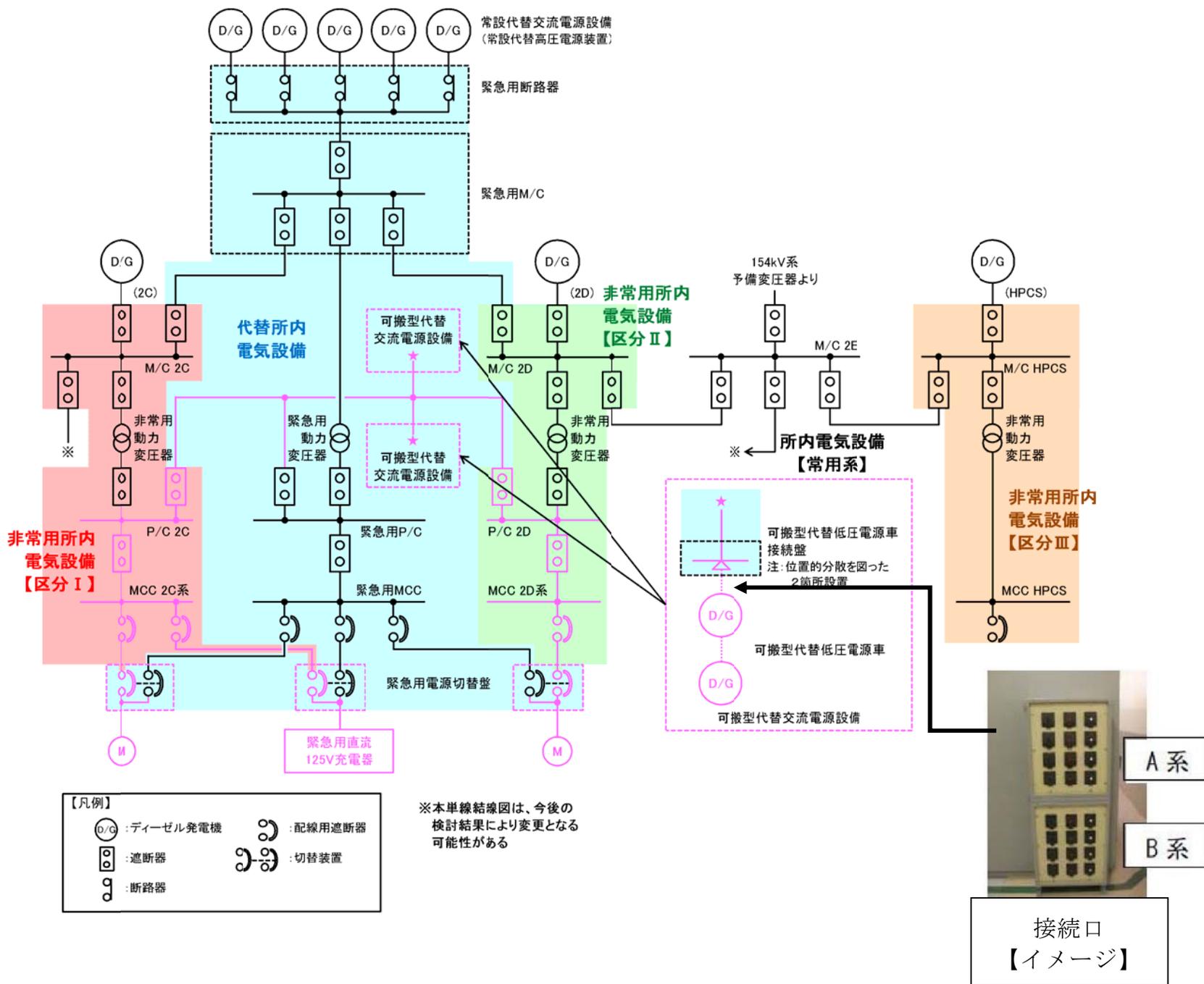
- ① 原子炉建屋西側接続口
- ② 原子炉建屋東側接続口

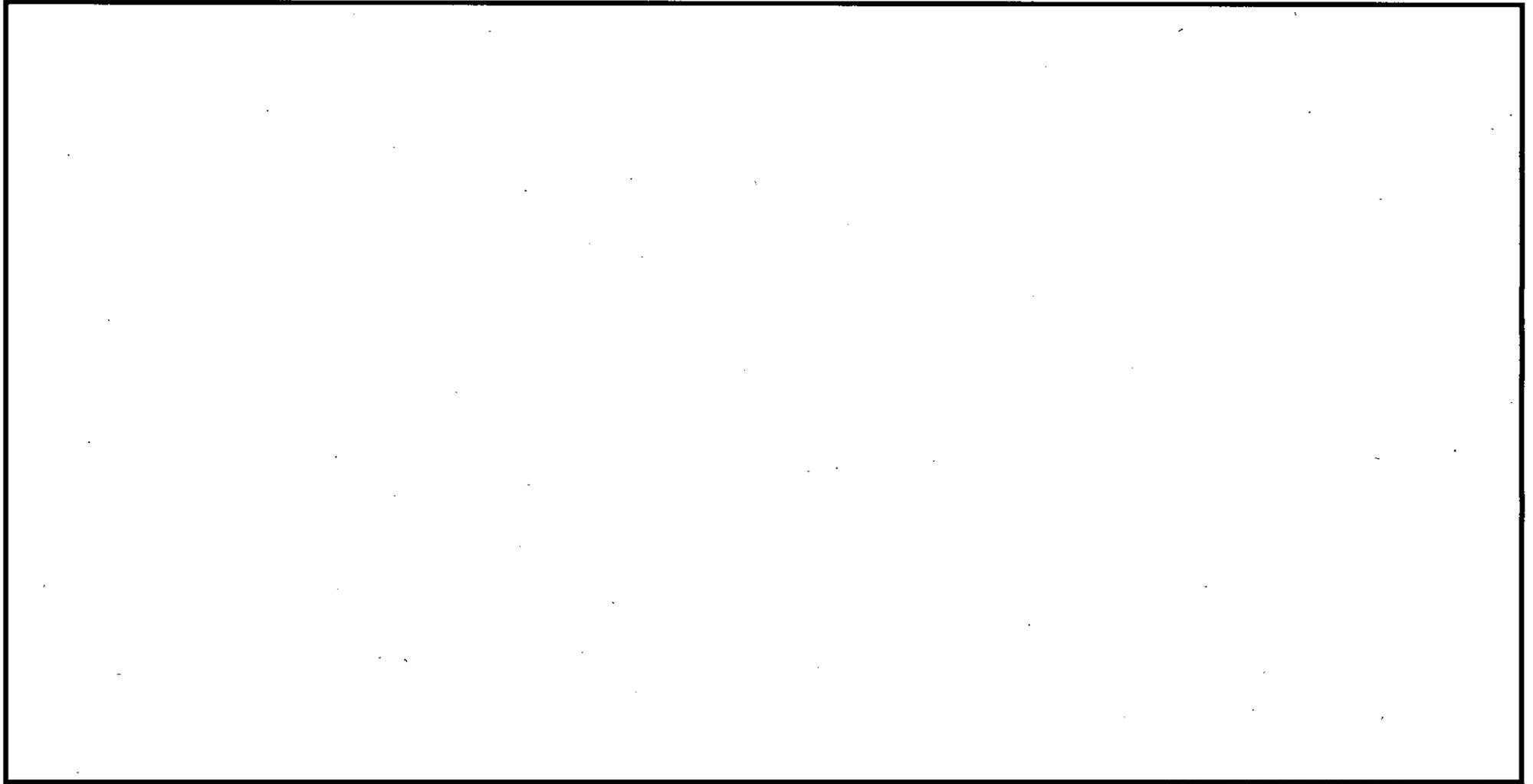
可搬型代替低圧電源車配置図を、第57-8-1図に示す。



第 57-8-1 図 可搬型代替低圧電源車配置図（重大事故等対処設備へ接続）

第 57-8-2 図 接続ルート概要 (重大事故等対処設備へ接続)





・写真については，一部イメージを含む。

第 57-8-3 図 接続ルート概略（重大事故等対処設備へ接続）

57-9

代替電源設備について

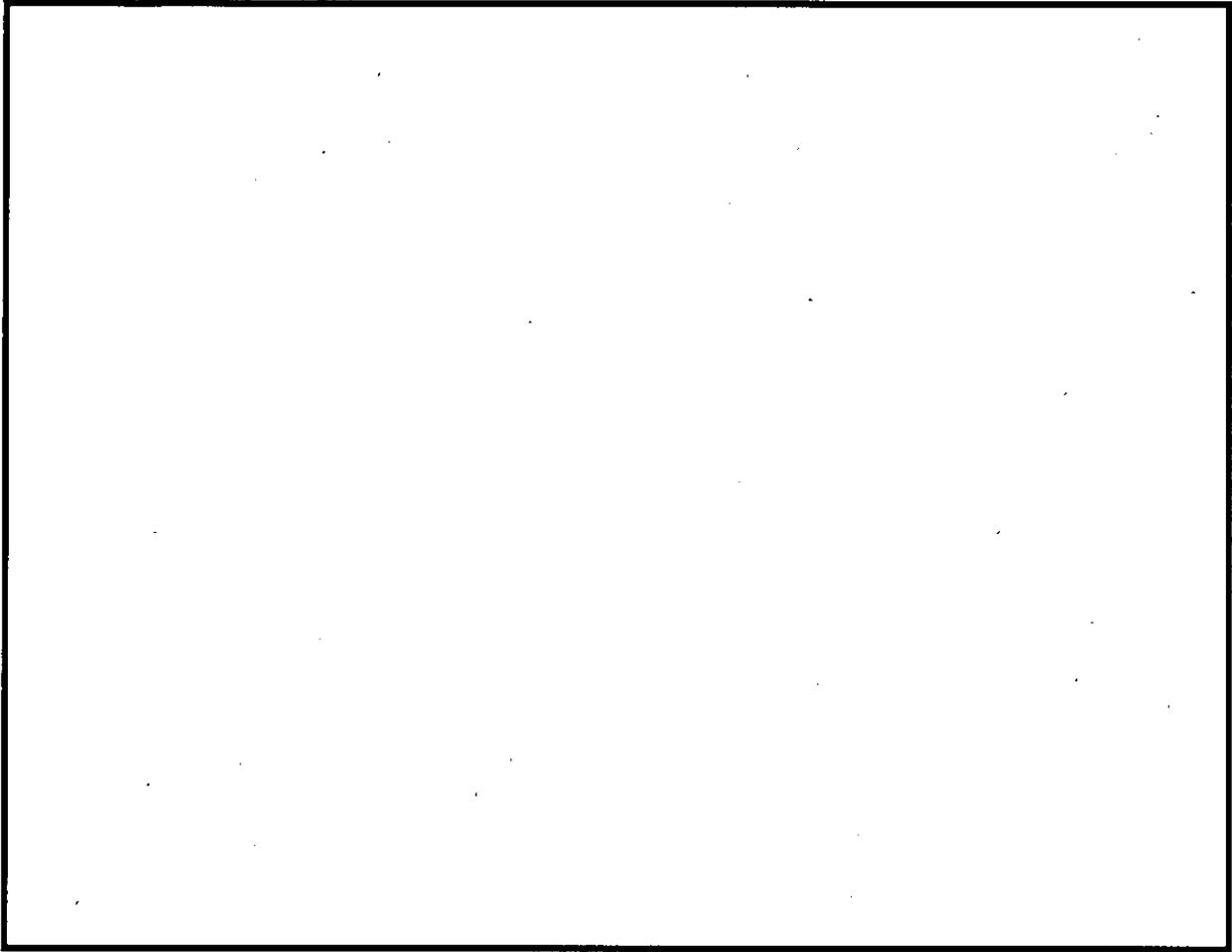
57-9-1

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

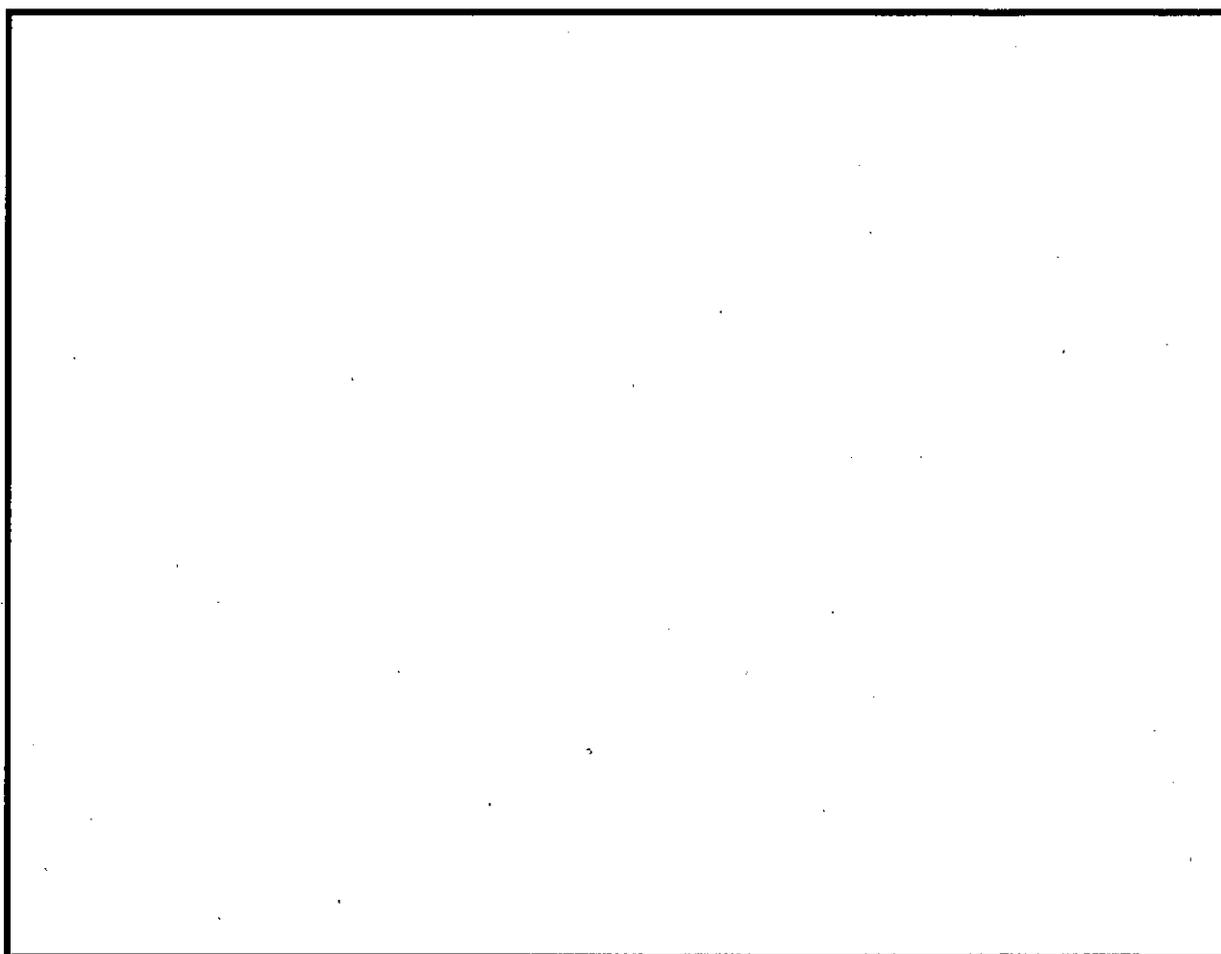
1. 代替電源設備について

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。

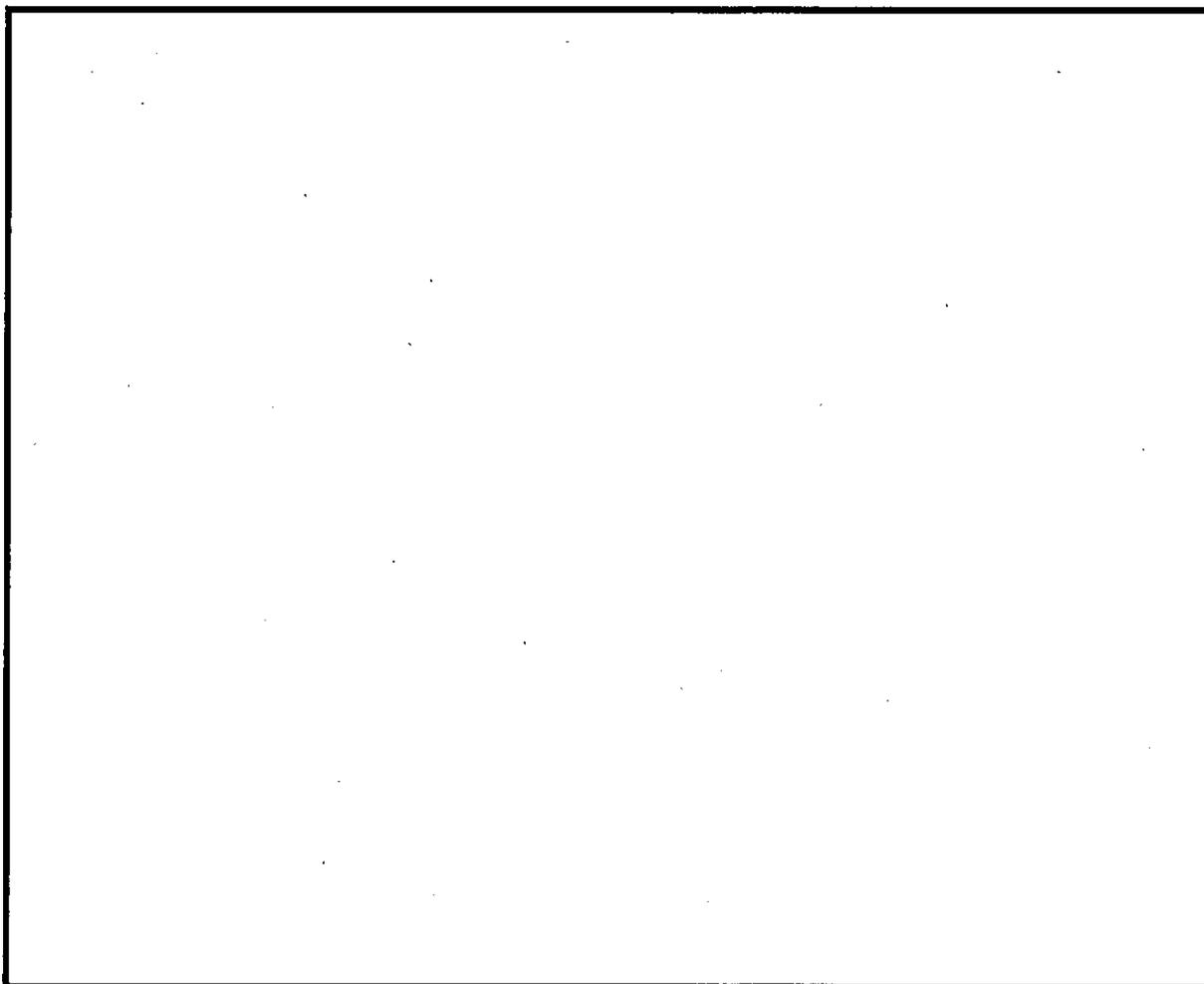
設計基準事故対処設備の非常用電源設備は、発電所周辺に新設する防潮堤（T.P. +18m以上）により基準津波（T.P. +17.1m）が到達しない設計とする。また、隔壁によって区画化された原子炉建屋附属棟に設置し、多重化を図ることにより互いに独立させており、共通要因により同時に機能喪失することなく、人の接近性を確保できる設計としている。（第57-9-1～3図）



第 57-9-1 図 D/G (HPCS D/Gを含む) 及びM/C 2D系の配置



第 57-9-2 図 D/G (HPCS D/Gを含む) 及びM/C 2C, HPCS
系の配置



第 57-9-3 図 125V 蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池の配置

しかしながら、これら設計基準事故対処設備の電気設備が機能喪失した場合においても、重大事故等に対処できるよう常設又は可搬の代替電源等の設備を設置する。

これら常設又は可搬の代替電源等の設備は、設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条に要求事項が示されている。

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。

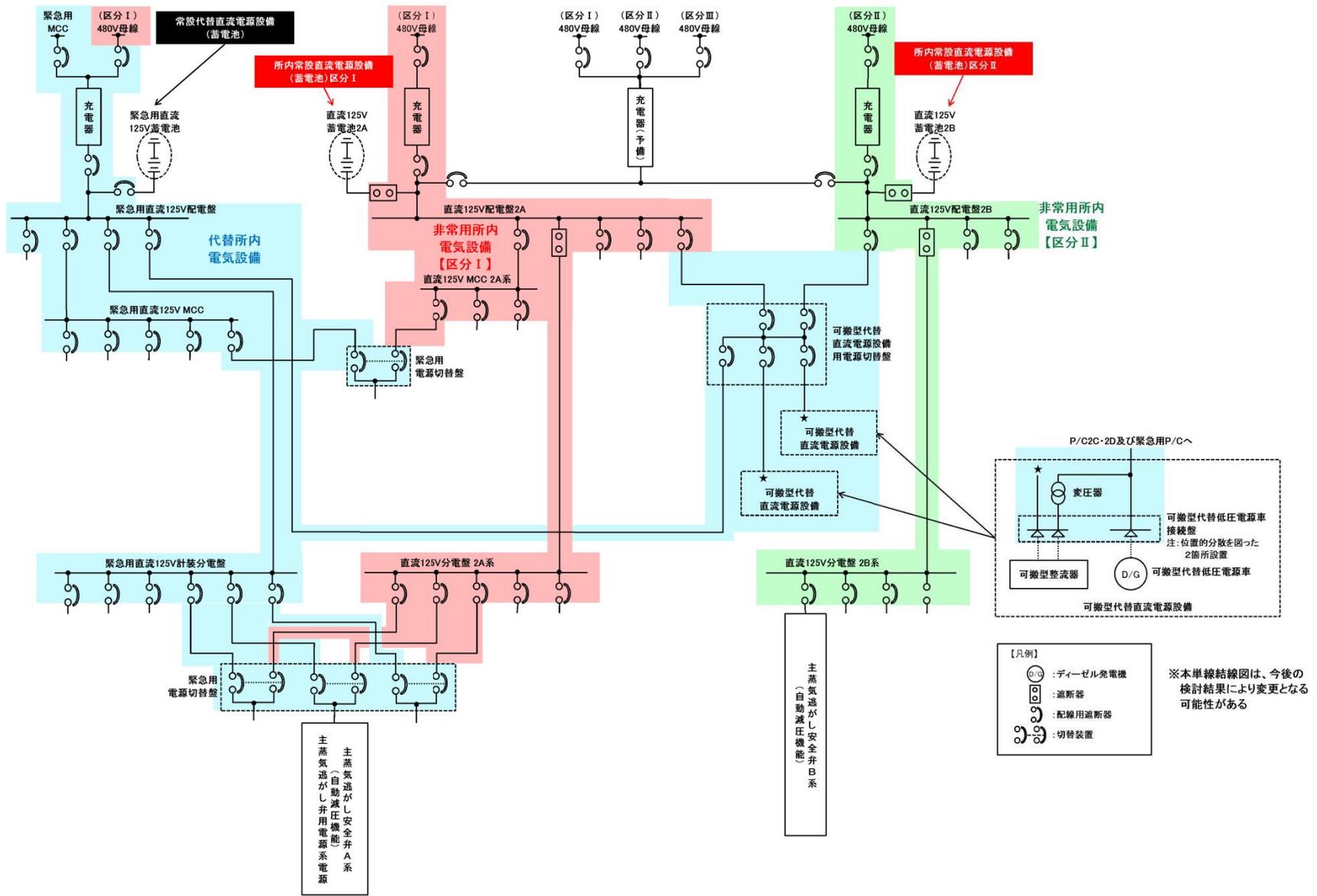
また、代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記に示す。

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

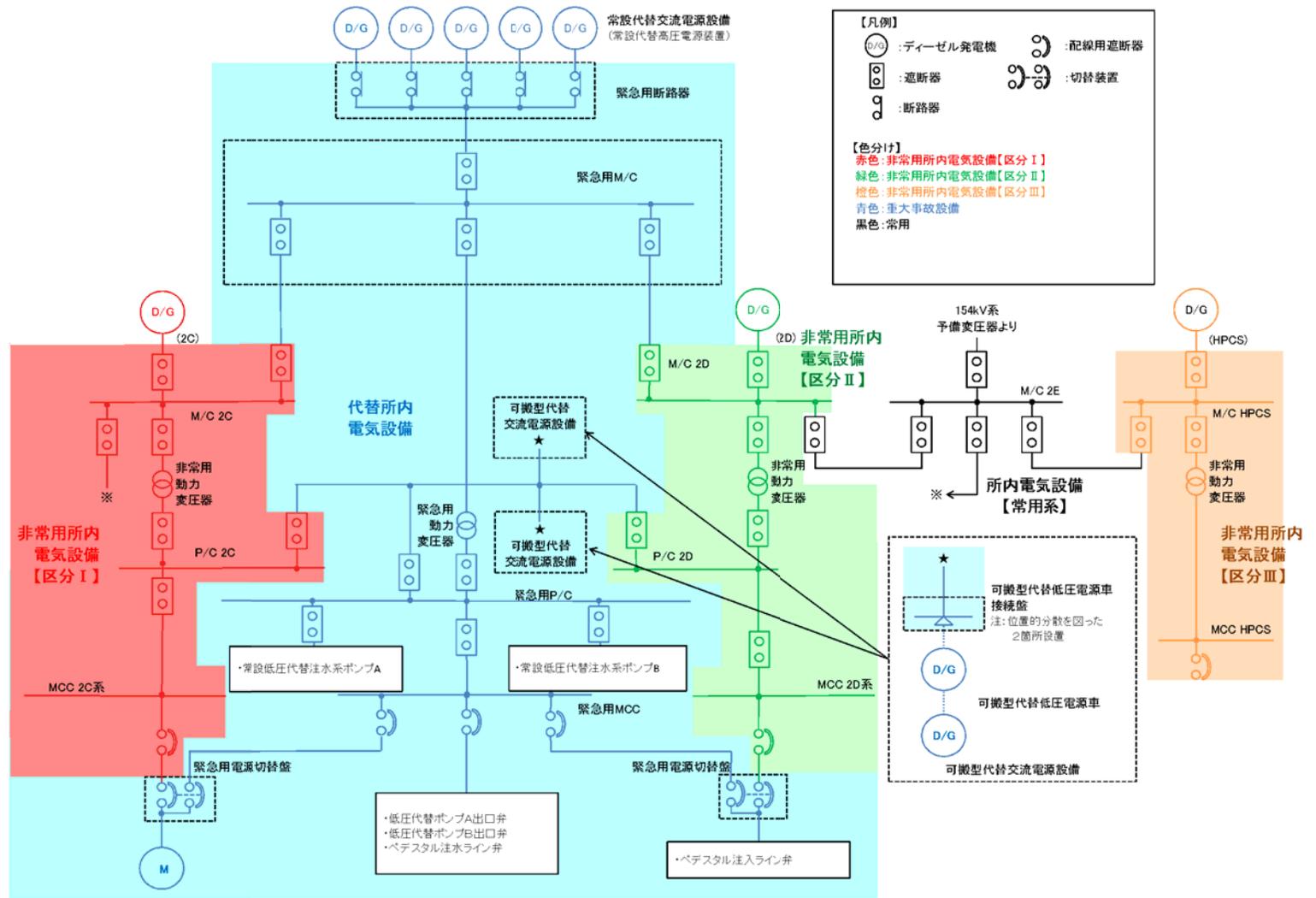
第 57-9-1 表 代替電源からの給電が要求される条文

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	格納容器下部の熔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	水素爆発による格納容器の破損を防止するための装置	・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為の設備	・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為の設備	・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。
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。
			57 条と別の電源を用いるため、3.18 緊急時対策所で示す。
			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)

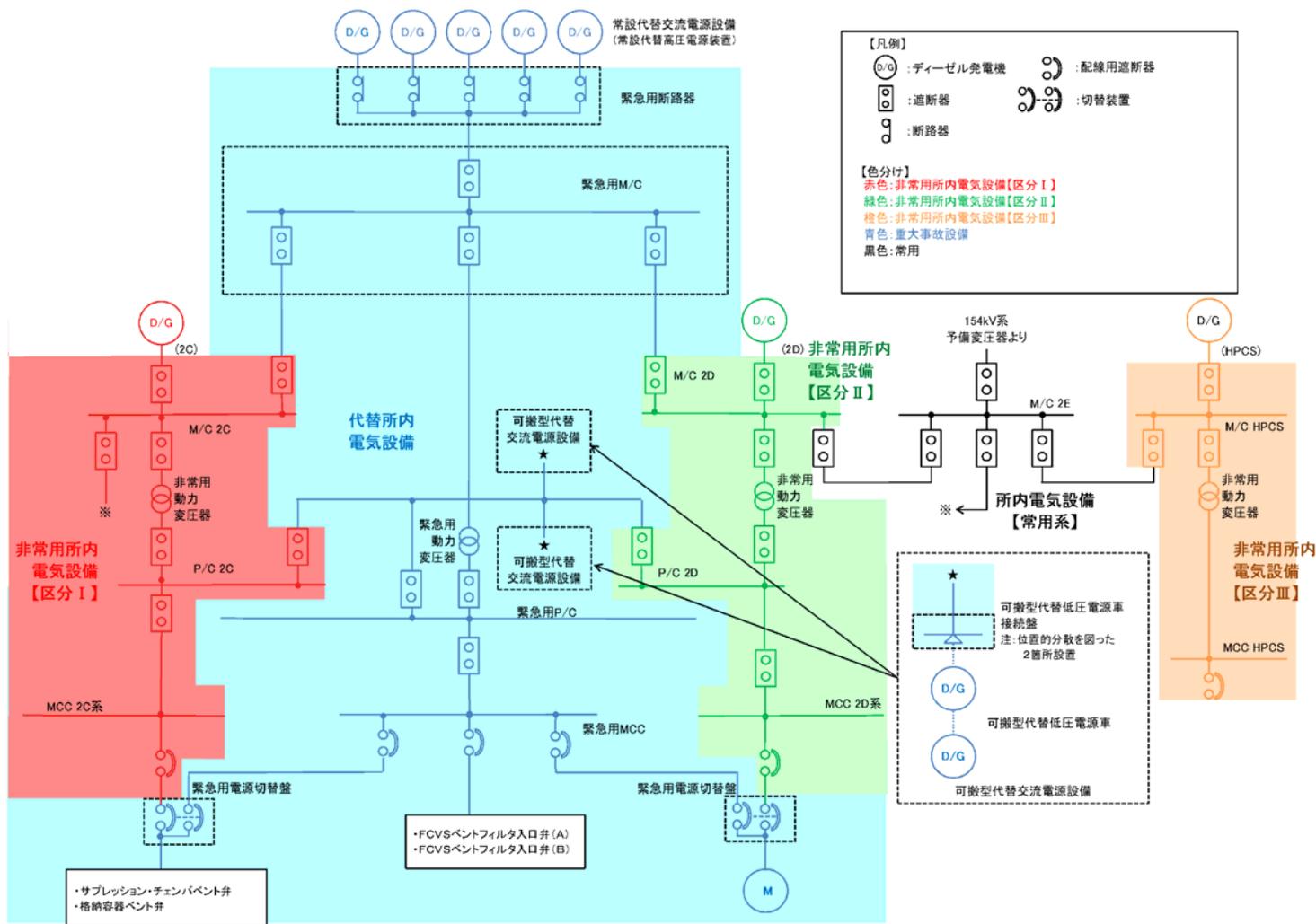


第 57-9-(51-1) 図 単線結線図 (第 51 条)



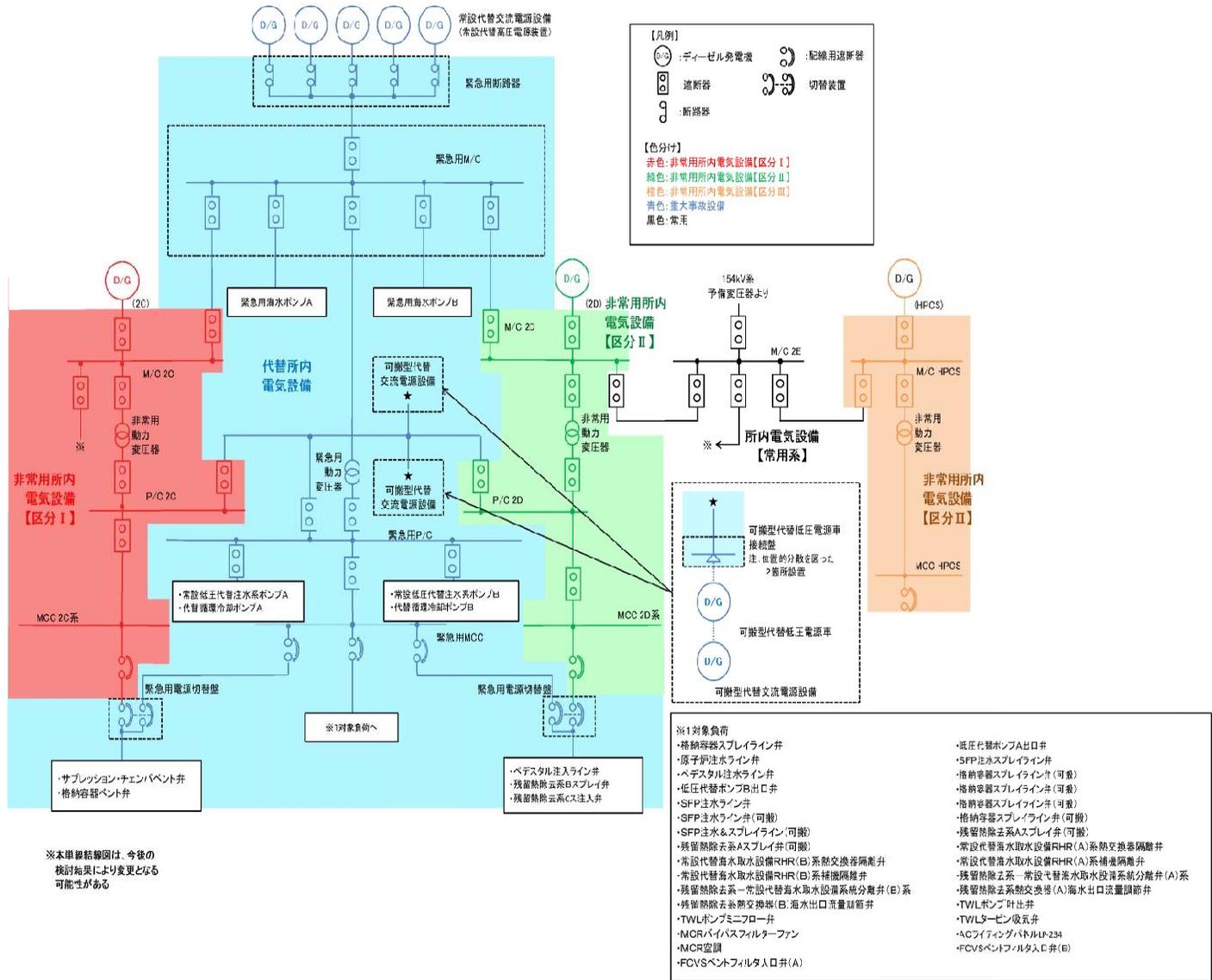
※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

第 57-9-(52-1) 図 単線結線図 (第 52 条)

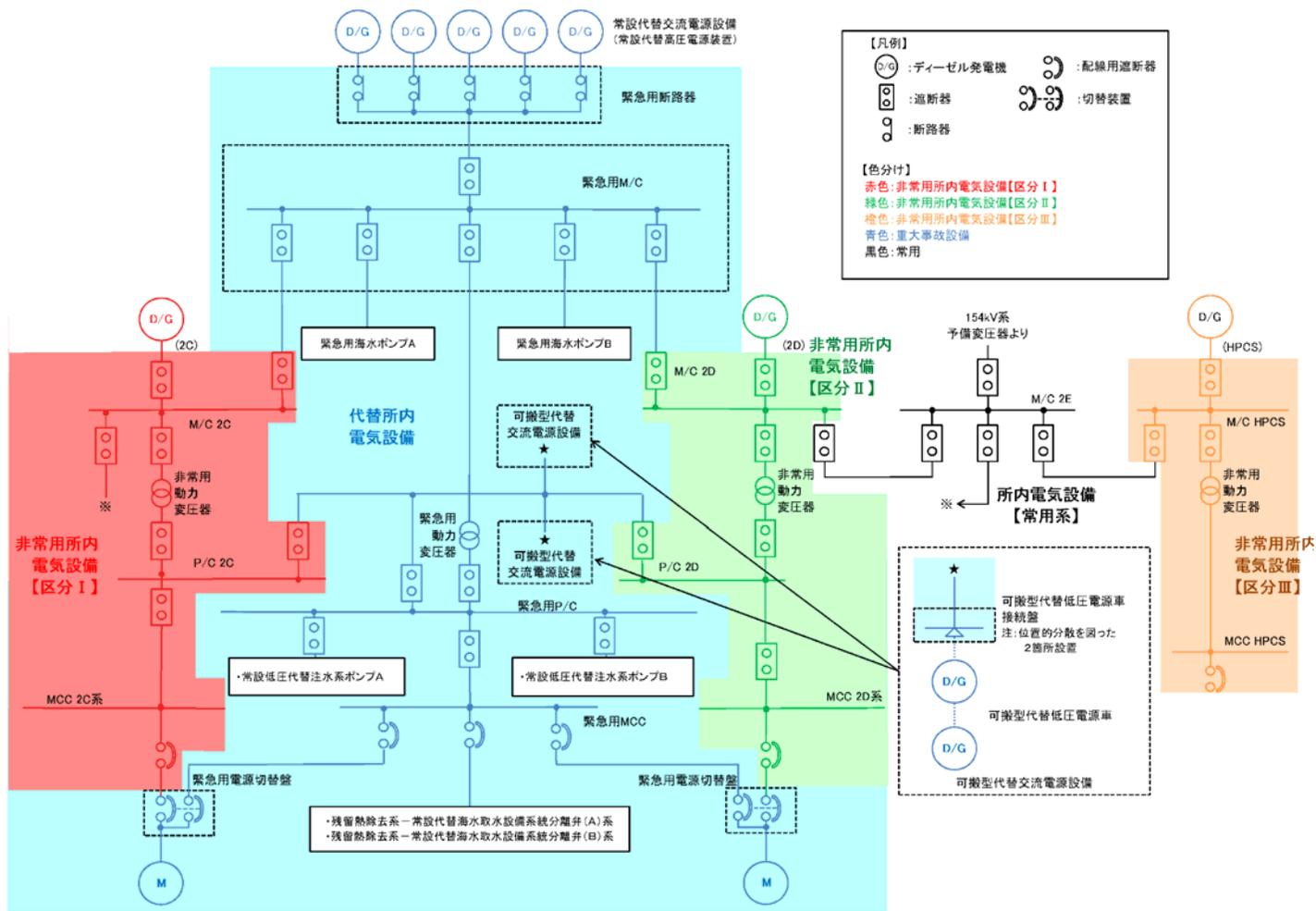


※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

第 57-9-(53-1) 図 単線結線図 (第 53 条)

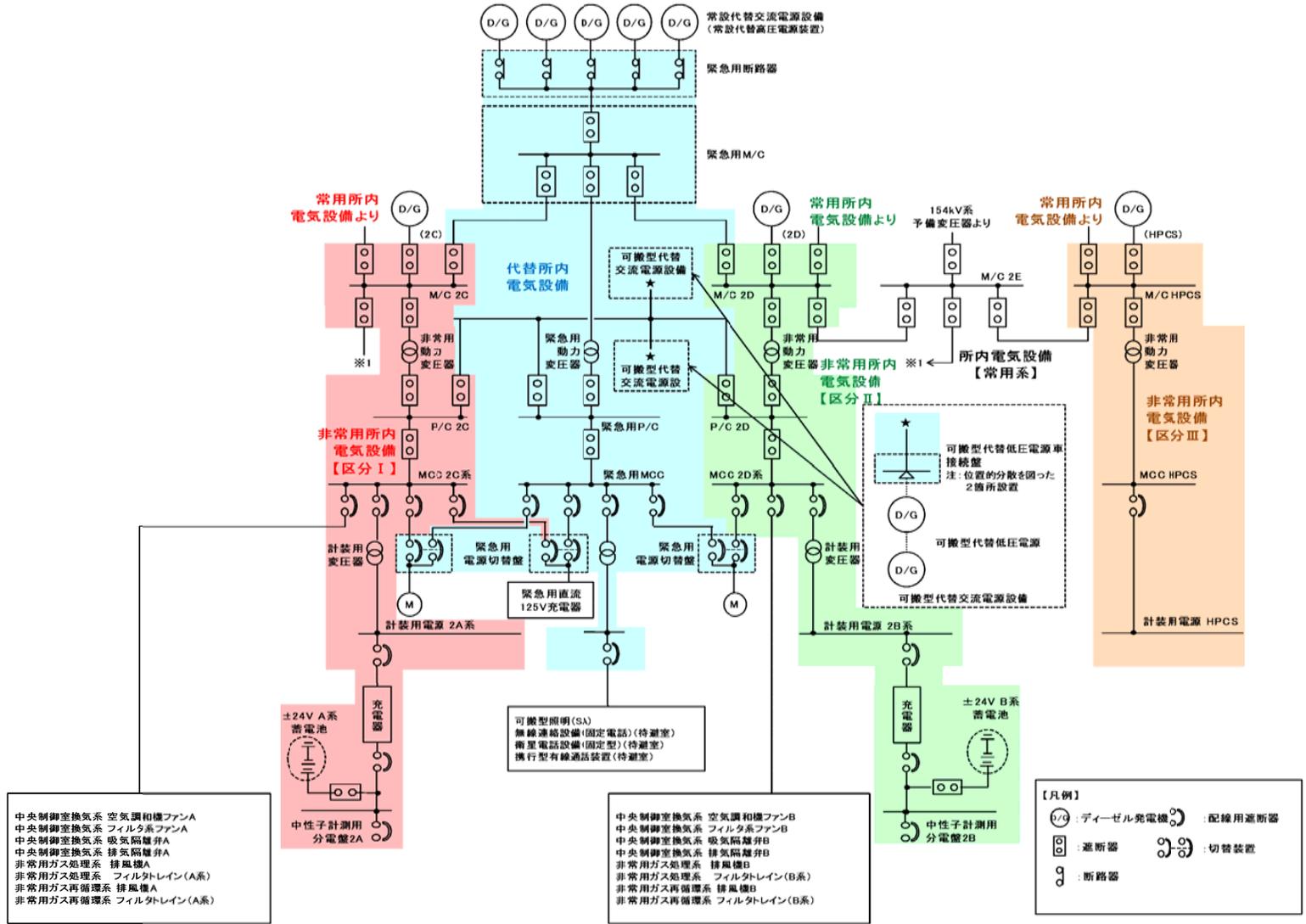


第 57-9-(54-1) 図 単線結線図 (第 54 条)

