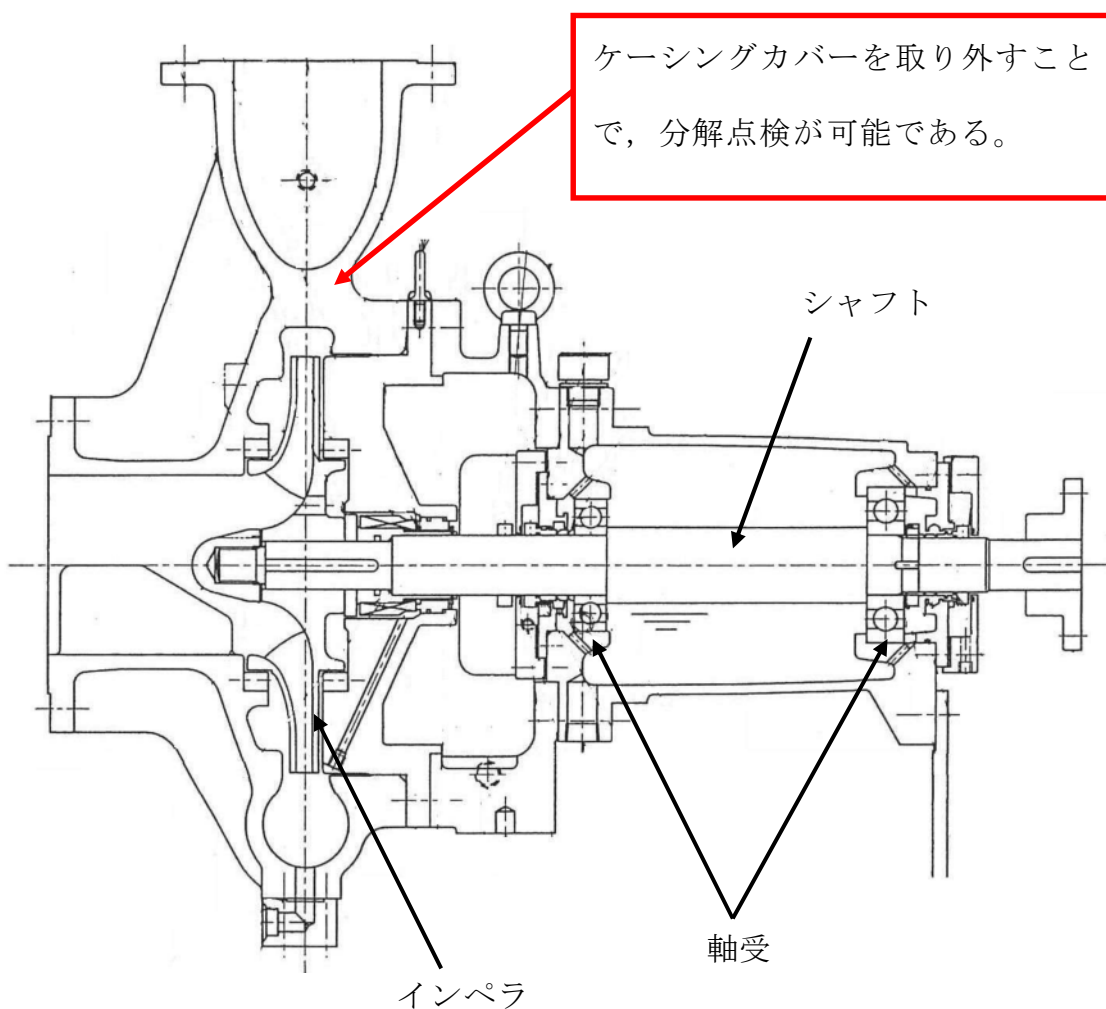


- ①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

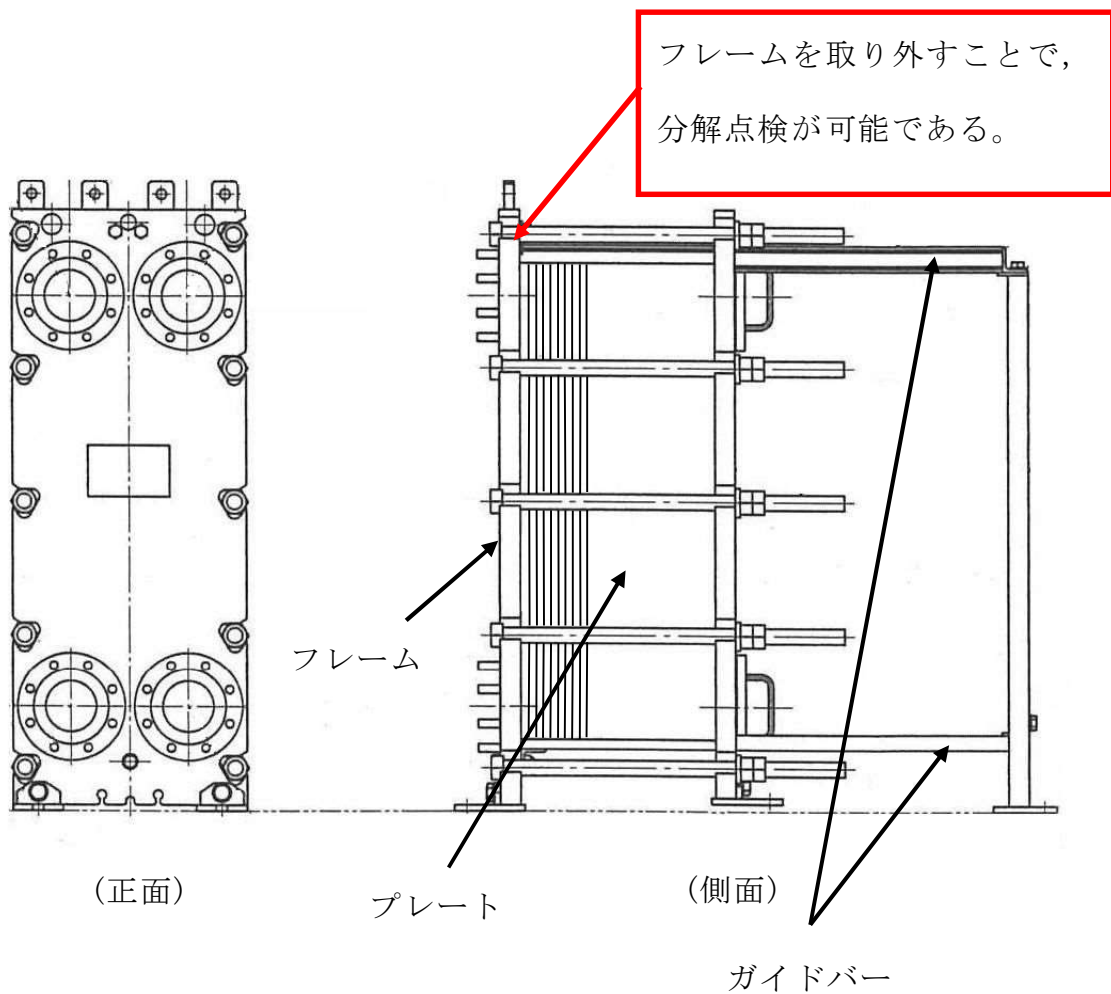
第 54-5-9 図 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）の試験検査概要図