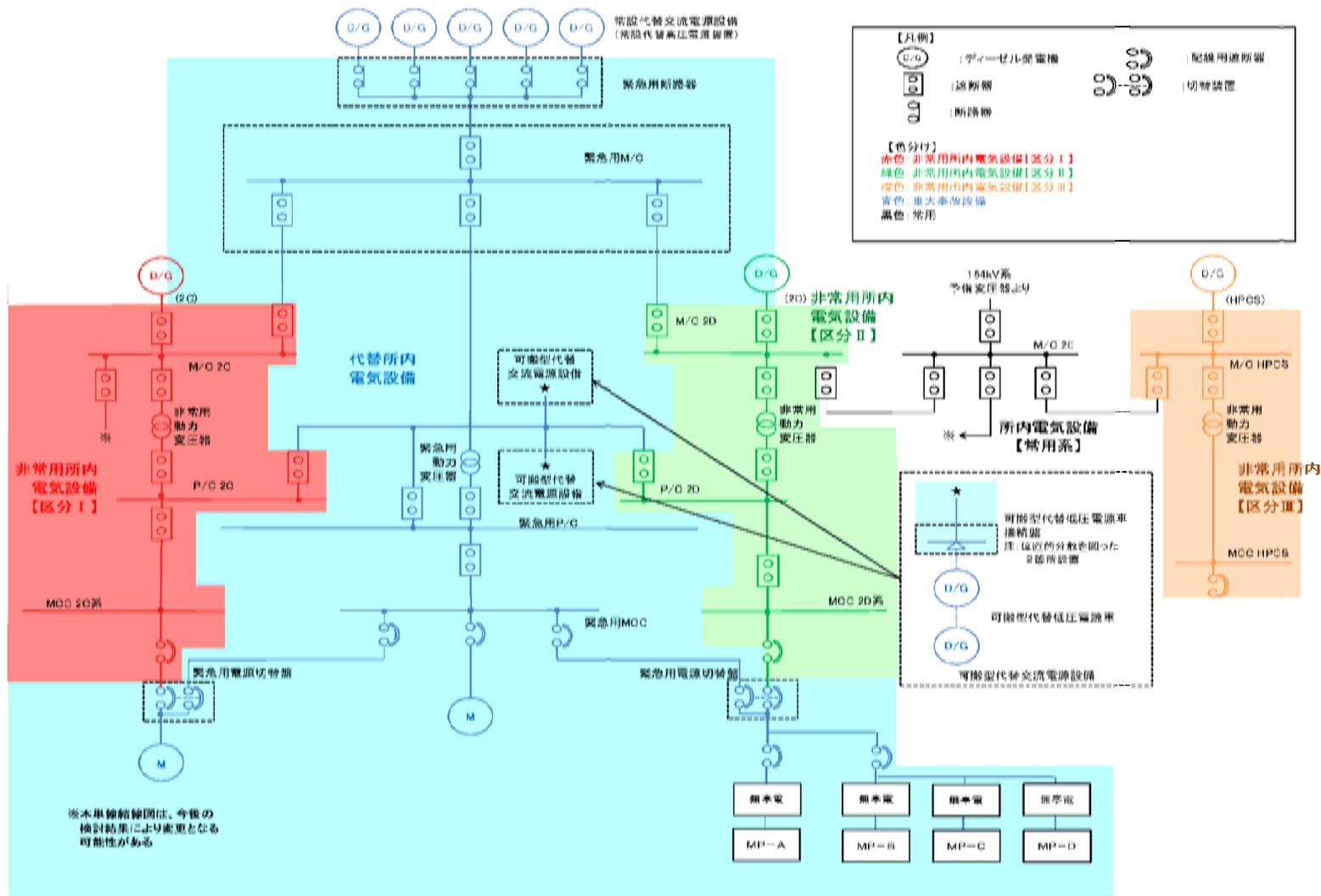


※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

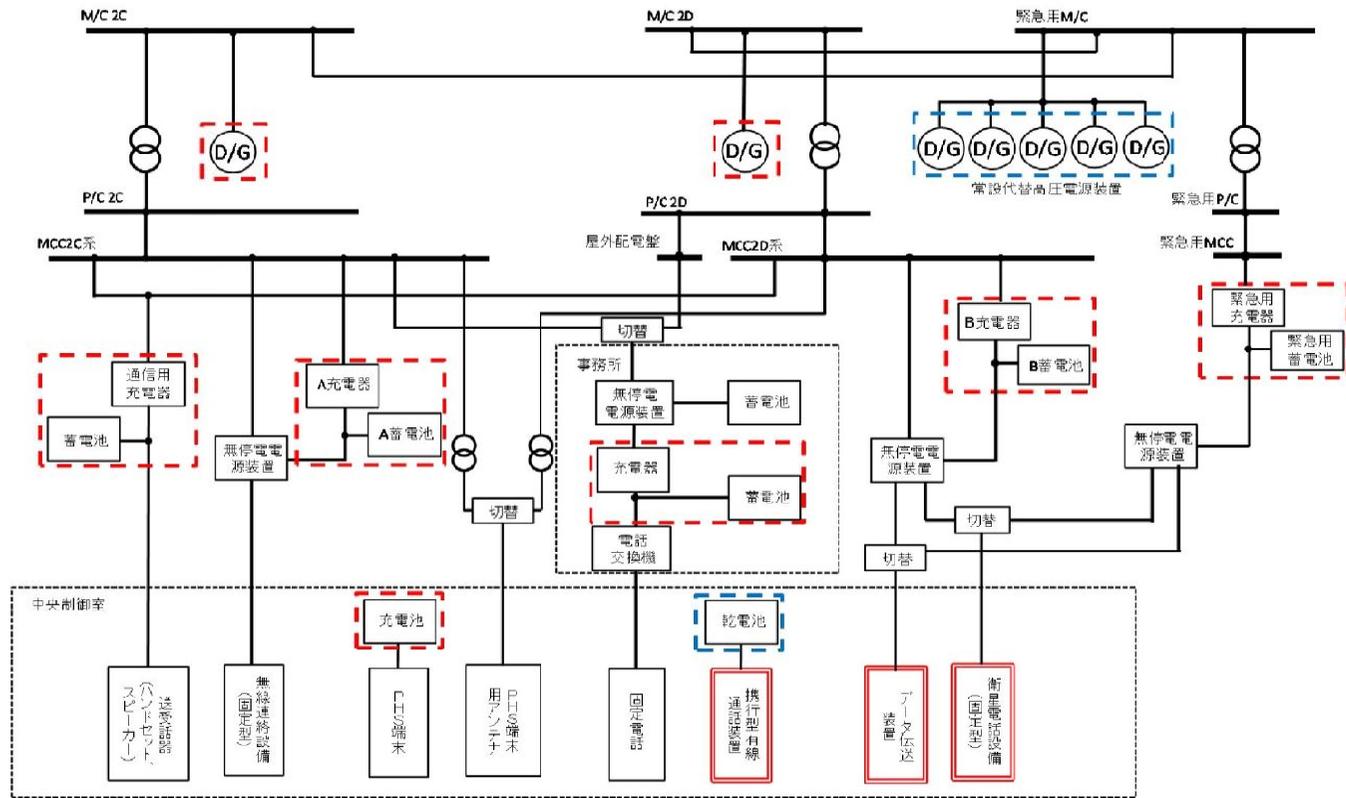
第 57-9-(59-1) 図 単線結線図 (第 59 条)



第 57-9-(60-1) 図 単線結線図 (第 60 条)



第 57-9-(62-1) 図 単線結線図 (第 62 条)



- 【凡例】
- : 非常用電源又は無停電電源装置 (充電器等を含む)
 - : 重大事故等対処設備
 - : 設計基準事故等対処設備及び重大事故等対処設備として使用する設備

1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1 常設代替高圧電源装置

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として、D/Gを設置しており、D/Gが故障した場合の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。

常設代替高圧電源装置は、D/Gと異なり、冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できるとともに、燃料系統は軽油貯蔵タンクからの給油となるが、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ入口弁（軽油貯蔵タンク出口弁）を通常閉としていることから、D/Gと独立性を有した設計としている。

また、常設代替高圧電源装置は、D/Gから100m以上離れた位置に設置しており、位置的分散を図った設計とすることで設計基準事故対処設備のD/Gから独立性を有するとともに、全交流動力電源喪失時にも使用できる設計とする。

(57-2-2)

常設代替高圧電源装置は1台あたり1,380kW（連続運転定格:1,108kW）の発電装置を5台設置しており、6,900kW（連続運転定格:5,520kW）の容量となることから、評価において最大負荷となる全交流動力電源喪失を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷5,048.7kW、連続最大負荷4,254.5kW）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)表に示す。

第57-9-(1.1.1-1)表 常設代替高圧電源装置の負荷

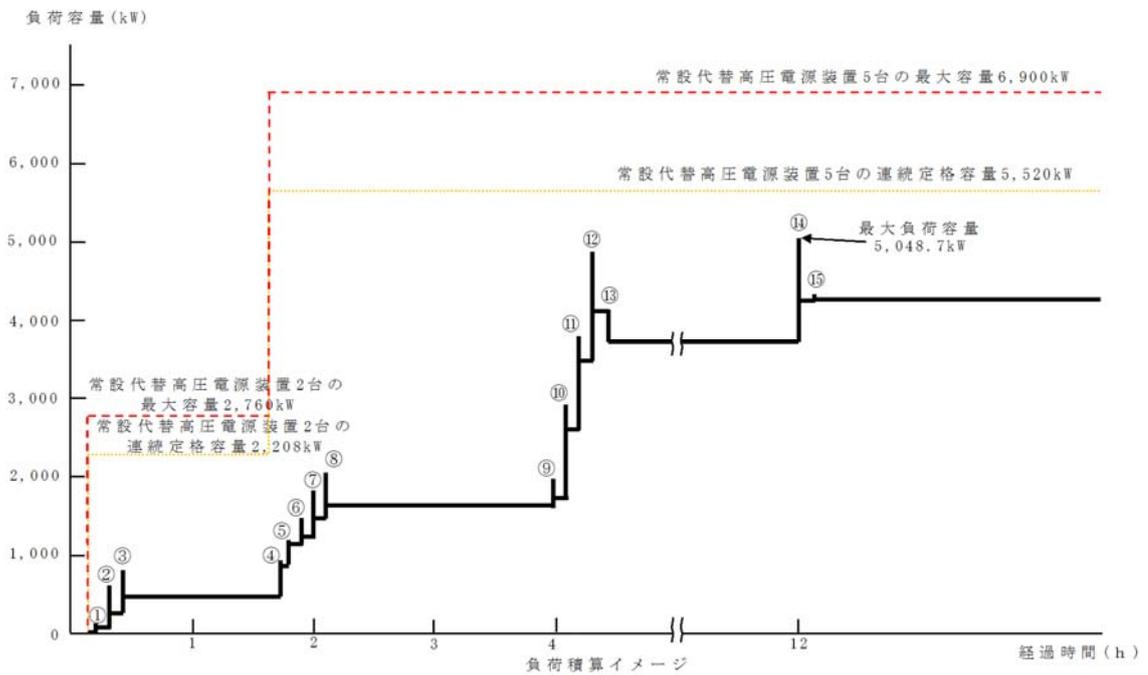
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	24.0
		35.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0
③	常設低圧代替注水系ポンプ*	190.0
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V AC計装用電源2A ・その他負荷	47.1
		89.0
		28.6
		224.5
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V AC計装用電源2B ・その他負荷	35.9
		71.2
		102.1
		103.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷*1	55.0
		7.5
		78.7
		-54.3
⑦	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1
		7.5
		165.1
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5
		153.0
⑨	原子炉保護系電源装置 2A (原子炉保護系統ファン) 原子炉保護系電源装置 2B	45.1
		45.1
⑩	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑪	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑫	残留熱除去系ポンプ その他負荷	651.1
		2.2
⑬	停止負荷 常設低圧代替注水系ポンプ2台*2	-380.0
⑭	緊急用海水ポンプ その他	510.0
		10.0
⑮	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	4,254.5 (5,048.7) (第57-9-(1.1.1-1) 図参照)

※1：④にて起動したその他の負荷のうち、⑥のタイミングで停止する負荷

※2：⑬の停止負荷（常設低圧代替注水系ポンプ2台）については②、③に起動した2台のポンプが⑬のタイミングで停止する。

なお、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し、燃料補給設備による給油手順を整備する。

代替交流電源設備（常設及び可搬型）、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、57-3 系統図参照のこと。



※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上げ（全交流動力電源喪失）

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している。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。

- ① 常設代替高圧電源装置が使用不能の場合のバックアップ給電
- ② 可搬型整流器及び代替所内電気設備を経由し、直流負荷への給電

具体的な負荷は、以下のとおりである。

- ① 常設代替高圧電源装置のバックアップとして使用する場合に必要となる負荷は、第57-9-(1.1.2-1)表のとおり、最大負荷約569.1kW及び連続最大負荷約472.2kWである。したがって、可搬型代替低圧電源車2台分を必要容量（ $800\text{kW} = 500\text{kVA} \times \text{力率}0.8 \times 2\text{台}$ ）とする。

第57-9-(1.1.2-1)表 可搬型代替交流電源設備の負荷 (ケース①)

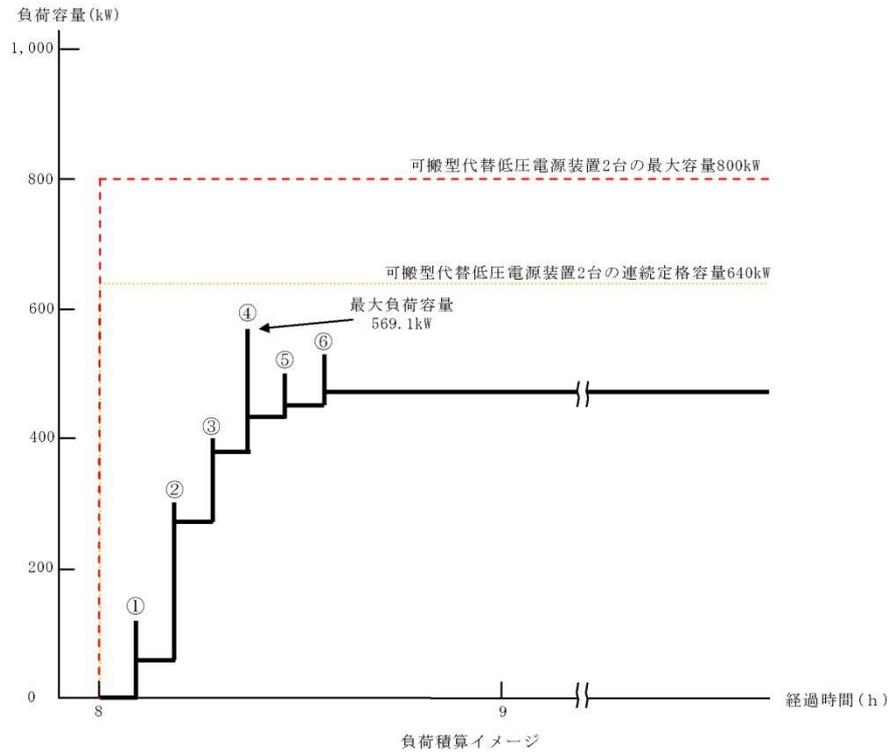
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	24.0 34.1
②	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V AC計装用電源2A ・その他負荷	47.1 17.8 28.6 119.5
③	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・その他負荷	35.9 17.8 54.3
④	中央制御室空調ファン ()内は起動時 中央制御室非常用循環ファン	45.1 (182.5) 7.5
⑤	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 11.0
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	472.2 (569.1) (第57-9-(1.1.2-1)図参照)

① 「①」項において緊急用直流電源系統への給電は、緊急用125V充電器盤と同様の給電となるため、①に包含される。

ケース①、②において、常設代替電源装置等が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2ヶ所の接続口から機動的に給電できる可搬型代替低圧電源車による受電を行う。(57-8)

可搬型代替低圧電源車の燃料(軽油)は、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発電所内に確保し、タンクローリを用いて燃料の給油ができる手順を整備する。(57-6)

代替交流電源(常設及び可搬型)、所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、57-3 系統図に示す。



※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 可搬型代替低圧電源車負荷積上げ（全交流動力電源喪失）

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.2.1 所内常設直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用の常設蓄電池を設置している。非常用の常設蓄電池は、3系統5組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。

非常用の常設蓄電池のうち、125V A系蓄電池及びB系蓄電池（区分Ⅰ及びⅡ）は全交流動力電源喪失から約1時間後に中央制御室内にて、約8時間後には現場分電盤にて不要な負荷の切り離しを行うことで、電源が必要な設備に約24時間以上供給できる容量設計とする。

非常用の常設蓄電池のうち、中性子モニタ用蓄電池A系及びB系は全交流動力電源喪失から、電源が必要な設備に約24時間以上供給できる容量設計とする。

全交流動力電源喪失1時間後に中央制御室にて、8時間後以降に原子炉建屋附属棟地下1階の電気室の直流125V主母線盤、直流125V MCC又は直流125V計装用分電盤にて125V A系蓄電池及び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供給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、57-5 容量設定根拠に示す。

所内常設直流電源設備の回路構成については、57-3 系統図に示す。

1.2.2 可搬型代替直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（非常用の常設蓄電池（区分Ⅰ，Ⅱ）と兼用）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，可搬型整流器，可搬型整流器用変圧器及び代替所内電気設備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，全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇した場合に，常設蓄電池に代わり，直流電源を必要な機器に供給する。

可搬型整流器の容量は，24時間にわたり高圧代替注水系等の重大事故等の対処に必要な直流設備の容量（A系：29.9kW，B系：27.4kW，緊急用：18.6kW）に対し，十分な容量（60.0kW）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供給できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車の燃料（軽油）は，構内に設けた可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ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設計とする。

可搬型整流器の容量評価については，57-5 容量設定根拠に示す。

可搬型代替直流電源設備の回路構成については，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）、第48条の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）への電源供給については、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備5系統が機能喪失した場合にも、必要な重大事故防止設備へ電力を供給するため、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお、設置許可基準規則第51条の格納容器下部注水系における格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁、格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁については、多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を經由し代替交流電源設備から給電可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋附属棟1階～地下2階に設置する電気室の5系統の非常用所内電気設備

- ・ M/C 2 C ・ 2 D ・ H P C S (交流6.9kV)
- ・ P/C 2 C ・ 2 D (交流480V)
- ・ M C C 2 C ・ 2 D (交流480V)
- ・ 直流125V 2 A ・ 2 B ・ H P C S (直流125V)
- ・ 中性子モニタ 2 A ・ 2 B (±24V)

この場合、非常用所内電気設備の5系統（M/C、P/C、MCC、直流125V系統、中性子モニタ系統）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、原子炉又は格納容器を安定状態に収束させることが可能な設計とする。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおりである。

(第57-9-(1.3-1)図)

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 緊急用断路器
- ・ 緊急用M/C
- ・ 緊急用動力変圧器
- ・ 緊急用P/C
- ・ 緊急用MCC
- ・ 緊急用電源切替盤
- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・ 可搬型代替低圧電源車接続盤
- ・ 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤
- ・ 緊急用直流125V主母線盤
- ・ 緊急用直流125VMCC
- ・ 緊急用直流125V計装用分電盤
- ・ 緊急用125V蓄電池

(1) 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備、常設代替直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、非常用直流電源

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、多重性又は多様性を図った設計とする。常設代替交流電源設備の多重性及び多様性を、第57-9-(1.3-1)表に、常設代替直流電源設備の多重性及び多様性を、第57-9-(1.3-2)表に、代替所内電気設備の多重性を、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重性又は多様性

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 (D/G)	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置)
駆動方式	ディーゼル発電	ディーゼル発電
冷却方式	水冷	空冷

第 57-9-(1.3-2)表 常設代替直流電源設備の多重性又は多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 (125V 2A, 2B蓄電池)	常設代替直流電源設備 (緊急用 125V 蓄電池)
駆動方式	制御弁式据置鉛蓄電池	制御弁式据置鉛蓄電池
系統数	2系統	1系統

第 57-9-(1.3-3)表 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	M/C 2C・2D～動力変圧器～ P/C 2C・2D～非常用MCC ～緊急用電源切替盤 125V 2A・2B蓄電池～緊急用電源 切替盤	緊急用断路器～緊急用M/C～緊急 用動力変圧器～緊急用P/C～緊急 用MCC～緊急用電源切替盤 緊急用 125V 蓄電池～緊急用電源切 替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備，常設代替直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，非常用直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，常設代替直流電源設備，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，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 非常用直流電源設備 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 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，非常用直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，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は基準地震動S _s で機能維持できる設計とすることで，基準地震動S _s 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，非常用直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，常設代替直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原子炉建屋附属棟に設置することで，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，非常用直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，常設代替直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，非常用直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，常設代替直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，常設代替直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，非常用直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，常設代替直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 (D/G)	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置)
設置場所	原子炉建屋附属棟地下1階	常設代替高圧電源装置置場

第 57-9-(1.3-6)表 常設代替直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
	非常用直流電源設備 (125V 2 A, 2 B 蓄電池)	常設代替交流電源設備 (緊急用 125V 蓄電池)
設置場所	原子炉建屋附属棟中 1 階及び 1 階	常設代替高圧電源装置置場

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
設置場所	M/C	原子炉建屋附属棟	常設代替高圧電源装置置場
	動力変圧器	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
	P/C	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
	MCC	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
	直流 125V	原子炉建屋附属棟	常設代替高圧電源装置置場

(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、原子炉建屋附属棟（非管理区域）中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可能な設計とすることにより、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以下の事象について評価した結果は以下のとおり。

- a. 地震時の影響・・・プラントウォークダウンにて確認した結果問題なし。
- 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、基準地震力に対して耐震性が確保されていることから問題なし。

c. 地震随伴溢水の影響・・・アクセスルートとして通行する区画には
溢水源がなく，他区画からの溢水の流入
もないことから，問題なし。

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，原子炉建屋附属棟（非管理区域）中1階～地下2階からのルートに加えて，同階を經由せず，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1階（管理区域）に設置することにより，接近性の向上を図る設計とする。

(5) 電動弁への電源供給

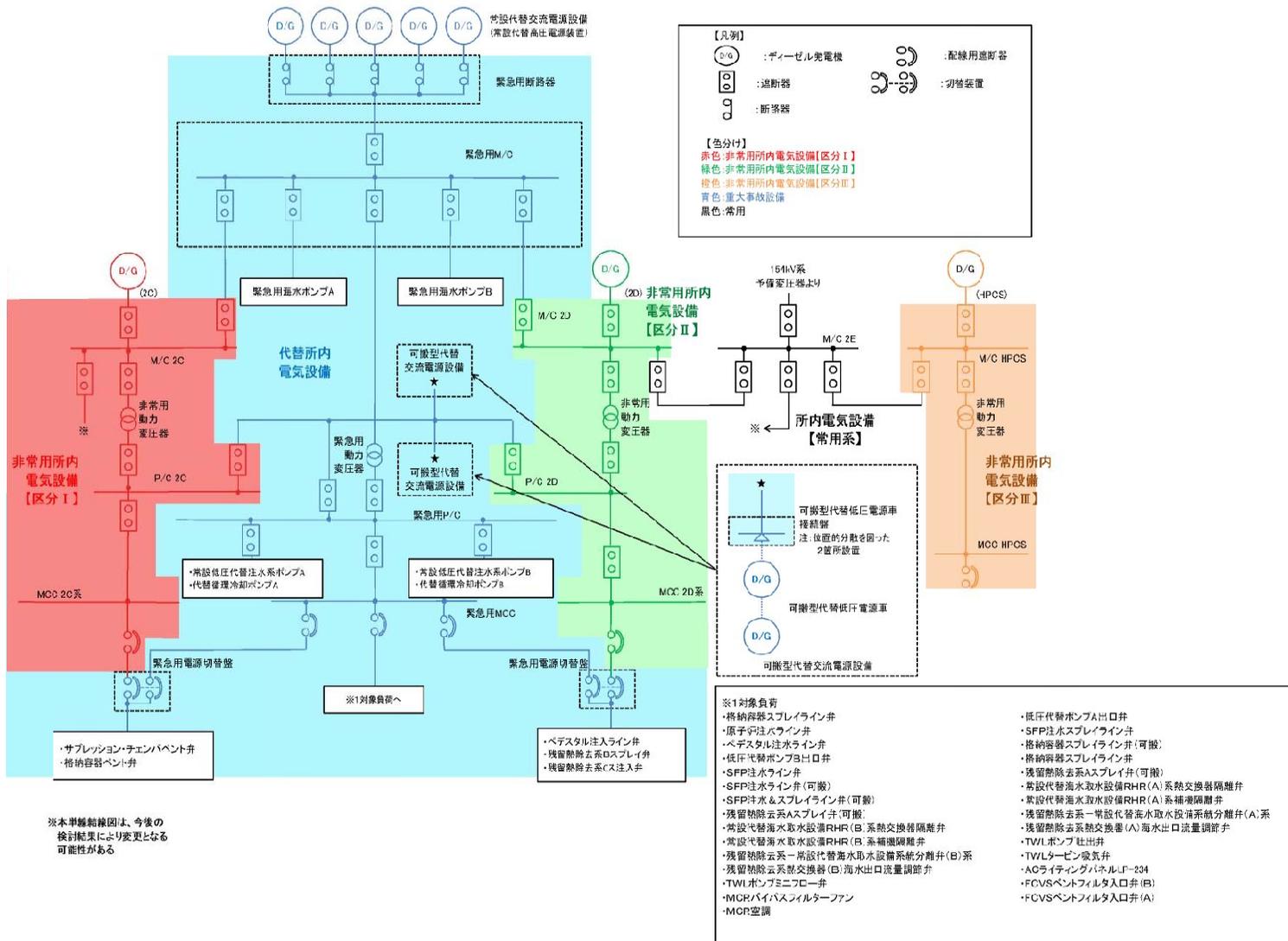
第47条の低圧代替注水系（常設），第48条の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系及び第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

第48条の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（常設代替高圧電源装置）から非常用所内電気設備を經由し受電する設計とする。一方，非常用所内電気設備が使用不能となる場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置の電動弁には，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

(6) 計装装置への電源供給

計装装置への電源供給は，緊急用M C C（緊急用直流125V充電器含む）から電源供給が可能な設計とする。

第57-9-(1.3-1) 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） [47条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故等時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は，「残留熱除去系（低圧注水系）」及び「低圧炉心スプレイ系」である。

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる注水）を，第57-9-(1.3.1-1)図に示す。

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）を，第57-9-(1.3.1-2)図に示す。

低圧代替注水系（常設）の主要設備を，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）の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ(A), (B) 	<ul style="list-style-type: none"> 〈残留熱除去系〉 ・残留熱除去系ポンプ（低圧注水系） 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ出口弁(A), (B) ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁(RHR側) ・残留熱除去系注入弁(C) ・原子炉注水弁(LPCS) ・原子炉圧力容器注水流量調整弁(LPCS側) ・低圧炉心スプレイ注入弁 	<ul style="list-style-type: none"> 〈残留熱除去系〉 ・残留熱除去系注入弁 〈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
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 	<ul style="list-style-type: none"> 〈残留熱除去系〉 ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・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

常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋南側の常設低圧代替注水系格納槽に、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に設置し、位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.1-3)～(1.3.1-4)図）

低圧代替注水系（常設）は、第57-9-(1.3.1-5)図のとおり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(低圧注水系)は、第57-9-(1.3.1-5)図のとおり原子炉建屋附属棟地下1階に設置する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及び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）使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水系）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。（第57-9-(1.3.1-5)図）

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	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.1-3)表)	第57-9-(47-1～5)図	57-9-77～81
動力用 (第57-9-(1.3.1-5)図) (第57-9-(1.3.1-4)表)	第57-9-(47-6～11)図	57-9-82～87

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-(1.3.1-6)図，第57-9-(1.3.1-7)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)(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-N05 1A)	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-N05 1B)	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-N07 1B)	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-N07 1D)	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-N09 1A)	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-N09 1B)	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-N04 4A)	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-N04 4B)	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)(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	—	—	—	—

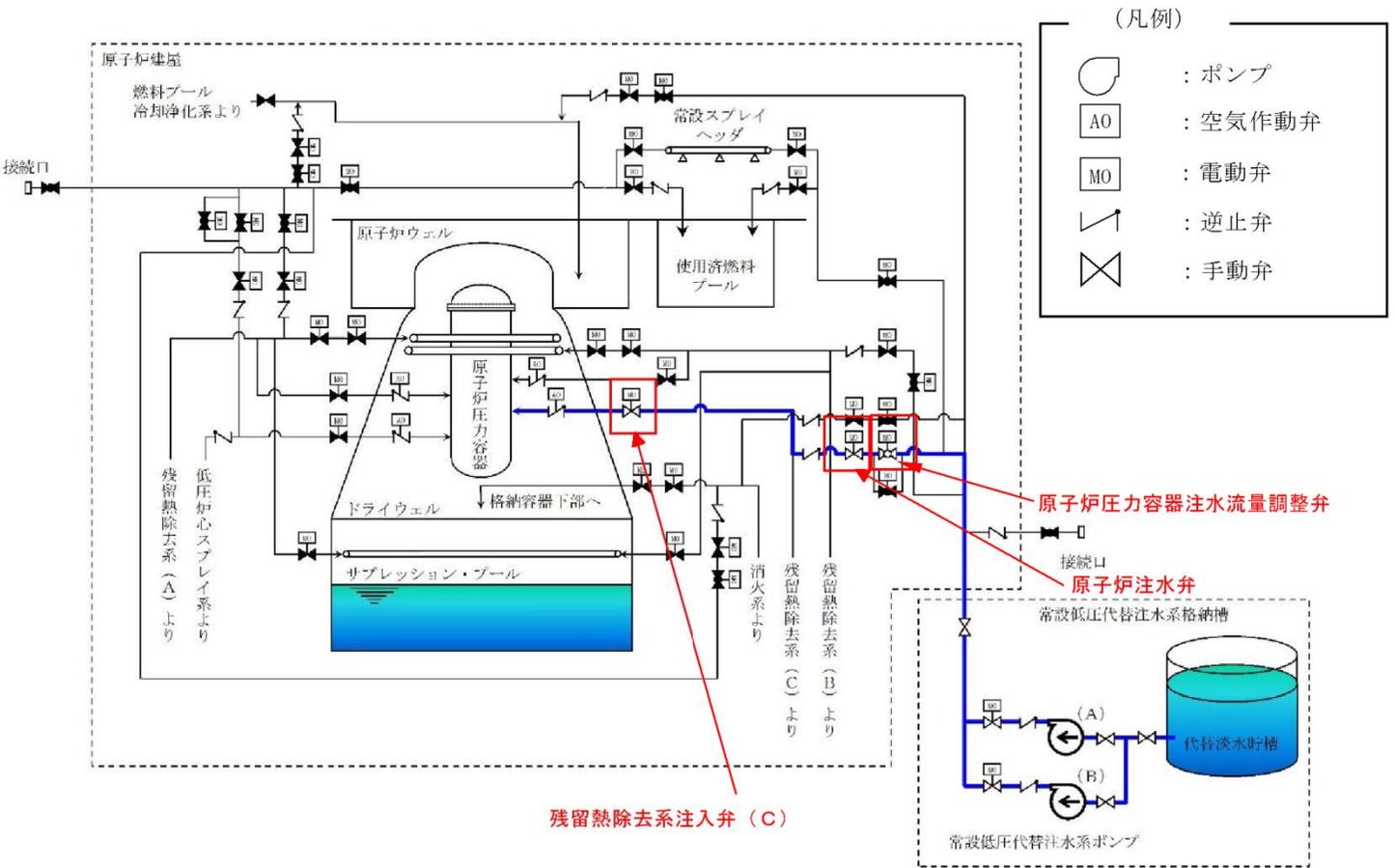
※1：供給元：常設／可搬

※2：狭帯域流量

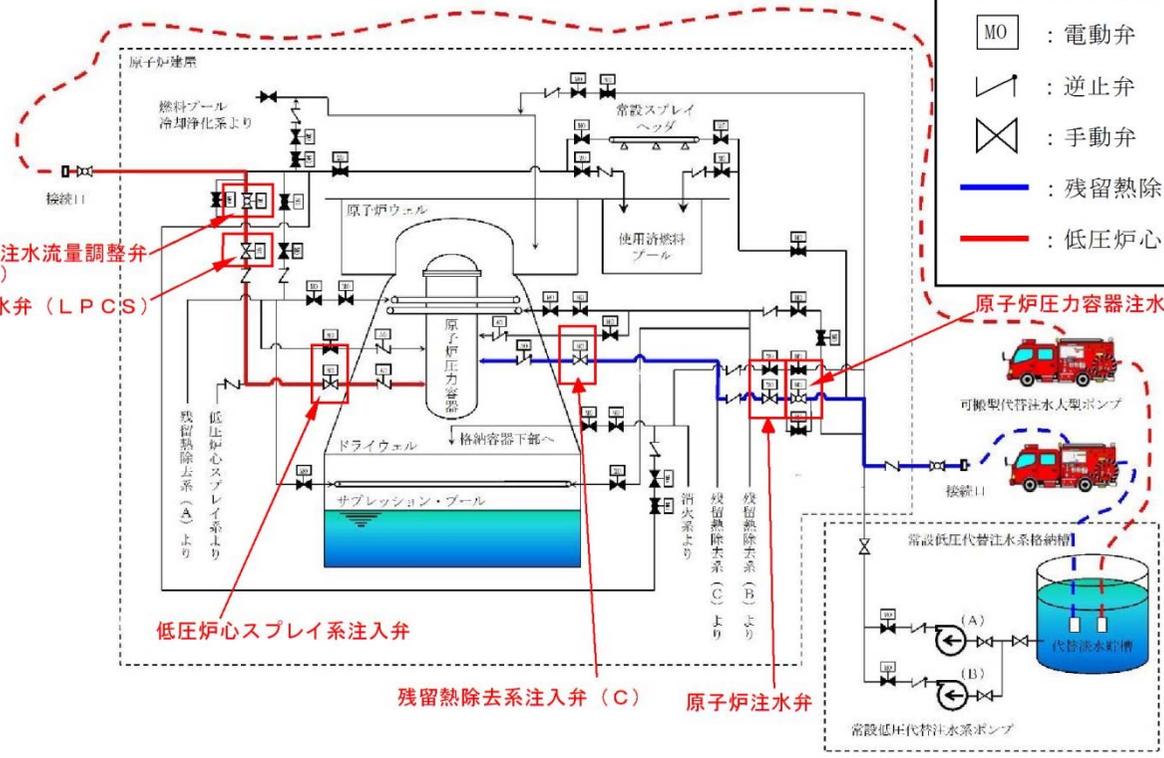
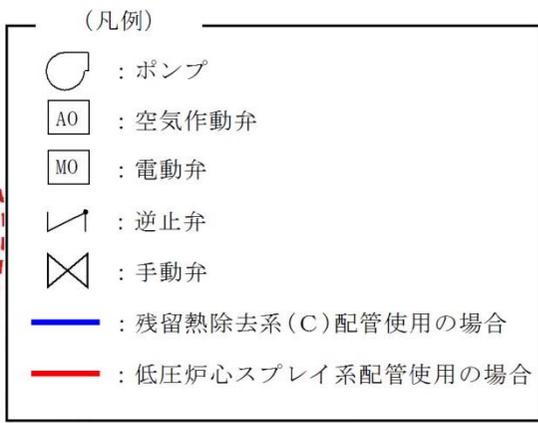
※3：供給元：可搬

第57-9-(1.3.1-4)表 動力用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

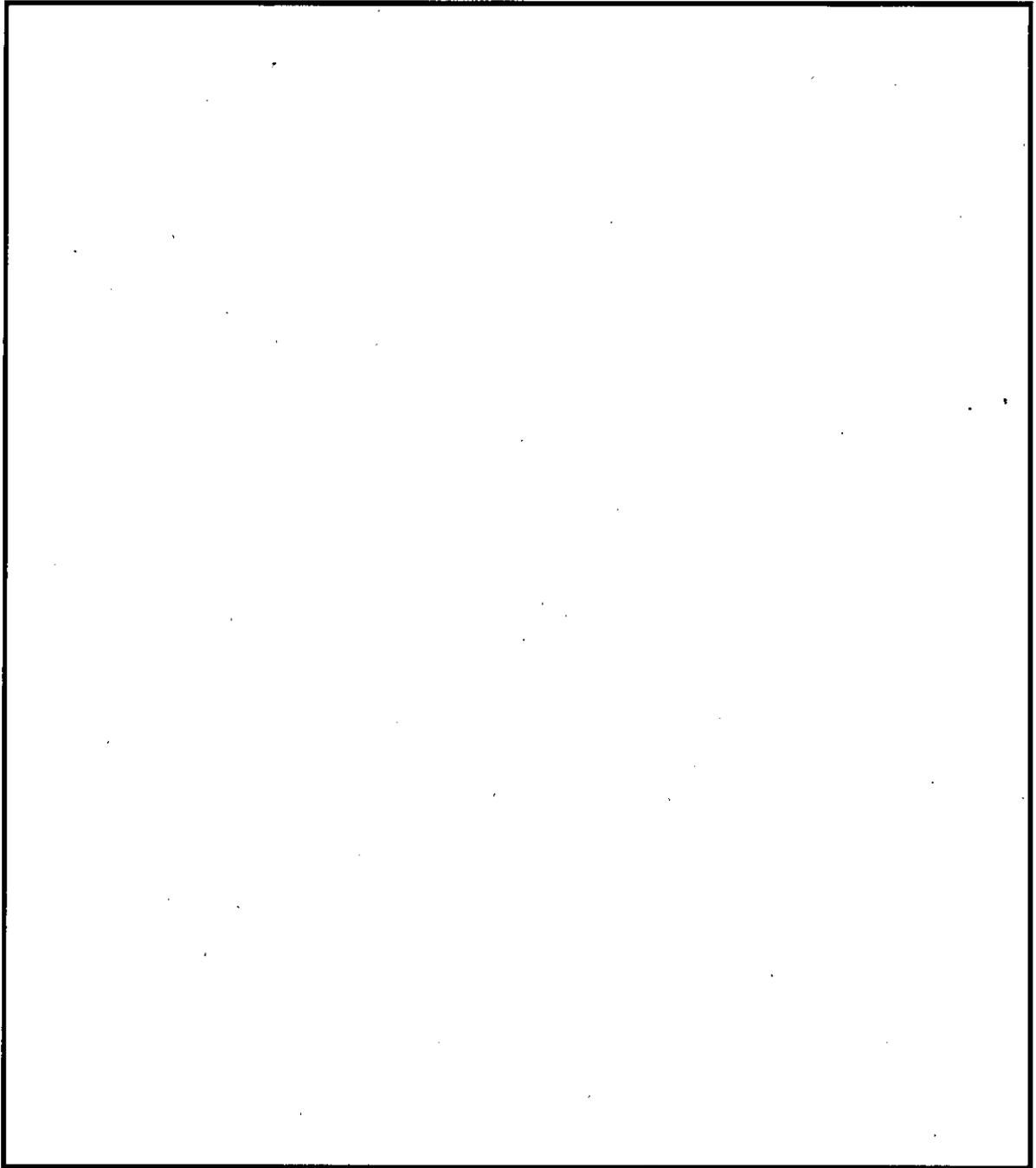
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 MCC	残留熱除去系 注入弁（C）	D1	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系 熱交換器（A）出口弁
S2	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁（A）	D2	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系 熱交換器（A）入口弁
S3	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁（B）	D3	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換 器（A）バイパス弁
S4	緊急用 MCC	原子炉注水弁 （RHR側）	D4	MCC 2C-8/2D	残留熱除去系 注入弁（A）
S5	緊急用 MCC	原子炉圧力容器注水流 量調整弁（RHR側）	D5	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系 熱交換器（B）出口弁
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ（A）	D6	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系 熱交換器（B）入口弁
S7	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ（B）	D7	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系 熱交換器（B） バイパス弁
S8	緊急用 MCC	低圧炉心スプレイ系 注入弁	D8	MCC 2D-7/5A	残留熱除去系注入弁 （C）
S9	緊急用 MCC	原子炉注水弁 （LPCS）	D9	MCC 2D-8/2C	残留熱除去系注入弁 （B）
S10	緊急用 MCC	原子炉圧力容器注水流 量調整弁（LPCS側）	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
—	—	—	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 入口弁（A）
—	—	—	D17	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（B）
—	—	—	D18	MCC 2D-5/4D	残留熱除去系ポンプ 入口弁（C）



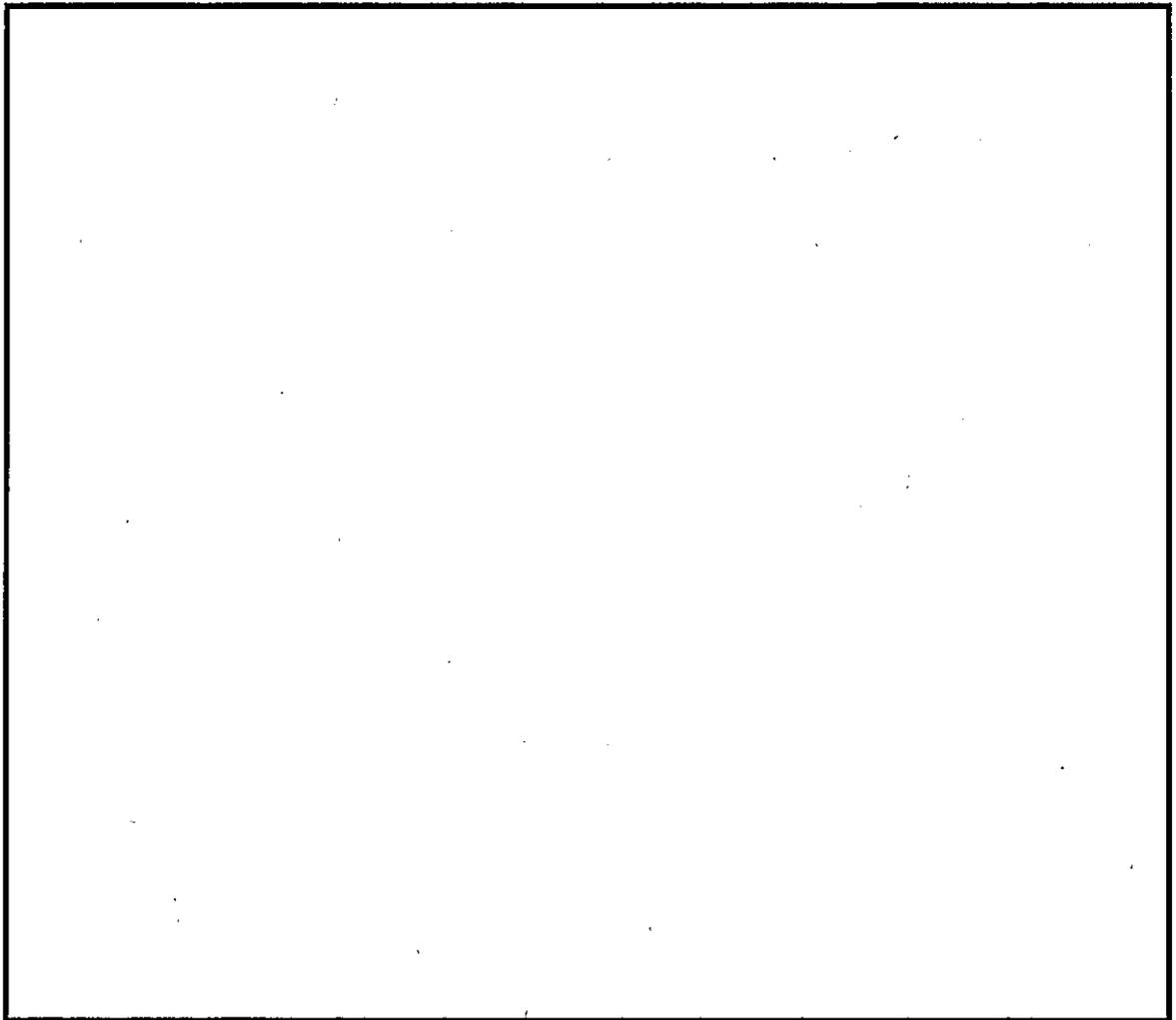
第57-9-(1.3.1-1)図 低圧代替注水系（常設）、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる注水）



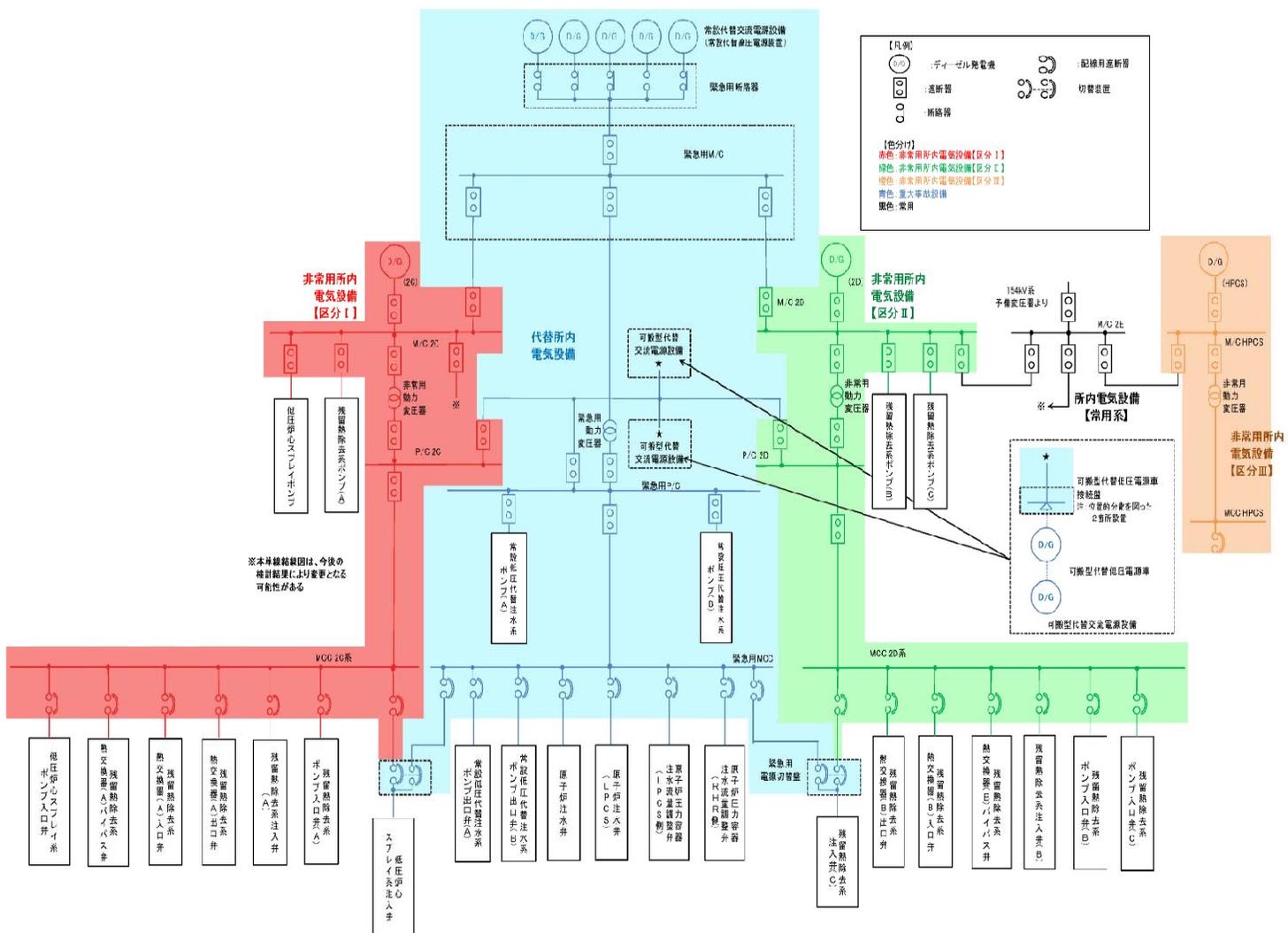
第57-9-(1.3.1-2) 図 低圧代替注水系 (常設), 残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図 (可搬型代替注水大型ポンプによる注水)