第54-5-3表 代替燃料プール冷却系の試験検査

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



第 54-5-10 図 機能・性能検査系統



第 54-5-11 図 代替燃料プール冷却系熱交換器の試験検査概要図

54-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h	50以上, 70以上 (注1) (約200 (注2))
全揚程	m	80以上, 130以上 (注1) (約200 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	3.14
最高使用温度	°C	66
電動機出力	kW	190
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

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

1. 容量

- (1) 第54条第1項対応における常設低圧代替注水系ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている常設低圧代替注水系ポンプの注水容量は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・機器類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 $2.94\text{MPa}[\text{gage}]$ ）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約 $0.20\text{MPa}[\text{gage}]$ ）を加えた約320.63mとなる $3.14\text{MPa}[\text{gage}]$ 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、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約 kWとなる。

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

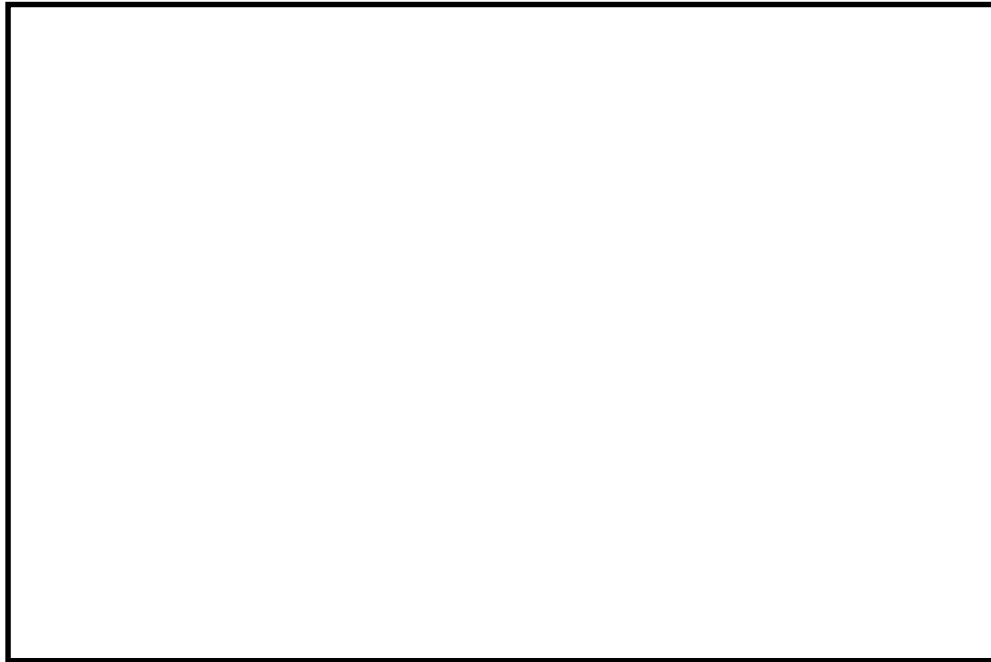
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 200

H : ポンプ揚程 (m) = 200 (図 1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 1 参照)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第54-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

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

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h (1台あたり)	50, 70 以上 (注1) (約 1,320 (注2))
全揚程	m	51.8, 106.0 以上 (注1) (約 140 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	°C	60
原動機出力	kW (1台あたり)	約 847
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

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

1. 容量

- (1) 第54条第1項対応における可搬型代替注水大型ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている可搬型代替注水大型ポンプの注水容量は $50\text{m}^3/\text{h}$ であるため、要求値を $50\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。
- (2) 第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54-6-20~24）で確認されている容量は $45.4\text{m}^3/\text{h}$ であるため、常設スプレイヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレイする要求値を $70\text{m}^3/\text{h}$ 以上とする。

上記の流量を上回る必要があることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 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

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系の単独注水時の全揚程は、有効性が確認されている使用済燃料プールへの注水流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ ）における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器

圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

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

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 37.4 m

ホース圧損 約 0.7 m

配管及び弁類圧損 約 20.1 m

合計 約 58.2 m \approx 59 m

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

また，可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（50 m³/h），代替格納容器スプレイ冷却系（130 m³/h）及び代替燃料プール注水系（16 m³/h）の同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程は，圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉格圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，以下を考慮した設計とする。

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

注水先圧力 約 46.1 m

静水頭 約 26.1 m

ホース圧損 約 28.1 m

配管及び弁類圧損 約 29.0 m

合計 約 129.3 m \approx 130 m

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

また，可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替燃料プール注水系（常設スプレイへ

ッダ) の単独スプレイ時の全揚程は、必要容量を上回る流量として $70\text{m}^3/\text{h}$ における圧損(水源(代替淡水貯槽)と注水先(原子炉压力容器)の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損)を考慮し、以下を考慮した設計とする。

水源と移送先の圧力差	約	0	m
静水頭	約	37.8	m
配管・機器類圧損	約	66.0	m
ホース圧損	約	2.2	m
合計	約	$106.0\text{m} \doteq 106\text{m}$	

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

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

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

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

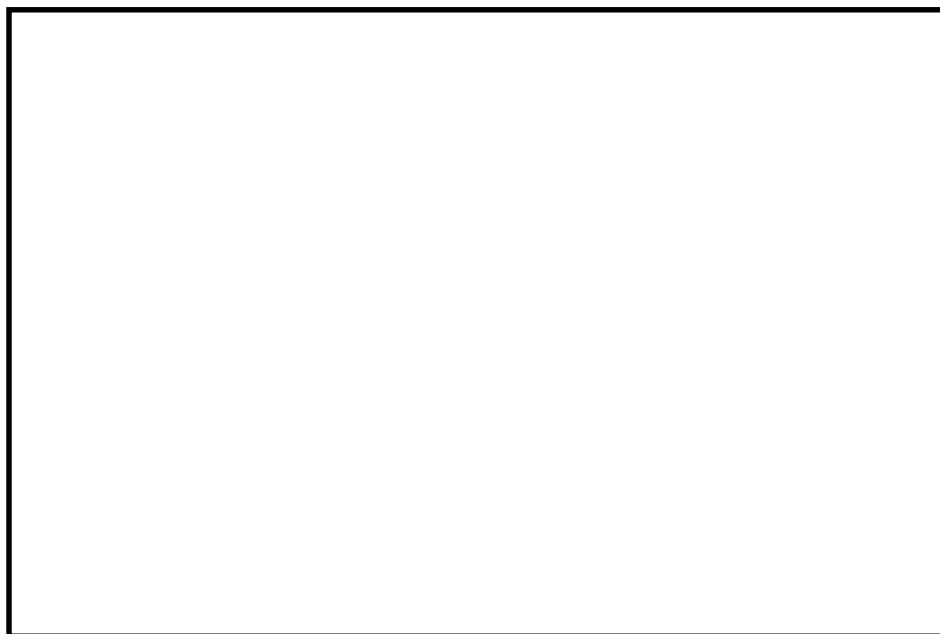
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

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

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第54-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名 称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m ³ /h (1 台あたり)	50 以上 (注 1) (約 210 (注 2))
全揚程	m	97 以上 (注 1) (約 100 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW (1 台あたり)	約 147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

1. 容量

第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水中型ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている可搬型代替注水中型ポンプの注水容量は 50m³/h であることから、ポンプ容量を 210m³/h とする。