第 57-9- (1. 3. 1-3) 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. 1-4) 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-(1.3.1-5) 図 単線結線図_低圧代替注水系 [47 条]

1.3.2 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）

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（格納容器スプレイ冷却系）」である。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を，第57-9-(1.3.2-1)図に，耐圧強化ベント系の系統概要図を，第57-9-(1.3.2-2)図に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の主要設備を第57-9-(1.3.2-1)表に示す。

第 57-9-(1.3.2-1)表 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置) 耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)
ポンプ	—	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系)
電動弁 (状態表示を含む)	<格納容器圧力逃がし装置> <ul style="list-style-type: none"> 一次隔離弁 (S/C側) 一次隔離弁 (D/W側) 二次隔離弁 (A) 二次隔離弁 (B) <耐圧強化ベント系> <ul style="list-style-type: none"> 一次隔離弁 (S/C側) 一次隔離弁 (D/W側) 耐圧強化ベント系二次隔離弁 耐圧強化ベント系一次隔離弁 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系D/Wスプレイ弁 残留熱除去系S/Pスプレイ弁
計装設備	<格納容器圧力逃がし装置> <ul style="list-style-type: none"> 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 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 <耐圧強化ベント系> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力 耐圧強化ベント系放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 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

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）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。（第57-9-(1.3.2-3)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，常設代替高压電源装置から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し，電源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。

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，第57-9-(1.3.2-4)～(1.3.2-5)図のとおり，常設代替高压電源装置置場に設置する常設代替高压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-(1.3.2-4)～(1.3.2-5)図に示す原子炉建屋附属棟地下1階に設置する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，常設代替高压電源装置と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，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（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。（第57-9-(1.3.2-4)～(1.3.2-5)図）

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 耐圧強化ベント系, 格納容器圧力逃がし装置(48条)

	図番号	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.2-3)表)	第57-9-(48-1~7)図	57-9-88~94
動力用 (第57-9-(1.3.2-4)~ (1.3.2-5)図) (第57-9-(1.3.2-4)表)	第57-9-(48-8~14)図	57-9-95~101

第57-9-(1.3.2-3)表 計装用電路 耐圧強化ベント系、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	ドライウエル 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-N 015A)	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	ドライウエル 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-N 056A)	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	ドライウエル 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-N 015B)	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	ドライウエル 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-N 056B)	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	ドライウエル 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	ドライウエル 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	ドライウエル 圧力 (PT-26-79.6 0)	中央制 御室	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟4 階	—	—	—	—

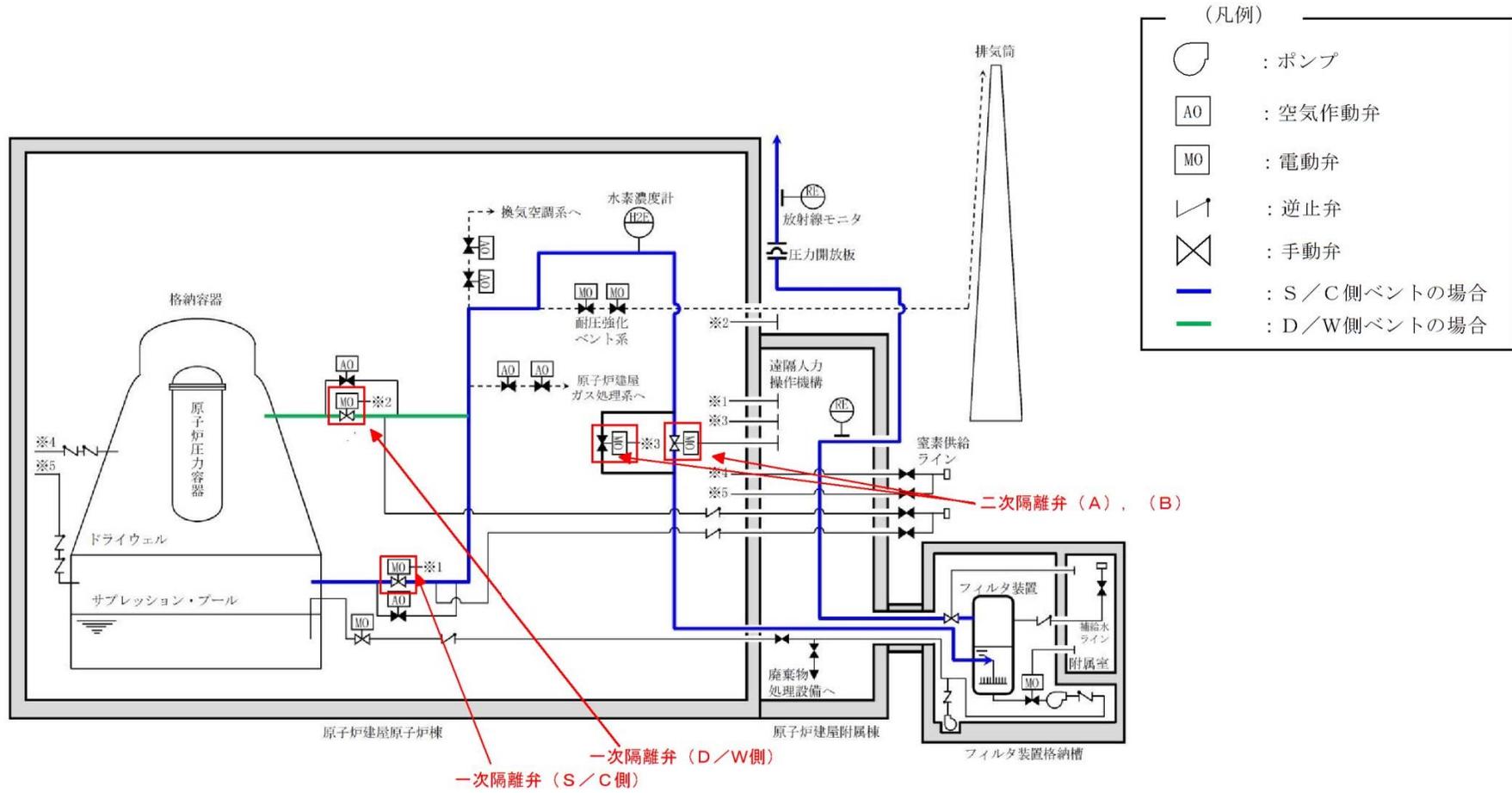
第 57-9-(1.3.2-3)表 計装用電路 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置（48 条）（2 / 2）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S10	サブプレッショ ン・チェンバ 圧力 (PT-26-79.6 1)	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 し装置フ ィルタ装 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 置フィルタ 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 置フィルタ 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 置フィルタ 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 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化
ベント系 (48条)

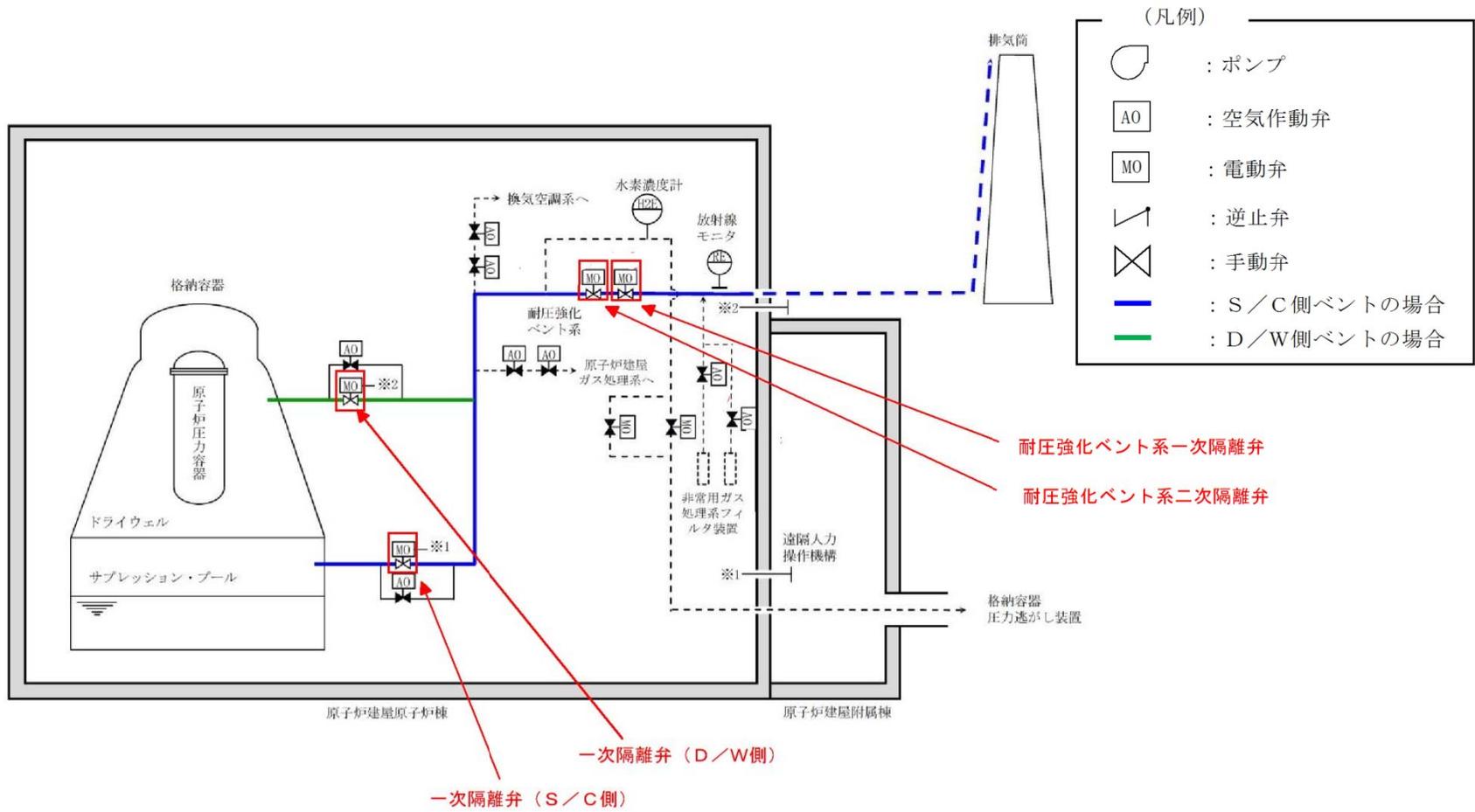
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 125V 直流 MCC	一次隔離弁 (S/C側)	D1	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)
S2	緊急用 125V 直流 MCC	一次隔離弁 (D/W側)	D2	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)
S3	緊急用 125V 直流 MCC	二次隔離弁 (A)	D3	MCC 2C-5/4C	残留熱除去系 (A) S/Pスプレイ弁
S4	緊急用 125V 直流 MCC	二次隔離弁 (B)	D4	MCC 2D-3/6E	残留熱除去系 (B) S/Pスプレイ弁
S5	緊急用 MCC	耐圧強化ベント系一次 隔離弁	D5	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)
S6	緊急用 MCC	耐圧強化ベント系二次 隔離弁	D6	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)
—	—	—	D7	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
—	—	—	D8	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
—	—	—	D9	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁 (A)
—	—	—	D10	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁 (B)
—	—	—	D11	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系 熱交換器 (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-3/3B	残留熱除去系 熱交換器 (B) 出口弁
—	—	—	D15	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系 熱交換器 (B) 入口弁
—	—	—	D16	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系 熱交換器 (B) バイパス弁

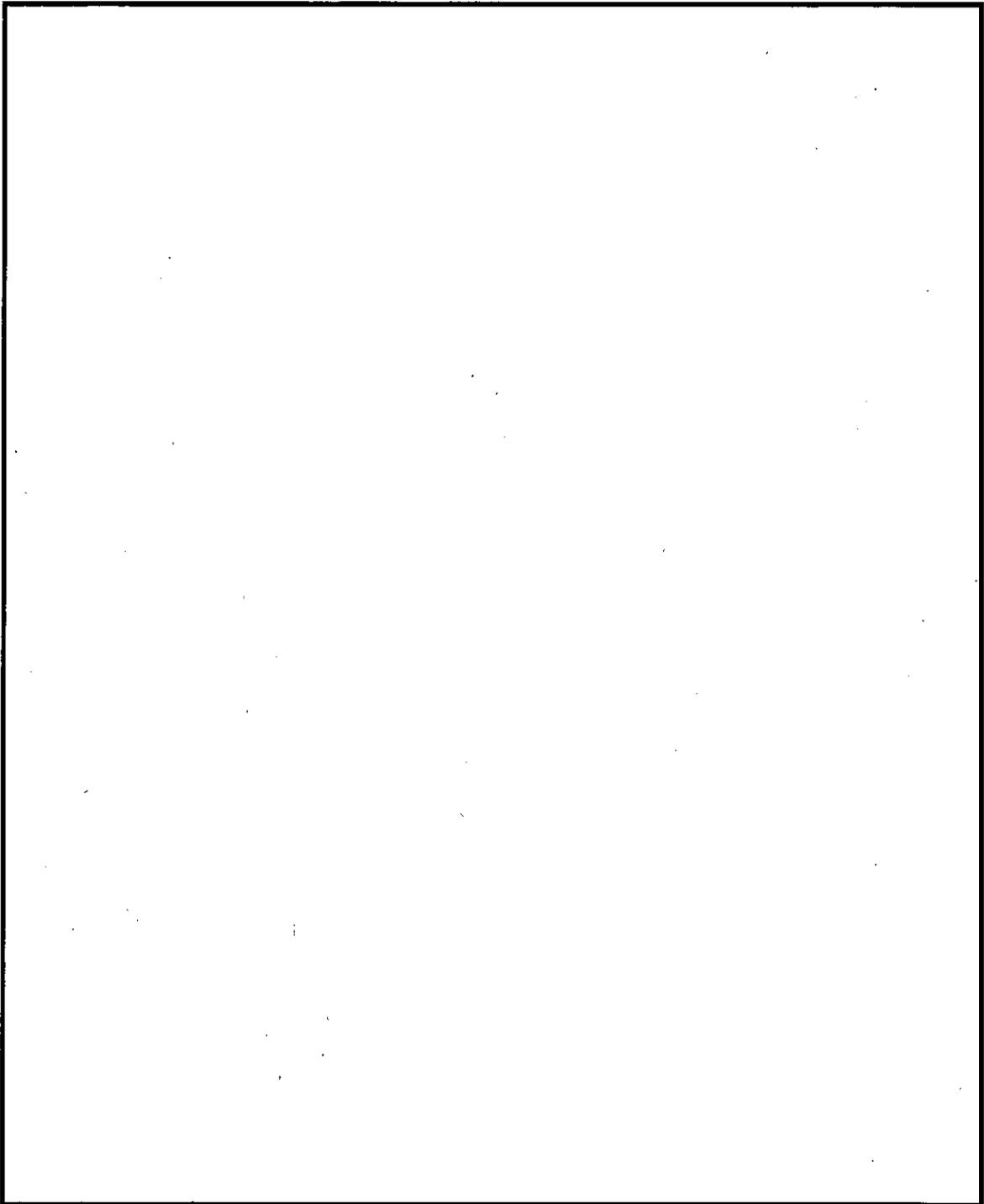
第57-9-(1.3.2-1) 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図
57-9-51



第 57-9-9-(1.3.2-2) 図 耐圧強化ベント系 系統概要図

57-9-52





第 57-9-(1. 3. 2-3) 図 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)

1.3.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） [49条]

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は重大事故等時に格納容器内を冷却するための常設設備であり，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及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統概要図を，第57-9-(1.3.3-1)図に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を，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の主要設備について

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	・残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)
ポンプ	・常設低圧代替注水系ポンプ	・残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系)
電動弁(状態表示を含む)	・残留熱除去系(B) D/Wスプレイ弁(A) ・残留熱除去系(B) D/Wスプレイ弁(B) ・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D/Wスプレイ弁 ・残留熱除去系S/Pスプレイ弁
計装設備	・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・サブプレッション・プール水位	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・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

代替格納容器スプレイ冷却系のポンプは常設低圧代替注水系格納槽に設置，残留熱除去系ポンプ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-(1.3.3-2)～(1.3.3-3)図）

代替格納容器スプレイ冷却系は，第57-9-(1.3.3-4)図のとおり屋外に設

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-(1.3.3-4)図のとおり原子炉建屋附属棟地下1階に設置する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、低圧注水系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。（第57-9-(1.3.3-4)図）

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(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	57-9-102~109
動力用 (第57-9-(1.3.3-4)図) (第57-9-(1.3.3-4)表)	第57-9-(49-9~14)図	57-9-110~115

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	ドライウエル雰囲気温度 (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	ドライウエル雰囲気温度 (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	ドライウエル雰囲気温度 (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	ドライウエル雰囲気温度 (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	ドライウエル雰囲気温度 (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	ドライウエル雰囲気温度 (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	サブプレッション・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	サブプレッション・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	ドライウエル圧力 (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)

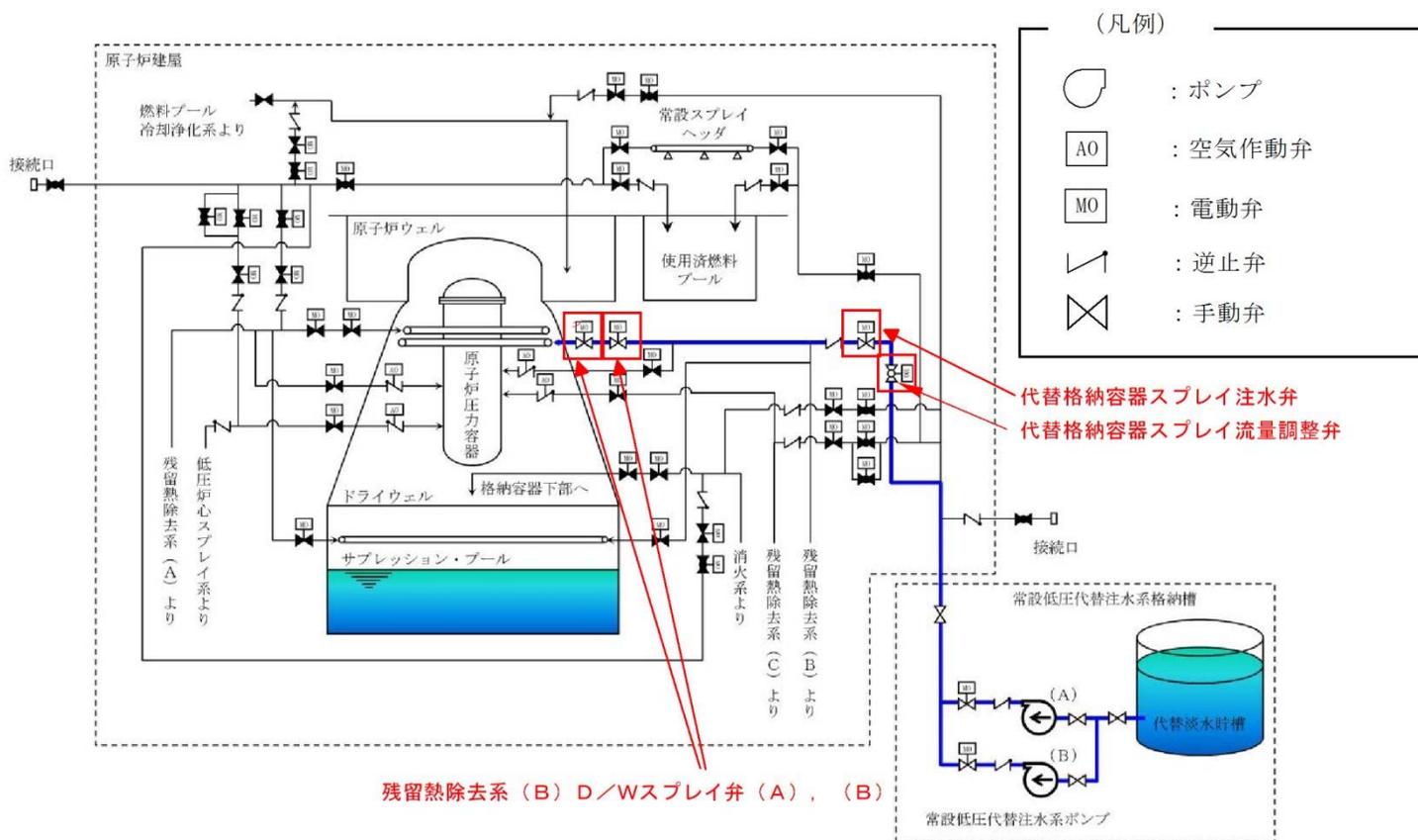
(2 / 2)

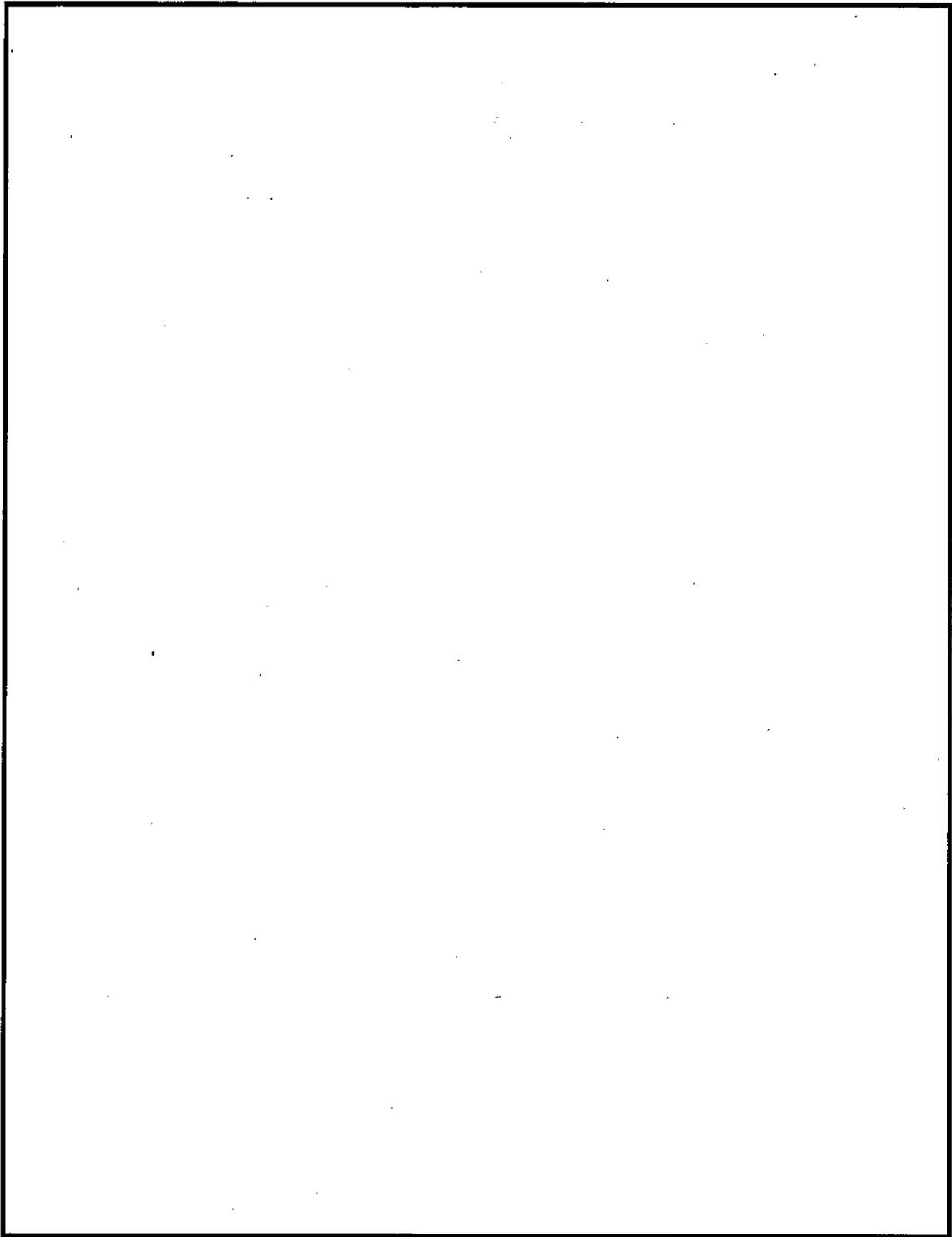
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	サブプレッショ ン・チェンバ 圧力 (PT-26-79.6 1)	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟1階	—	—	—	—
S13	サブプレッショ ン・プール 水位 (LT-26-79.6 0)	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下2階	—	—	—	—
S14	常設低圧代替 注水系ポンプ (A)吐出圧力	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—
S15	常設低圧代替 注水系ポンプ (B)吐出圧力	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—

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)

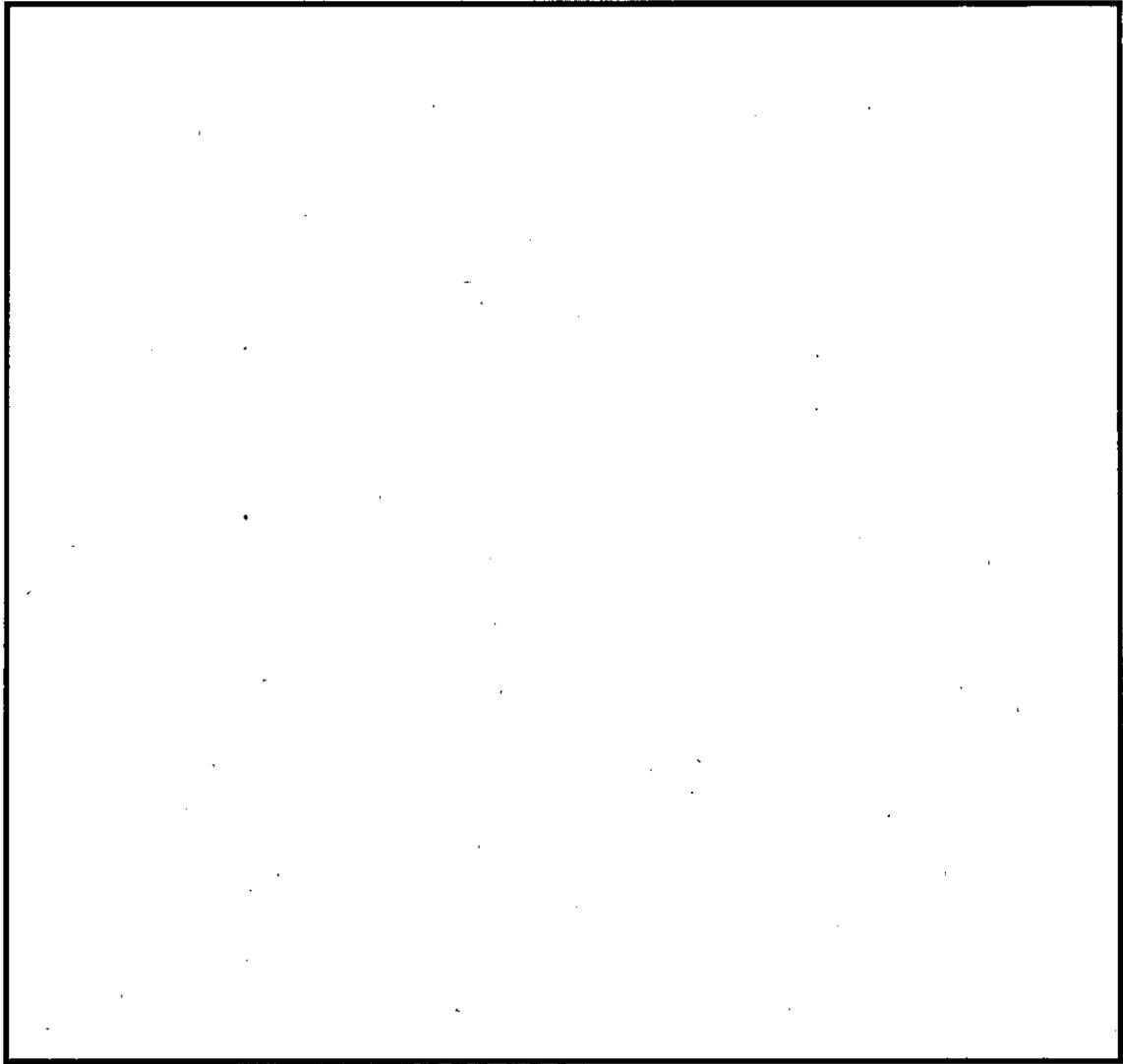
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 MCC	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)	D1	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
S2	緊急用 MCC	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)	D2	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
S3	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ注 水弁 (RHRB側)	D3	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
S4	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ流 量調整弁 (RHRB側)	D4	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口弁
S5	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (A)	D5	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口弁
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (B)	D6	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁
S7	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁 (A)	D7	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)
S8	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁 (B)	D8	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)
S9	緊急用 MCC	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)	D9	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)
S10	緊急用 MCC	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)	D10	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)
S11	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ注 水弁 (RHRA側)	D11	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
S12	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ流 量調整弁 (RHRA側)	D12	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
—	—	—	D13	MCC 2C-3/3F	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
—	—	—	D14	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ (B) 入口弁

第57-9-(1.3.3-1) 図 代替格納容器スプレイン冷却系及び残留熱除去系(格納容器スプレイン冷却系)の系統概要図





第 57-9-(1. 3. 3-2) 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. 3-3) 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)

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格納容器の破損を防止するため、熔融し、格納容器の下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系統概要図を、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

機能	重大事故緩和設備	設計基準事故対処設備
—	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> 常設低圧代替注水系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 	—
電動弁(状態表示を含む)	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁 格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁 	—
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> 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 ドライウエル雰囲気温度 格納容器下部水位 	—

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）のポンプ（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に設置し、格納容器下部注水系（可搬型）

のポンプ（可搬型代替注水大型ポンプ）は屋外に設置し、多様性及び位置的分散を図った設計としている。（第 57-9-(1.3.4-3)図）

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）は常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（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、それぞれ多様性及び位置的分散を図った設計としている。

② 電動弁

格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁は，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エ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。(第57-9-(1.3.4-4)図)

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	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.4-3)表)	第57-9-(51-1~6)図	57-9-116~121
動力用 (第57-9-(1.3.4-4)図) (第57-9-(1.3.4-4)表)	第57-9-(51-7~10)図	57-9-122~125

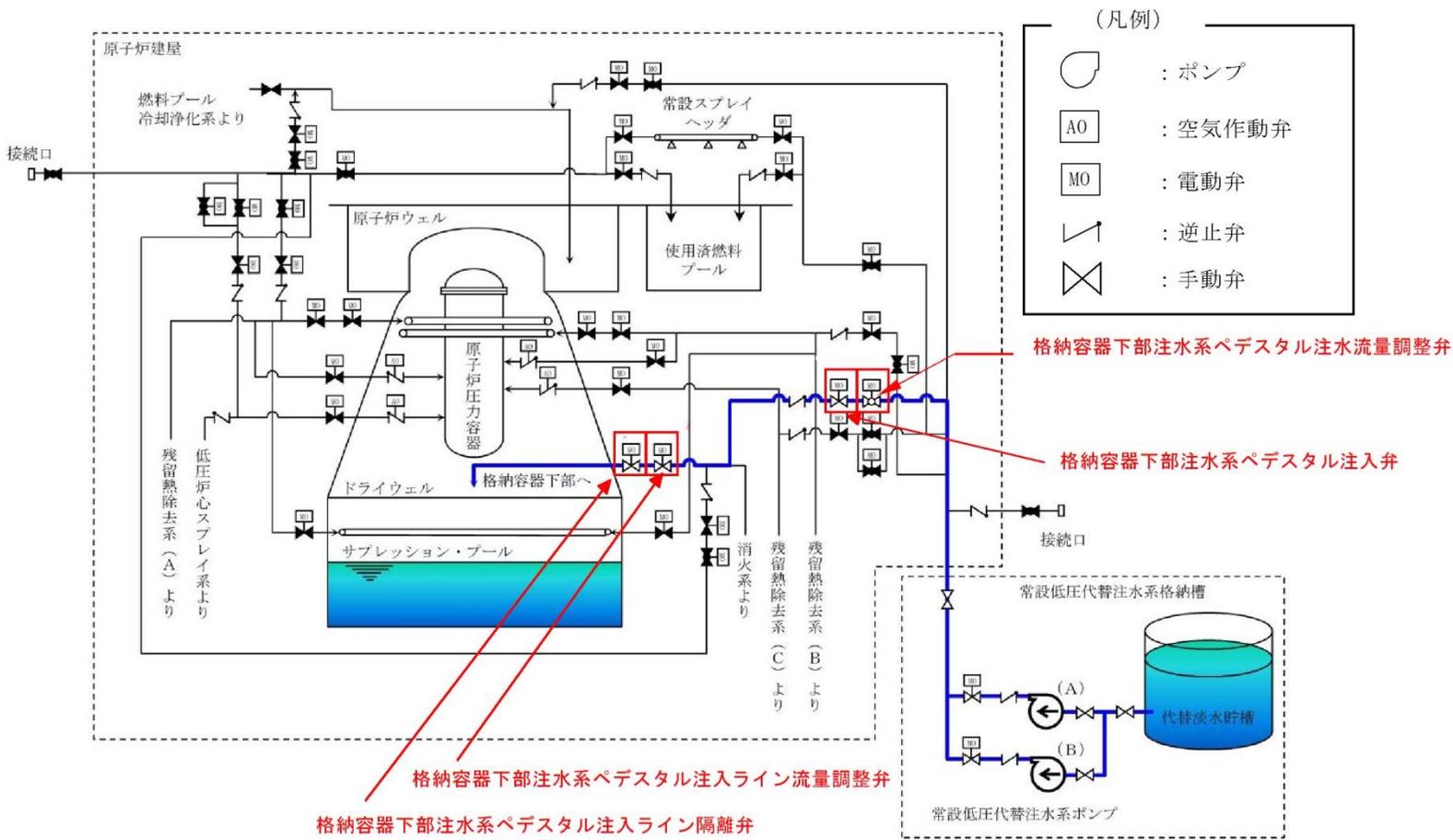
第57-9-(1.3.4-3)表 計装設備用電路 格納容器下部注水系 (51条)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低压代替注水系 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	ドライウエル 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	ドライウエル 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	ドライウエル 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	ドライウエル 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	ドライウエル 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	ドライウエル 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	常設低压代替注 水系ポンプ(A) 吐出圧力	中央制御 室	現場計器 常設低压代 替注水系格 納槽	—	—	—	—
S16	常設低压代替注 水系ポンプ(B) 吐出圧力	中央制御 室	現場計器 常設低压代 替注水系格 納槽	—	—	—	—

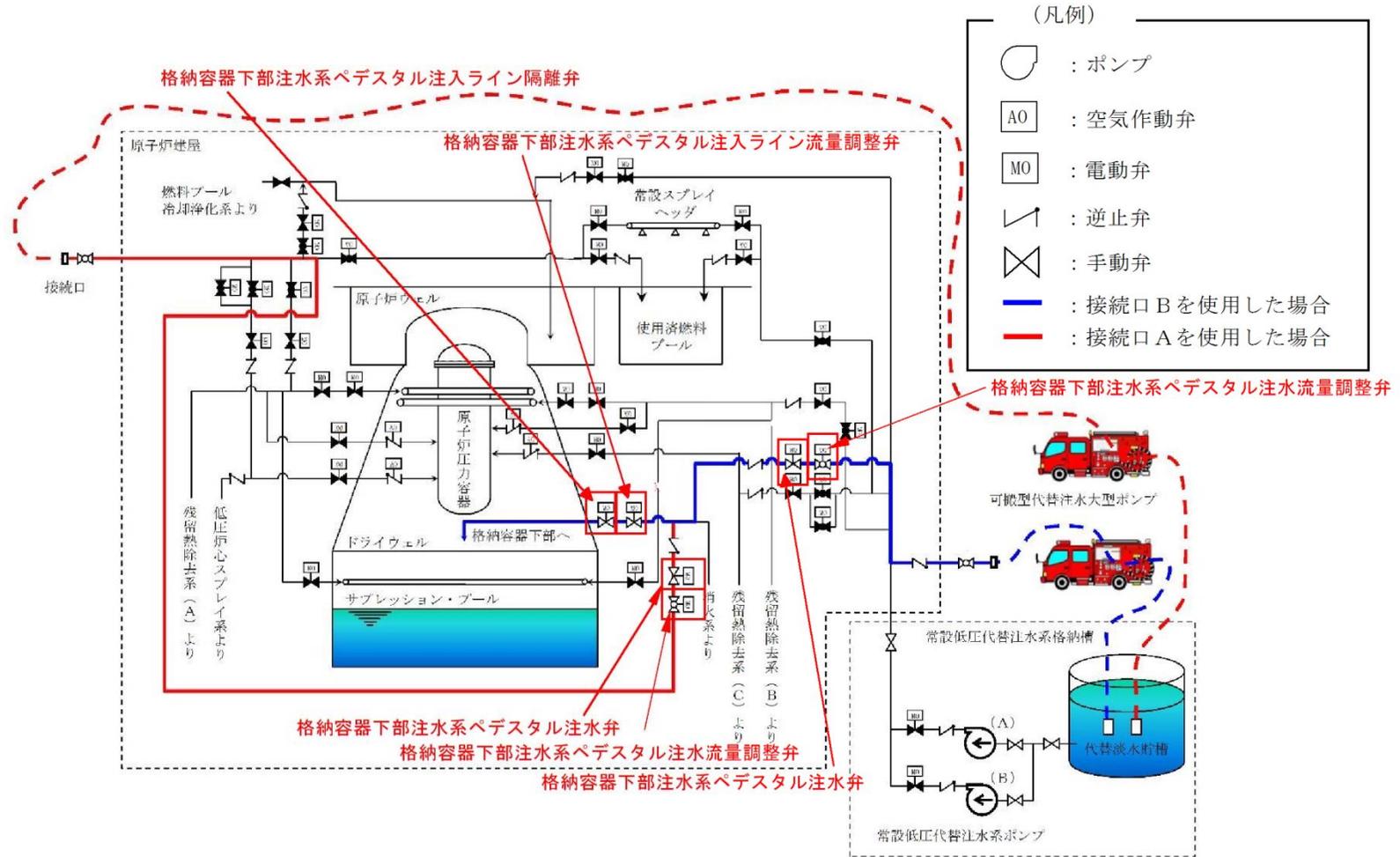
第57-9-(1.3.4-4)表 動力用電路 格納容器下部注水系 (51条)

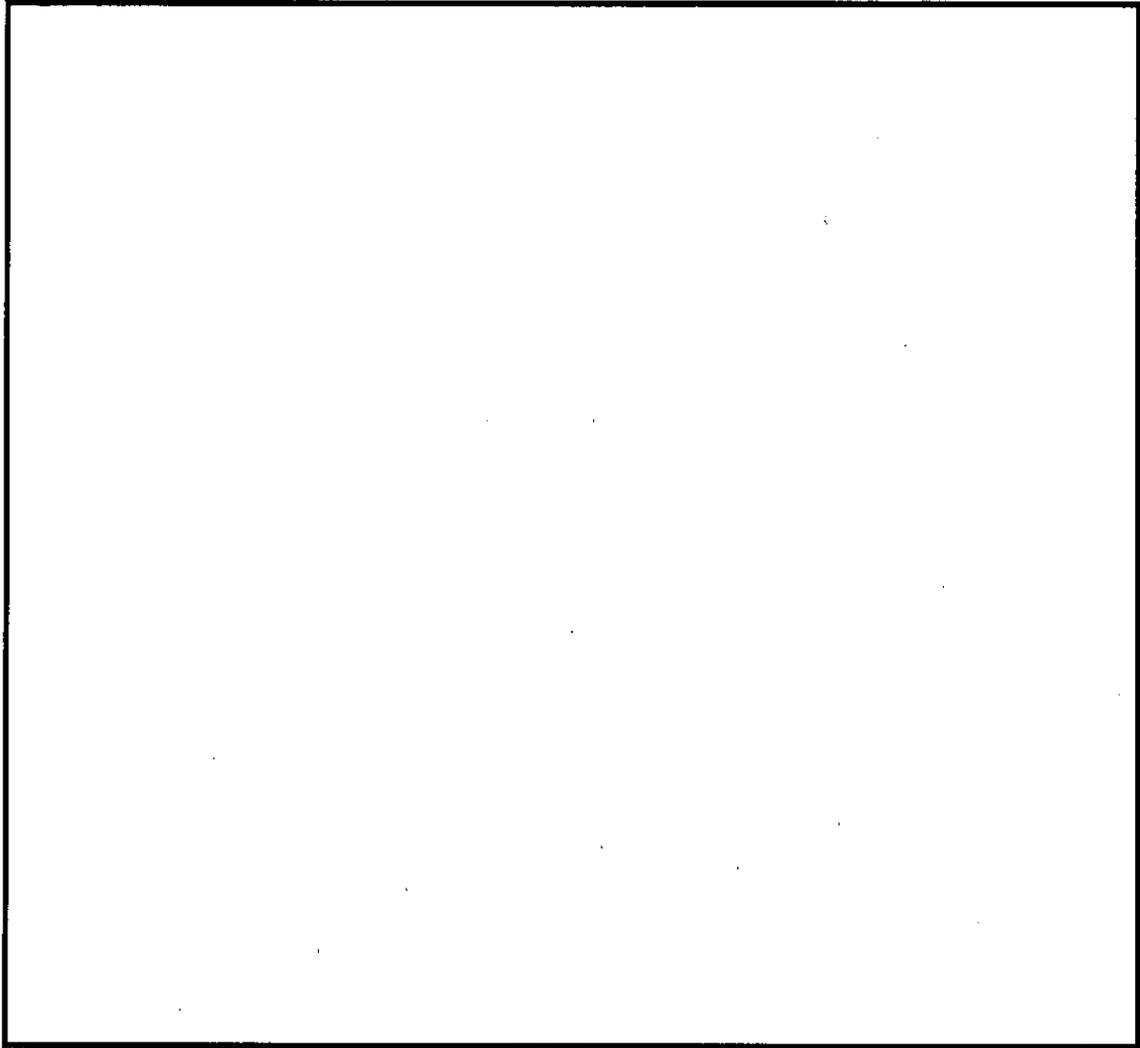
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL注入ライン 流量調整弁	—	—	—
S2	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL注入ライン 隔離弁	—	—	—
S3	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL注水弁 (常設側)	—	—	—
S4	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL 注入量調整弁 (常設側)	—	—	—
S5	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁(A)	—	—	—
S6	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁(B)	—	—	—
S7	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ(A)	—	—	—
S8	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ(B)	—	—	—
S9	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL注水弁 (可搬側)	—	—	—
S10	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL 注入量調整弁 (可搬側)	—	—	—

第 57-9-(1.3.4-1) 図 格納容器下部注水系の概要図 (常設)

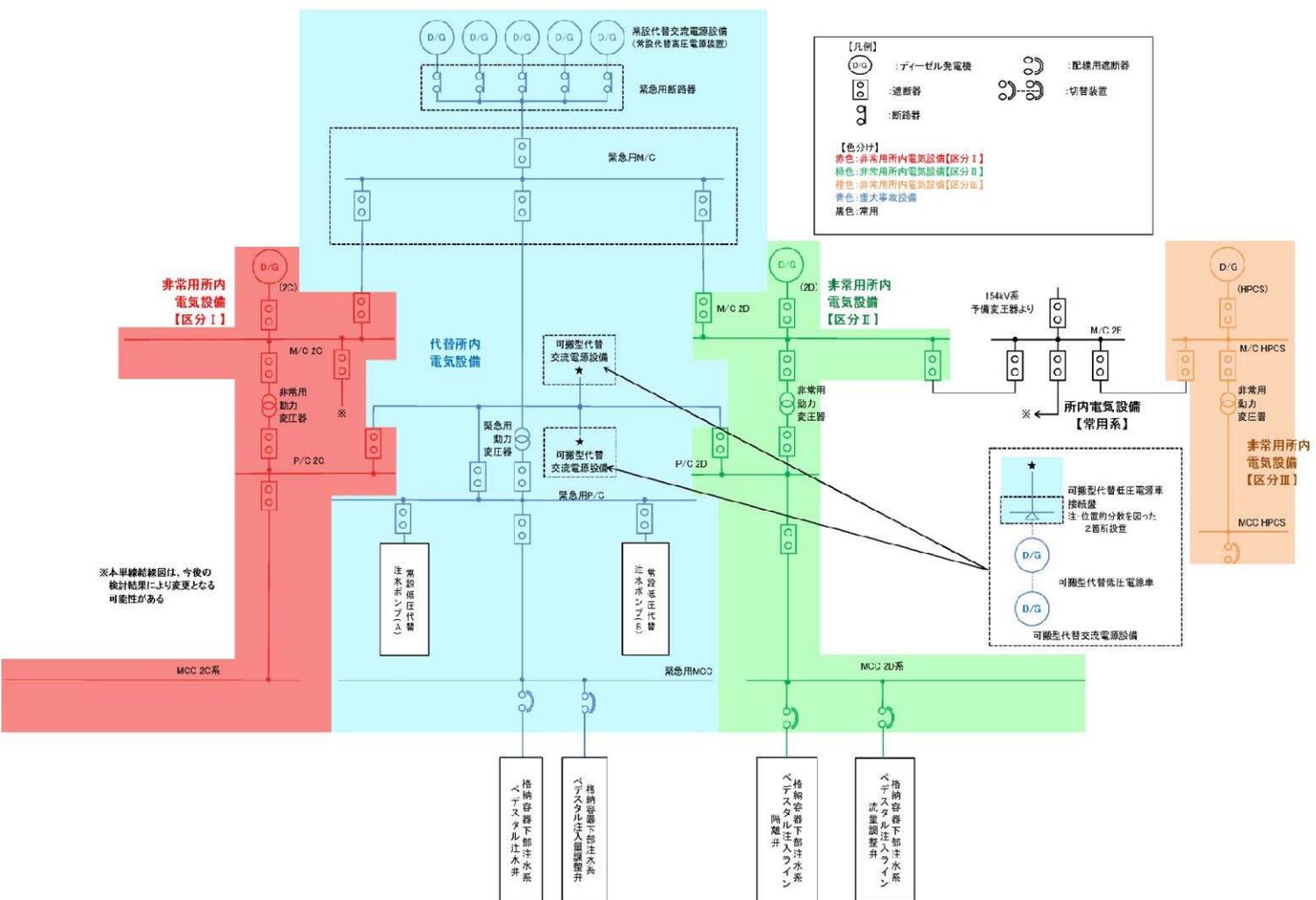


第 57-9-(1.3.4-2) 図 格納容器下部注水系の概要図(可搬型)