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

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

2. 全揚程

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

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

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 1.0m

2台目への静水頭 約 8.5m

合計 約 38.5m =39m

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

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 38.5m

ホース圧損 約 0.1m

配管及び弁類圧損 約 16.3m

合計 約 54.9m=55m

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

また、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（ $50\text{ m}^3/\text{h}$ ）、代替格納

容器スプレイ冷却系（ $130 \text{ m}^3/\text{h}$ ）及び代替燃料プール注水系（ $16 \text{ m}^3/\text{h}$ ）の同時注水も考慮する設計とする。

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

(1) 西側淡水貯水設備～中型ポンプ2台目（中型ポンプ1台目圧損評価）

注水先圧力 約 0 m

静水頭 約 29.0m

ホース圧損 約 10.9m

2台目への静水頭 約 5.0m

合計 約 $44.9\text{m} = 45\text{m}$

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

注水先圧力 約 46.1m

静水頭 約 27.1m

ホース圧損 約 0.3m

配管及び弁類圧損 約 22.6m

合計 約 $96.1\text{m} = 97\text{m}$

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

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

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

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

5. 原動機出力

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

6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第54-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

名 称		緊急用海水ポンプ
容量	m ³ /h	834 以上 (注 1) (約 844 (注 2))
全揚程	m	120 以上 (注 1) (約 130 (注 2))
最高使用圧力	MPa [gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW	510
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

緊急用海水ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

1. 容量

代替燃料プール冷却設備に使用する緊急用海水ポンプの必要容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去可能な容量である 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、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90%を考慮し、510kWとする。

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

【設定根拠】

代替燃料プール冷却系ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

1. 容量

代替燃料プール冷却系として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却に必要な容量は 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, 全揚程30mの時の必要軸動力は, 下記の式より約□kWとなる。

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

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) = 124

H : ポンプ揚程 (m) = 40 (第54-6-3図参照)

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約□ (第54-6-3図参照)



第54-6-3図 代替燃料プール冷却系ポンプ性能曲線

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

名称		代替燃料プール冷却系熱交換器
基数	基	1
容量（設計熱交換量）	MW	2.31（注1）／約2.31（注2）
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 0.98 / 海水側 0.98
最高使用温度	℃	淡水側 80 / 海水側 66
伝熱面積	m ²	51.1以上
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

（概要）

代替燃料プール冷却系熱交換器は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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

1. 容量の設定根拠

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

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 一次側

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

2.2 二次側

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 一次側

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

3.2 二次側

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

4. 伝熱面積の設定根拠

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

(1) 必要最小伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は、設計熱交換量 2.31MW を満足するための性能計算で求められる 44.4 m² (1 基当たり) とする。

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

$$\begin{aligned} \text{必要最小伝熱面積} &= \frac{Q}{K \times \Delta T} = \frac{2.31 \times 10^6}{2924 \times 17.8} \\ &= 44.38 \quad \doteq 44.4 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$Q \quad : \text{設計熱交換量 (W)} \quad = 2.31 \times 10^6 \quad (= 2.31 \text{ MW})$$

$$K \quad : \text{熱通過率 (W/m}^2 \cdot \text{K)} \quad = 2924$$

$$\Delta T \quad : \text{対数平均温度差 (K)} \quad = 17.8$$

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

(2) 公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は、下記のように求める。

$$\begin{aligned} A_1 &= N \times A_p \\ &= 223 \times 0.255 = 56.86 \quad \doteq 56.8 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$A_1 \quad : \text{公称伝熱面積 (m}^2\text{)}$$

$$N \quad : \text{伝熱板有効枚数 (枚)} \quad = 223$$

$$A_p \quad : \text{伝熱板 1 枚当たりの有効伝熱面積 (m}^2\text{)} \quad = 0.255$$

(3) 伝熱面積の設計確認値

代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積の設計確認値は、汚れによる性能低下を見込み、公称伝熱面積に 10%の余裕を考慮した伝熱面積として設定する。この設計確認値 51.1m² (1 基当たり) は、必要最小伝熱面積を上回っており、設計熱交換量 2.31MW (1 基当たり) を確保できるものである。

なお、伝熱面積の設計確認値は、下記のように求める。

$$\begin{aligned} A' &= (1 - 0.1) \times A_1 = 0.9 \times 56.8 \\ &= 51.12 \quad \doteq 51.1 \text{ m}^2 \end{aligned}$$

$$A' \quad : \text{伝熱面積の設計確認値 (m}^2\text{)}$$

$$A_1 \quad : \text{公称伝熱面積 (m}^2\text{)} \quad = 56.8$$

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

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

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

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

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

原子炉	格納容器	(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中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水ケース

原子炉	格納容器	(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	—	—	16m ³ /h

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	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
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 使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	<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 設計基準事故対処設備による原子炉注水成功後に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	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 使用済燃料プールが 80℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	<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

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	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	—	—	16m 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80℃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

対象事象：全交流動力電源喪失，津波浸水による注水機能喪失

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

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

※代替循環冷却系を使用できない場合のケース

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

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設低圧代替注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	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	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備による原子炉注水に失敗し、原子炉圧力容器の破損に至った場合に、格納容器内温度及び圧力の抑制並びにペDESTAL（ドライウエル部）に落下した溶融炉心を冷却するためのケース
原子炉圧力容器破損段階での対応後の段階	—	130m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ペDESTAL（ドライウエル部）注水はペDESTAL（ドライウエル部）の水位維持時の注水量 格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	80m ³ /h	—	114m ³ /h	<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80℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象： 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用， 溶融炉心・コンク

リート相互作用

・使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プール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。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (\text{hgf} \times \rho)$$

$\Delta V / \Delta t$: 必要注水量 [m^3 / h]

Q : 崩壊熱 [MW]

hgf : 飽和水蒸発潜熱 [kJ / kg] (=2,257 kJ / kg)

ρ : 注水密度 [kg / m^3] (=958 kg / m^3)

第 54-6-1 表 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
照射期間／1 サイクル	14 ヶ月	14 ヶ月
冷却期間／1 サイクル	13 ヶ月	13 ヶ月
停止期間 ^{※1}	30 日	30 日
使用済燃料体数	1,486 体 ^{※2}	1,486 体 ^{※3}
定検時取出燃料体数	—	764 体 ^{※3}
評価日	運転開始直後	原子炉停止 9 日後 ^{※4}

※1：過去の定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

※2：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）から 1 炉心分の燃料（764 体）を除いた体数（1,486 体）が貯蔵されているものとする。

※3：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（764 体）＋使用済燃料（1,486 体））されているものとする。

※4：過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 54-6-2 表 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	142 体	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	0.283
定検燃料	30 日	168 体	1.214
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		1,486 体	2.095

第 54-6-3 表 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料体数	崩壊熱 (MW)
9 サイクル冷却済燃料	9 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	142 体	0.045
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.056
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.065
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.073
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.086
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.112
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.165
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 9 日	168 体	0.293
定検時取出燃料 5	9 日	92 体	1.089
定検時取出燃料 4	9 日	168 体	1.893
定検時取出燃料 3	9 日	168 体	1.800
定検時取出燃料 2	9 日	168 体	1.714
定検時取出燃料 1	9 日	168 体	1.608
合計（使用済燃料及び定検時取出燃料）		2,250 体	9.058

第 54-6-4 表 東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	約 2.1 [MW]	約 9.1 [MW]
必要なスプレイ流量	約 3.5 [m ³ /h]	約 15.1 [m ³ /h]
	約 15.4 [gpm]	約 66.4 [gpm]

(3) 必要スプレイ量

東海第二発電所の使用済燃料プール内にある照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を評価した。

この結果、使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合、崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は約 $15.1\text{m}^3/\text{h}$ となった。

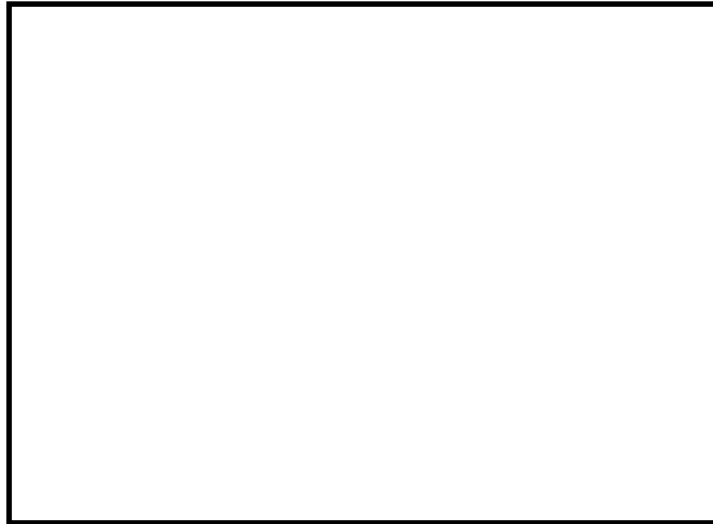
可搬型スプレイ設備（可搬型スプレイノズル（3 個）、可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 $50\text{m}^3/\text{h}$ であり、使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレイにより冷却可能である。また、NEI06-12 の使用済燃料プールスプレイ要求において示されている必要流量 200gpm （約 $45.4\text{m}^3/\text{h}$ ）を上回る流量になっている。