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)

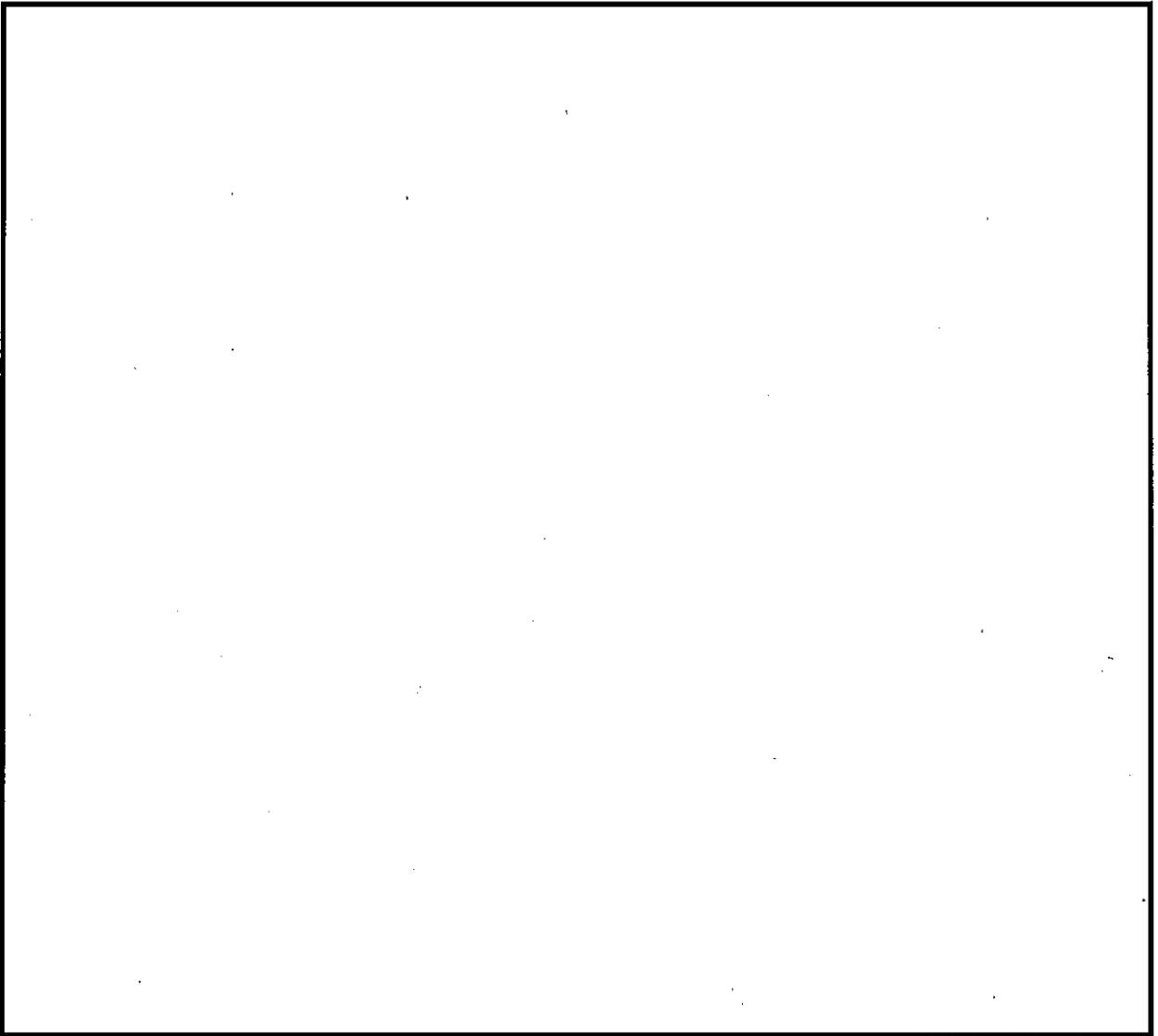


第 57-9-(1.3.4-4) 図 単線結線図 格納容器下部注水系 [51 条]

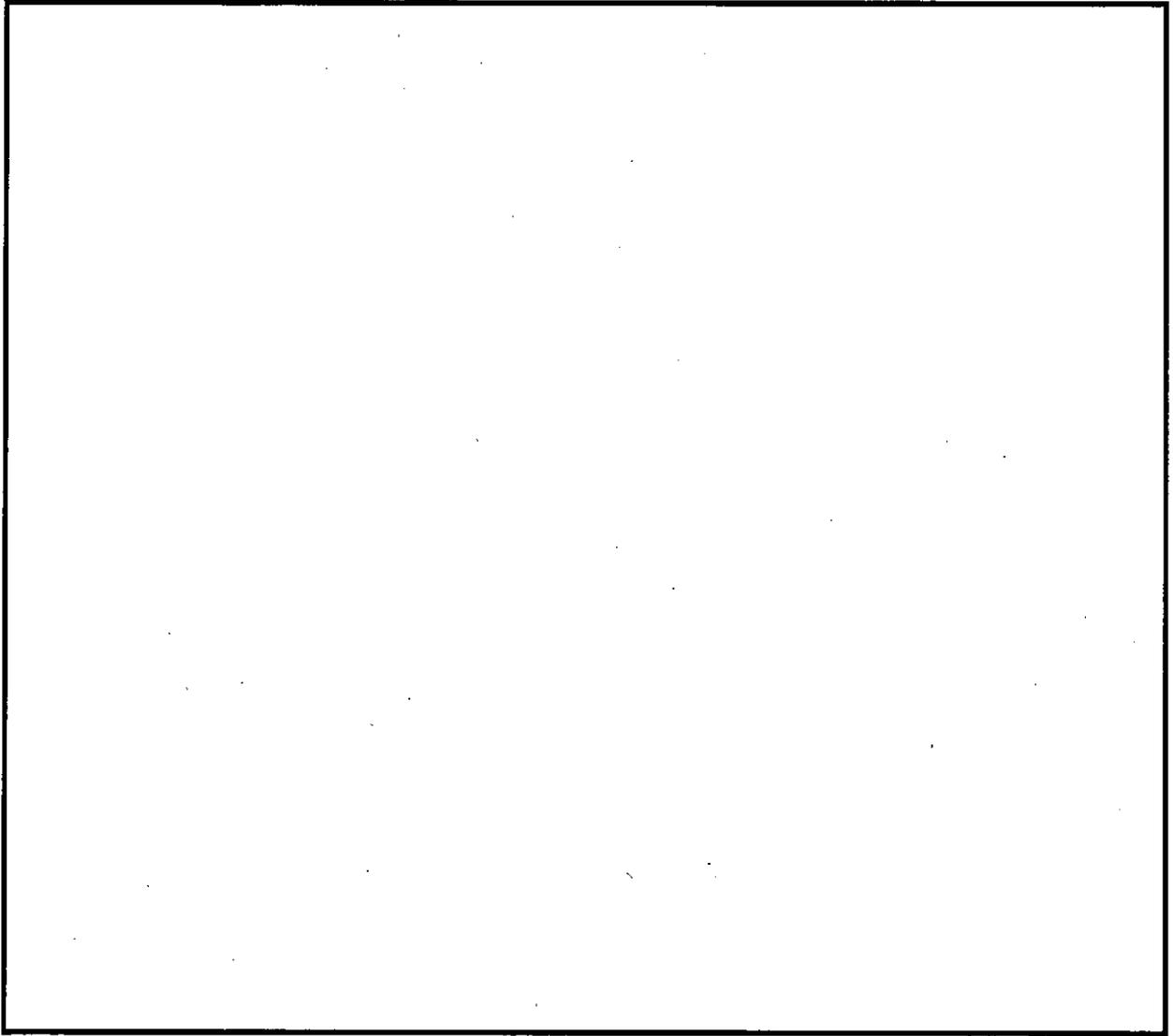
有効性評価の想定するシナリオにおいて常設代替高圧電源装置の代替としての可搬型代替低圧電源車の使用可否について

	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T B））	（全交流動力電源喪失（T B D , T B P P , T B U））	（崩壊熱除去機能喪失した場合）	（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	代替格納容器冷却系を使用する場合	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）	（代替格納容器冷却系を使用中の場合）
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時間後までは、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。	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時間後までは、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。	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。	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。	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。	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。	敷地内への津波浸水を考慮し、可搬型設備には期待しない評価を実施している。	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。	リロケーション後、MCC Iの発生防止のためにベデスタル（ドライウェル部）に事象発生初期に水張りを完了させる必要があるが、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。	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。									

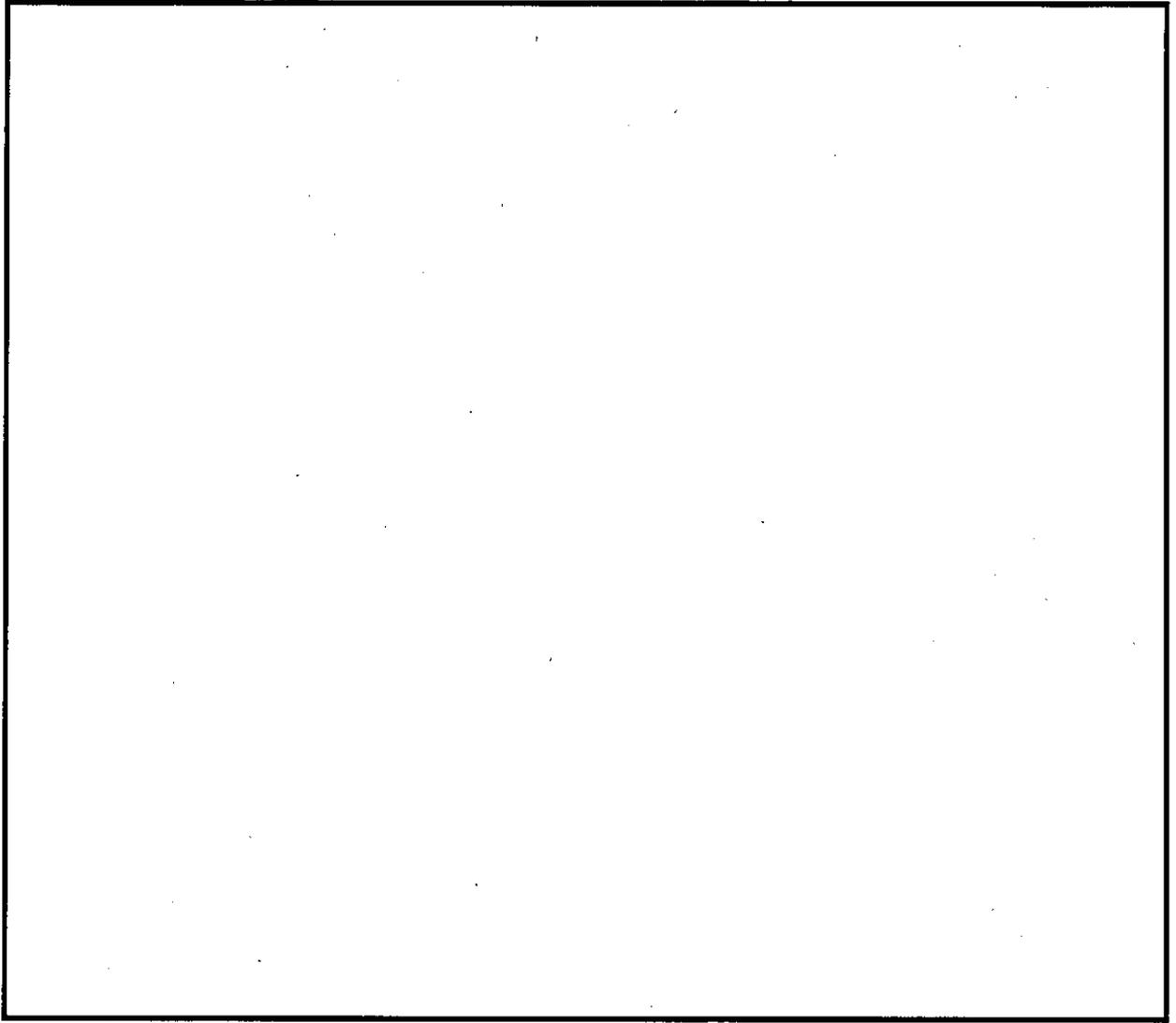
57-9-76



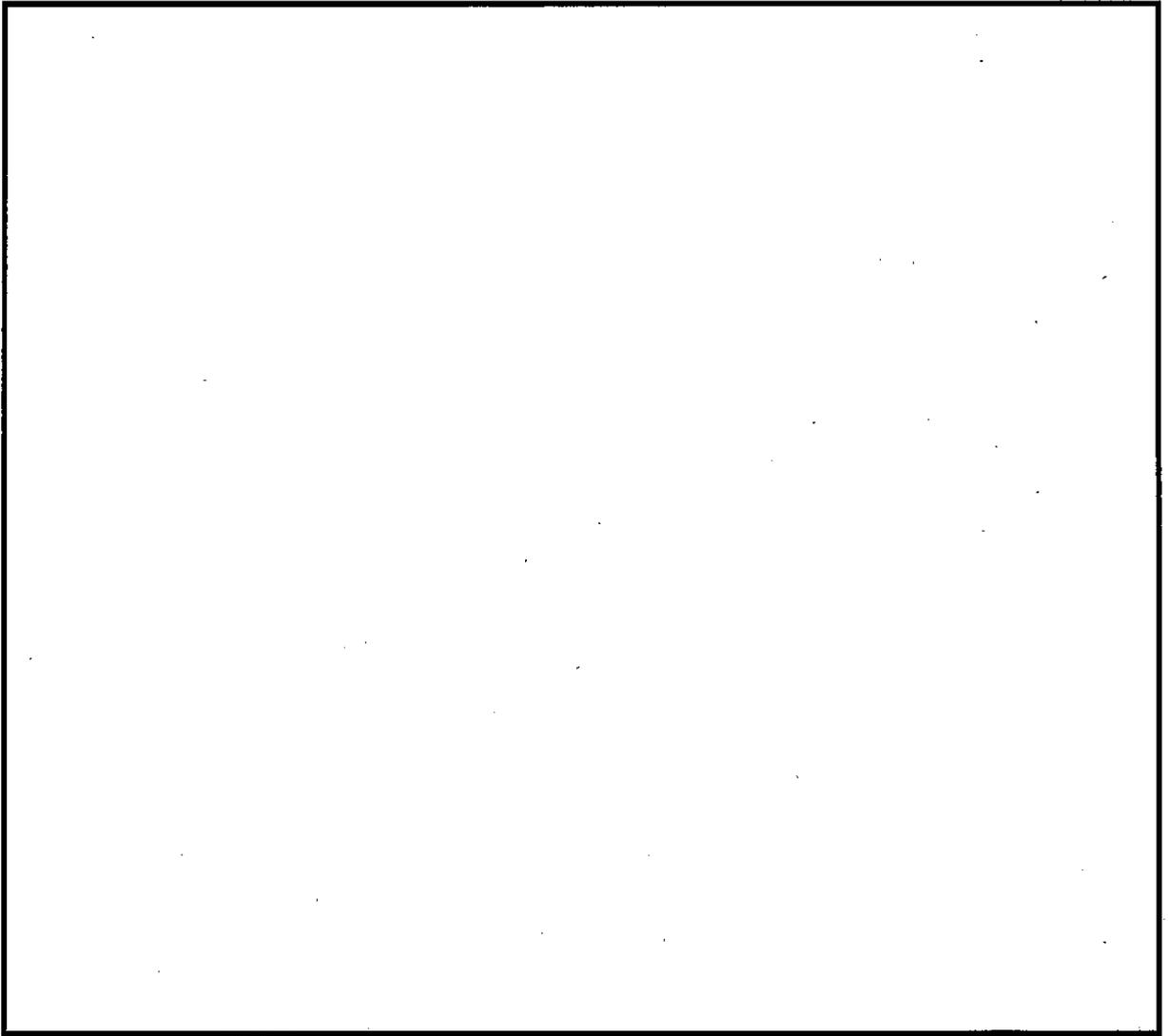
第 57-9- (47-1) 図 原子炉建屋地下 1 階



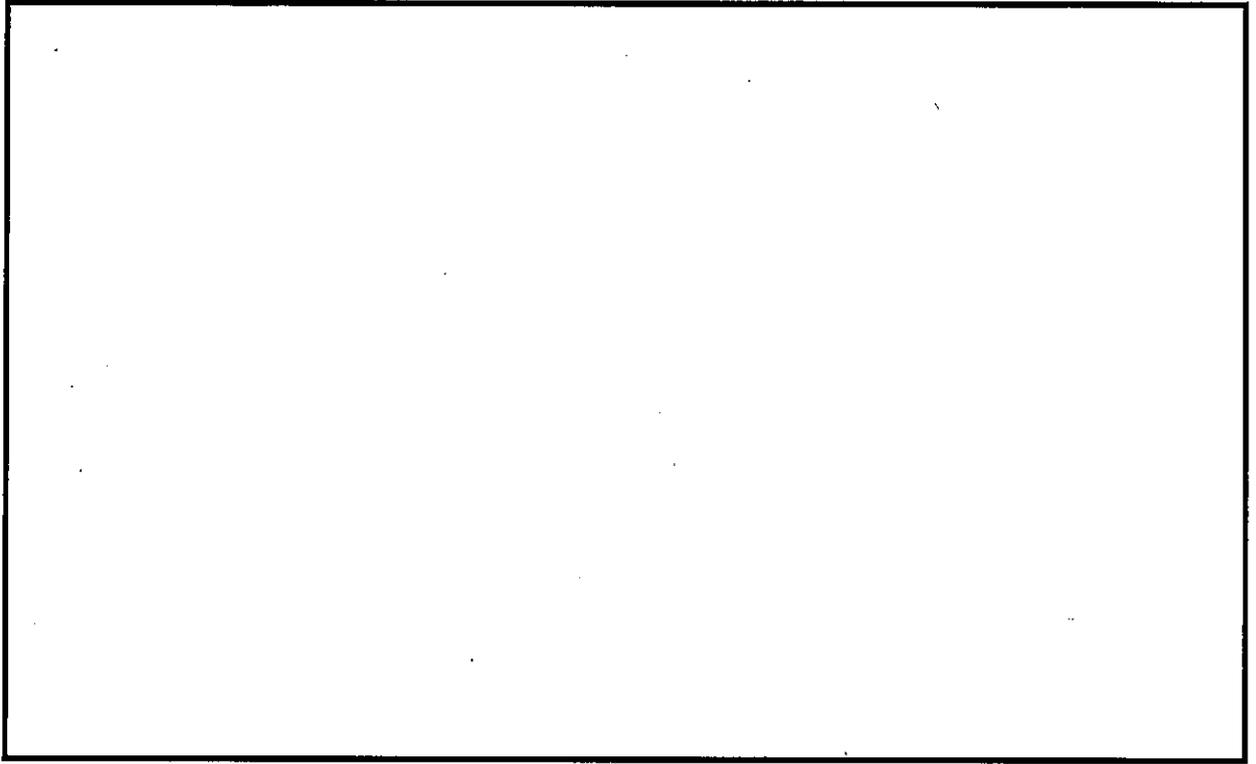
第 57-9- (47-2) 図 原子炉建屋 1 階



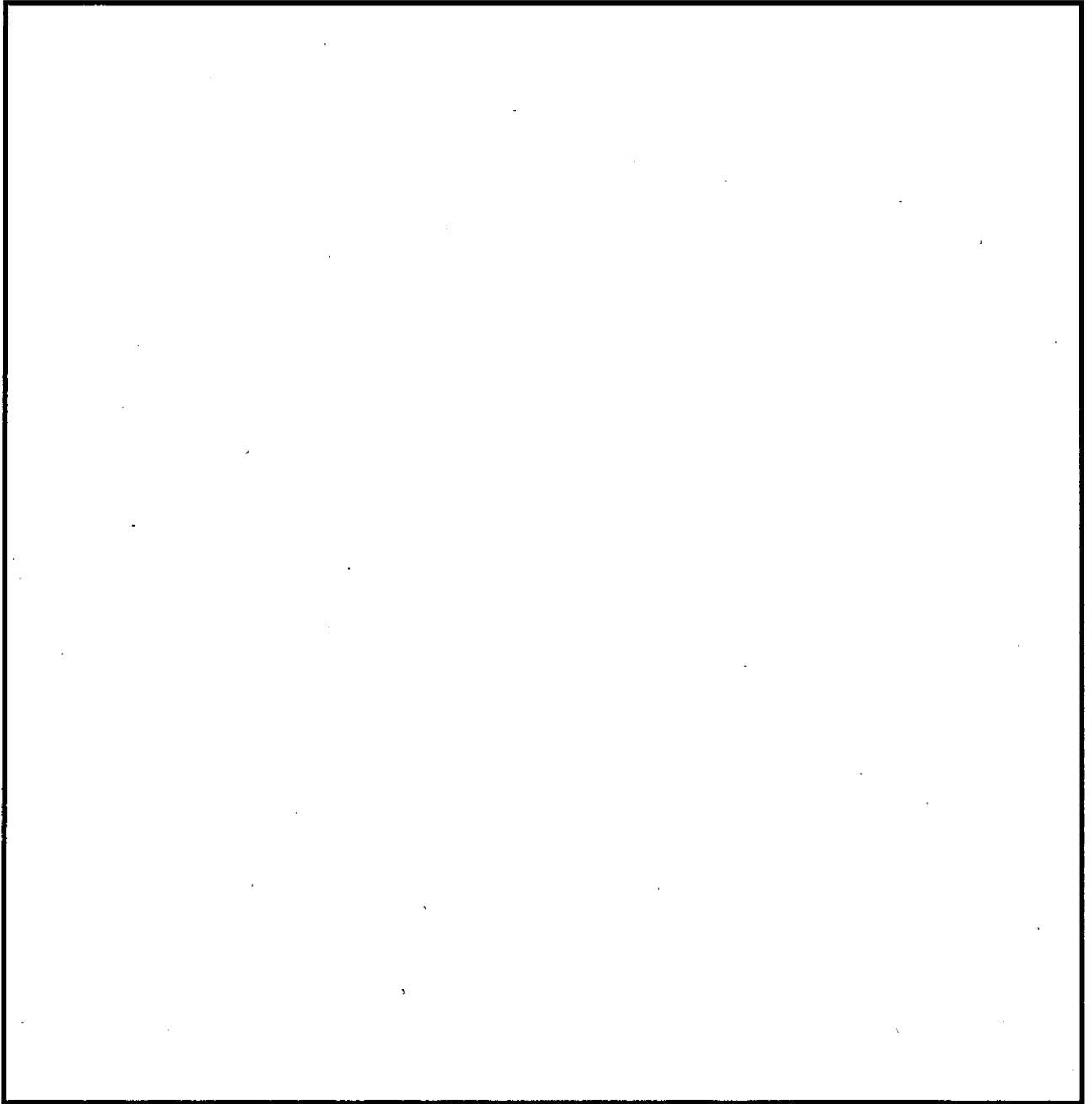
第 57-9-(47-3) 図 原子炉建屋 2 階



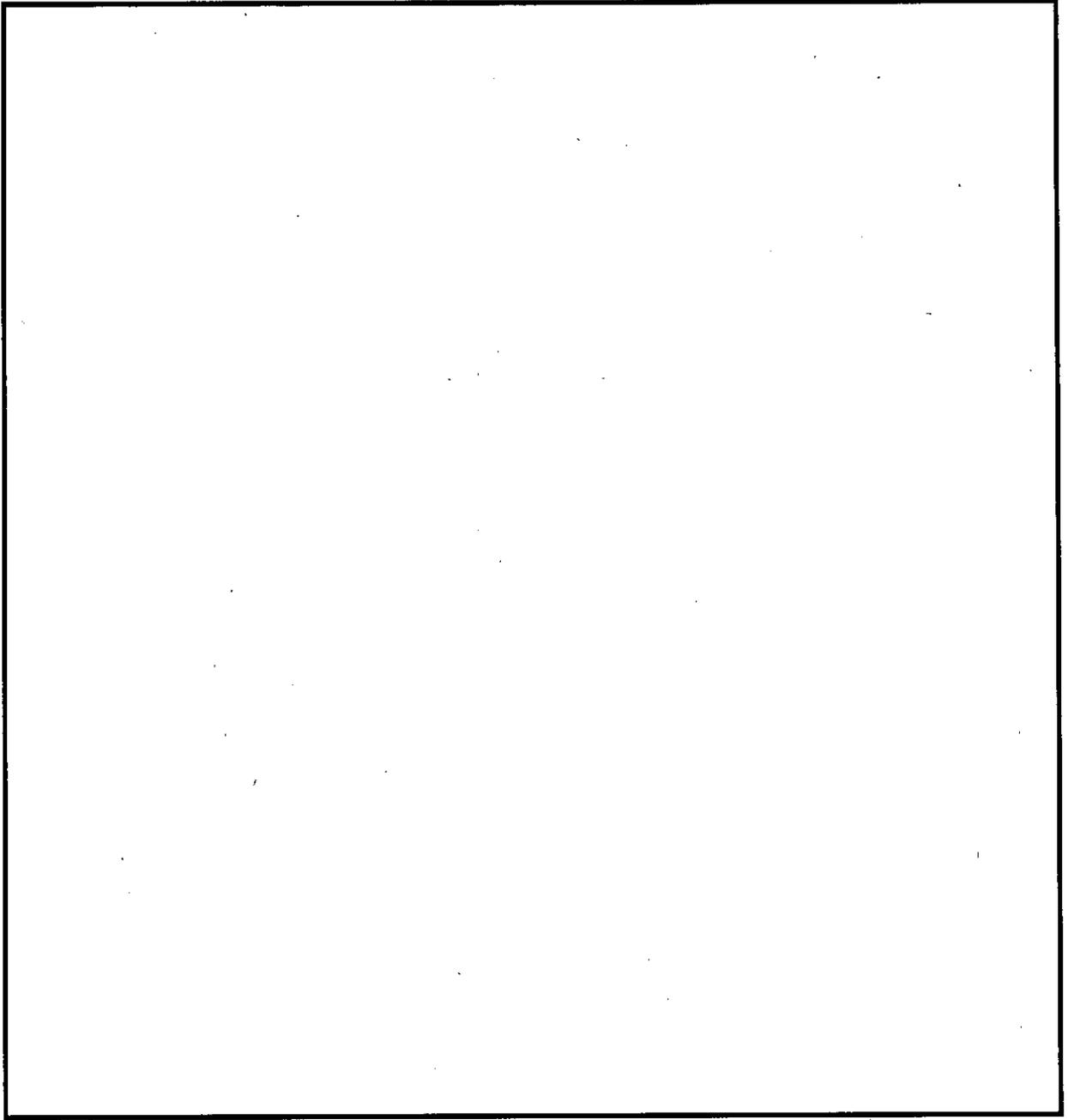
第 57-9- (47-4) 図 原子炉建屋 3 階



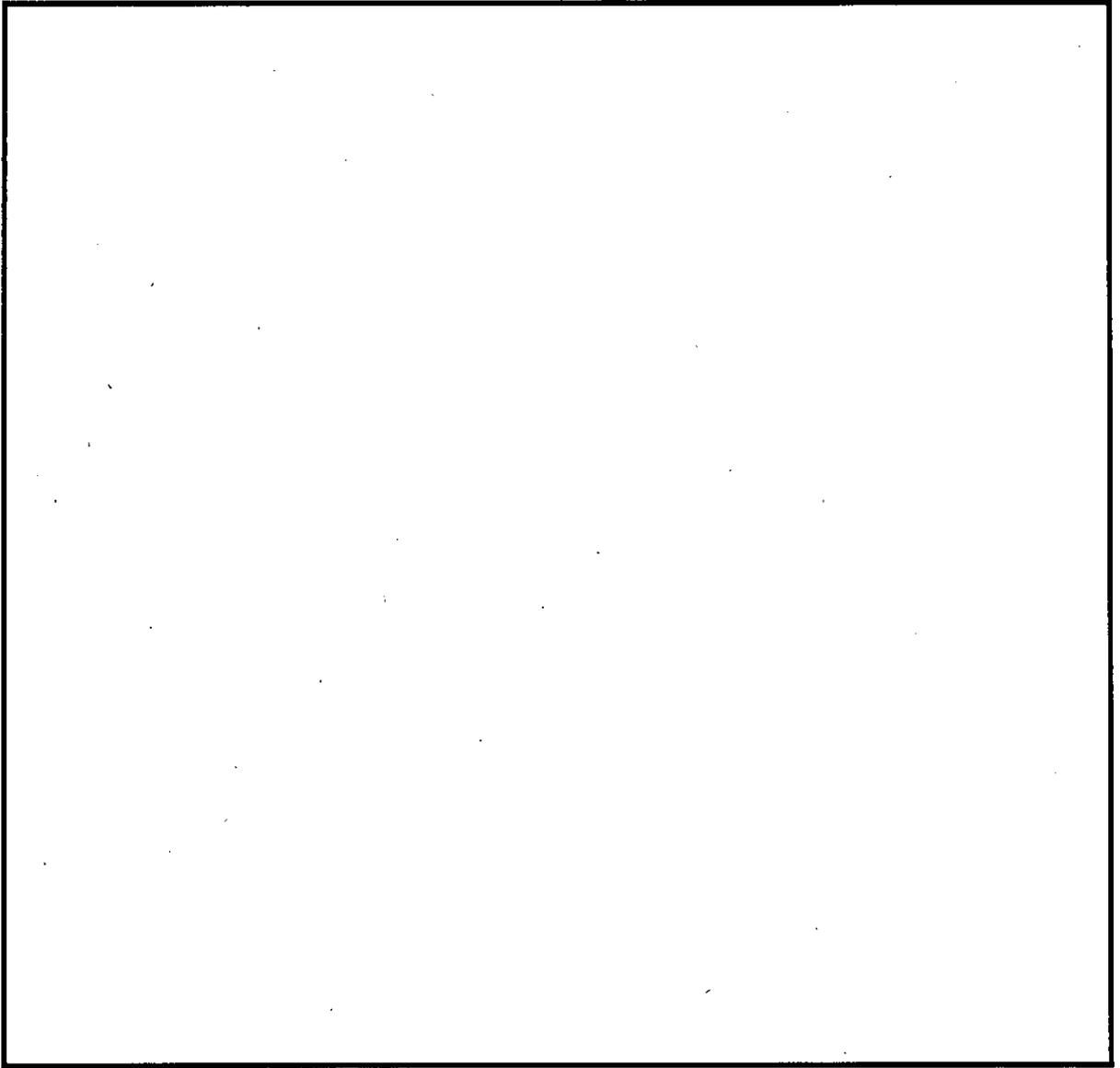
第 57-9- (47-5) 図 原子炉建屋南側屋外



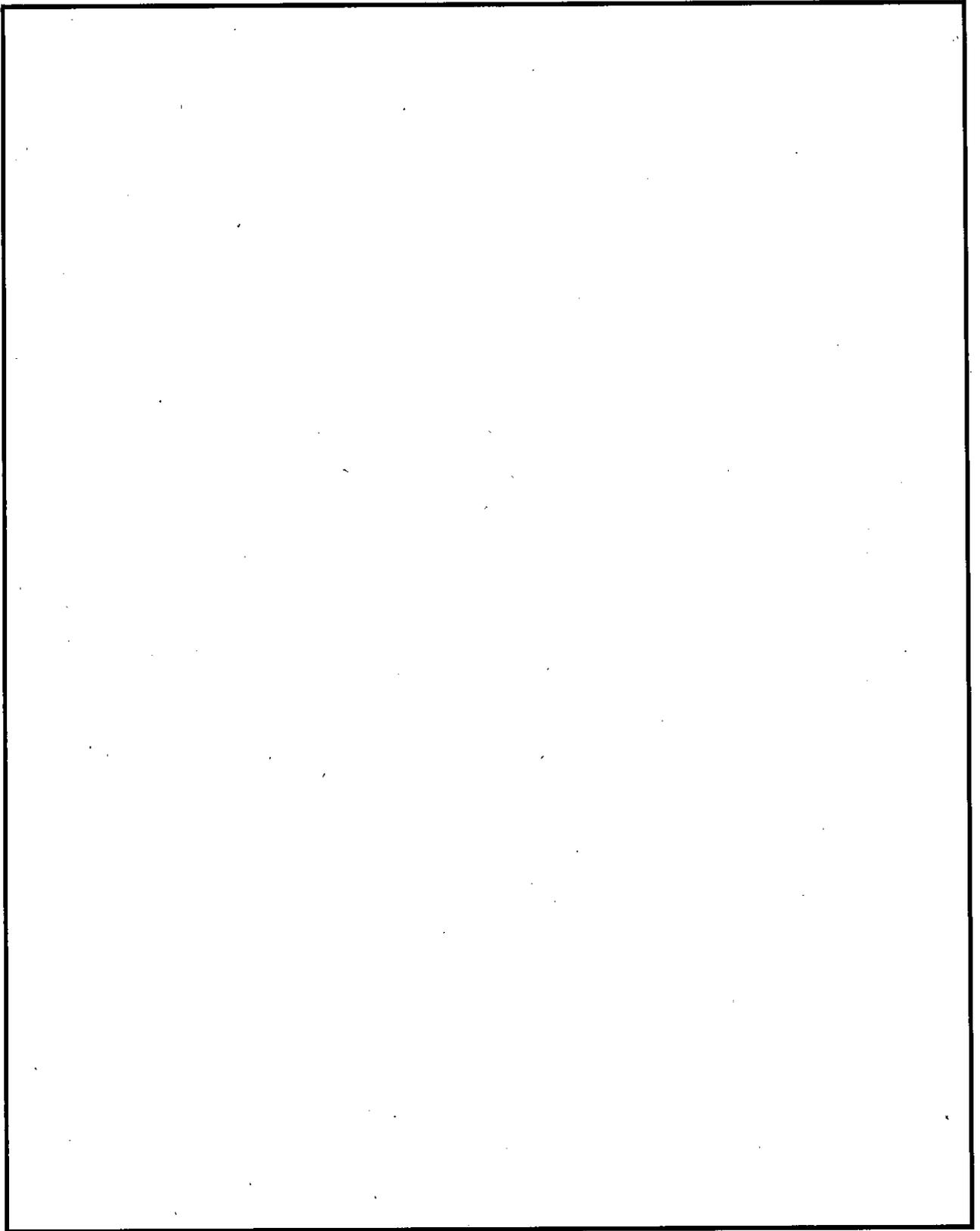
第 57-9- (47-6) 図 原子炉建屋地下 2 階



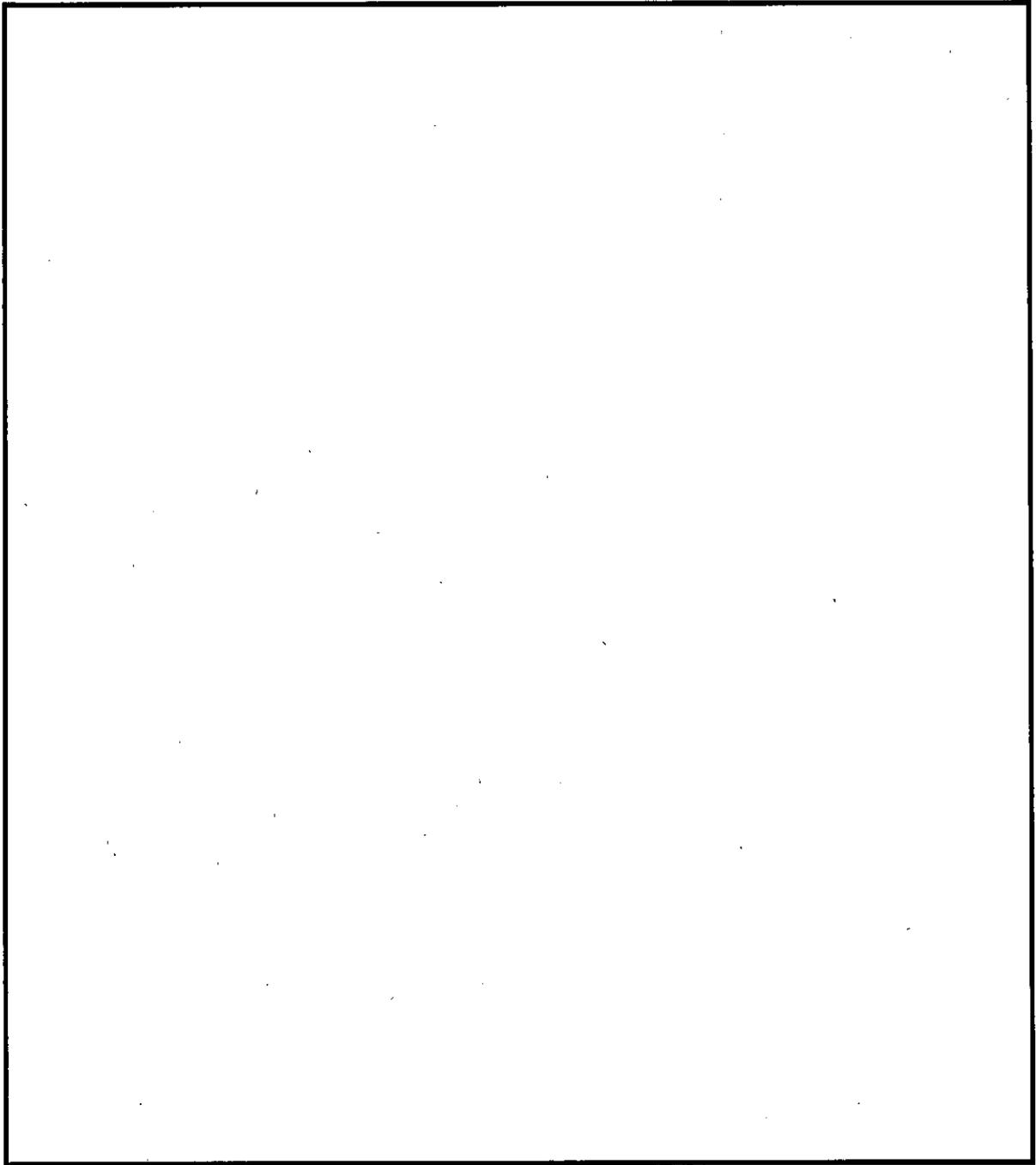
第 57-9- (47-7) 図 原子炉建屋地下 1 階



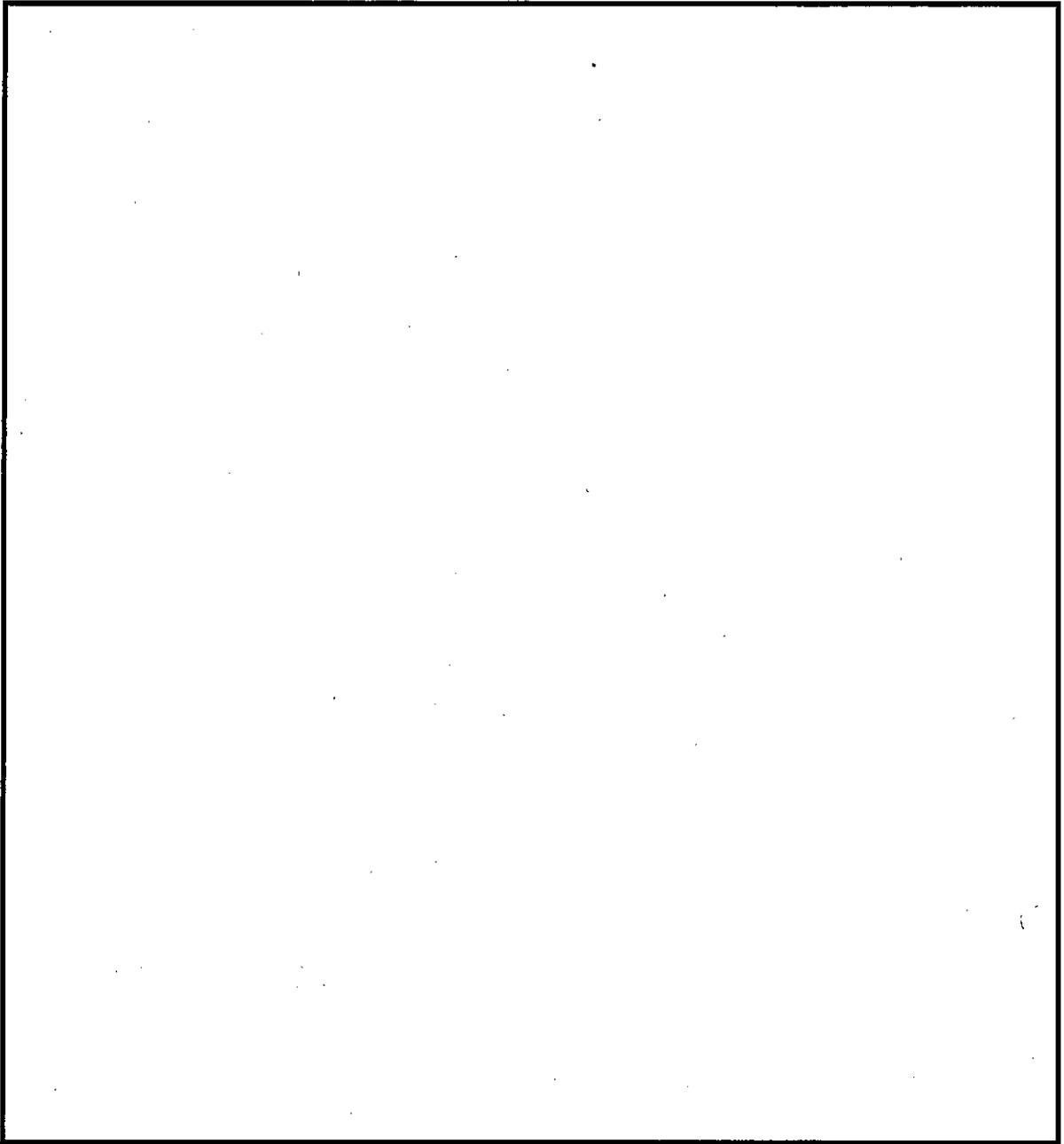
第 57-9-(47-8) 図 原子炉建屋 1 階



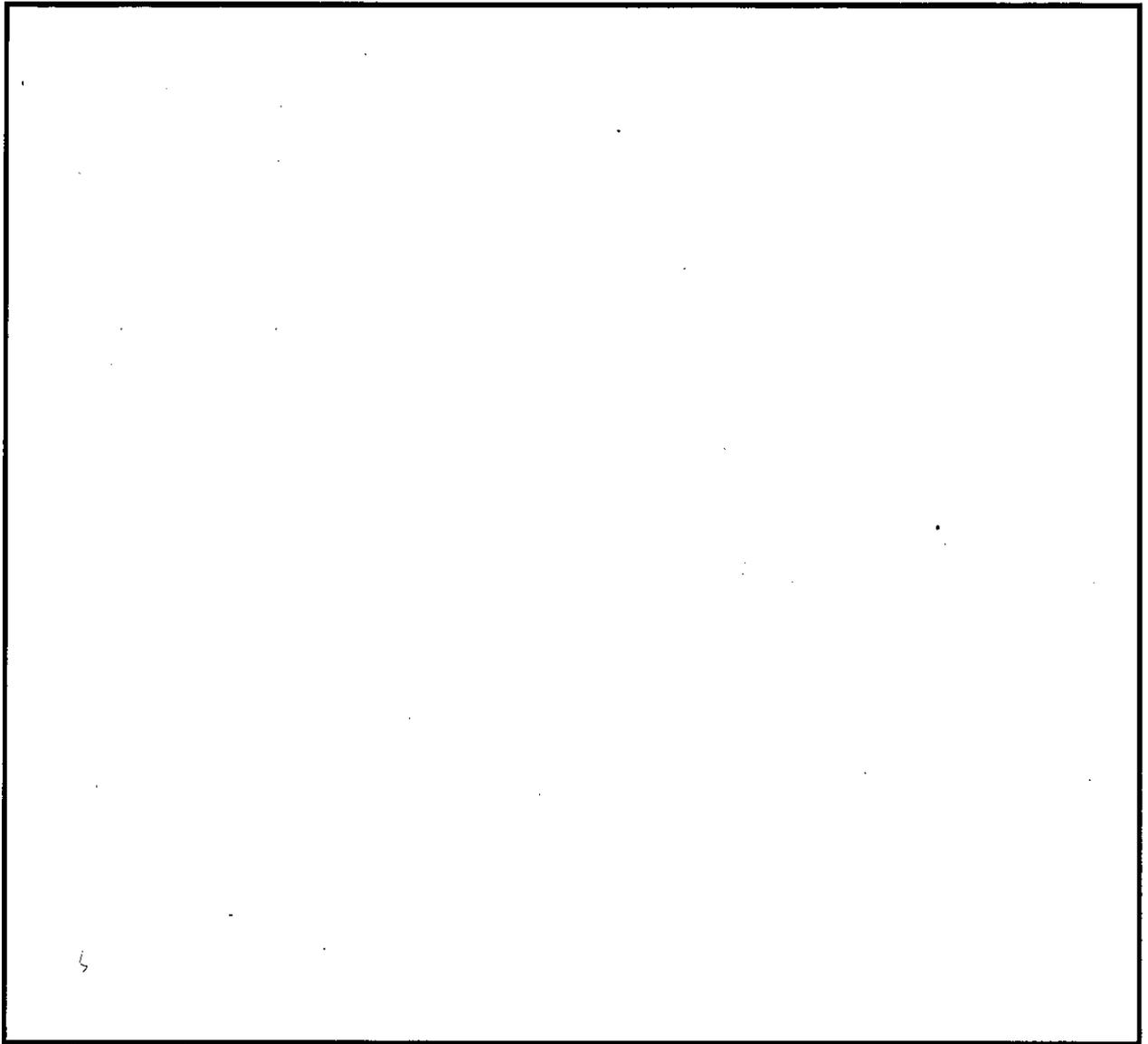
第 57-9-(47-9) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



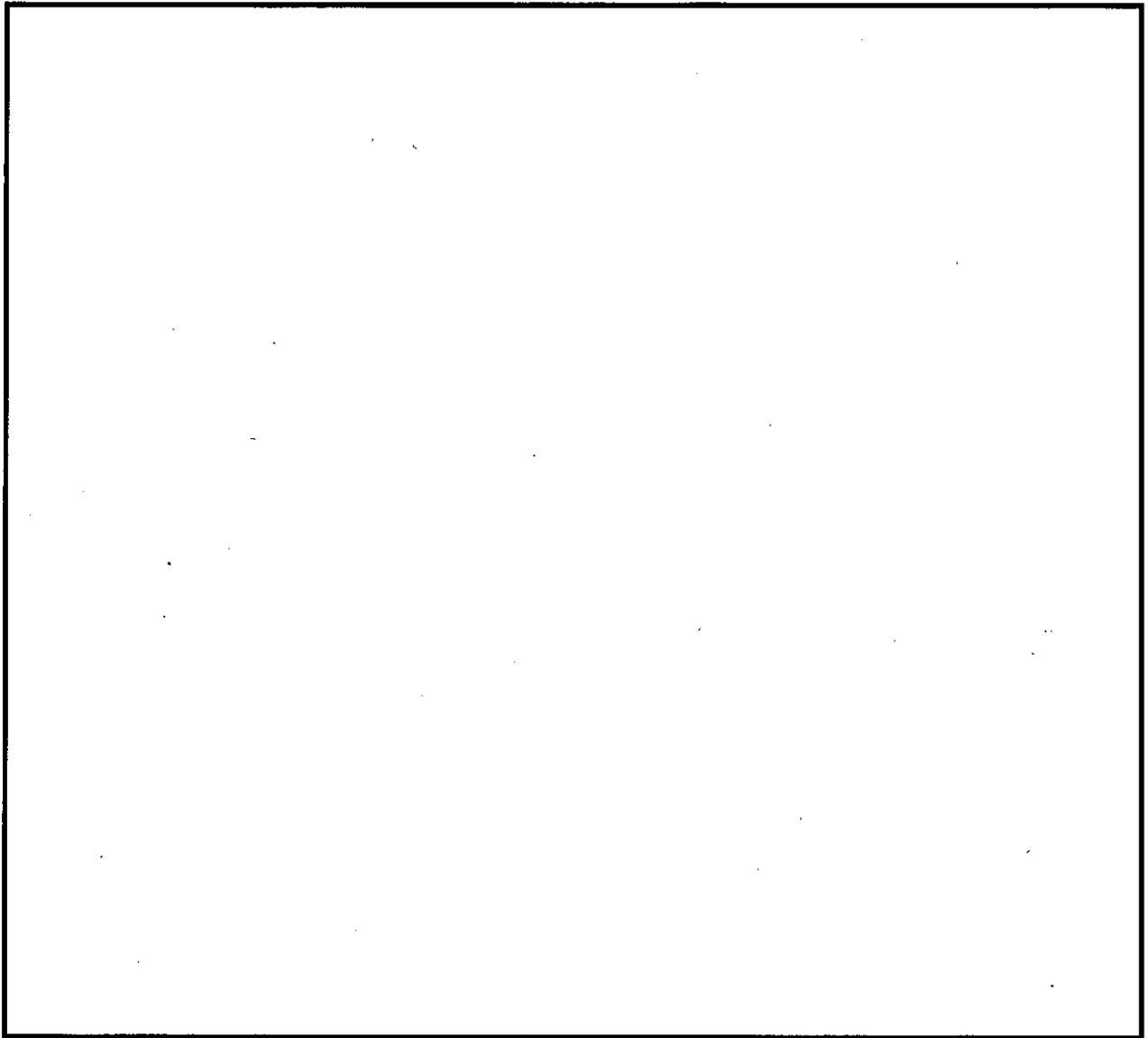
第 57-9-(47-10) 図 原子炉建屋 3 階



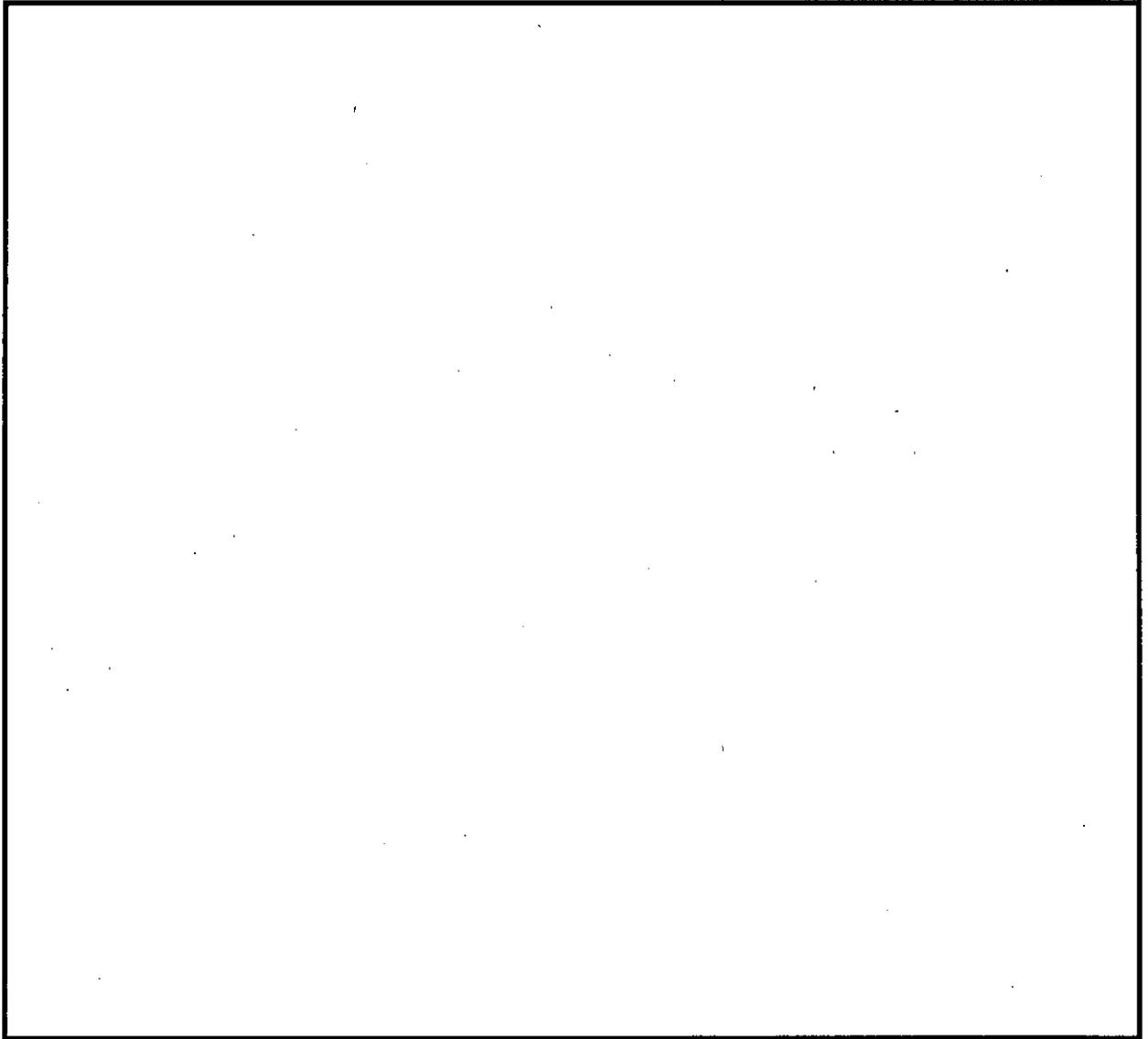
第 57-9- (47-11) 図 原子炉建屋 4 階



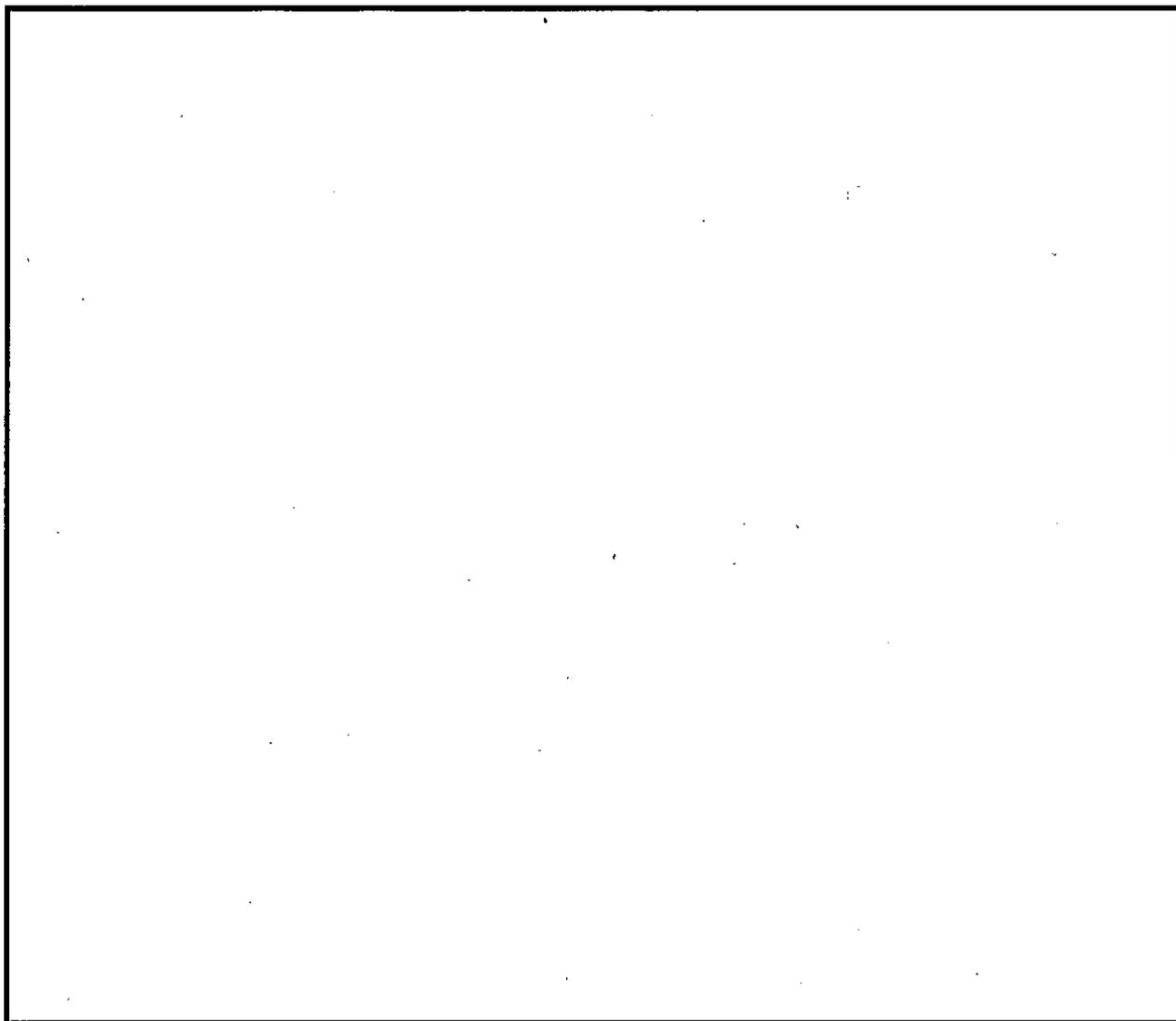
第 57-9- (48-1) 図 原子炉建屋地下 1 階



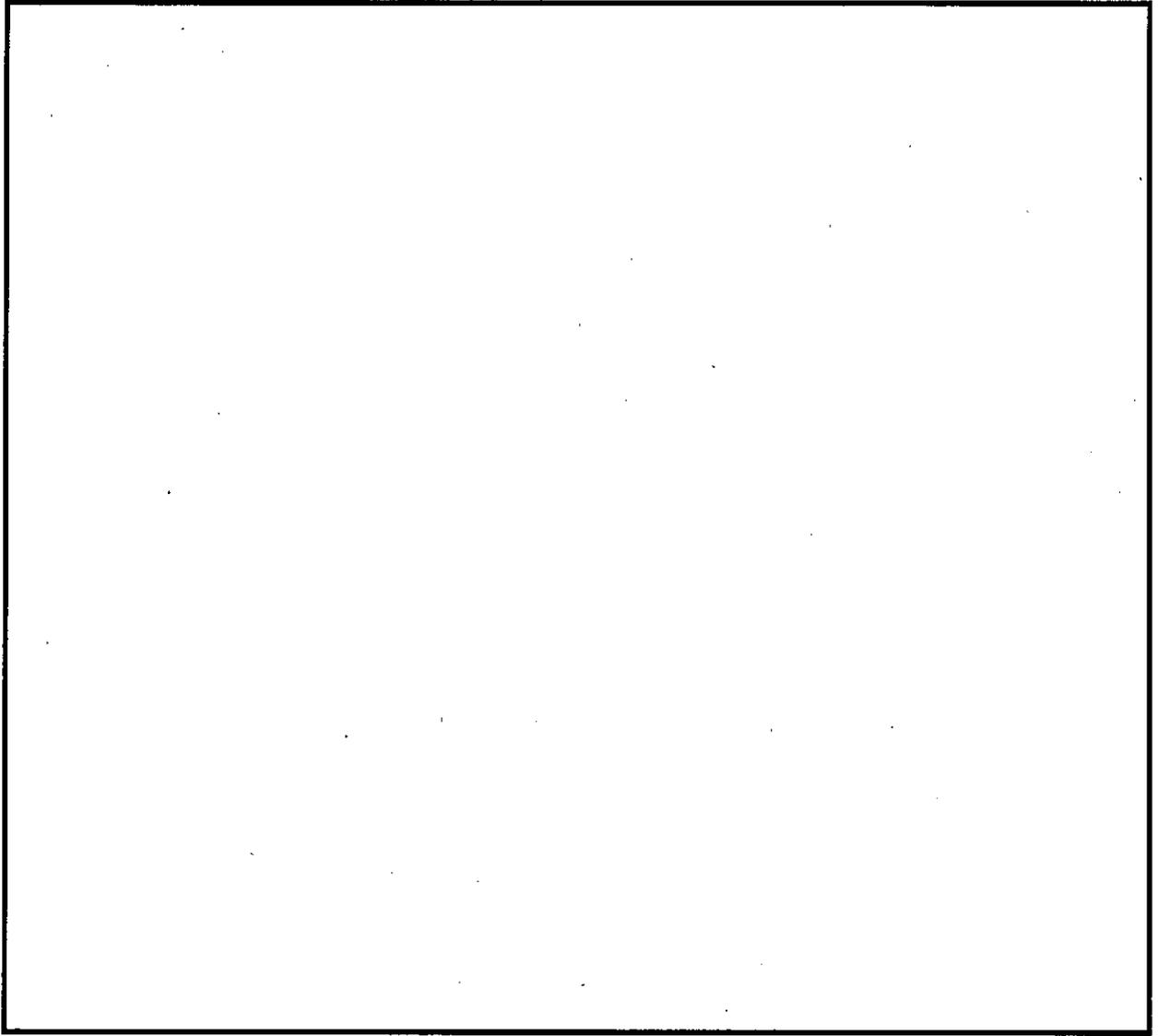
第 57-9-(48-2) 図 原子炉建屋 1 階



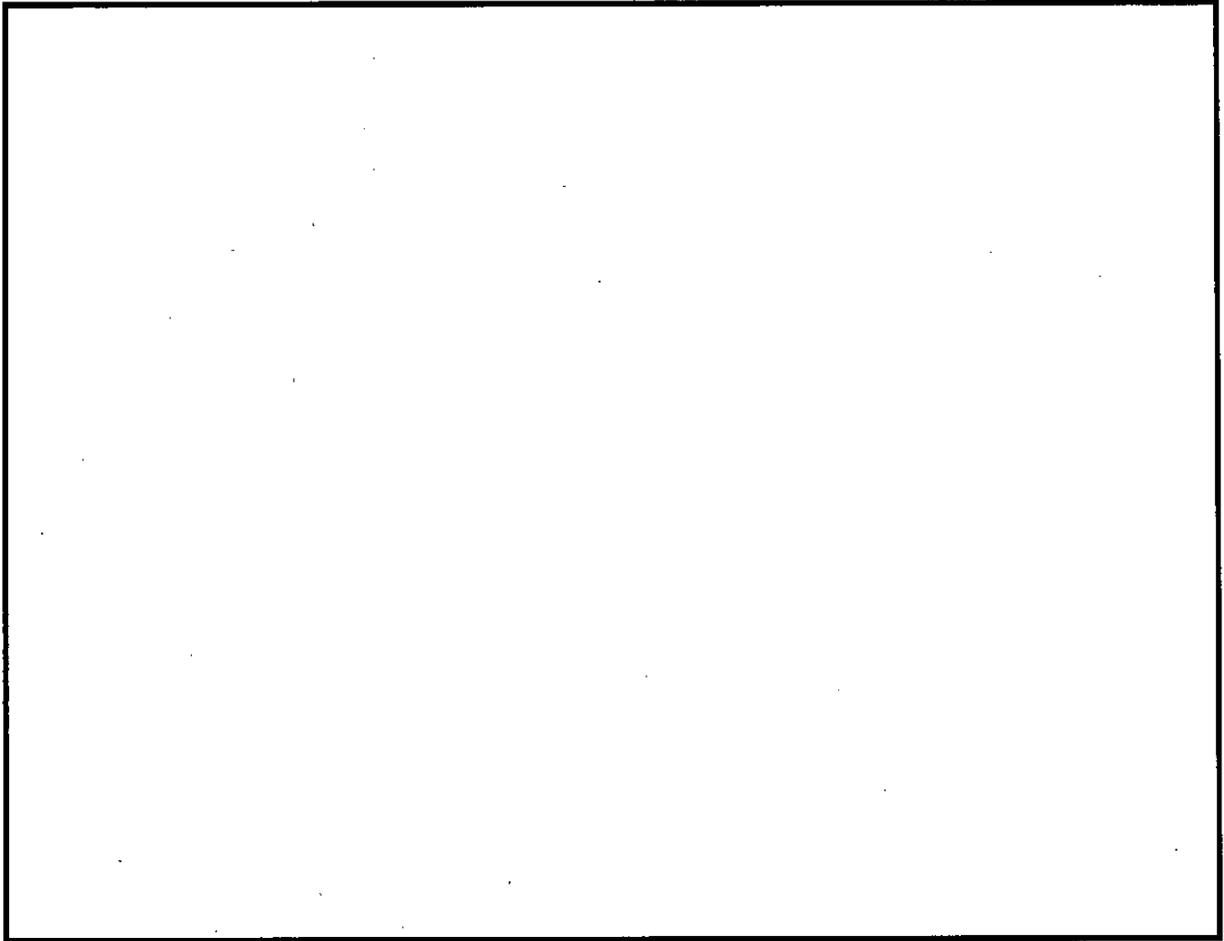
第 57-9-(48-3) 図 原子炉建屋 2 階



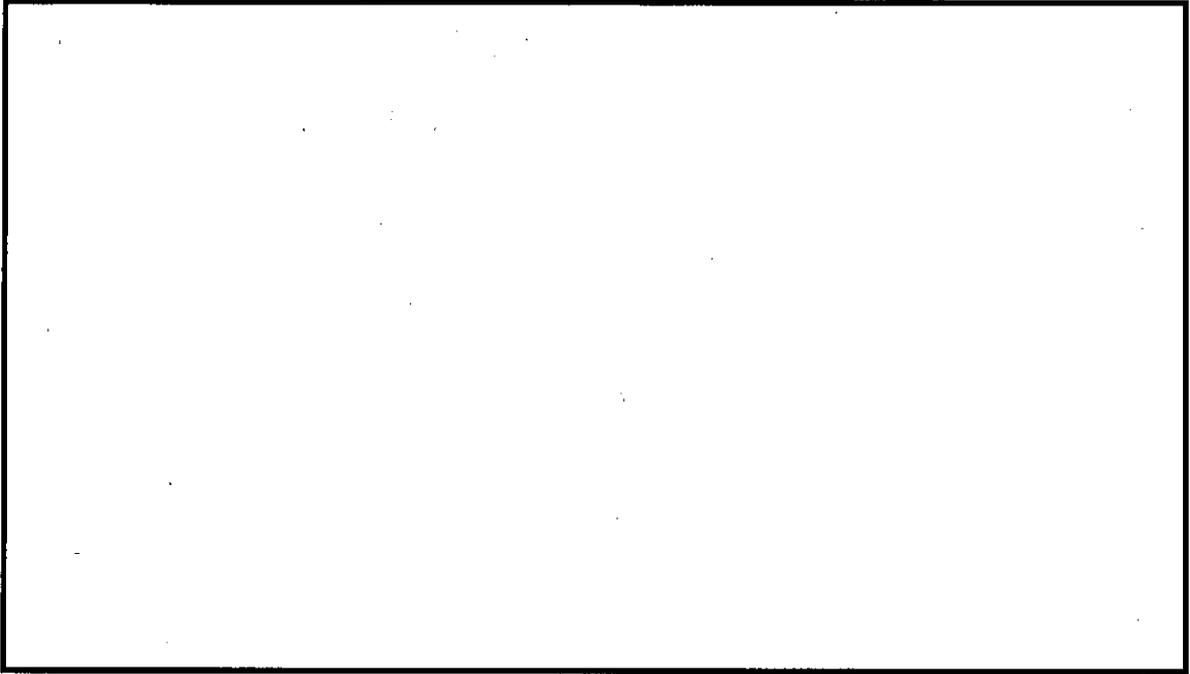
第 57-9-(48-4) 図 原子炉建屋 3 階



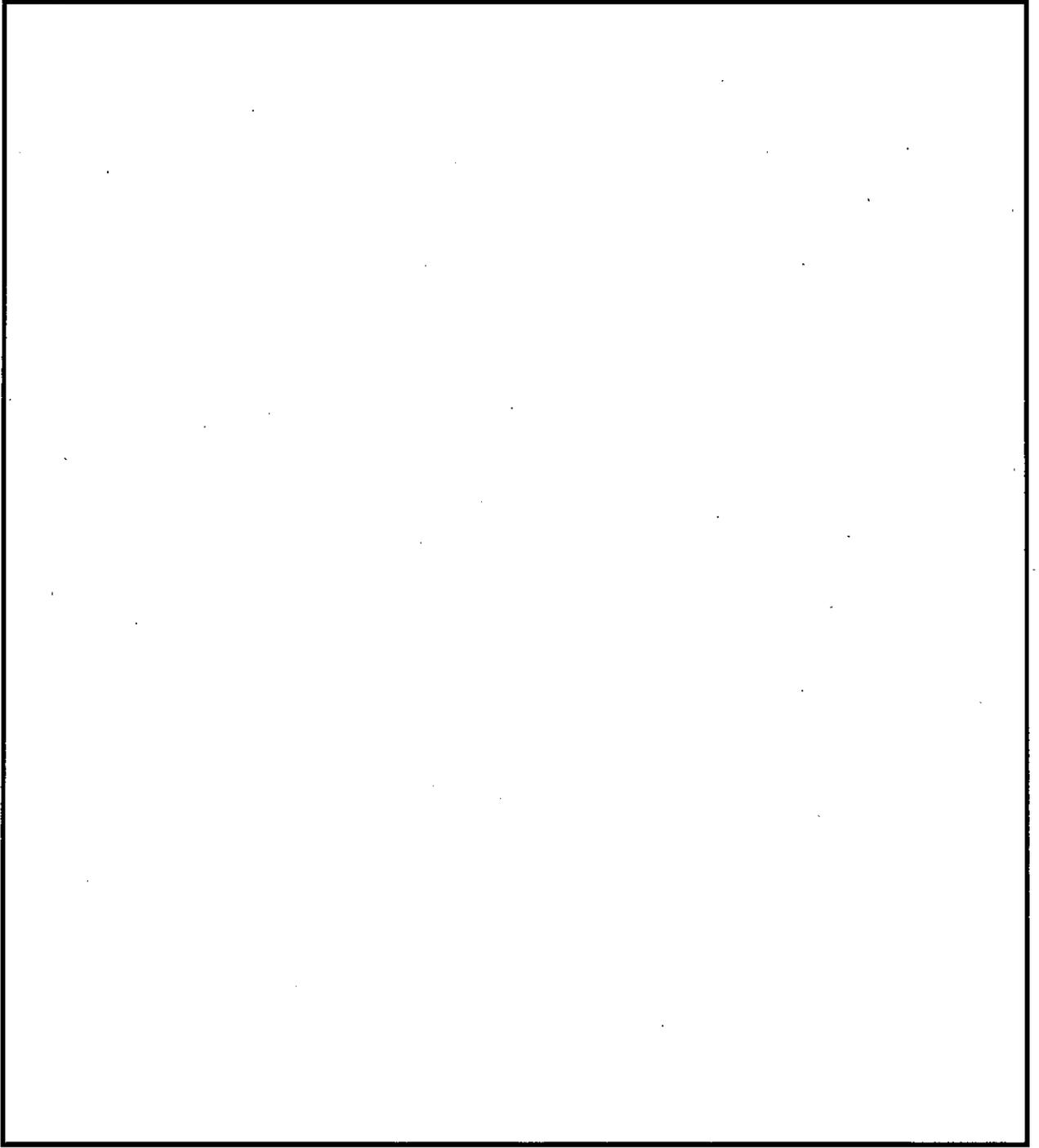
第 57-9-(48-5) 図 原子炉建屋 4 階



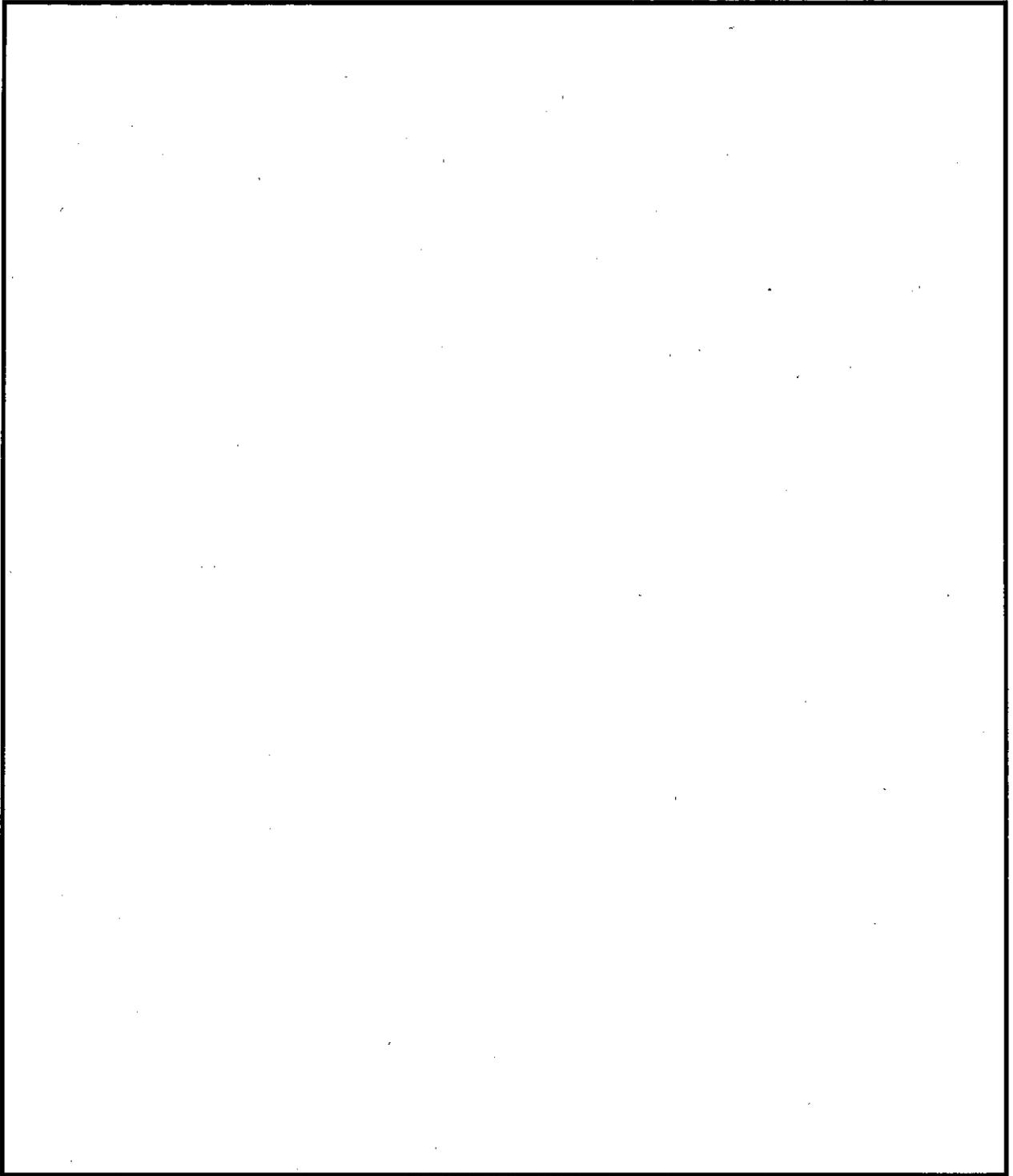
第 57-9-(48-6) 図 原子炉建屋 5 階



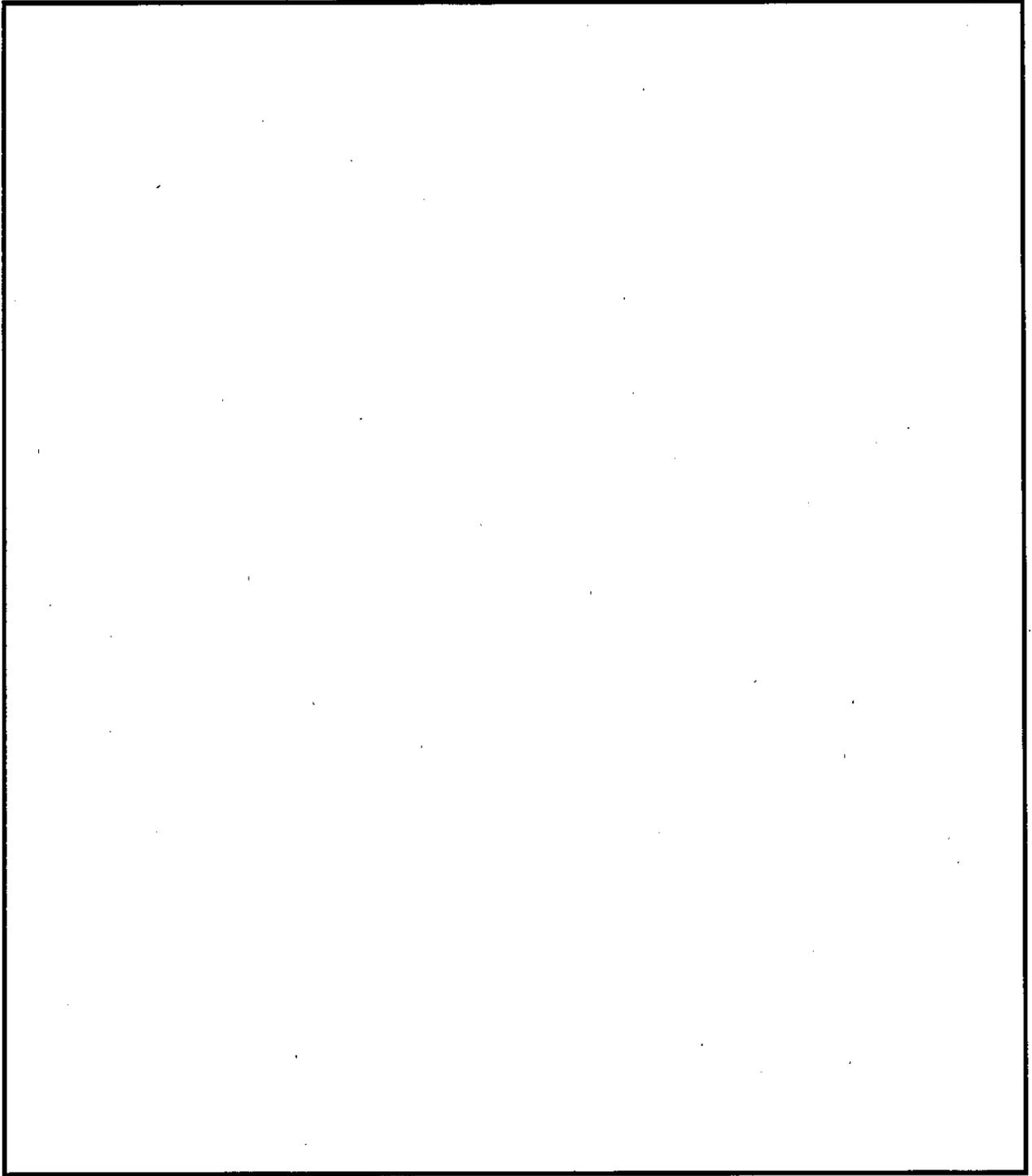
第 57-9- (48-7) 図 原子炉建屋南側屋外



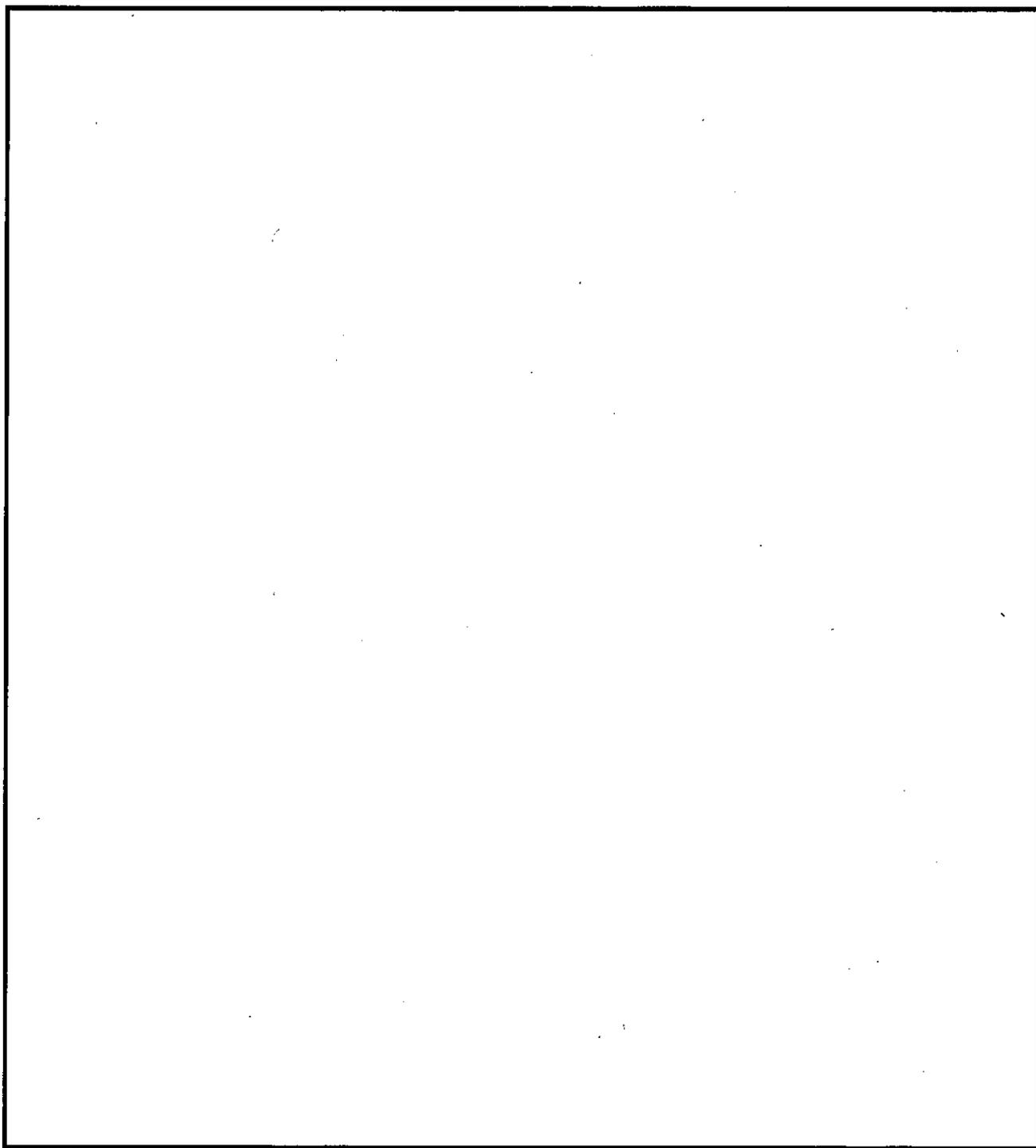
第 57-9- (48-8) 図 原子炉建屋地下 2 階



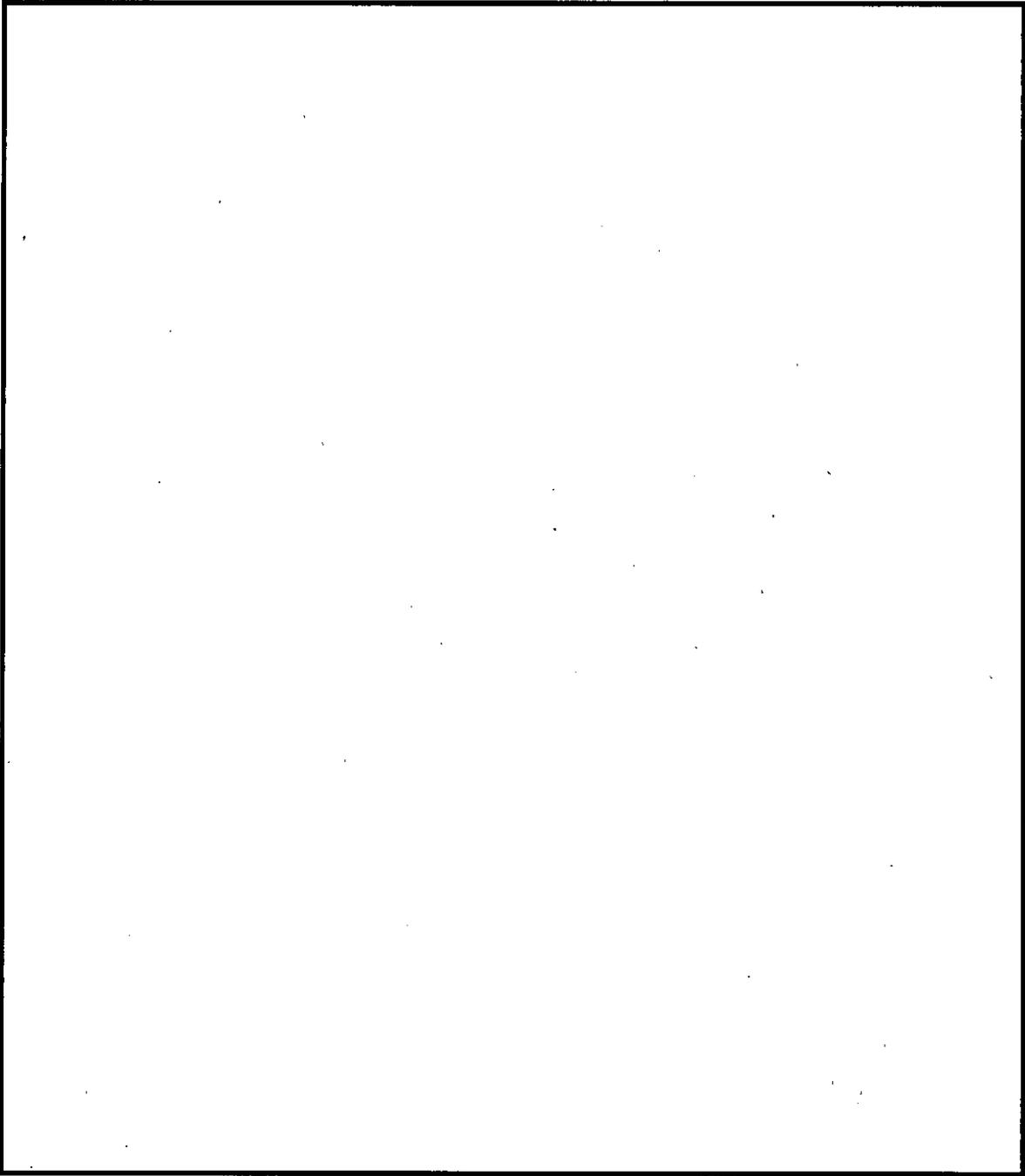
第 57-9- (48-9) 図 原子炉建屋地下 1 階



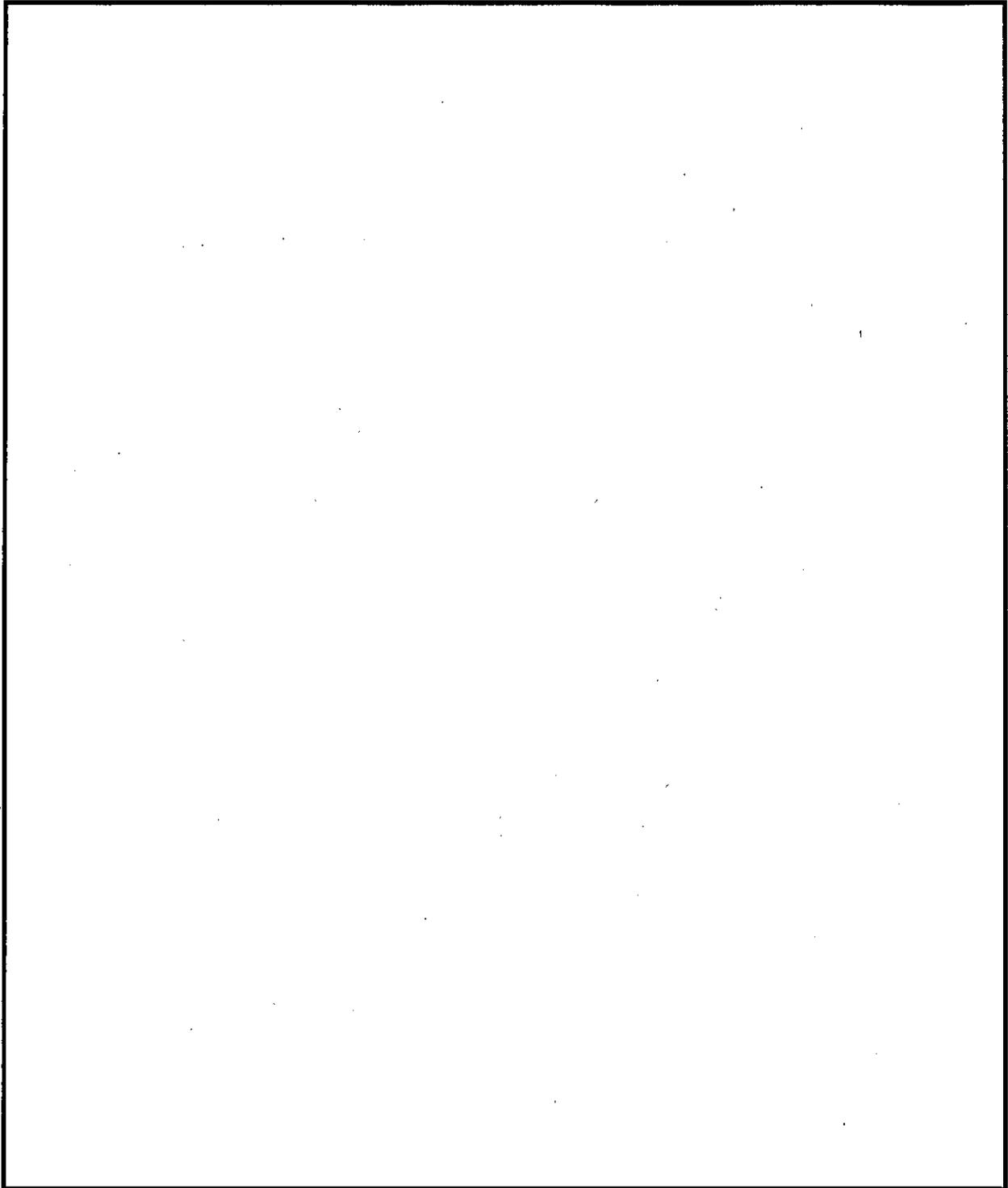
第 57-9-(48-10) 図 原子炉建屋 1 階



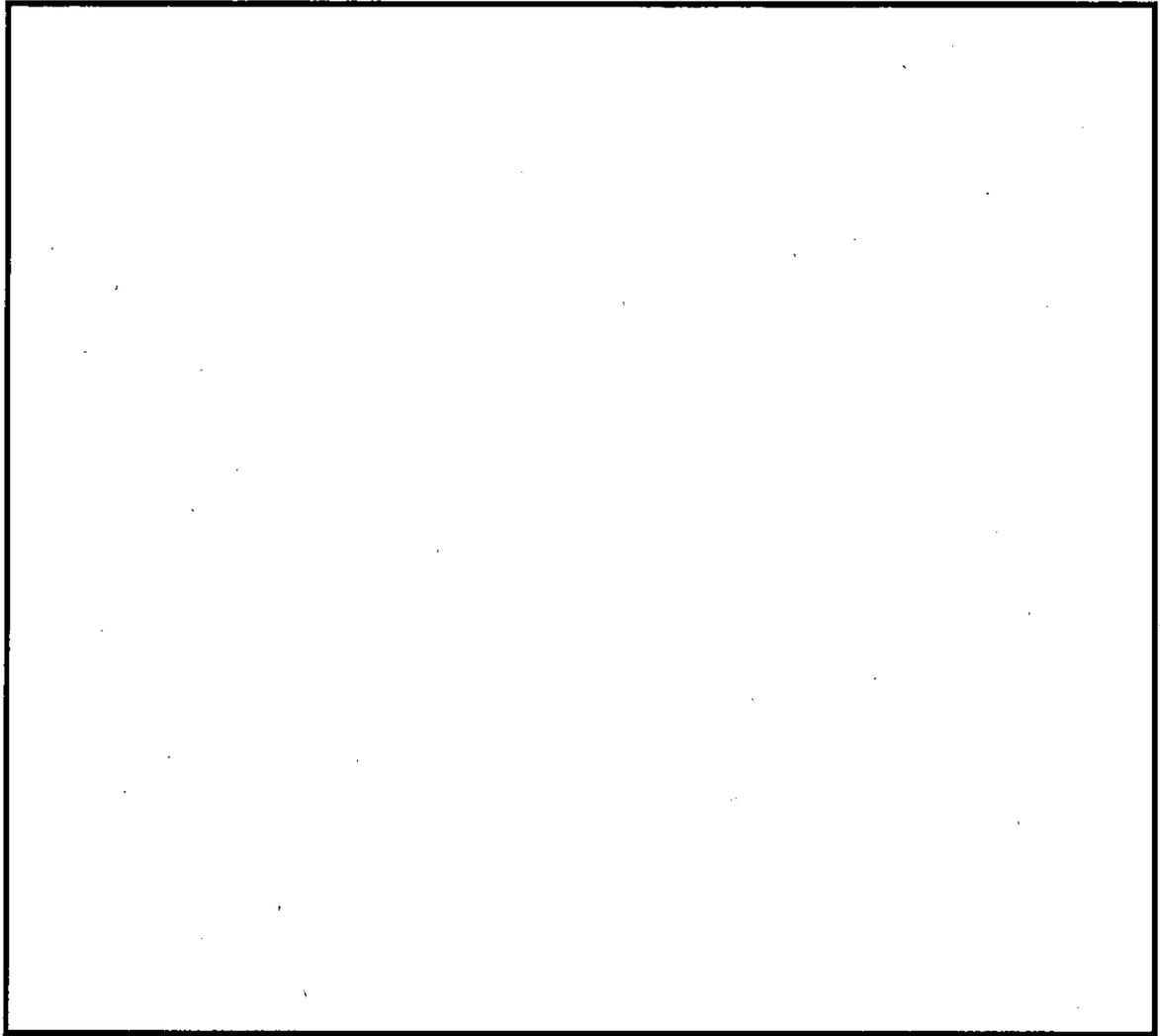
第 57-9-(48-11) 図 原子炉建屋 2 階