(4) 放水範囲

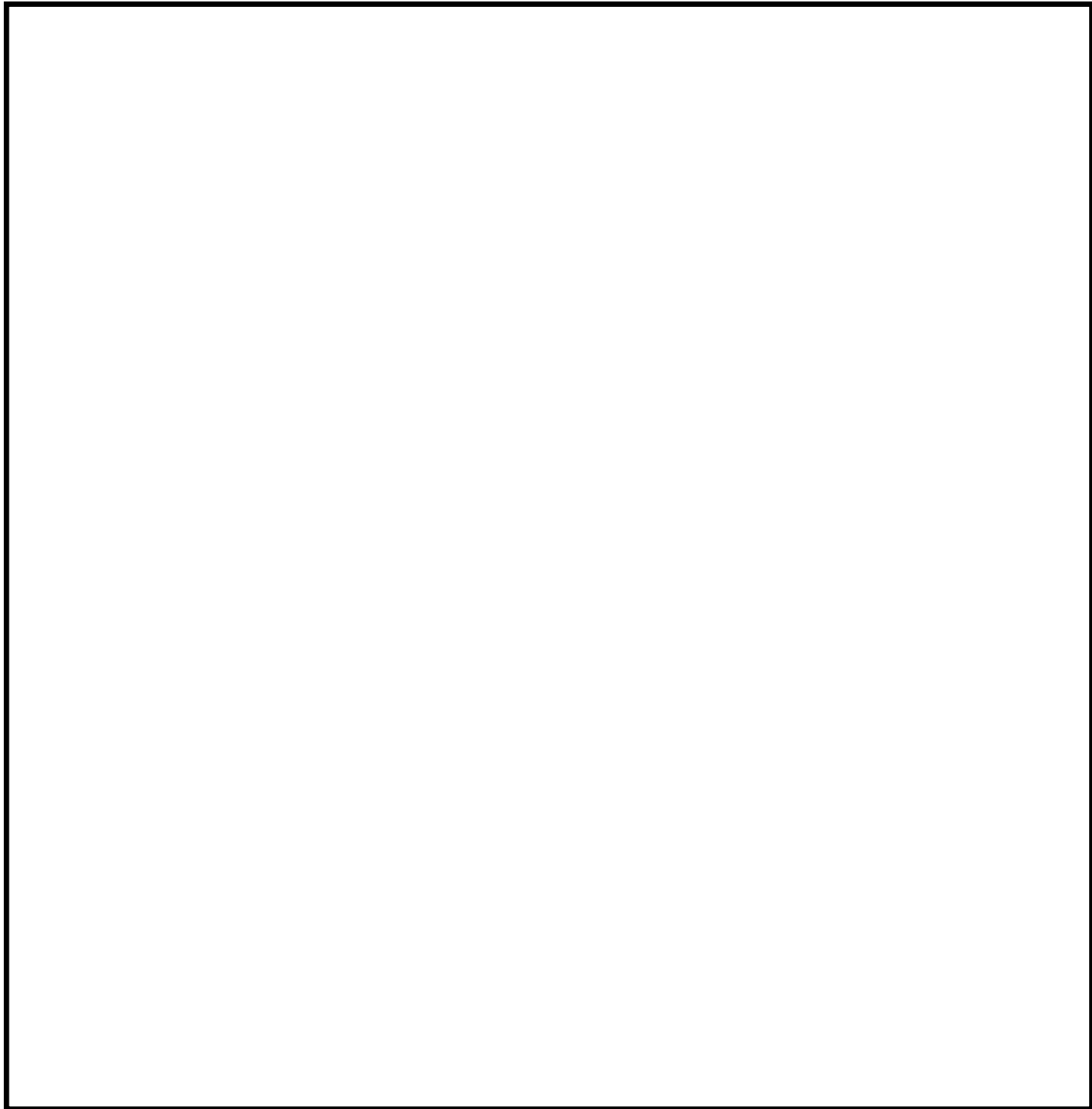
（可搬型スプレイノズル）

下記条件により、第 54-6-1, 2 図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。





第 54-6-1 図 可搬型スプレイヘッドの放水範囲（単体）

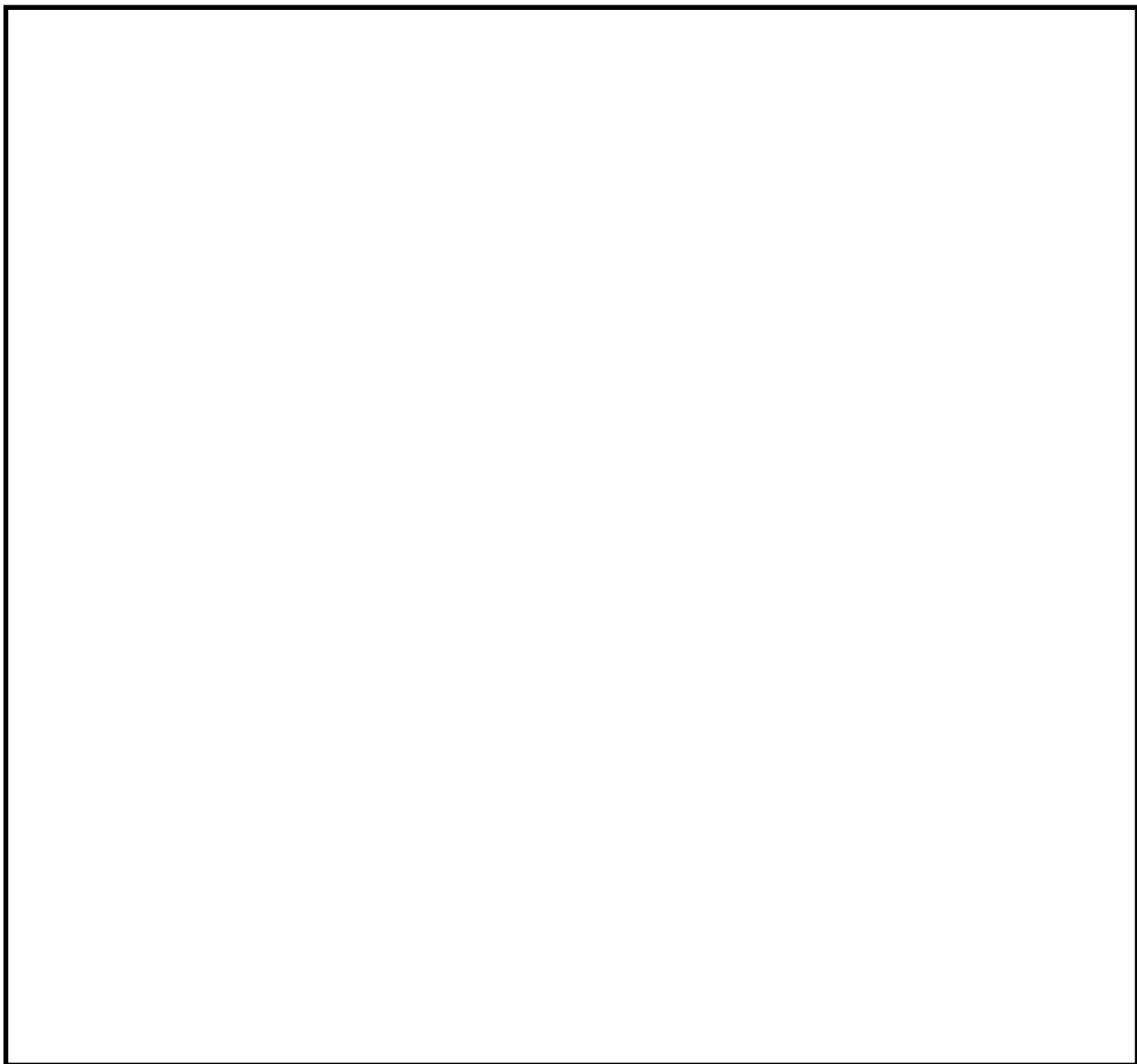
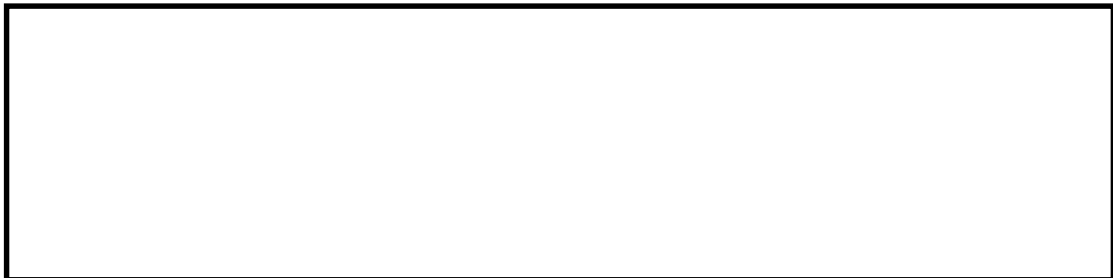


第 54-6-2 図 可搬型スプレイヘッドの放水範囲（組合せ）

(常設スプレイヘッド)

下記条件により，第 54-6-3 図に示すスプレイ分布を満足することを確認している。

- ・ノズル使用本数，ノズル設置角度及びスプレイ流量



第 54-6-3 図 常設スプレイヘッドの放水範囲

・使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

(1) 設置目的

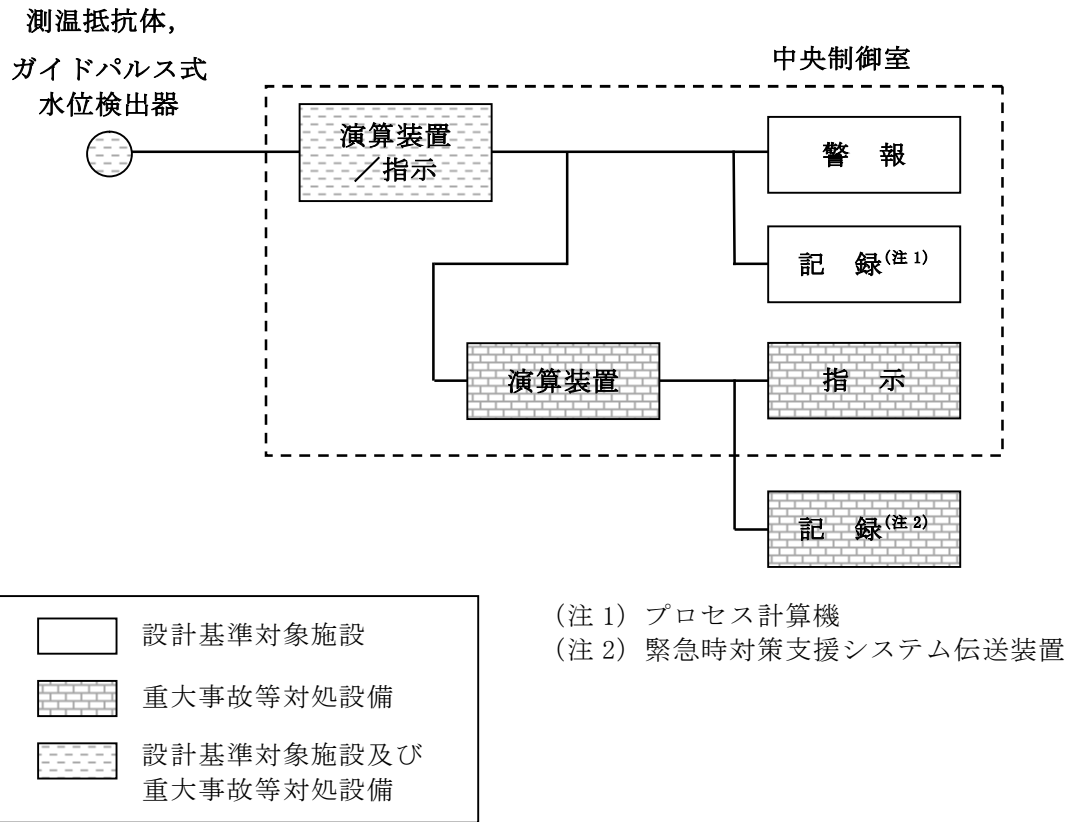
使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール水位・温度（S A広域）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料プール温度（S A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（S A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（S A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（S A広域）の概略構成図」参照）