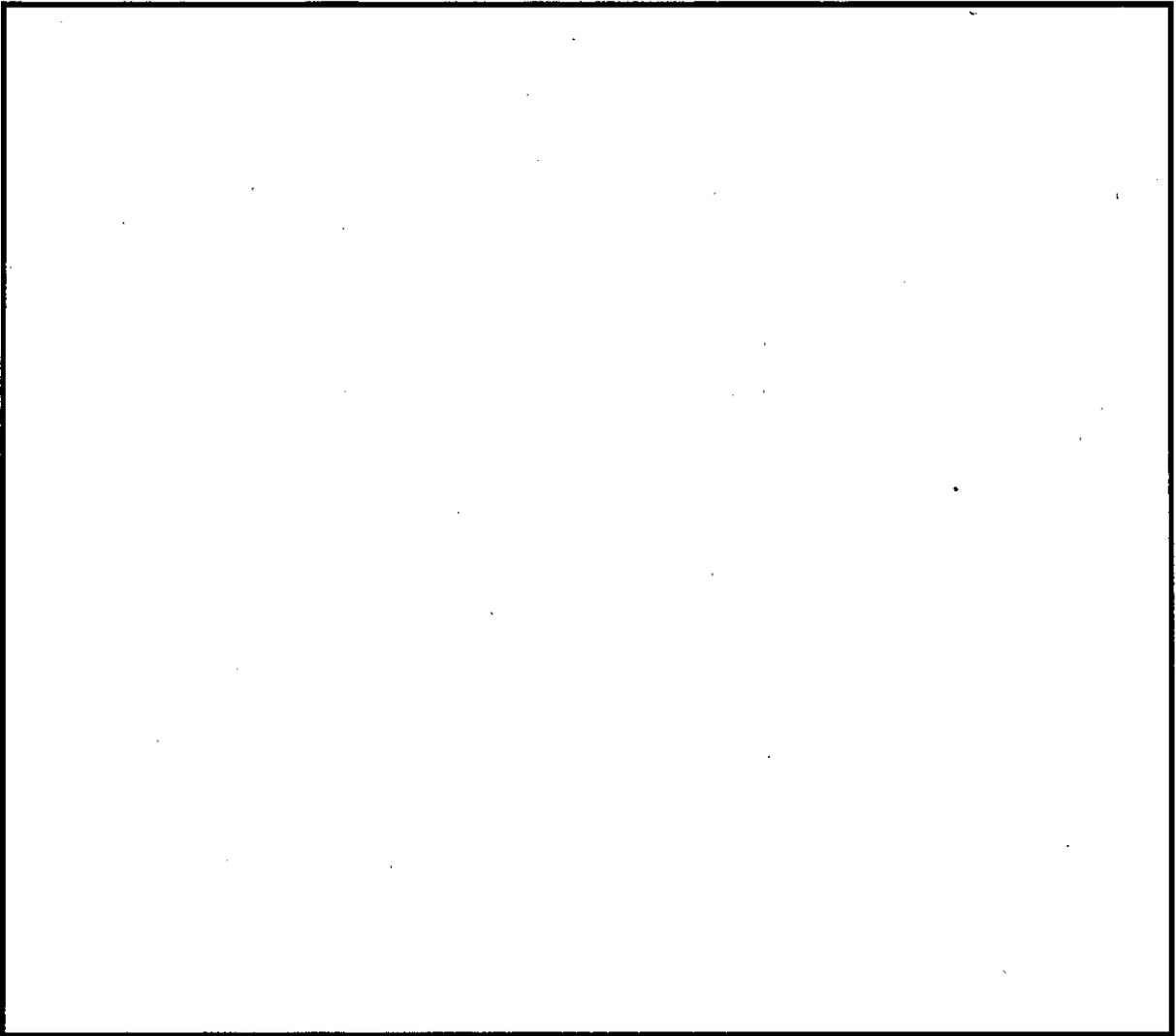
第 57-9-(48-12) 図 原子炉建屋 3 階



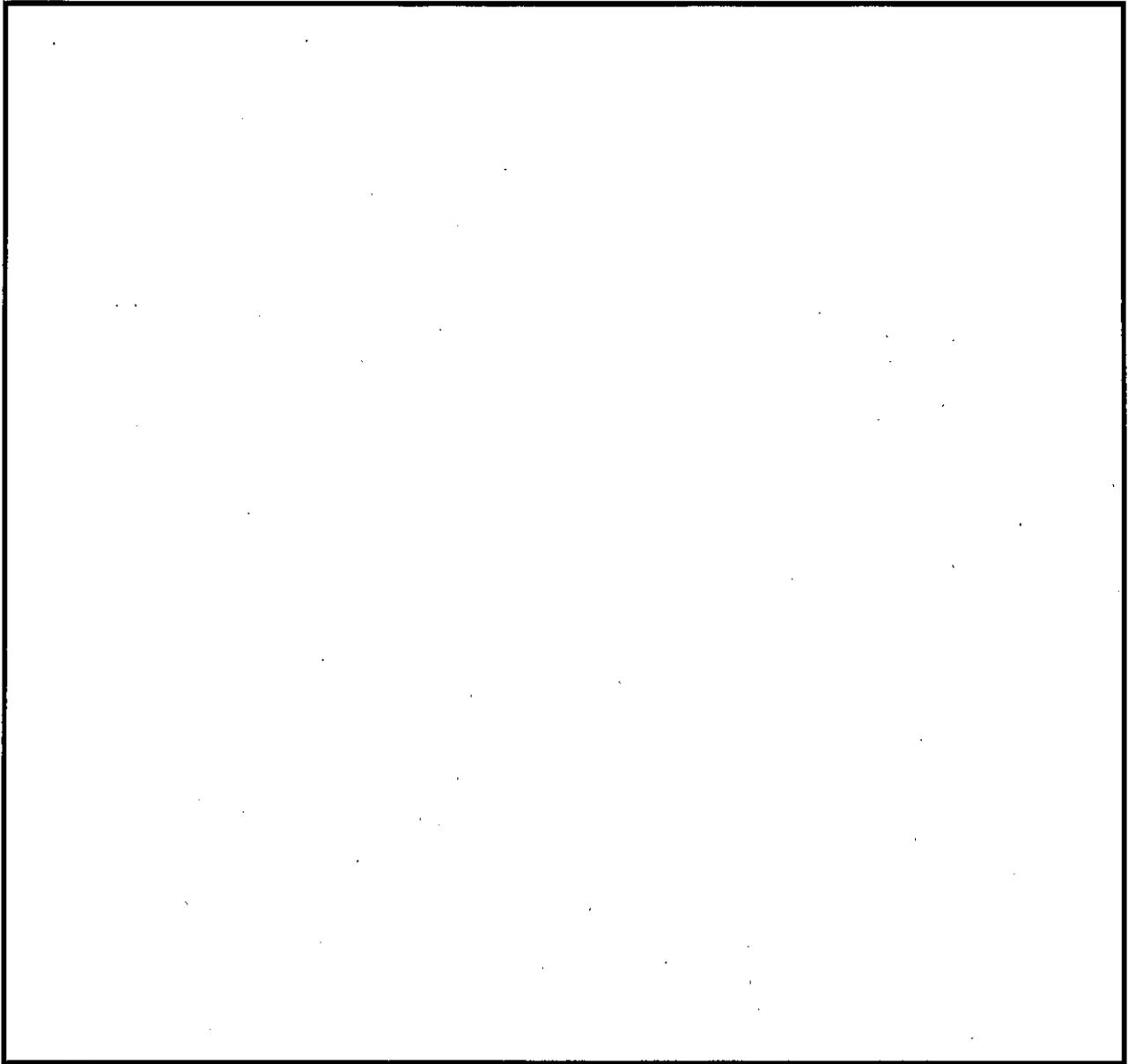
第 57-9- (48-13) 図 原子炉建屋 4 階



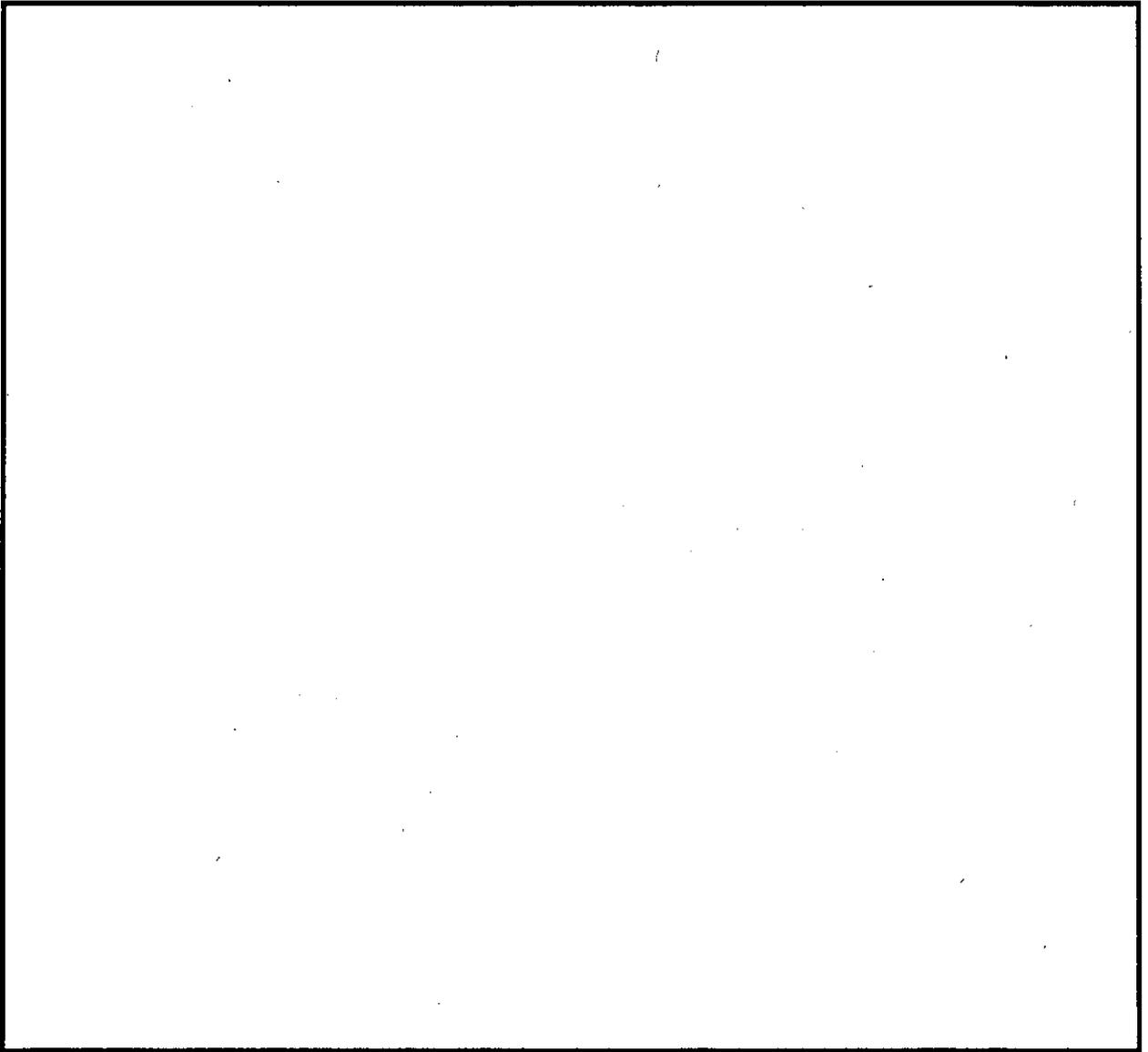
第 57-9-(48-14) 図 原子炉建屋 5 階



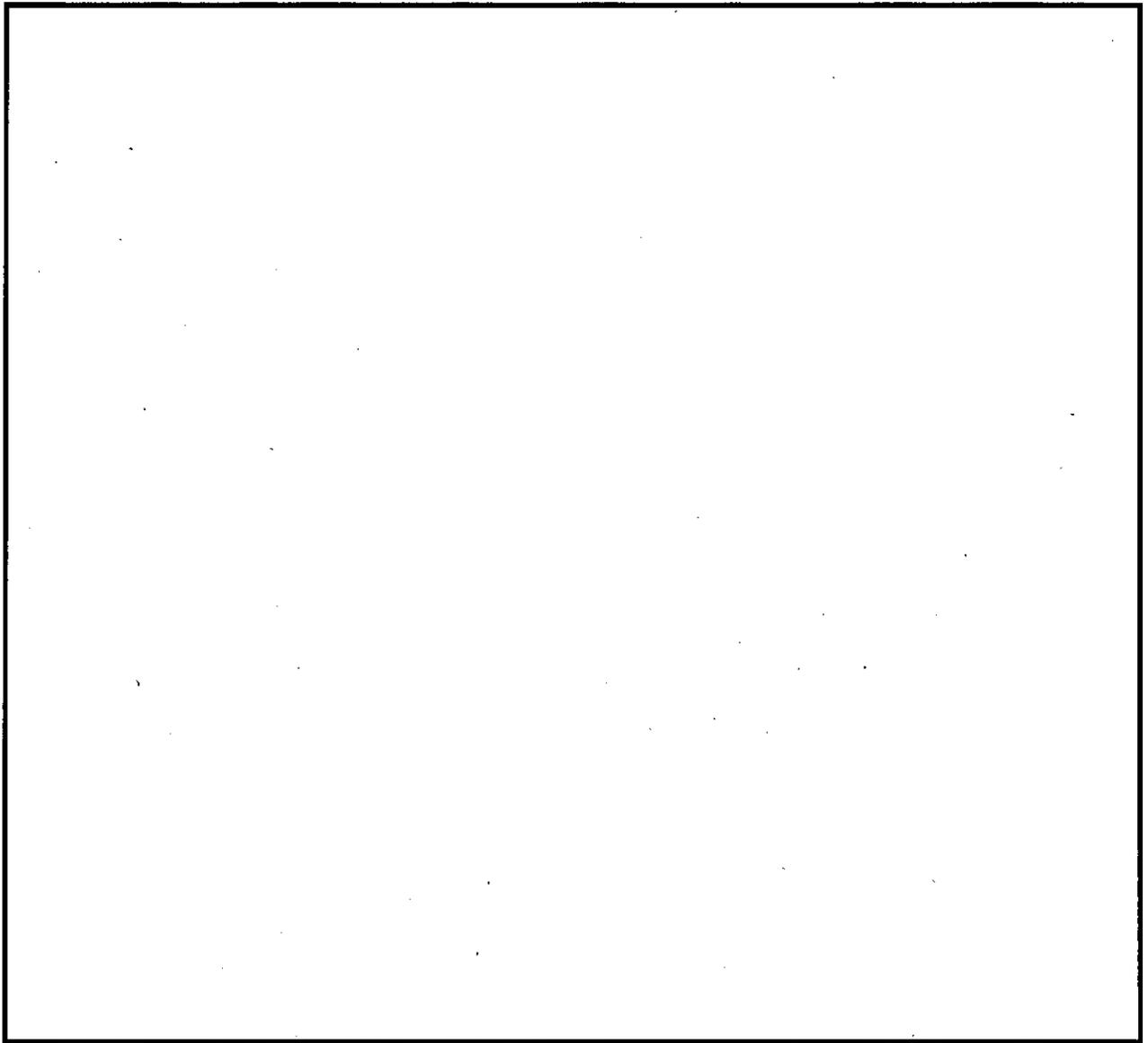
第57-9-(49-1) 図 原子炉建屋地下2階



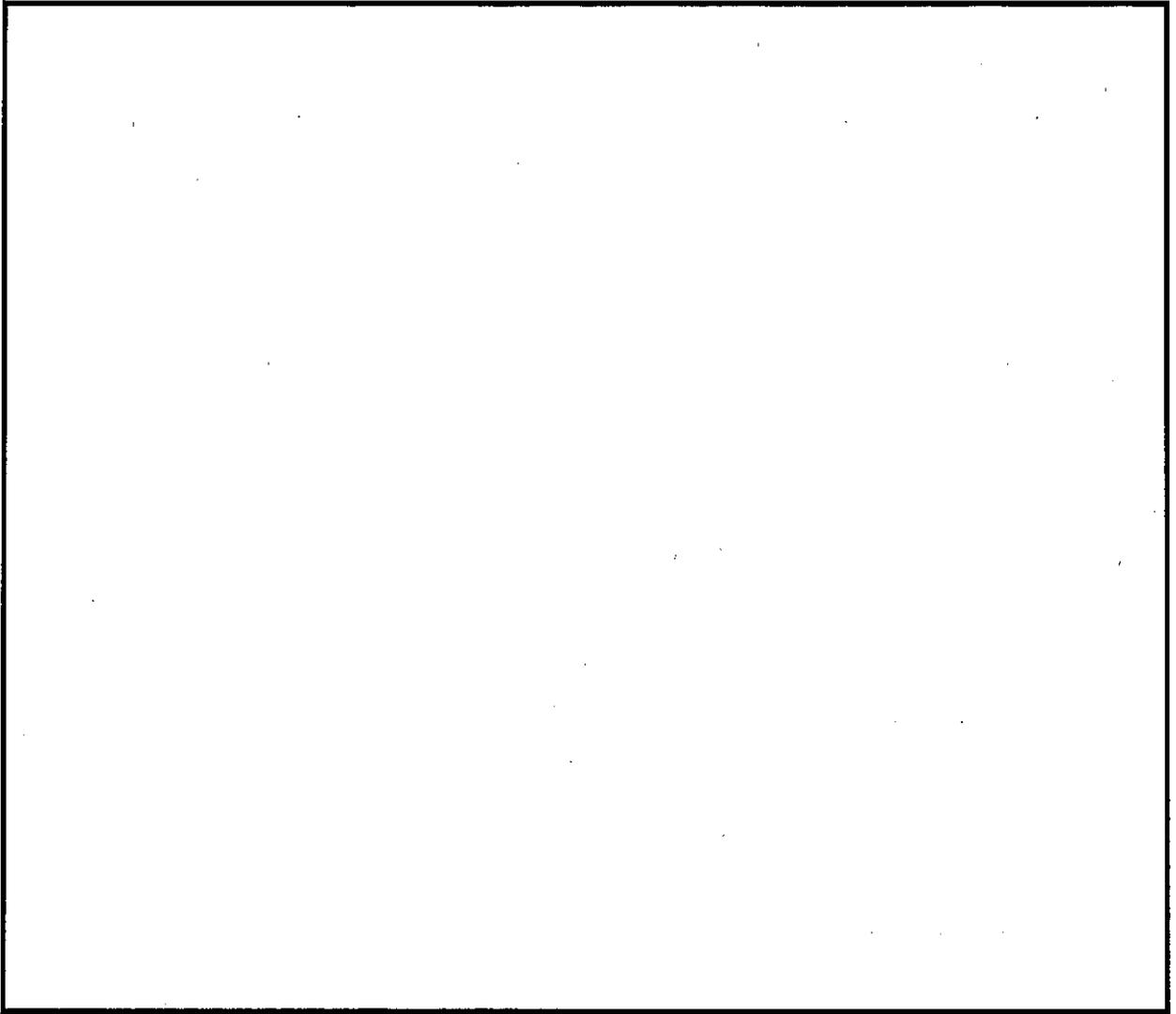
第 57-9- (49-2) 図 原子炉建屋地下 1 階



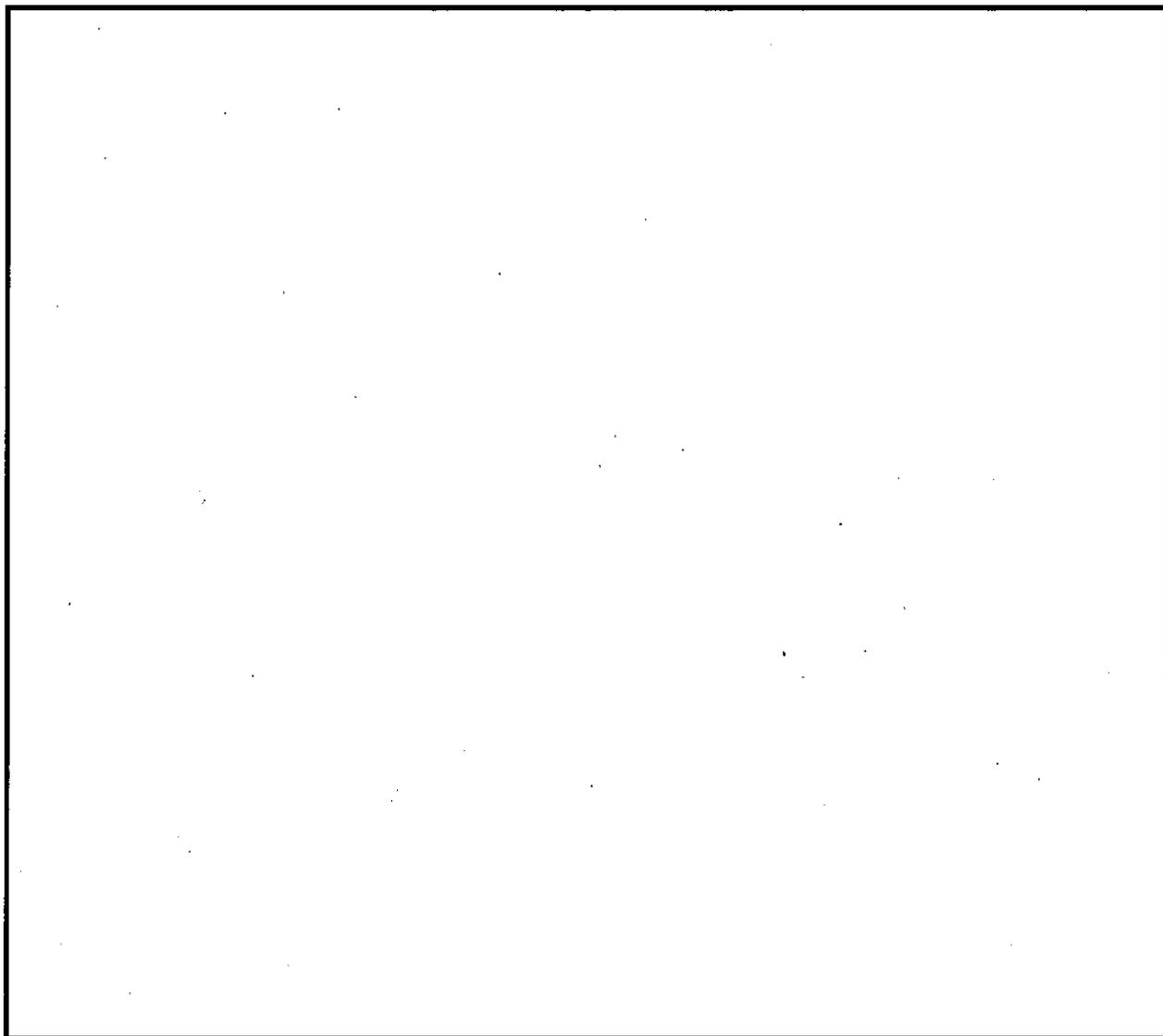
第 57-9-(49-3) 図 原子炉建屋 1 階



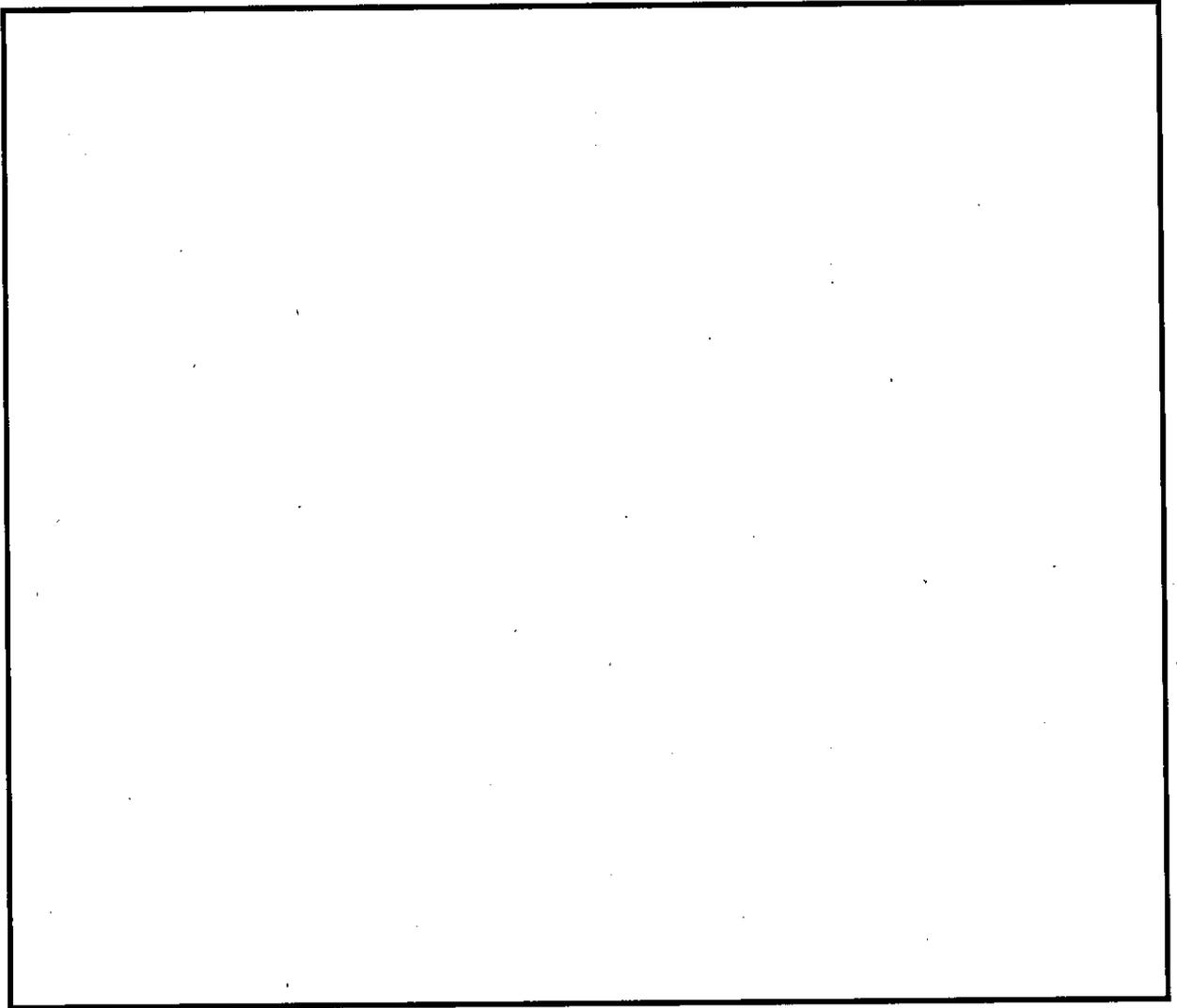
第 57-9- (49-4) 図 原子炉建屋 2 階



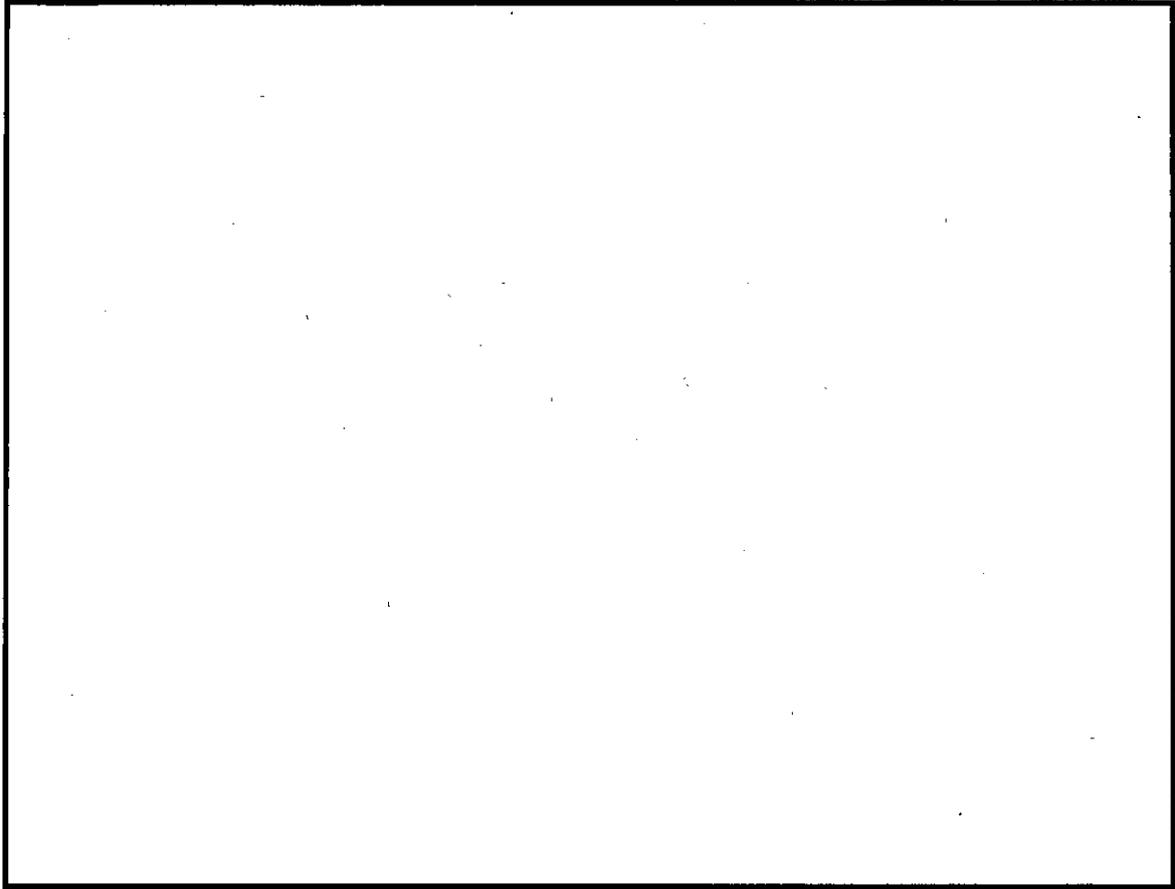
第 57-9-(49-5) 図 原子炉建屋 3 階



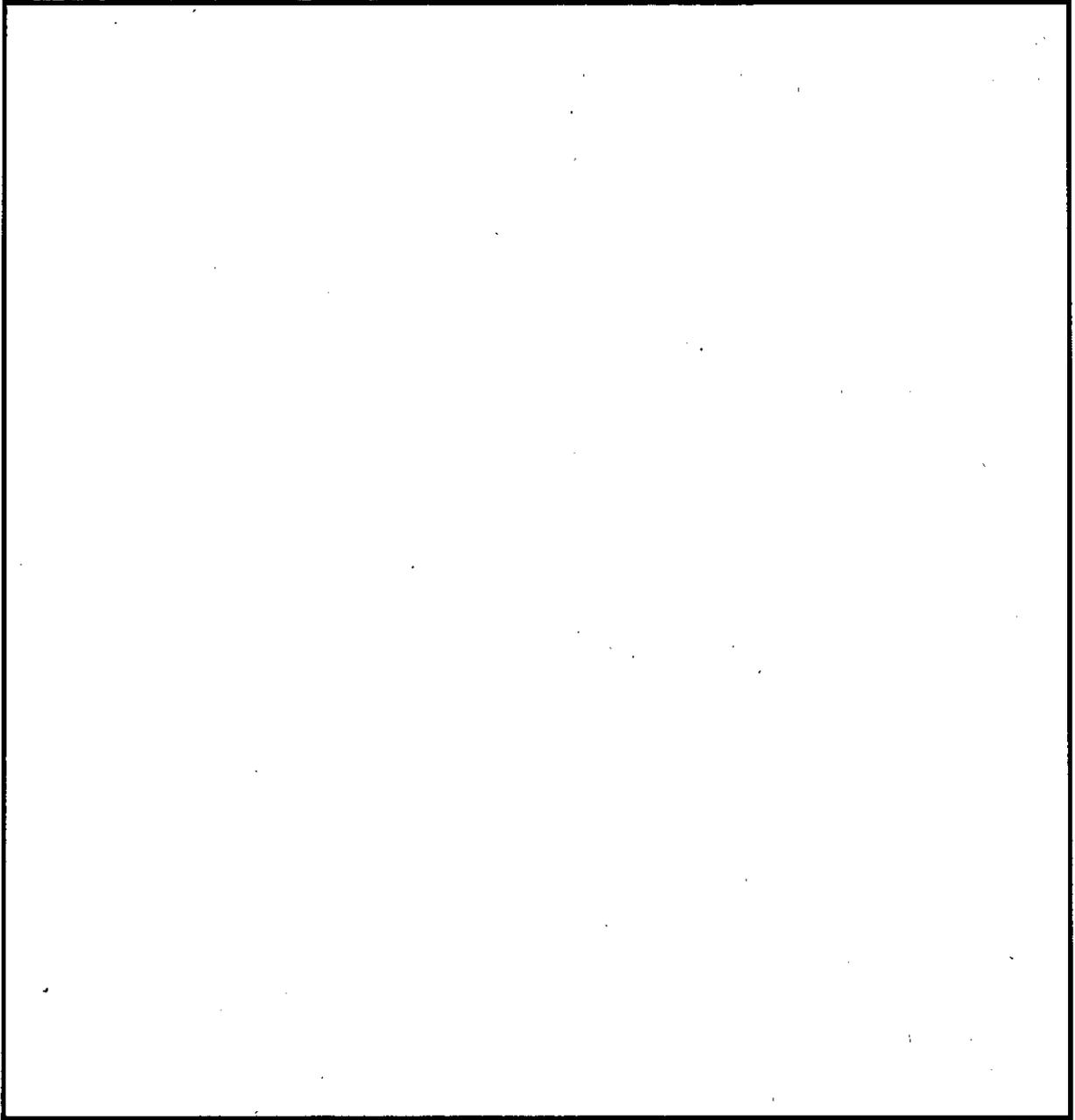
第 57-9- (49-6) 図 原子炉建屋 4 階



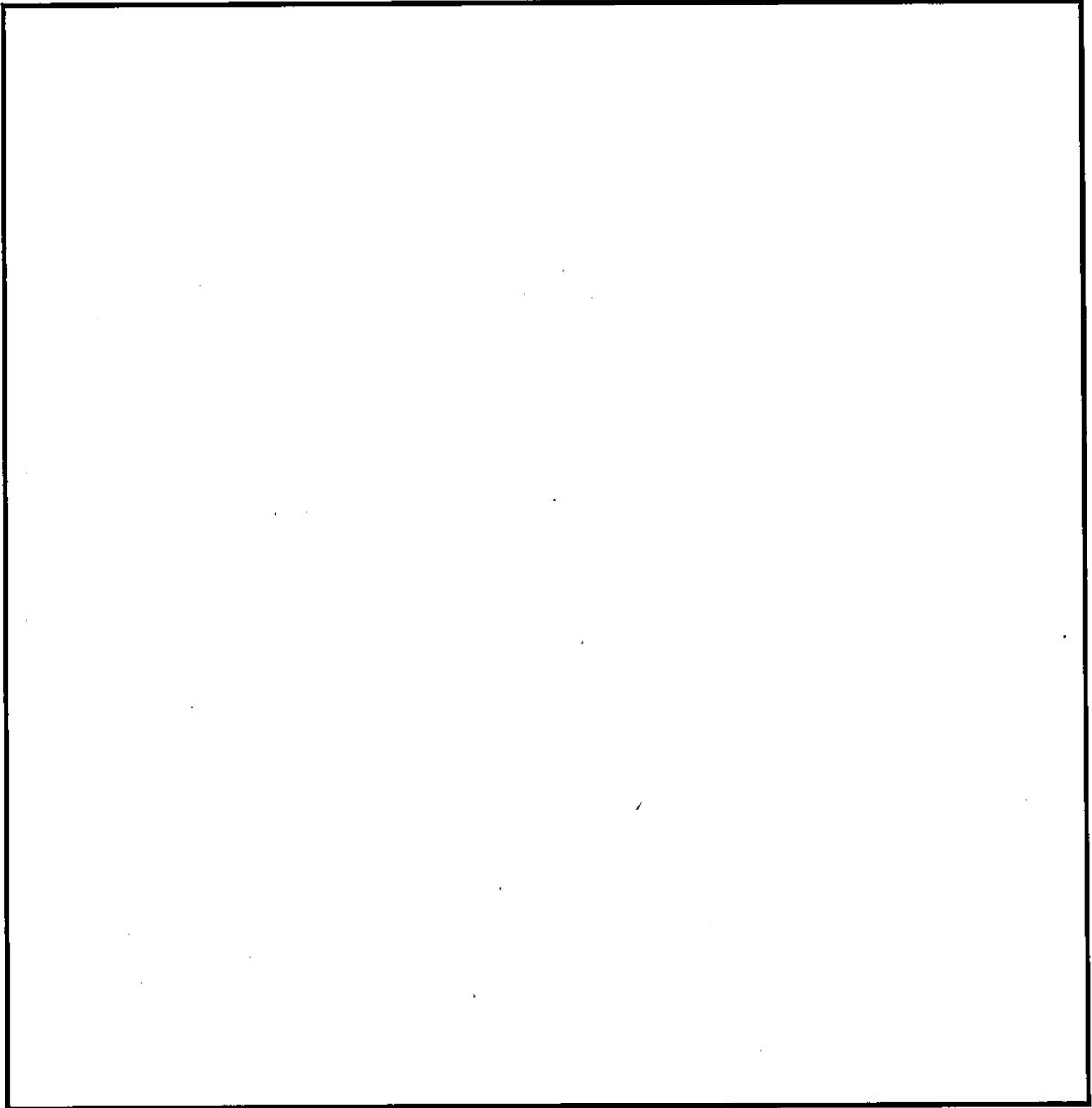
第 57-9-(49-7) 図 原子炉建屋 5 階



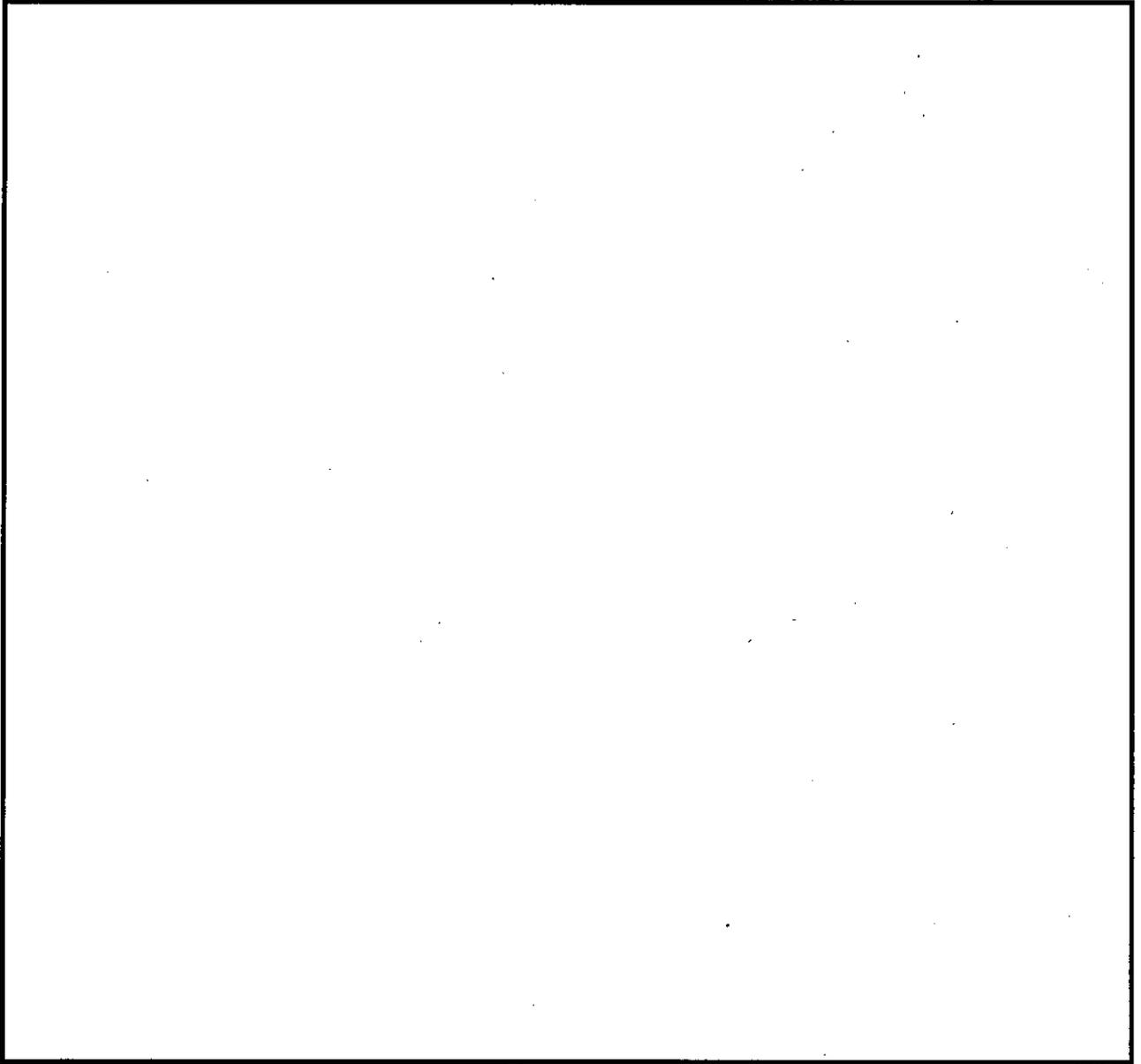
第 57-9- (49-8) 图 原子炉建屋南侧屋外



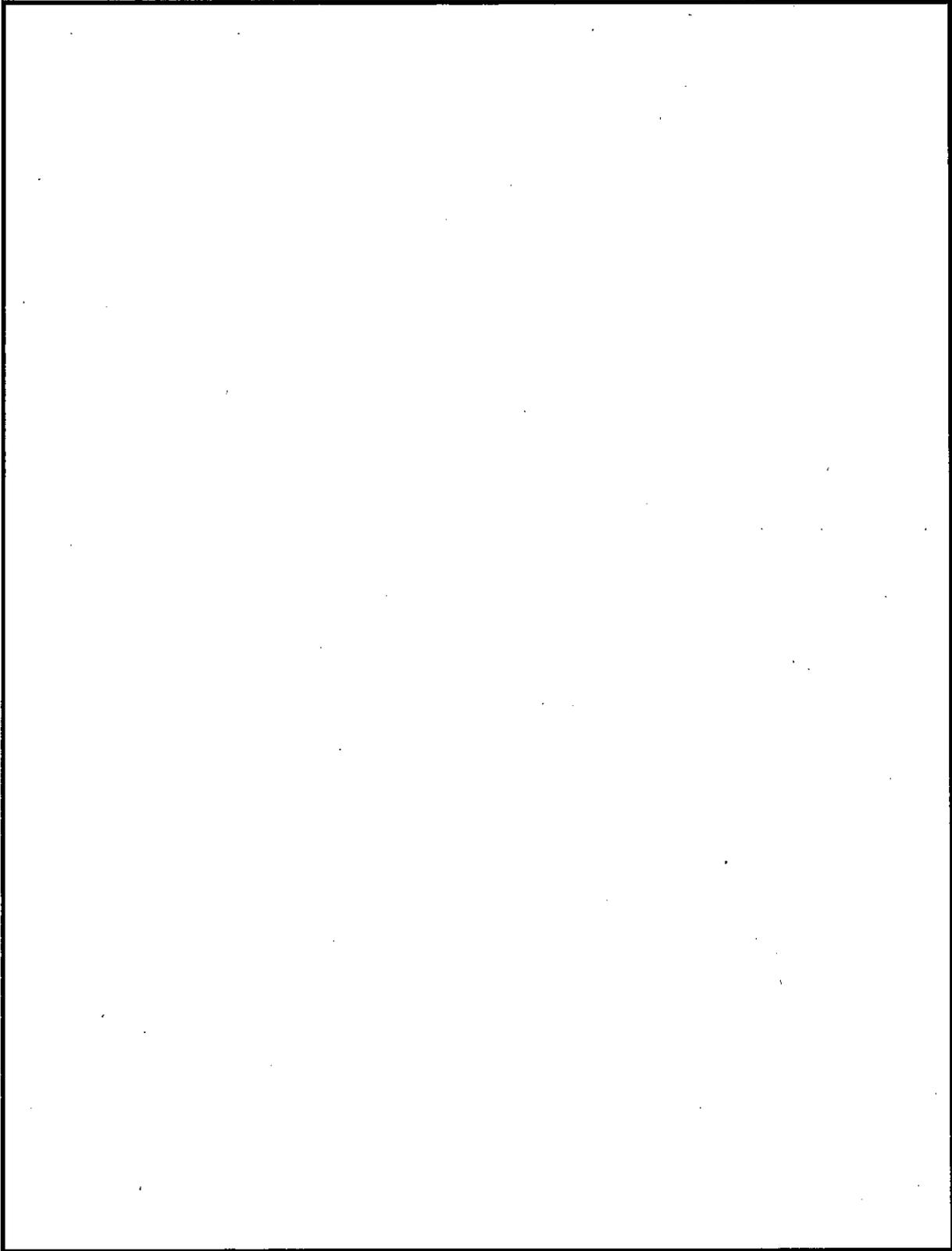
第 57-9- (49-9) 图 原子炉建屋地下 2 階



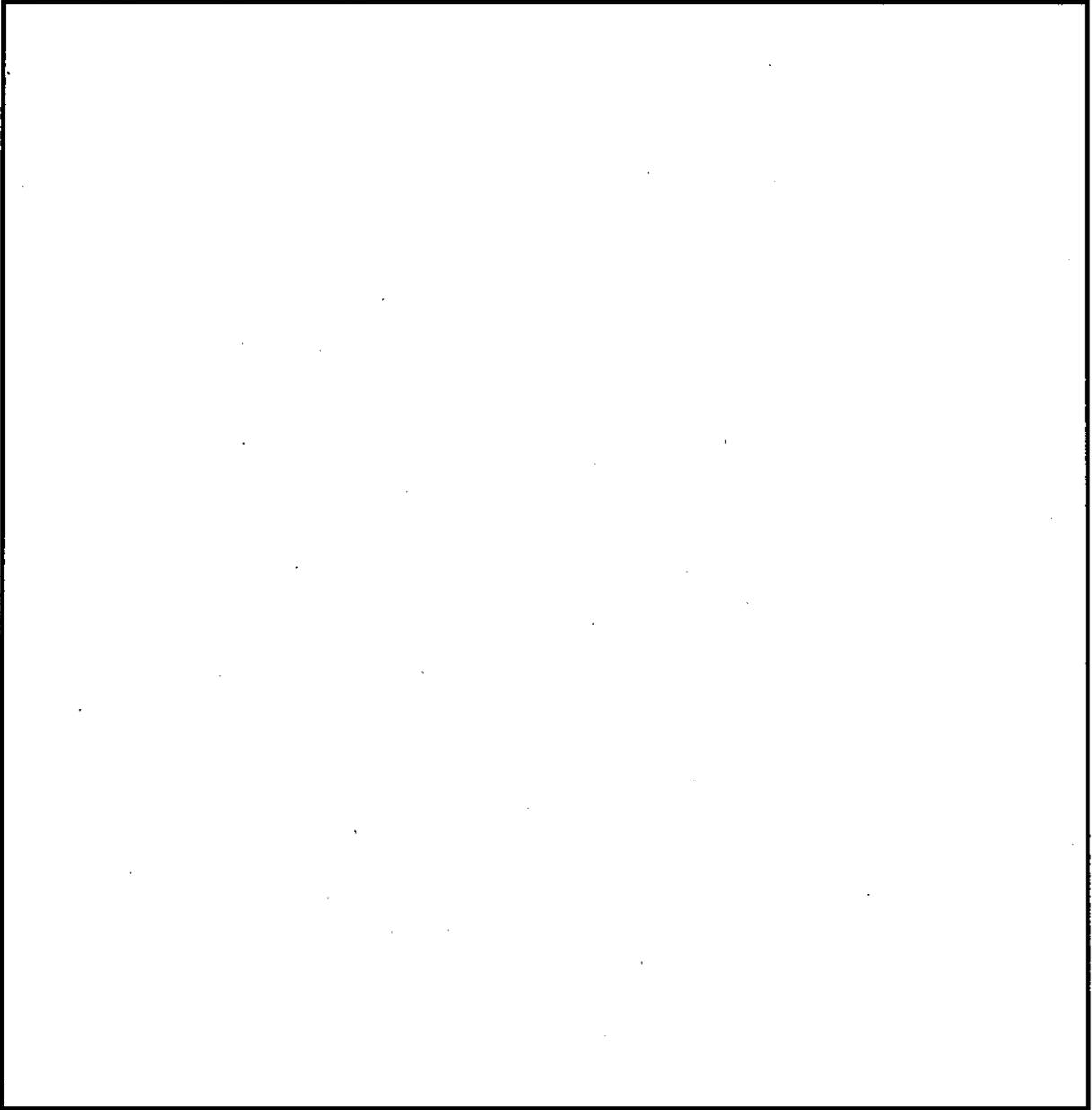
第 57-9-(49-10) 図 原子炉建屋地下 1 階



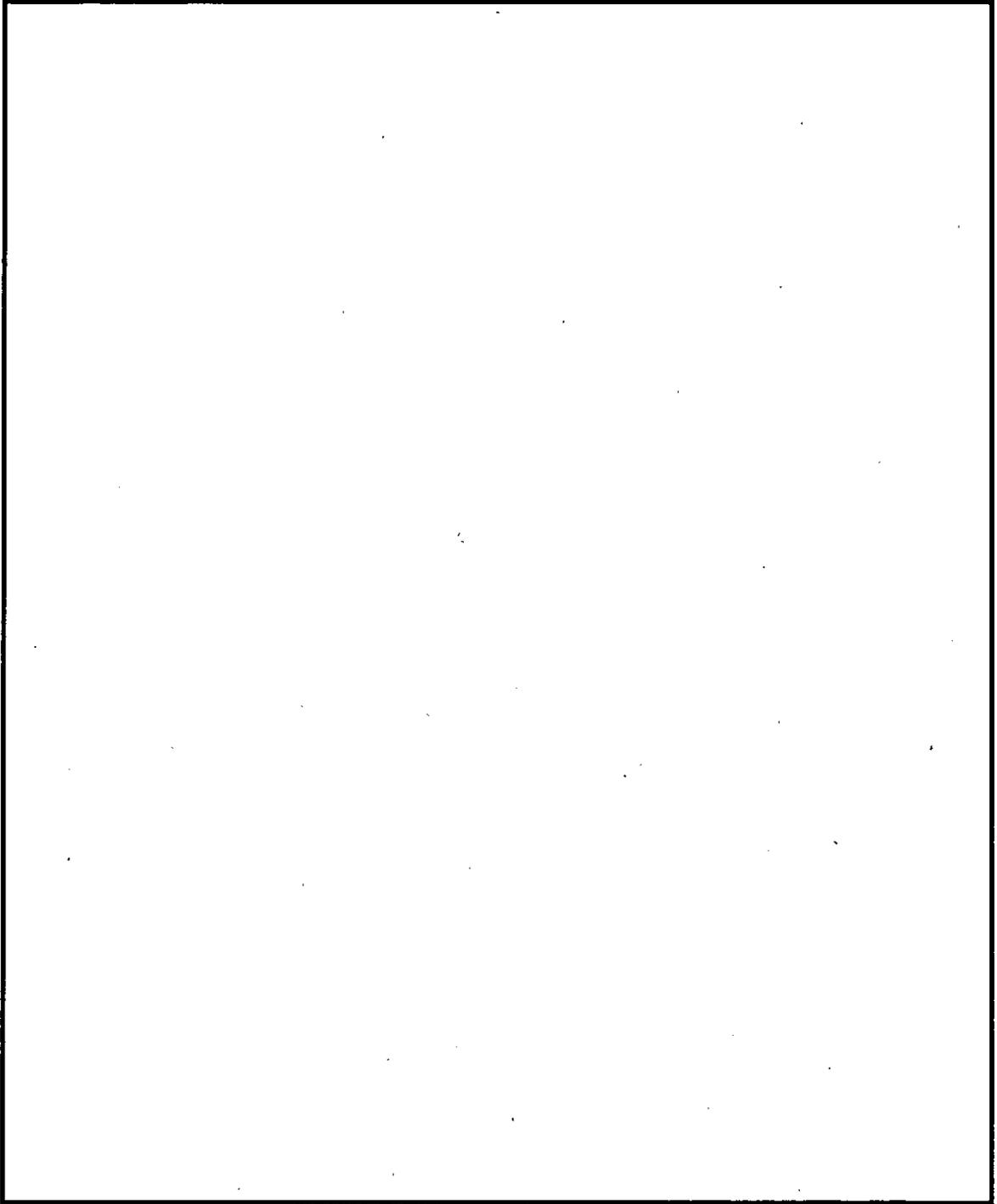
第 57-9-(49-11) 図 原子炉建屋 1 階



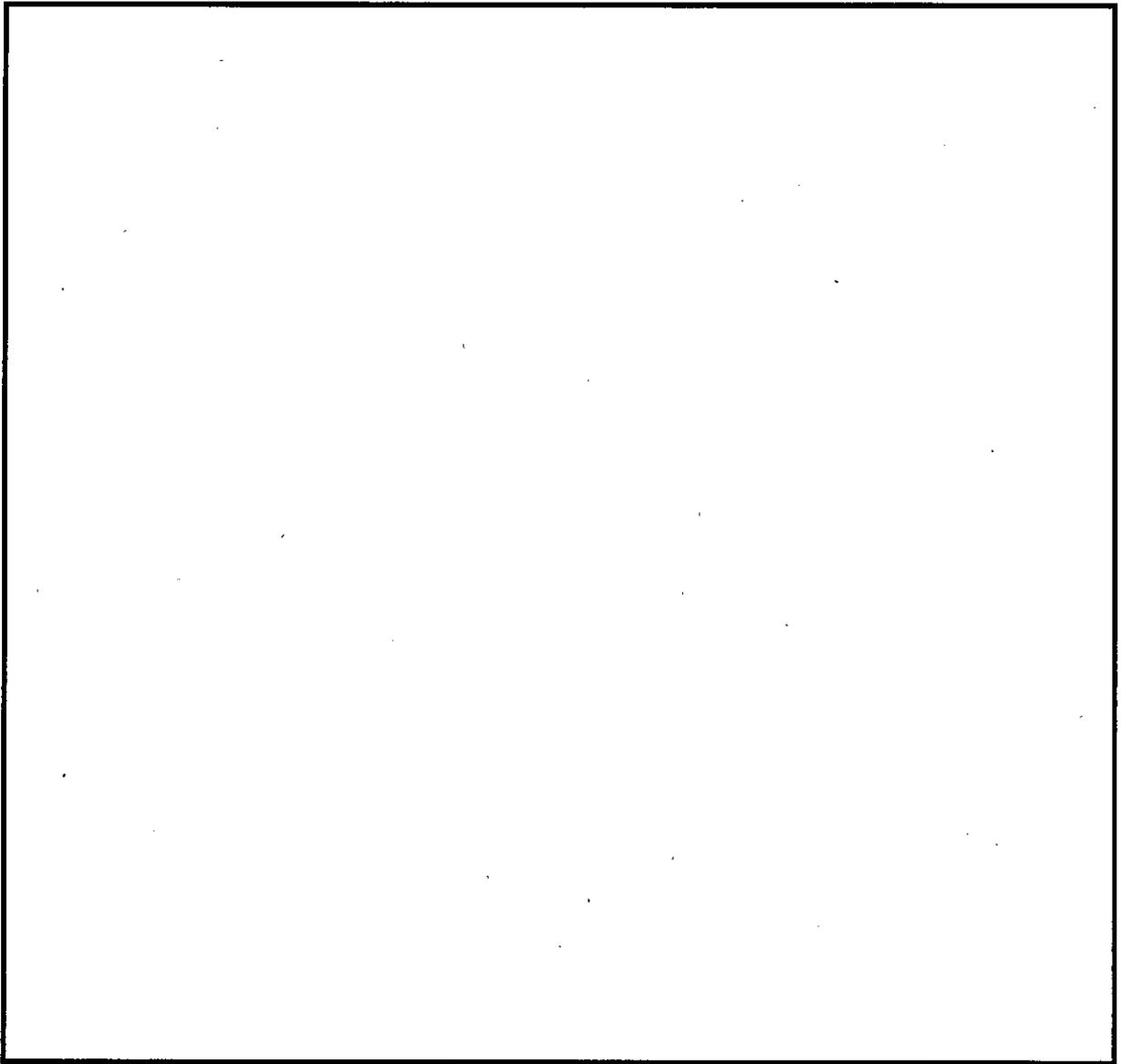
第57-9-(49-12) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



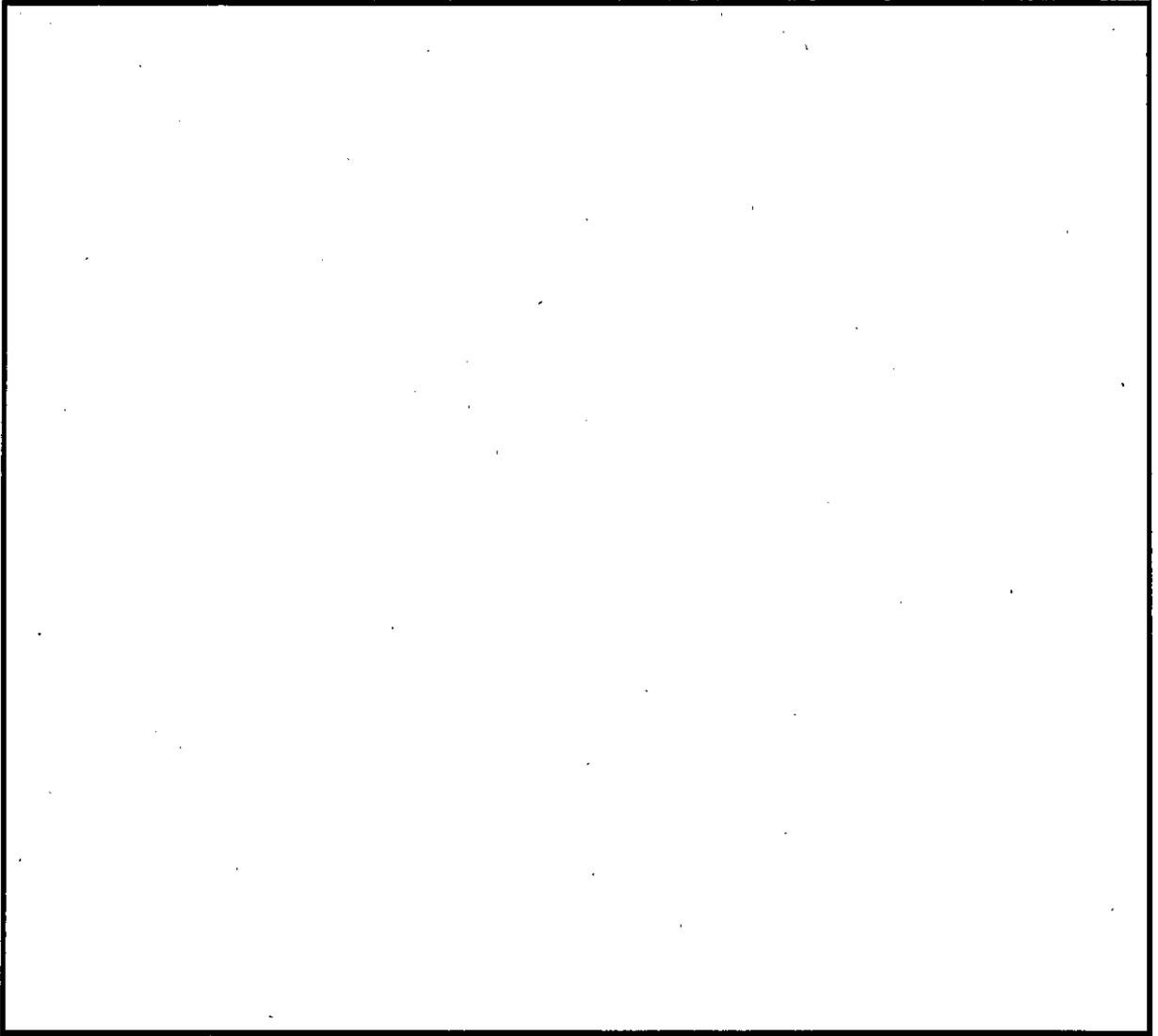
第 57-9- (49-13) 図 原子炉建屋 3 階



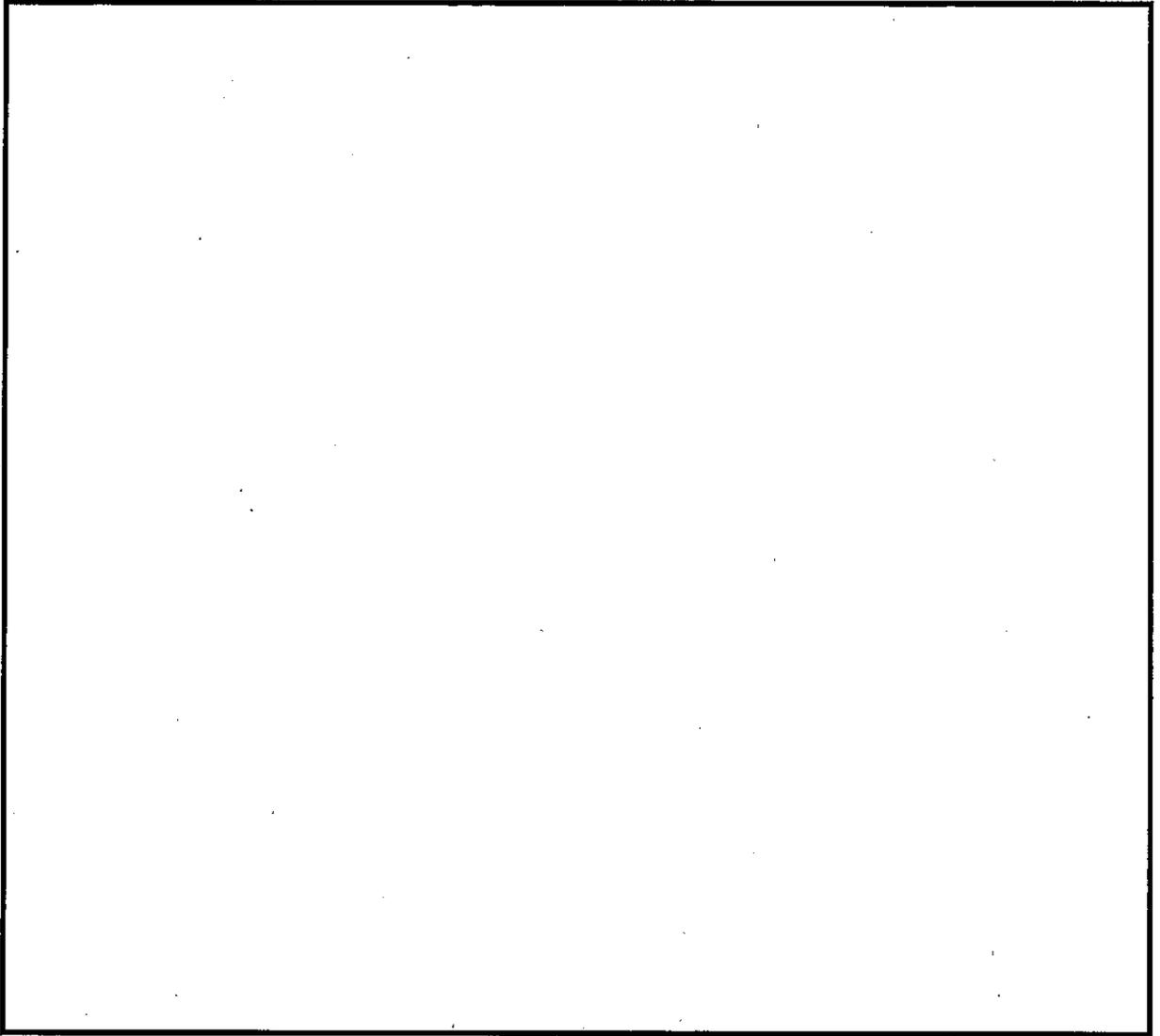
第 57-9-(49-14) 図 原子炉建屋 4 階



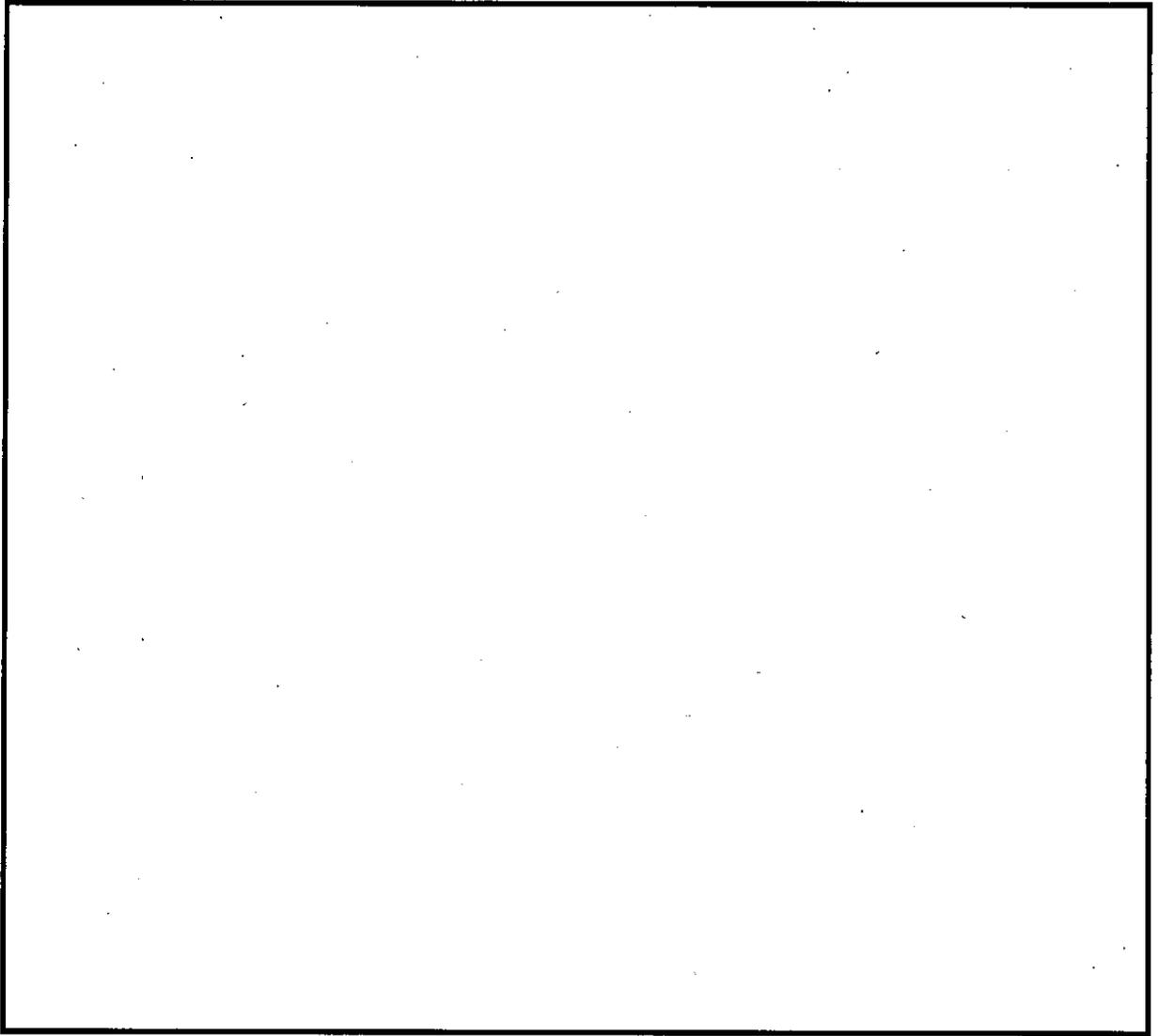
第57-9-(51-1) 図 原子炉建屋 1 階



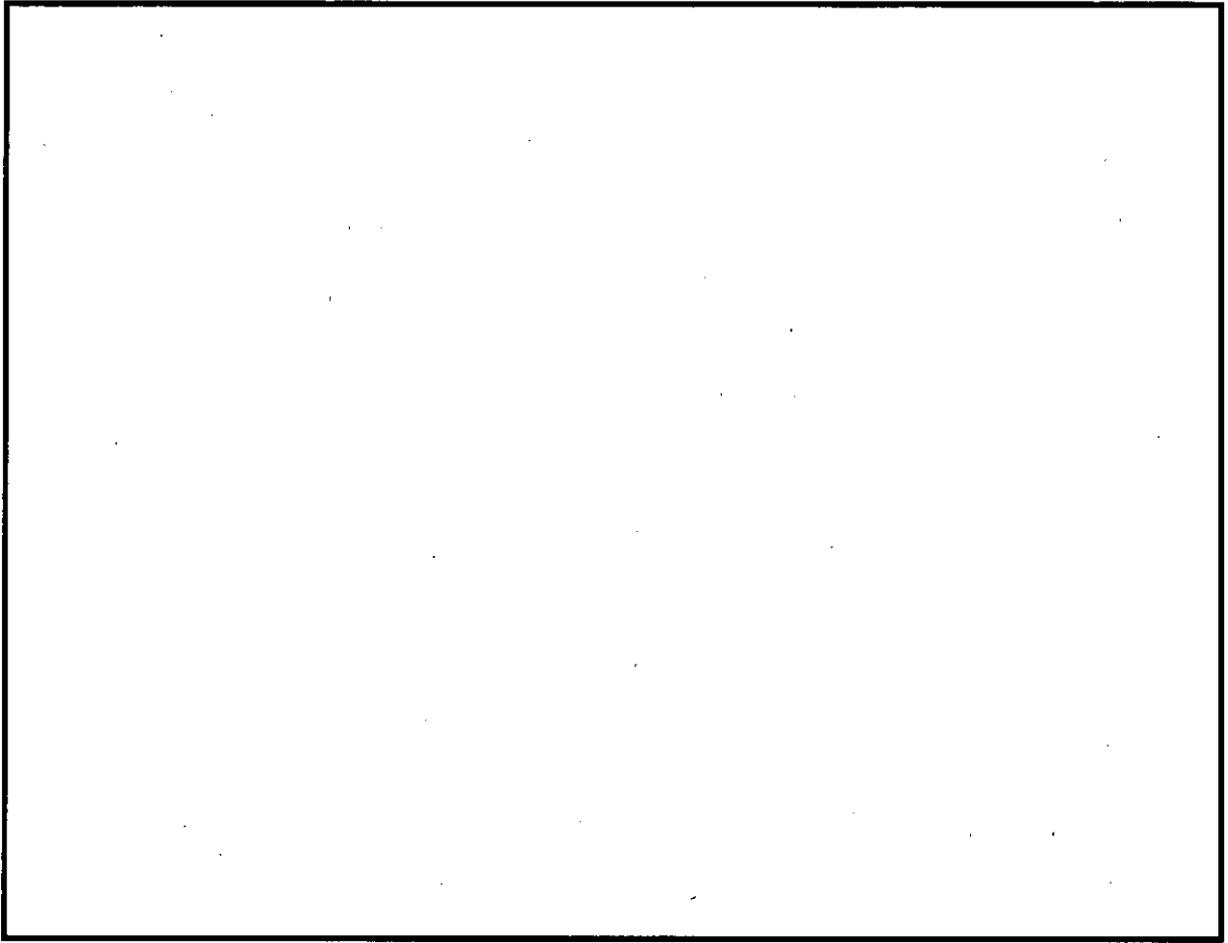
第57-9-(51-2) 図 原子炉建屋 2 階



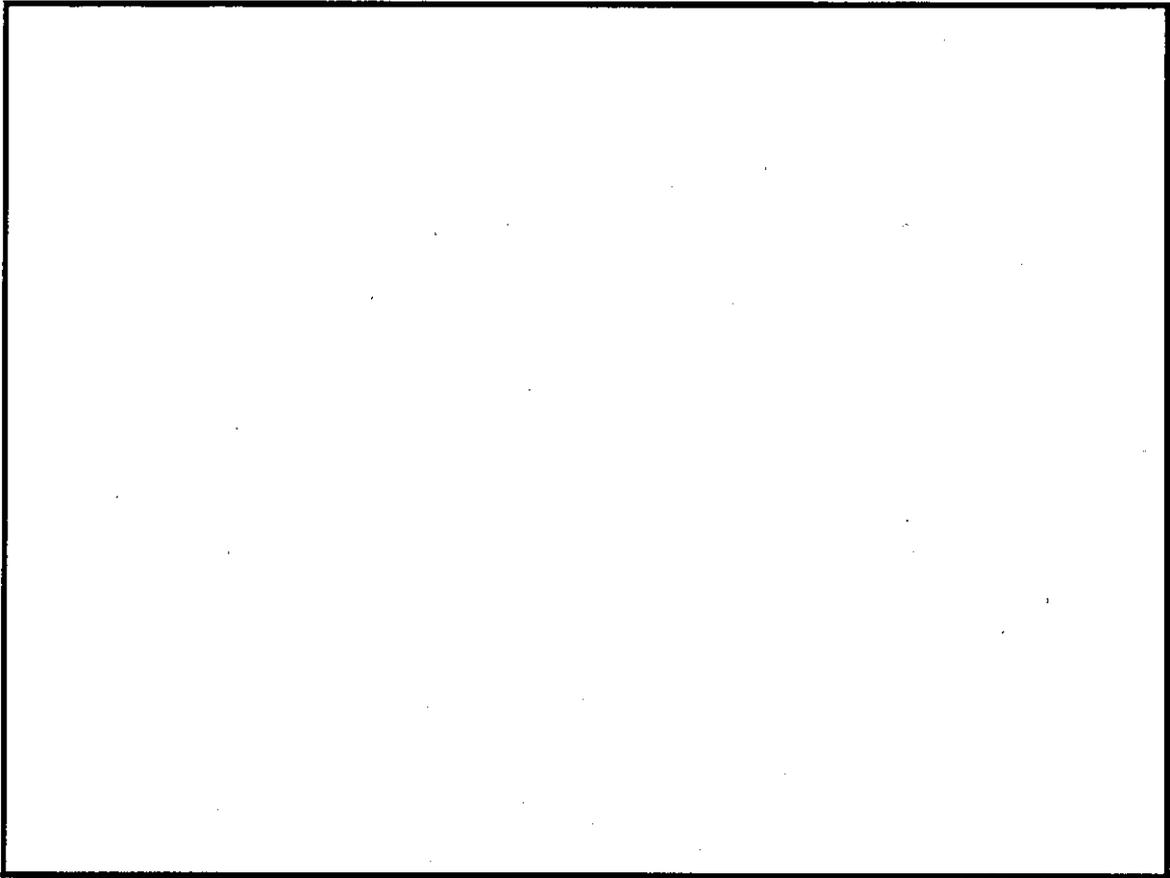
第57-9-(51-3) 図 原子炉建屋3階



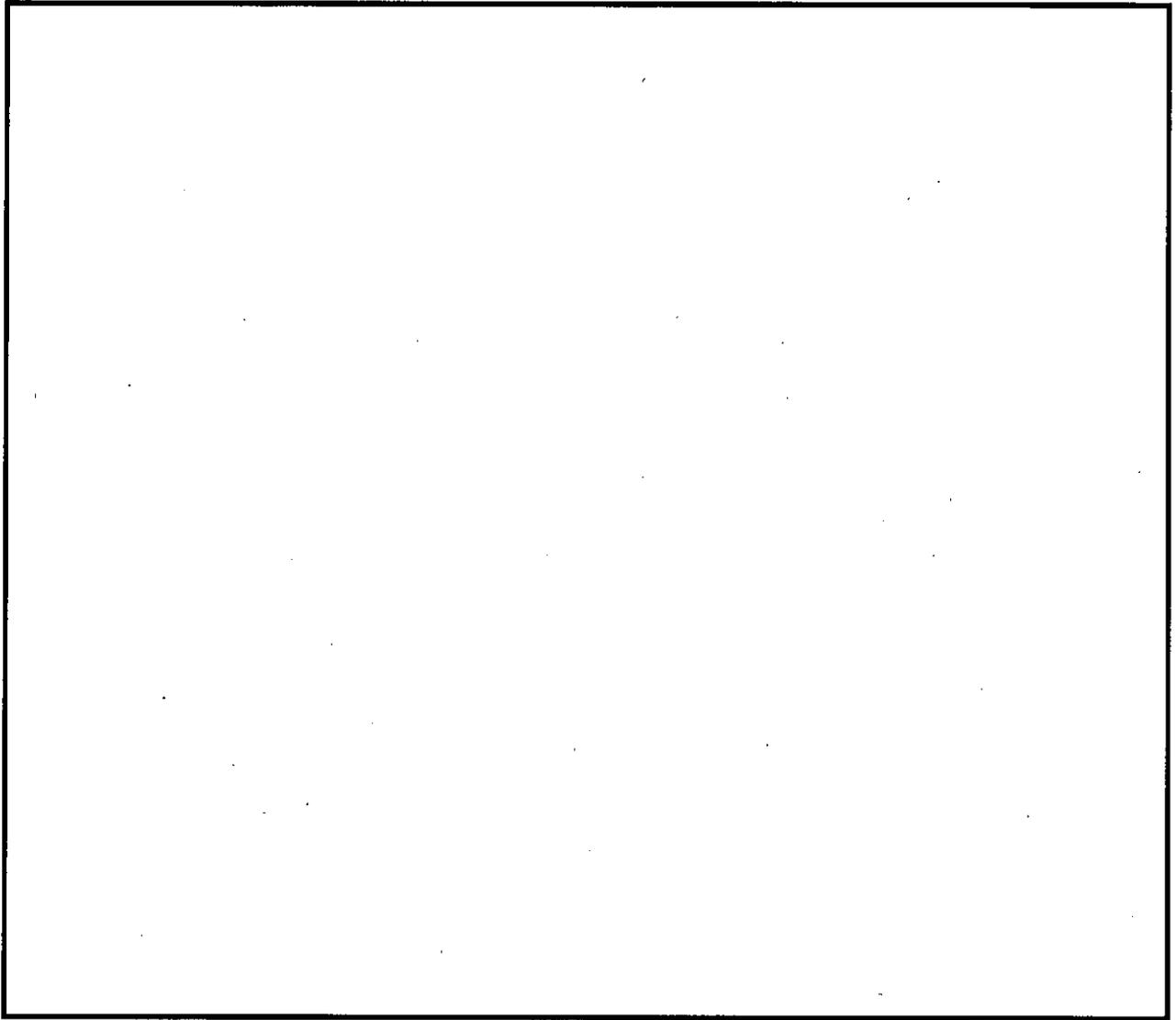
第57-9-(51-4) 図 原子炉建屋 4 階



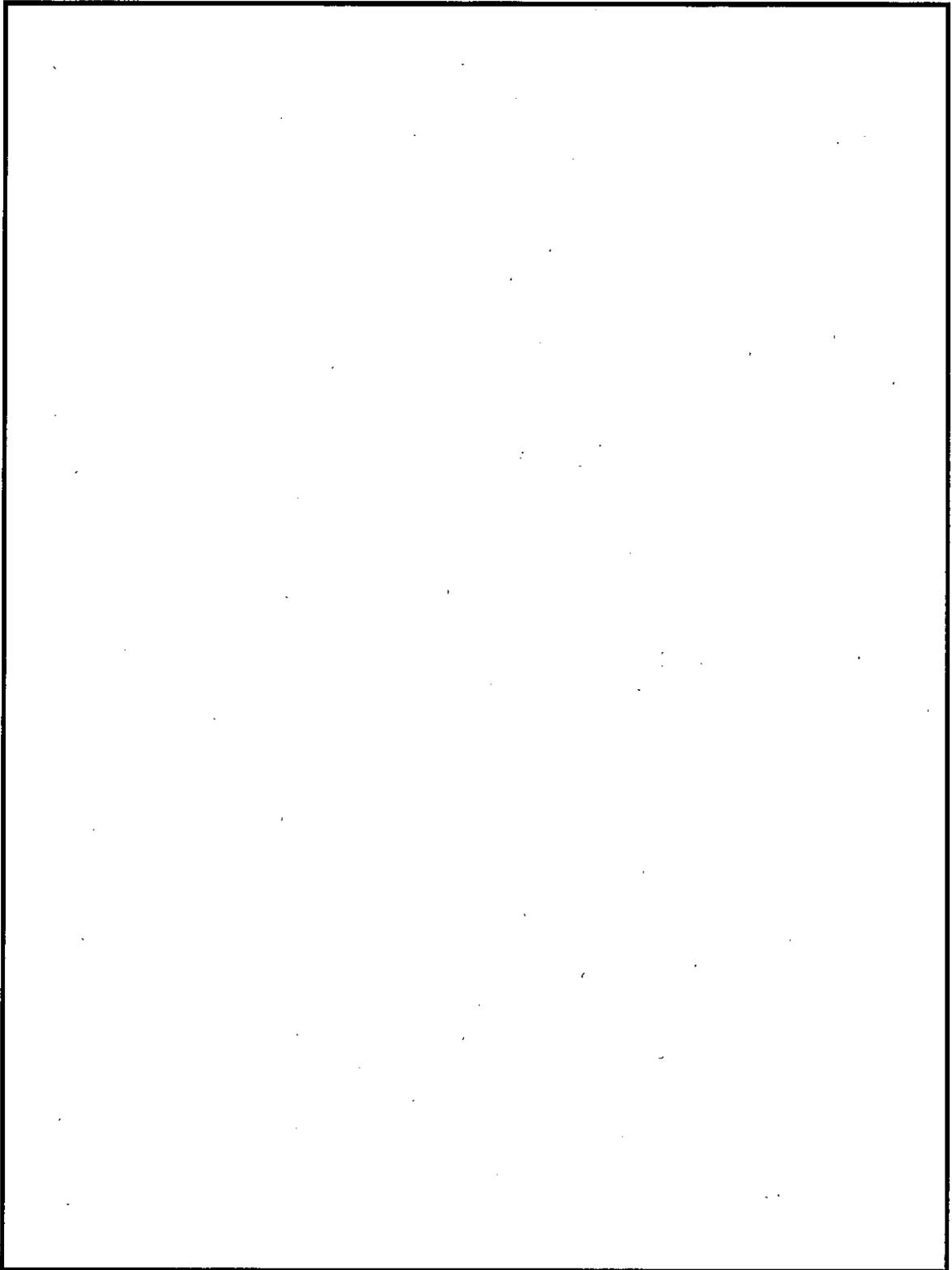
第57-9-(51-5) 図 原子炉建屋 5 階



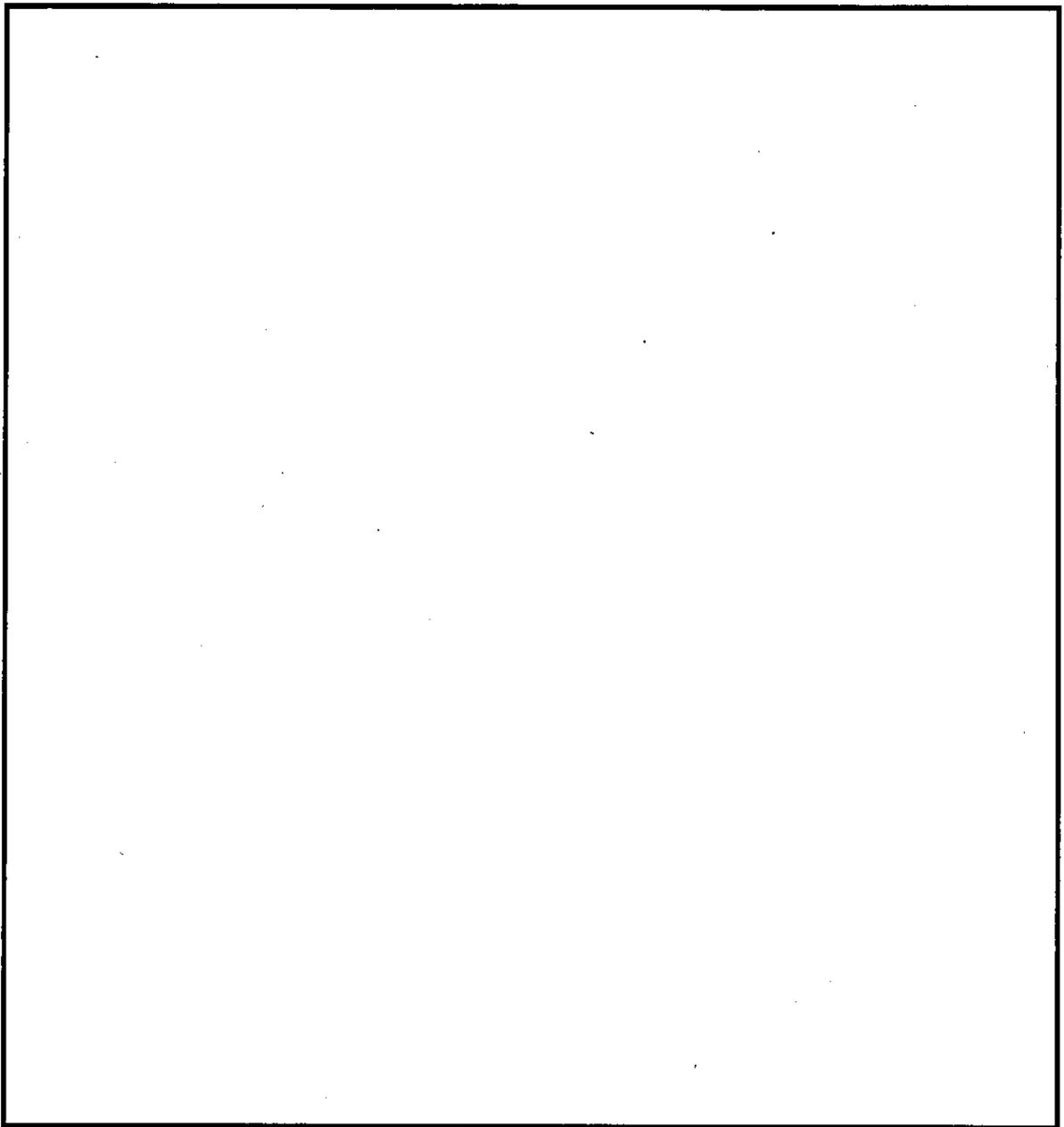
第57-9-(51-6) 图 原子炉建屋南侧屋外



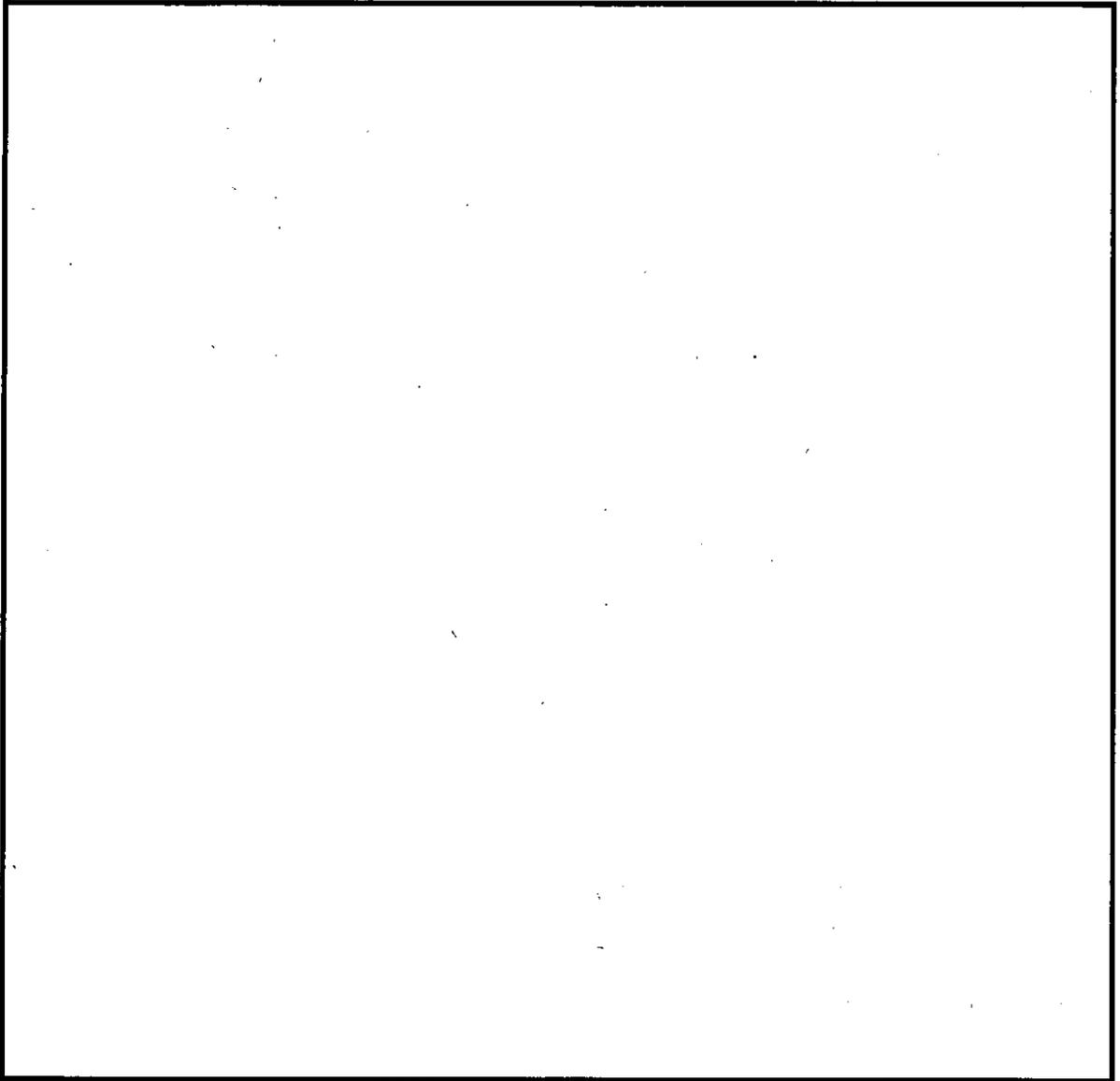
第57-9-(51-7) 図 原子炉建屋 1 階



第57-9-(51-8) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



第57-9-(51-9) 図 原子炉建屋 3 階



第57-9-(51-10) 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)