第 54-6-4 図 使用済燃料プール水位・温度 (S A 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（S A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（S A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（S A広域）	ガイドパルス式	EL. 35, 077 mm～ EL. 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（S A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（S A広域）	EL. 35, 077 mm～EL. 46, 577 mm	EL. 46, 195 mm	EL. 46, 195 mm	EL. 45, 575 mm (N. W. L から－0. 62m)		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0～120℃	52℃以下	66℃以下	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

※ 1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

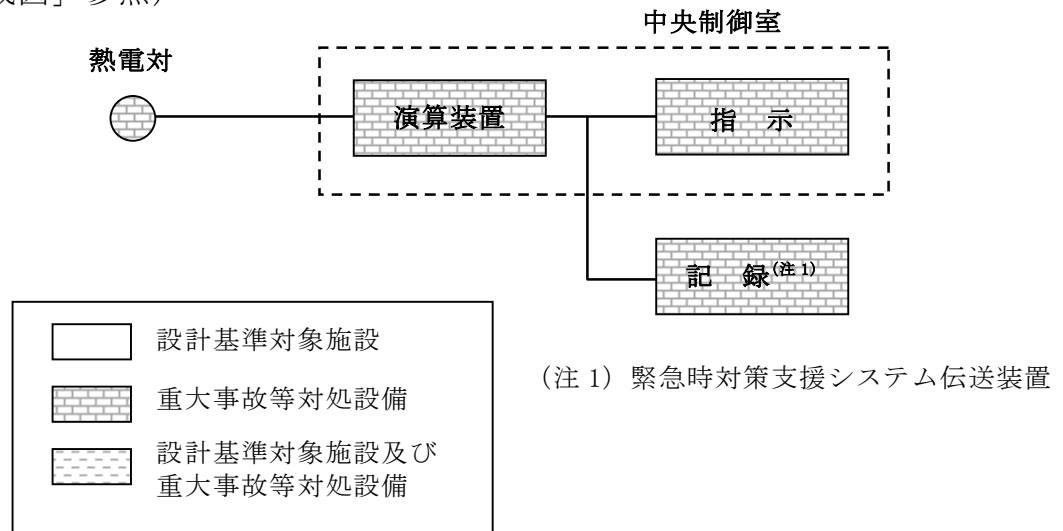
・使用済燃料プール温度（S A）

(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（S A）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料プール温度（S A）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（S A）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（S A）の概略構成図」参照）



第 54-6-5 図 使用済燃料プール温度（S A）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プール温度（S A）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（S A）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（S A）	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（S A）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（S A）	0～120℃	52℃以下	—	100℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

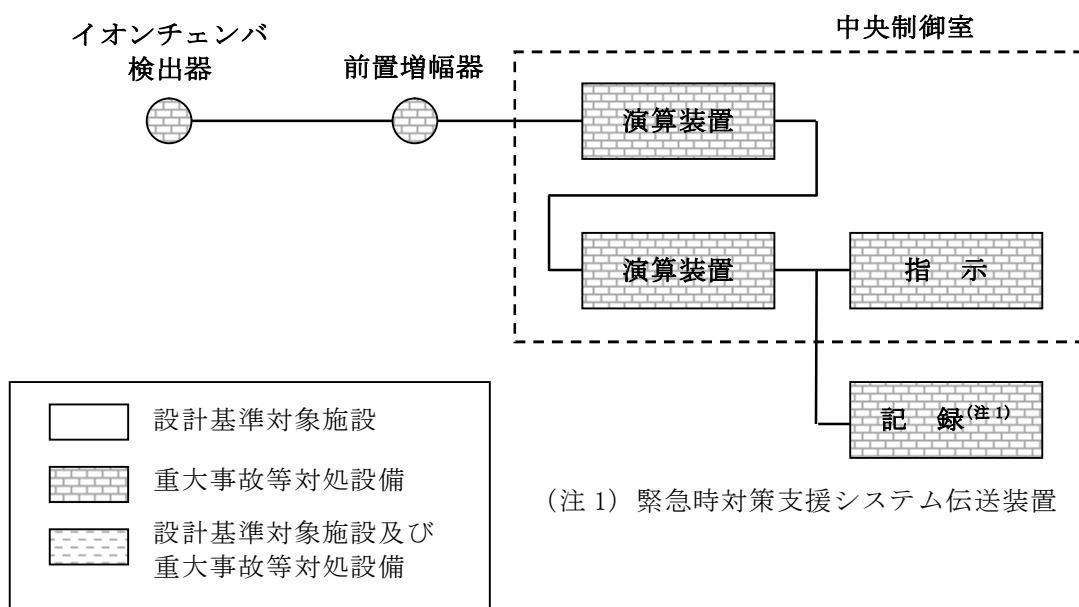
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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

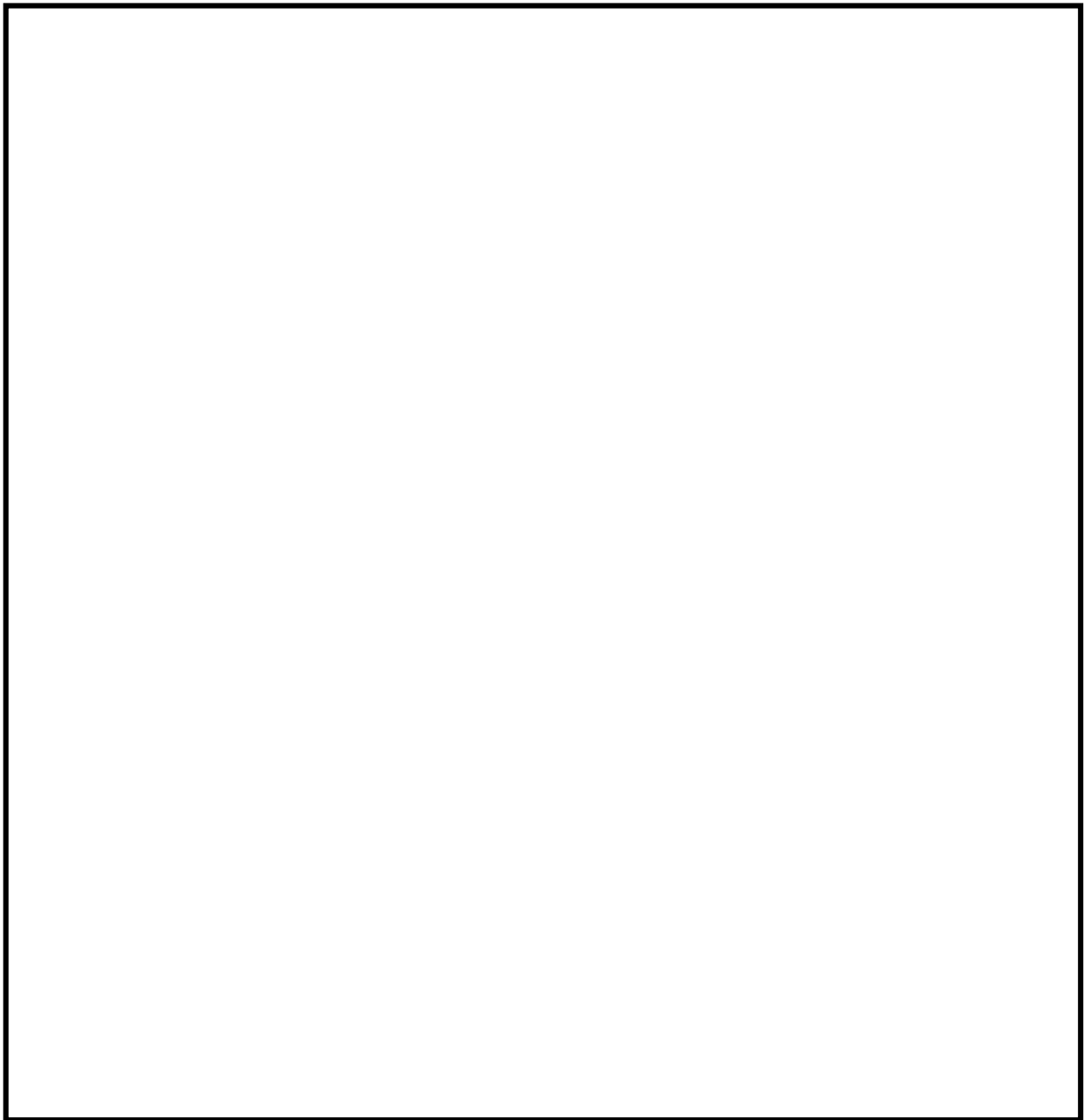
第 54-6-10 表 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲

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）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	—	3.1mSv/h 以下		重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲にわたり監視可能。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$					

※1：プラント状態の定義は以下のとおり。

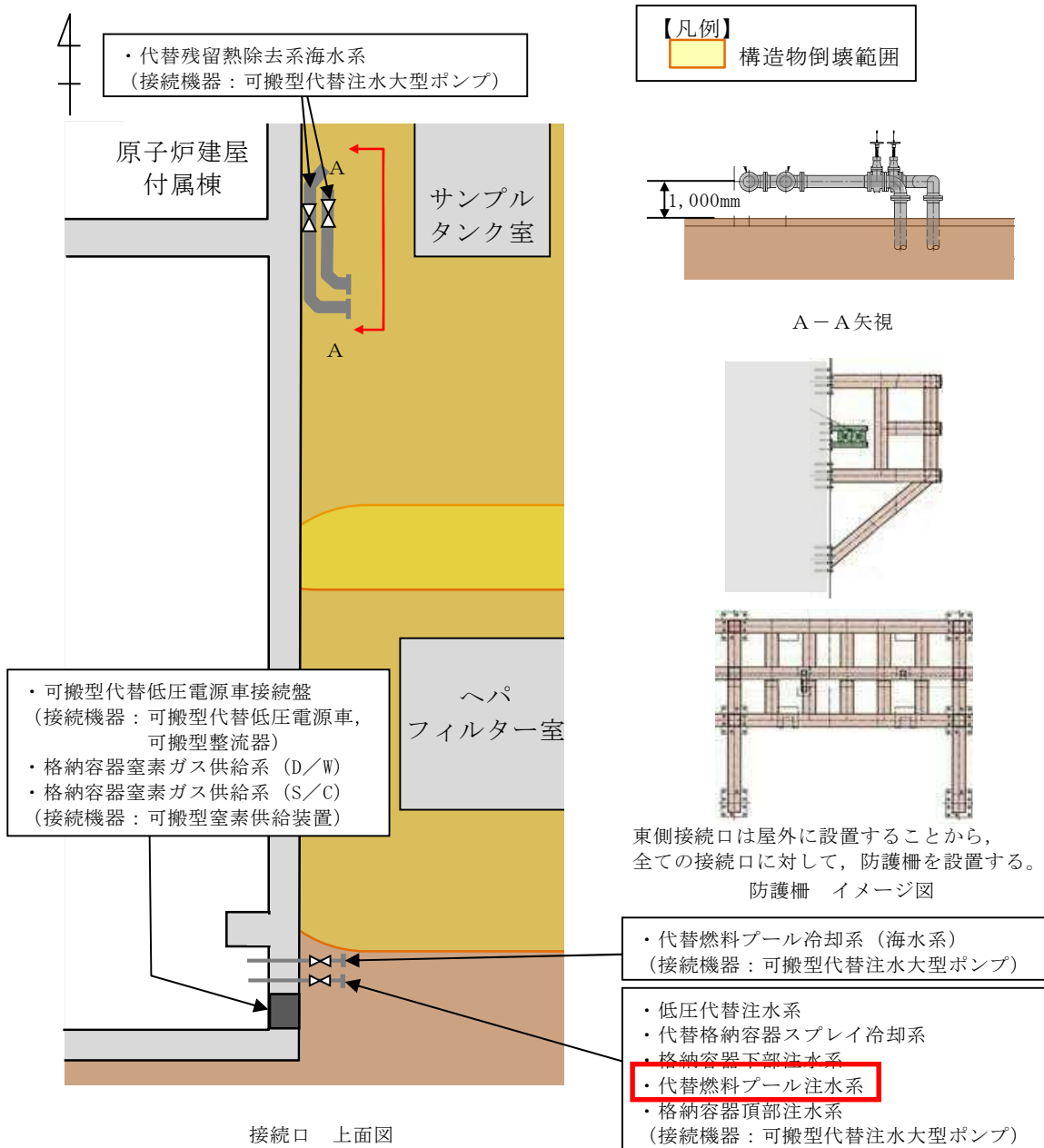
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。
- ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。

54-7 接続図



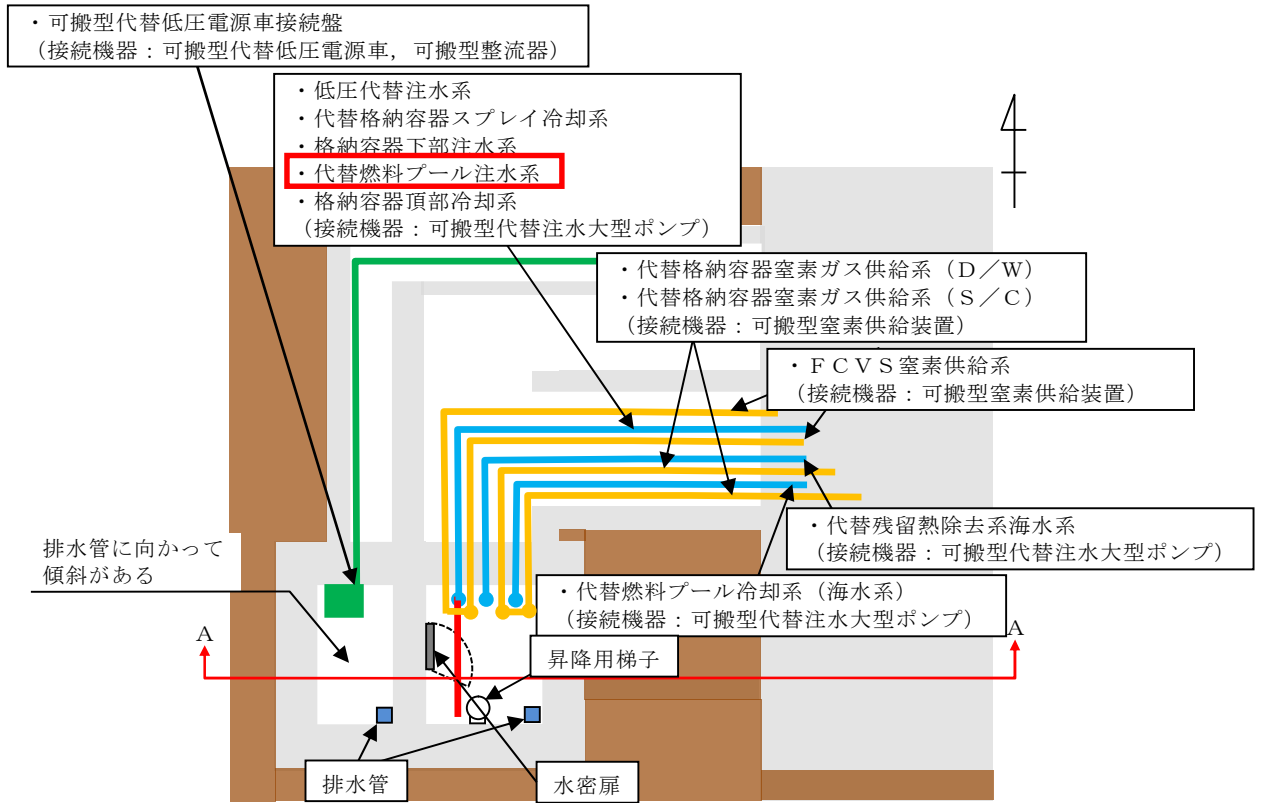
第 54-7-1 図 代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッド）