57-10-1

10.1 概要

(1) 直流電源設備の概要

非常用の常設直流電源設備は、3系統5組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、及び分電盤等で構成され、このうち3系統3組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）の直流母線電圧は125V、その他の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され、直流母線電圧は±24Vの設計とする。直流125V蓄電池の主要な負荷は、ディーゼル発電機初期励磁、M/C、P/C遮断器の制御回路、計測制御系統施設等であり、設計基準事故時に非常用の常設直流電源設備のいずれの1系統が故障しても残りの2系統で原子炉の安全は確保できる設計とする。中性子モニタ用蓄電池の主要な負荷は、起動領域計装であり、いずれの1系統が故障しても残りの1系統で原子炉の安全は確保できる設計とする。

また、万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、安全保護系及び原子炉停止系の動作により、原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、原子炉隔離時冷却系により原子炉の冷却が可能で、格納容器の健全性を確保できる設計とする。（計測制御電源設備の単線結線図については第57-10-2図参照）

非常用の常設直流電源設備の主要機器仕様を、第57-10-1表に、単線結線図を、第57-10-1図に示す。非常用の常設蓄電池は鉛蓄電池で、それぞれ独立したものを3系統5組設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

なお、非常用の常設蓄電池と別に、タービン非常用油ポンプ、密封油ポンプ等へ給電する常用の蓄電池を設ける設計とし、常用の蓄電池は、250V 1系統（2000Ah）を設ける設計とする。

(2) 蓄電池からの電源供給開始時間

全交流動力電源喪失に備えて、非常用所内直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間、給電をまかなう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 90 分以内に給電を行うが、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 190 分以内（全交流動力電源喪失後 280 分以内）に給電を行う。

非常用の常設蓄電池は、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 時間供給できる容量とする。

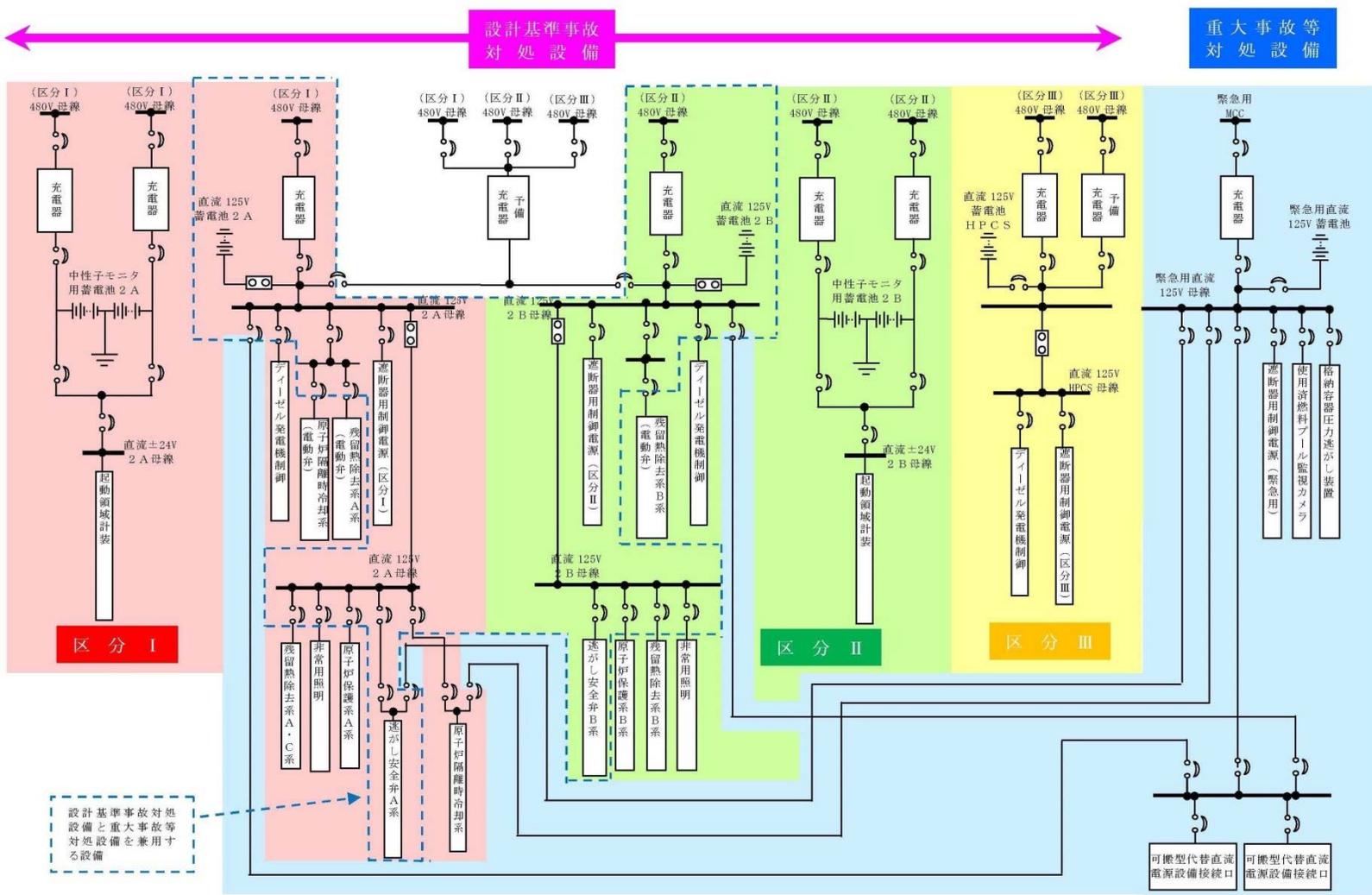
なお、重大事故等対処設備の各条文にて炉心の著しい損傷、格納容器の破損、及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために設けている設備への電源供給時間は、約 24 時間とする設計とする。

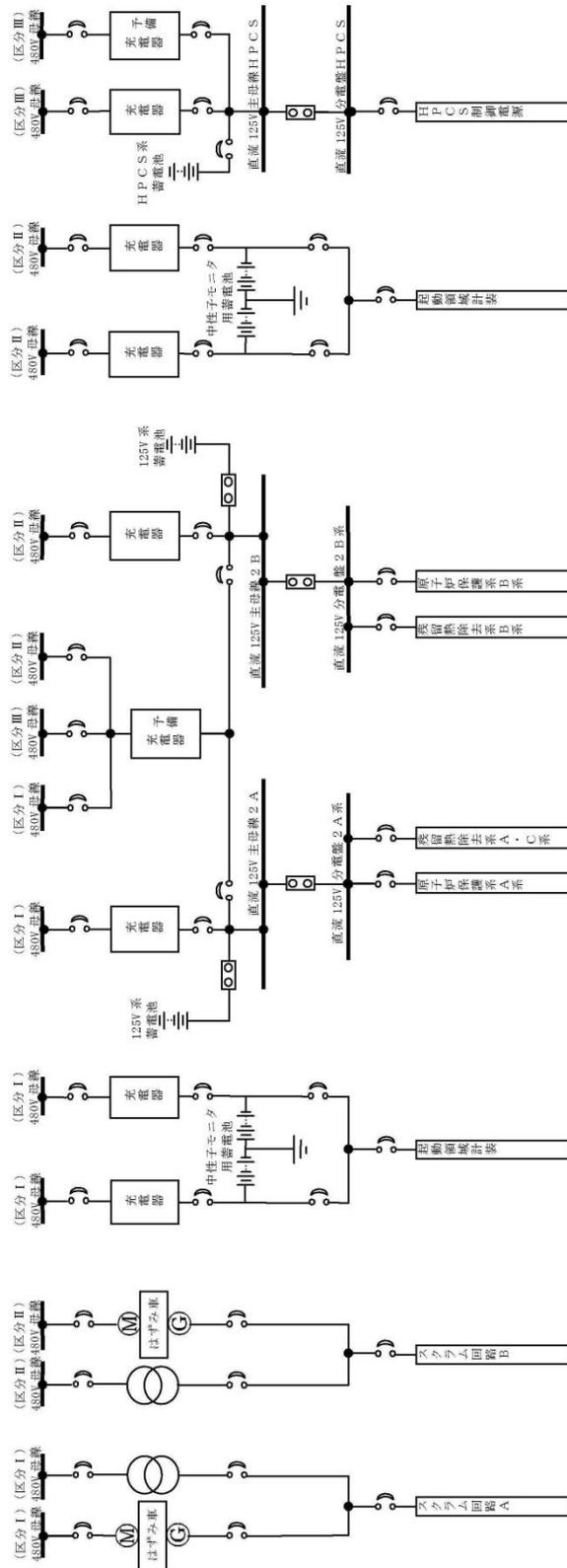
第 57-10-1 表 所内常設直流電源設備の主要機器仕様

	設計基準事故対処設備					(参考) 重大事故等 対処設備
	125V A系 蓄電池 (区分Ⅰ)	125V B系 蓄電池 (区分Ⅱ)	125V HPCS系 蓄電池 (区分Ⅲ)	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)	緊急用直流 125V 蓄電池
蓄電池 電 圧 容 量	125V 6,000Ah	125V 6,000Ah	125V 500Ah	±24V 150Ah	±24V 150Ah	125V 6,000Ah
充電器 台 数	3 台 (うち 1 台は予備)		2 台 (うち 1 台は予備)	2 台	2 台	1 台
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)

57-10-4

第57-10-1 図 非常用の常設直流電源設備 単線結線図





第57-10-2図 計測制御電源設備 単線結線図

10.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

全交流動力電源喪失時は、安全保護系及び原子炉停止系の動作による原子炉の安全停止、原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却、及び格納容器の健全性の確保に必要な設備（制御電源を含む）に電源供給が可能な設計とする。これに加えて、設計基準事故から重大事故等に連続的に移行する場合に使用する設備、及び全交流動力電源喪失時に必要ないものの負荷切り離しまでは蓄電池に接続されている設備にも電源供給が可能な設計とする。

具体的には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するための電源設備によって電力が供給されるまでの約 90 分間に対し、8 時間にわたり原子炉隔離時冷却系を使用することにより、原子炉を安全に停止し、原子炉停止後の冷却及び格納容器の健全性を確保することが可能であり、原子炉隔離時冷却系の 8 時間以上の運転継続に必要な蓄電池容量を備えた設計とする。

なお、全交流動力電源喪失が 8 時間以上継続する場合は、有効性評価のうち「2. 3. 1 全交流動力電源喪失（長期 T B）」にて評価している。

全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設備の選定の考え方及び対象設備については、以下のとおりである。

(1) 選定の対象となる直流設備

a. 設計基準事故対処設備

設置許可基準規則の第 3 条～第 36 条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(b) 追加要求事項がある設置許可基準規則の第 4 条、第 5 条、第 6 条、第 7 条、第 8 条、第 9 条、第 10 条、第 11 条、第 12 条、第 14 条、第 16 条、第 24 条、第 26 条、第 31 条、第 33 条、第 34 条、第 35 条、第

36 条において直流電源の供給を必要とする設備

b. 重大事故等対処設備

設置許可基準規則の第 37 条～第 62 条において、以下のとおり直流電源の供給が必要な設備を対象とする。

(a) 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している以下のシナリオに用いる設備（交流動力電源復旧後に用いる設備は除く）

有効性評価の対応項は以下のとおりである。

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）

2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D, T B P, T B U）

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

2.8 津波浸水による注水機能喪失

3. 重大事故

3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

3.1.2 代替循環冷却を使用する場合

3.1.3 代替循環冷却を使用しない場合

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

3.4 水素燃焼

3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.2 全交流動力電源喪失

- (b) 設置許可基準規則の第44条～第58条において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、及び使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要となる設備

c. 自主対策設備

設置許可基準規則の第44条～第62条において、直流電源の供給が必要な自主対策設備を対象とする。

(2) 時系列を考慮した直流設備の選定

a. 外部電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処設備

(a) 外部電源喪失から1分まで

外部電源喪失時にディーゼル発電機の自動起動に必要な設備として、区分Ⅰ～Ⅲの各非常用の常設蓄電池からディーゼル発電機初期励磁、M/C、P/C遮断器の制御回路に電源供給を行う。電源供給時間はディーゼル発電機が起動するまでの約1分間給電可能な設計とする。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：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，P/C遮断器の制御回路

(第57-10-2表)

(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

b. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う設計基準事故対処

設備

(a) 全交流動力電源喪失から 60 分まで

ディーゼル発電機から電源供給できない場合(全交流動力電源喪失)を考慮し、蓄電池に接続される全ての負荷に 60 分電源供給を行う設計とする。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：蓄電池に接続される全ての負荷（第 57-10-2 表）

（火災防護対策設備，緊急時対策所電源，送受話器（警報装置含む。），電力保安用電話設備及びデータ伝送装置（緊急時対策支援システム）は専用電源から供給しているため，非常用の常設蓄電池から電源供給を行わない。）

(b) 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

蓄電池（区分Ⅰ，Ⅱ）は全交流動力電源喪失時に電源が必要な負荷に必要時間電源を供給するため，60 分後に i)，ii）項に記載の負荷の切り離し^{※1}を行い，残りの負荷に対して 8 時間電源供給を行う設計とする。

i) 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備の負荷

ii) 無停電交流電源装置の負荷（平均出力領域計装^{※2}）

※1：区分Ⅰ及びⅡの非常用の常設蓄電池は，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，格納容器の破損，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を供給するための設備に電源供給を行う設備を兼用していることから，設置許可基準規則第 57 条電源設備解釈第 1 項 b)

を考慮し、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しを行う設計とする。

※2：安全保護系作動回路による平均出力領域計装による原子炉スクラム確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、全交流動力電源喪失後1時間後の負荷切り離しは問題ない。

なお、全交流動力電源喪失から90分後には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から電源供給を行うため、蓄電池からの電源供給は不要となるが、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が起動できない場合も考慮し、非常用の常設蓄電池から、全交流動力電源喪失後90分以降にも必要な負荷に電源供給を行う設計とする。

給電対象となる直流設備は、以下のとおりである。

直流設備：津波監視カメラ，潮位計，取水ピット水位計，蓄電池室水素濃度，直流非常灯，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，原子炉建屋燃料取替床換気系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，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，起動領域計装，原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉圧力，ドライウェル圧力（DB），サプレッション・プール水温度（DB），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），サプレッション・プール水位（DB），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレー系海水ポンプ吐出圧力，非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力，

安全保護系，外の状況を監視する設備（構内監視カメラ等），無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（データ伝送装置）代替制御棒挿入機能，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力（第 57-10-2 表）
（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

(c) 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

8 時間以降に不要となる負荷の切り離しを行い，残りの負荷に対して可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）からの電源供給が要求される 24 時間まで電源供給を行う設計とする。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：直流非常灯，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏えい検知，逃がし安全弁，原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉圧力，ドライウェル圧力，サプレッション・プール水温度（DB），格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W），格納容器内雰囲気放射線モニタ（S/C），サプレッション・プール水位（DB），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心スプレイ系海水ポンプ吐出圧力，安全保護系，無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（データ伝送装置），原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
（第 57-10-2 表）

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

c. 全交流動力電源喪失時に蓄電池から電源供給を行う重大事故等対処設

備

(a) 全交流動力電源喪失から 24 時間まで

非常用ディーゼル発電機から電源供給できない場合（全交流動力電源喪失）を考慮し，10.2 (1) b. 項で選定した設備（第 57-10-3 表，第 57-10-4 表）については，24 時間電源供給を行う。

給電対象となる直流設備は，以下のとおりである。

直流設備：使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プールライナードレン漏洩検知，逃がし安全弁，原子炉隔離時冷却系，原子炉水位（広帯域・燃料域），原子炉圧力，ドライウエル圧力(DB)，サブプレッション・プール水温度(DB)，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)，サブプレッション・プール水位，原子炉隔離時冷却系系統流量，安全保護系，無線連絡設備，衛星電話設備，データ伝送装置（データ伝送装置），原子炉隔離時冷却系，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，蓄電池室水素濃度，高圧代替注水系，格納容器圧力逃がし装置，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)，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，原子炉水位（SA 広帯域・SA 燃料域），原子炉圧力(SA)，格納容器温度，ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力，ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度，サブプレッション・プール水温度，サブプレッション・プール水位，格納容器下部水位，代替淡水貯水槽水位，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，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，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量，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，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

(第 57-10-2 表)

(下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備)

d. 全交流動力電源喪失時に非常用の常設蓄電池から電源供給を行う自主対策設備

直流電源の供給が必要な自主対策設備は，重大事故等対策設備と同様に非常用の蓄電池から電源供給を行う。

直流設備：原子炉水位用凝縮槽温度，原子炉ウェル水位，格納容器頂部注水流量

e. 蓄電池から電源供給を行うその他の設備

交流電源の瞬時電圧低下対策が必要な一部の設備にも，非常用の常設蓄電池から電源供給が可能な設計としている。これらの設備は，交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備であるため，全交流動力電源喪失後に切り離しても問題ない。

給電対象となる直流設備は以下のとおりである。

直流設備：タービン制御系 (第 57-10-2 表)

(下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備)

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (1 / 1 1)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池
3 条	設計基準対象設備の地盤	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4 条	地震による損傷の防止	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	—	—	—	90 分	8 時間	—	—	—	—
			5-2	潮位計	DB	—	—	—	90 分	8 時間	—	—	—	—
			5-3	取水ピット水位計	DB	—	—	—	90 分	8 時間	—	—	—	—
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	—	第 26 条 (原子炉制御室等) で抽出した設備により監視を行う										
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	—	—	—	90 分	8 時間	8 時間	—	—	24 時間
			8-2	火災防護対策設備※ 6	DB	専用電源から供給								
9 条	溢水による損傷の防止等	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
10 条	誤操作の防止	有	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	—	—	—	90 分	8 時間	24 時間	—	—	—
12 条	安全施設	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)										
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)										
15 条	炉心等	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

57-10-15

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (2 / 1 1)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間					
										区分 I	区分 II	区分 III	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池	
16 条	燃料体等の取扱設備及び貯蔵施設	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	—	—	○	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間	
			16-2	使用済燃料プール水位	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-3	使用済燃料プール温度	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-4	使用済燃料プールライナード レン漏えい検知	DB	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	—	—
			16-5	燃料取替フロア燃料プールエ リア放射線モニタ	DB	交流電源復旧後に使用									
			16-6	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	—	—	—	—	—	8 時間	8 時間	—	—	—
			16-7	原子炉建屋換気系排気ダクト 放射線モニタ	DB	—	—	—	—	—	8 時間	8 時間	—	—	—
17 条	原子炉冷却材圧力パウン ダリ	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
18 条	蒸気タービン	無	—	(電源が必要な設備が 要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (46-1 と同じ)	DB/SA	○	○	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間	
			19-2	高圧炉心スプレイ系 (45-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-3	残留熱除去系 (47-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
			19-4	低圧炉心スプレイ系 (47-4 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									

57-10-16

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (3 / 1 1)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心※1	格納容器※2	燃料※3	要求時間	供給可能時間					
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池	
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 (21-1, 45-2 と同じ)	DB 拡張	○	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	24 時間	
			20-2	制御棒駆動水圧系	DB	交流電源復旧後に使用									
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 (20-1, 45-2 と同じ)	DB 拡張	○	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	24 時間	
			21-2	残留熱除去系 (19-3, 47-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
22条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	22-1	残留熱除去系海水系 (47-3, 49-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用									
23条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装 (58-1 と同じ)	DB/SA	○	○	-	1 時間	1 時間	1 時間	-	-	-	
			23-2	起動領域計装 (58-2 と同じ)	DB/SA	○	○	-	1 時間	-	-	-	4 時間	-	
			23-3	原子炉スクラム用 電磁接触器の状態※4	DB	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			23-4	制御棒位置※5	DB	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
			23-5	原子炉水位 (広帯域・燃料域) (58-3 と同じ)	DB/SA	○	○	-	90 分	24 時間	8 時間	-	-	-	
			23-6	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	DB/SA	○	○	-	90 分	24 時間	8 時間	-	-	-	
			23-7	原子炉圧力容器温度 (DB)	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-8	ドライウェル圧力 (DB)	DB	-	-	-	90 分	24 時間	24 時間	-	-	24 時間	
			23-9	サブプレッション・プール水温度 (DB)	DB	-	-	-	90 分	24 時間	24 時間	-	-	24 時間	
			23-10	格納容器内水素濃度	DB	交流電源復旧後に使用									
			23-11	格納容器内酸素濃度	DB	交流電源復旧後に使用									

57-10-17

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (4 / 1 1)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間						
										区分 I	区分 II	区分 III	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池		
23 条	計測制御系統施設	無	23-12	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (58-15 と同じ)	DB/SA	○	○	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			23-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (58-16 と同じ)	DB/SA	○	○	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			23-14	サブプレッション・プール水位 (DB)	DB	—	—	—	90 分	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			23-15	原子炉隔離時冷却系系統流量 (58-24 と同じ)	DB 拡張	○	○	—	8 時間	24 時間	—	—	—	24 時間		
			23-16	高圧炉心スプレー系系統流量 (58-25 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			23-17	低圧炉心スプレー系系統流量 (58-28 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			23-18	残留熱除去系系統流量 (58-27 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			23-19	非常用ガス処理系流量	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
			23-20	非常用ガス再循環系流量	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
			23-21	可燃性ガス濃度制御系系流量	DB	交流電源復旧後に使用										
			23-22	可燃性ガス濃度制御系系流量	DB	交流電源復旧後に使用										
			23-23	残留熱除去系海水系系統流量 (58-34 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			23-24	高圧炉心スプレー系海水ポンプ吐出圧力	DB 拡張	—	—	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	
23-25	非常用ディーゼル発電機海水ポンプ吐出圧力	DB	—	—	—	—	—	8 時間	8 時間	—	—	—				
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	DB	—	—	—	1 時間	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	25-1	ほう酸水注入系 (44-3, 45-4, 51-53 と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備※ 7	DB	交流電源復旧後に使用										
			26-2	外の状況を監視する設備※ 7 (構内監視カメラ等)	DB	—	—	—	90 分	8 時間	—	—	—	—		
			26-3	中央制御室換気空調系	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

57-10-18

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (5 / 1 1)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心※1	格納容器※2	燃料※3	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池
28条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
29条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
30条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
31条	監視設備	有	31-1	モニタリング・ポスト	DB	交流電源復旧後に使用								
32条	原子炉格納施設	無	32-1	非常用ガス処理系	DB/SA	交流電源復旧後に使用								
			32-2	非常用ガス再循環系	DB/SA	交流電源復旧後に使用								
			32-3	可燃性ガス濃度制御系	DB	交流電源復旧後に使用								
33条	保安電源設備	有	33-1	M/C, P/C 遮断器の制御回路	DB/SA	—	—	—	1分	1分	1分	—	—	—
			33-2	M/C 遮断器の制御回路	DB 拡張	—	—	—	1分	—	—	1分	—	—
			33-3	非常用ディーゼル発電機初期励磁	DB 拡張	—	—	—	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 拡張	—	—	—	1分	—	—	1分	—	—
34条	緊急時対策所	有	34-1	緊急時対策所電源	DB	専用電源から供給								
35条	通信連絡設備	有	35-1	送受話器 (警報装置を含む。)	DB	専用電源から供給								
			35-2	電力保安用電話設備	DB	専用電源から供給								
			35-3	無線連絡設備 (62-1 と同じ)	DB/SA	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—
			35-4	衛星電話設備 (62-2 と同じ)	DB/SA	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—
			35-5	データ伝送装置 (データ伝送装置) (62-3 と同じ)	DB/SA	—	—	—	90 分	—	24 時間	—	—	24 時間
			35-6	データ伝送装置 (緊急時対策支援システム) (62-4 と同じ)	DB/SA	専用電源から供給								
36条	補助ボイラー	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

57-10-19

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (6 / 1 1)

条文	内容	追加 要求事項 の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間						
										区分 I	区分 II	区分 III	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池		
37 条	重大事故の拡大の防止等	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
39 条	地震による損傷の防止	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
40 条	津波による損傷の防止	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
41 条	火災による損傷の防止	有	41-1	火災防護対策設備※ 6	DB	専用電源から供給										
42 条	特定重大事故等対処施設	有	—	(申請対象外)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
43 条	重大事故等対処設備	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)												
44 条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	代替制御棒挿入機能	SA	○	—	—	1 時間	8 時間	8 時間	—	—	—		
			44-2	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	SA	○	—	—	1 時間	8 時間	8 時間	—	—	—		
			44-3	ほう酸水注入系 (25-1, 45-4, 51-3 と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
45 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系	SA	—	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			45-2	原子炉隔離時冷却系 (20-1, 21-1 と同じ)	DB 拡張	○	—	—	8 時間	24 時間	—	—	—	24 時間		
			45-3	高圧炉心スプレイ系 (19-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			45-4	ほう酸水注入系 (25-1, 44-3, 51-3 と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
46 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁 (19-1 と同じ)	DB/SA	○	○	—	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	47-1	低圧代替注水系	SA	交流電源復旧後に使用										
			47-2	残留熱除去系 (19-3, 21-2, 48-3, 49-3 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			47-3	残留熱除去系海水系 (22-1, 49-2 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			47-4	低圧炉心スプレイ系 (19-4 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										

57-10-20

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (7 / 11)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※1	格納 容器 ※2	燃料 ※3	要求 時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流125V 蓄電池
47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	47-5	代替循環冷却系	SA					交流電源復旧後に使用				
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系	SA					交流電源復旧後に使用				
			48-2	格納容器圧力逃がし装置※8 (50-1, 52-1, 58-32 と同じ)	SA	○	○	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			48-3	残留熱除去系 (19-3, 21-2, 47-2, 49-3 と同じ)	DB 拡張						交流電源復旧後に使用			
49条	格納容器内の冷却等のための設備	有	49-1	代替格納容器スプレイ冷却系	SA					交流電源復旧後に使用				
			49-2	残留熱除去系海水系 (22-1, 47-3 と同じ)	DB 拡張					交流電源復旧後に使用				
			49-3	残留熱除去系 (19-3, 47-2, 48-3 と同じ)	DB 拡張					交流電源復旧後に使用				
			49-4	代替循環冷却系	SA					交流電源復旧後に使用				
50条	格納容器内の加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※8 (48-2, 52-1, 58-32 と同じ)	SA	○	○	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			50-2	代替循環冷却系	SA					交流電源復旧後に使用				
51条	格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	格納容器下部注水系	SA					交流電源復旧後に使用				
			51-2	高圧代替注水系	SA	-	-	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			51-3	ほう酸水注入系 (25-1, 44-3, 45-4 と同じ)	DB/SA					交流電源復旧後に使用				
			51-4	低圧代替注水系	SA					交流電源復旧後に使用				
			51-5	代替循環冷却系	SA					交流電源復旧後に使用				
52条	水素爆発による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※8 (48-2, 50-1, 58-32 と同じ)	SA	○	○	-	24時間	-	-	-	-	24時間
			52-2	格納容器内水素濃度 (SA)	SA					交流電源復旧後に使用				
			52-3	格納容器内酸素濃度 (SA)	SA					交流電源復旧後に使用				
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	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間
			53-2	原子炉建屋水素濃度	SA					交流電源復旧後に使用				
			53-3	原子炉ウエル水位	自主	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間

57-10-21

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (8 / 11)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心※1	格納容器※2	燃料※3	要求時間	供給可能時間				
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子モニタ用蓄電池	緊急用直流125V蓄電池
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) (16-1 と同じ)	DB/SA	—	—	○	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度 (SA)	SA	—	—	○	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	—	—	○	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	—	—	○	24 時間	—	—	—	—	24 時間
55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
56条	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
57条	電源設備	有	—	(電源が必要な具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う)										
58条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装 (23-1 と同じ)	DB/SA	○	○	—	1 時間	1 時間	1 時間	—	—	—
			58-2	起動領域計装 (23-2 と同じ)	DB/SA	○	○	—	1 時間	—	—	—	4 時間	—
			58-3	原子炉水位 (広帯域・燃料域) (23-5 と同じ)	DB/SA	○	○	—	90 分	24 時間	8 時間	—	—	—
			58-4	原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)	SA	○	○	—	90 分	—	—	—	—	24 時間
			58-5	原子炉圧力 (23-6 と同じ)	DB/SA	○	○	—	90 分	24 時間	8 時間	—	—	—
			58-6	原子炉圧力 (SA)	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	—	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-8	ドライウェル圧力	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	SA	○	○	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間

57-10-22

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (9 / 11)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※1	格納 容器 ※2	燃料 ※3	要求 時間	供給可能時間						
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流125V 蓄電池		
58条	計装設備	有	58-10	ドライウエル雰囲気温度	SA	—	○	—	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	—	○	—	24時間	—	—	—	—	24時間		
			58-12	サプレッション・プール水温度	SA	○	○	—	24時間	—	—	—	—	24時間		
			58-13	格納容器内水素濃度 (SA)	SA	交流電源復旧後に使用										
			58-14	格納容器内酸素濃度 (SA)	SA	交流電源復旧後に使用										
			58-15	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-12 と同じ)	DB/SA	○	○	—	24時間	24時間	24時間	—	—	—	24時間	
			58-16	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (23-13 と同じ)	DB/SA	○	○	—	24時間	24時間	24時間	—	—	—	24時間	
			58-17	サプレッション・プール水位	SA	○	○	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間	
			58-18	格納容器下部水位	SA	—	○	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間	
			58-19	代替淡水貯槽水位	SA	○	○	○	24時間	—	—	—	—	—	24時間	
			58-20	高圧代替注水系系統流量	SA	—	—	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間	
			58-21	低圧代替注水系原子炉注水流量	SA	○	○	—	24時間	—	—	—	—	—	24時間	
			58-22	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	—	○	—	—	—	—	—	—	—	24時間	
			58-23	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-15 と同じ)	DB 拡張	○	○	—	8時間	24時間	—	—	—	—	24時間	
			58-24	高圧炉心スプレー系系統流量 (23-16 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-25	残留熱除去系熱交換器入口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-26	残留熱除去系熱交換器出口温度	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-27	残留熱除去系系統流量 (23-18 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-28	低圧炉心スプレー系系統流量 (23-17 と同じ)	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										

57-10-23

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (10 / 11)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※1	格納 容器 ※2	燃料 ※3	要求 時間	供給可能時間						
										区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流125V 蓄電池		
58条	計装設備	有	58-29	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	SA	○	○	-	24時間	-	-	-	-	24時間		
			58-30	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	SA	-	○	-	24時間	-	-	-	-	-	24時間	
			58-31	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	SA	-	○	-	-	-	-	-	-	-	24時間	
			58-32	格納容器圧力逃がし装置※8 (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	○	○	-	24時間	-	-	-	-	-	24時間	
			58-33	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	○	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間	
			58-34	残留熱除去系海水系系統流量 (23-23 と同じ)	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
			58-35	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間
			58-36	原子炉建屋水素濃度	SA	交流電源復旧後に使用										
			58-37	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	DB 拡張	○	-	-	8時間	24時間	-	-	-	-	24時間	
			58-38	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-39	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	-	-	-	24時間	-	-	-	-	-	24時間	
			58-40	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	DB 拡張	交流電源復旧後に使用										
			58-41	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB/SA	交流電源復旧後に使用										
			58-42	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	24時間
			58-43	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	-	-	-	-	24時間	24時間	-	-	-	24時間	
			58-44	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	SA	交流電源復旧後に使用										
58-45	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	SA	交流電源復旧後に使用													

57-10-24

第 57-10-2 表 非常用の常設蓄電池から電源供給する設備 (1 1 / 1 1)

条文	内容	追加要求事項の有無	番号	電源供給する設備	機能	炉心 ※ 1	格納 容器 ※ 2	燃料 ※ 3	要求 時間	供給可能時間				
										区分 I	区分 II	区分 III	中性子 モニタ用 蓄電池	緊急用 直流 125V 蓄電池
59 条	原子炉制御室	有	—	(電源が必要な設備が要求されない)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
60 条	監視測定設備	有	60-1	可搬型モニタリング・ポスト	SA	専用電源から供給								
61 条	緊急時対策所	有	61-1	緊急時対策所電源	SA	専用電源から供給								
62 条	通信連絡を行うために必要な設備	有	62-1	無線連絡設備 (35-3 と同じ)	DB/SA	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—
			62-2	衛星電話設備 (35-4 と同じ)	DB/SA	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—
			62-3	データ伝送装置(データ伝送装置) (35-5 と同じ)	DB/SA	—	—	—	90 分	—	24 時間	—	—	24 時間
			62-4	データ伝送装置(緊急時対策支援システム) (35-6 と同じ)	DB/SA	専用電源からの供給								
—	—	無	0-1	タービン制御系	(常用系)	—	—	—	—	8 時間	8 時間	—	—	—

57-10-25

(凡例)

- : 区分Ⅰの蓄電池（直流 125V 蓄電池 2 A）から電源供給
- : 区分Ⅱの蓄電池（直流 125V 蓄電池 2 B）から電源供給
- : 区分Ⅲの蓄電池（直流 125V 蓄電池 H P C S）から電源供給
- : 中性子モニタ用蓄電池 2 A 又は 2 B から電源供給
- : 緊急用直流 125V 蓄電池から電源供給
- : 交流電源が回復するまでは系統として機能しない設備
- : 建設時、直流電源の供給を必要とした設備

(略語)

D/W : ドライウエル

S/C : サプレッション・チェンバ

- ※ 1 : 重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※ 2 : 重大事故等が発生した場合において、格納容器の破損防止のために必要な設備
- ※ 3 : 重大事故等が発生した場合において、使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷防止のために必要な設備
- ※ 4 : 原子炉スクラム用電磁接触器の状態を原子炉保護系母線の充電表示ランプで確認する。
- ※ 5 : 直流 250V 蓄電池（常用）より給電する。
- ※ 6 : 火災防護対策設備で電源が必要な設備は、火災感知設備及び消火設備であるが、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)から給電されるまでの約 90 分間は専用電源から給電可能な設計とする。

※7：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・ポスト等があり、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。

※8：格納容器圧力逃がし装置には、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を含む。

第 57-10-3 表 全交流動力電源喪失時に電源供給が最低限必要な計装設備 (1 / 2)

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・燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
高压代替注水系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低压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	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低压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	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
ドライウエル雰囲気温度	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・プール水温度	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○
ドライウエル圧力	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・チェンバ圧力	-	-	-	○	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	○
サブプレッション・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	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○

第 57-10-3 表 全交流動力電源喪失時に電源供給が最低限必要な計装設備 (2 / 2)

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	
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	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレー系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系系統流量	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低圧炉心スプレー系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
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	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	

■ : 交流電源復旧後に使用する設備

第 57-10-4 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備（1 / 5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	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
【動力電源供給対象】																						
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-
格納容器圧力逃がし装置	○	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
【制御電源供給対象】																						
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・燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA 広帯域・SA 燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	○	-
高压代替注水系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低压代替注水系原子炉注水流量	○	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-

57-10-30

第 57-10-4 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備 (2 / 5)

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	○	-	○	-	-	○	-	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低压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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウエル雰囲気温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・プール水温度	-	○	-	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
ドライウエル圧力	○	-	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・チェンバ圧力	○	-	○	○	○	○	-	○	-	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
サブプレッション・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)	○	-	-	-	-	○	-	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

57-10-31

第 57-10-4 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備 (3 / 5)

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	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
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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)	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

57-10-32

第 57-10-4 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備（4 / 5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	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	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレー系系統流量	○	○	-	-	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレー系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

57-10-33

第 57-10-4 表 有効性評価の各シナリオで直流電源から電源供給が必要な設備（5 / 5）

主要設備	有効性評価																					
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	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
残留熱除去系海水系系統流量	-	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

(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シナリオ及び設備

■: 交流電源復旧後に使用する設備

57-10-34

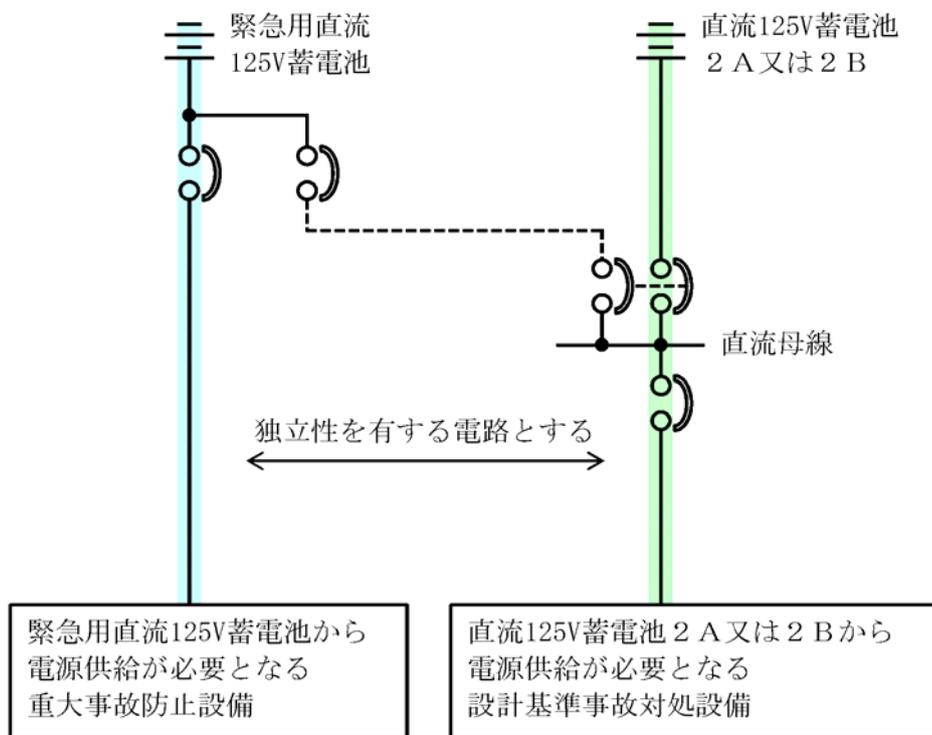
10.3 直流電源設備の電路の独立性について

10.3.1 直流電源設備の電路の独立性の基本方針

第57-10-2表に記載の設備のうち炉心の著しい損傷、格納容器の破損及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するための設備のうち重大事故防止設備については、(1)、(2)の2パターンを有し、それぞれのパターンについて、以下のとおり、独立性を有する設計とする。

(1) 設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を別々に設置するパターン

第57-10-3図のとおり直流125V蓄電池 2 A又は2 Bから設計基準事故対処設備への電路と、緊急用直流125V蓄電池から重大事故防止設備への電路を、独立性を有する設計とする。



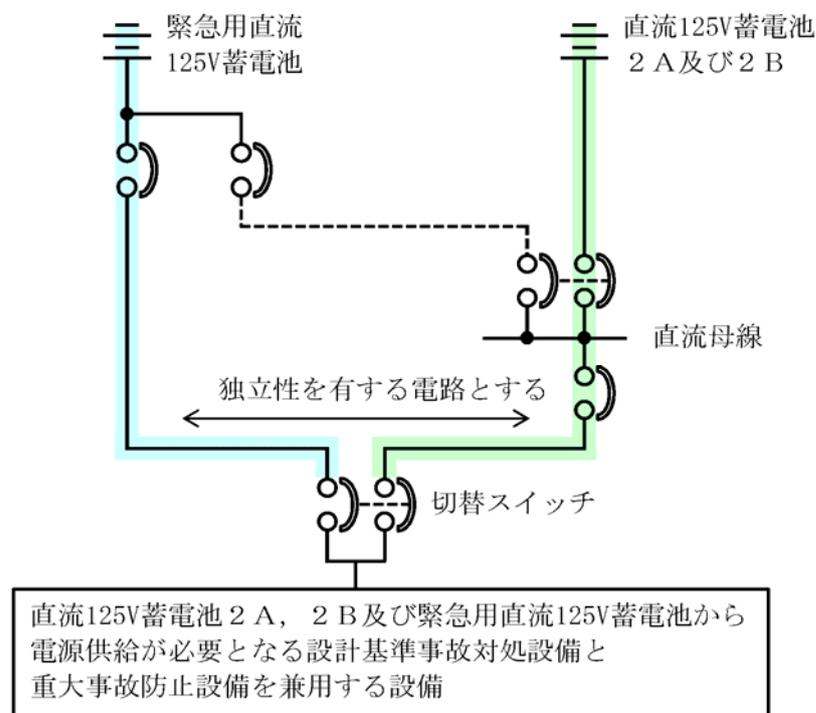
第 57-10-3 図 直流電源供給方法

(2) 設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用し設置するパターン

設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用する設備があるため、当該設備については、第57-10-4図のとおり切替スイッチを設け、直流125V蓄電池 2 A 又は 2 B から設計基準事故対処設備への電路と、緊急用直流125V蓄電池から切替スイッチまでの電路を、独立性を有する設計とする。

具体的には、設計基準事故対処設備と重大事故防止設備を兼用する設備は以下のとおりである。

- 逃がし安全弁
- 使用済燃料貯蔵プール水位 (SA 広域)
- 使用済燃料貯蔵プール温度 (SA 広域)
- 格納容器内雰囲気放射線レベル
- 原子炉圧力 (SA)



第57-10-4図 直流電源供給方法(設計基準事故対処設備と重大事故防止設備の兼用の場合)