接続図

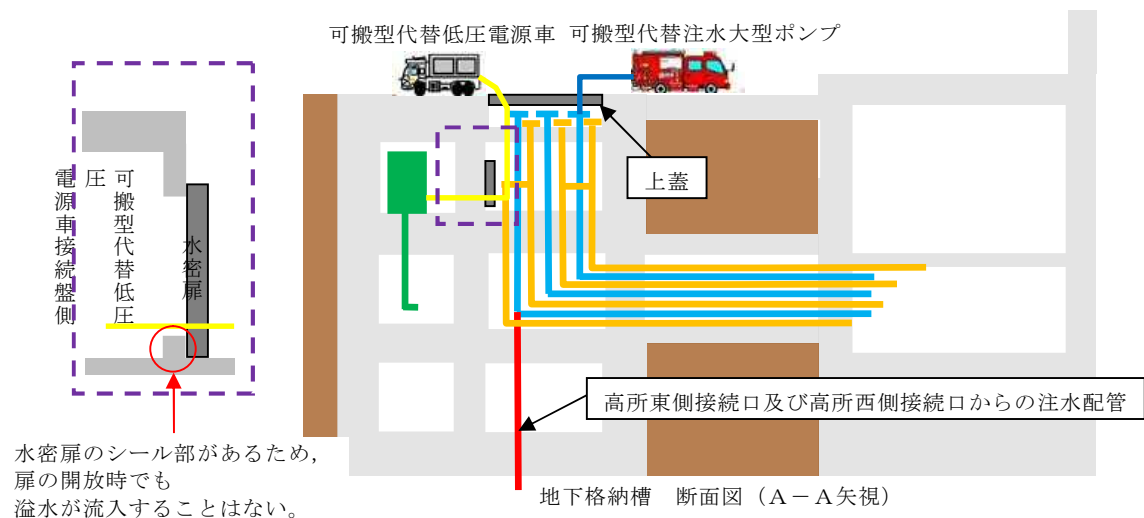


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 54-7-2 図 東側接続口の構造図



地下格納槽 上面図

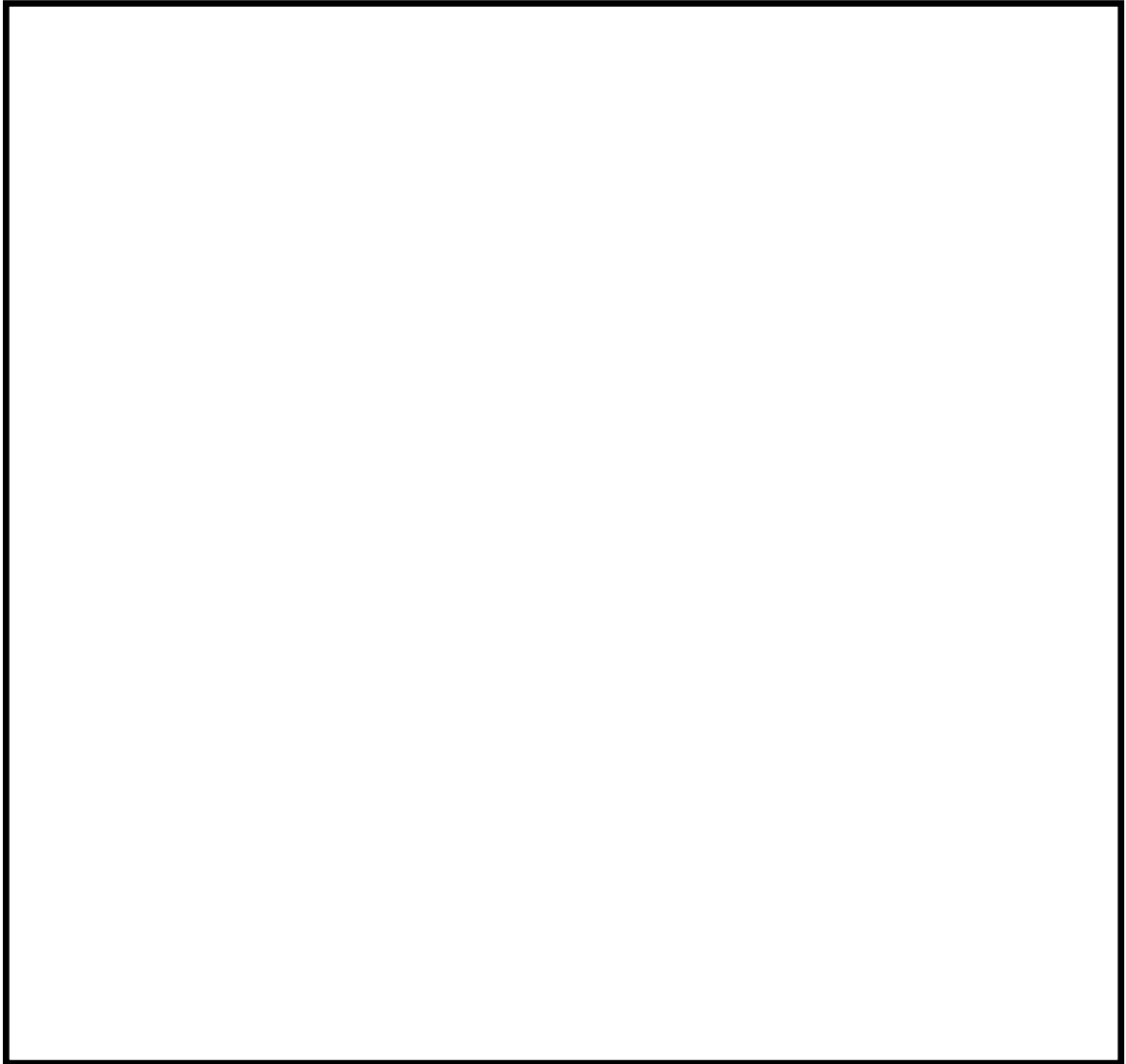


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

代替燃料プール注水系 : 第 5 4 条に係る接続口を示す。

第 54-7-3 図 西側接続口の構造図

54-8 保管場所図

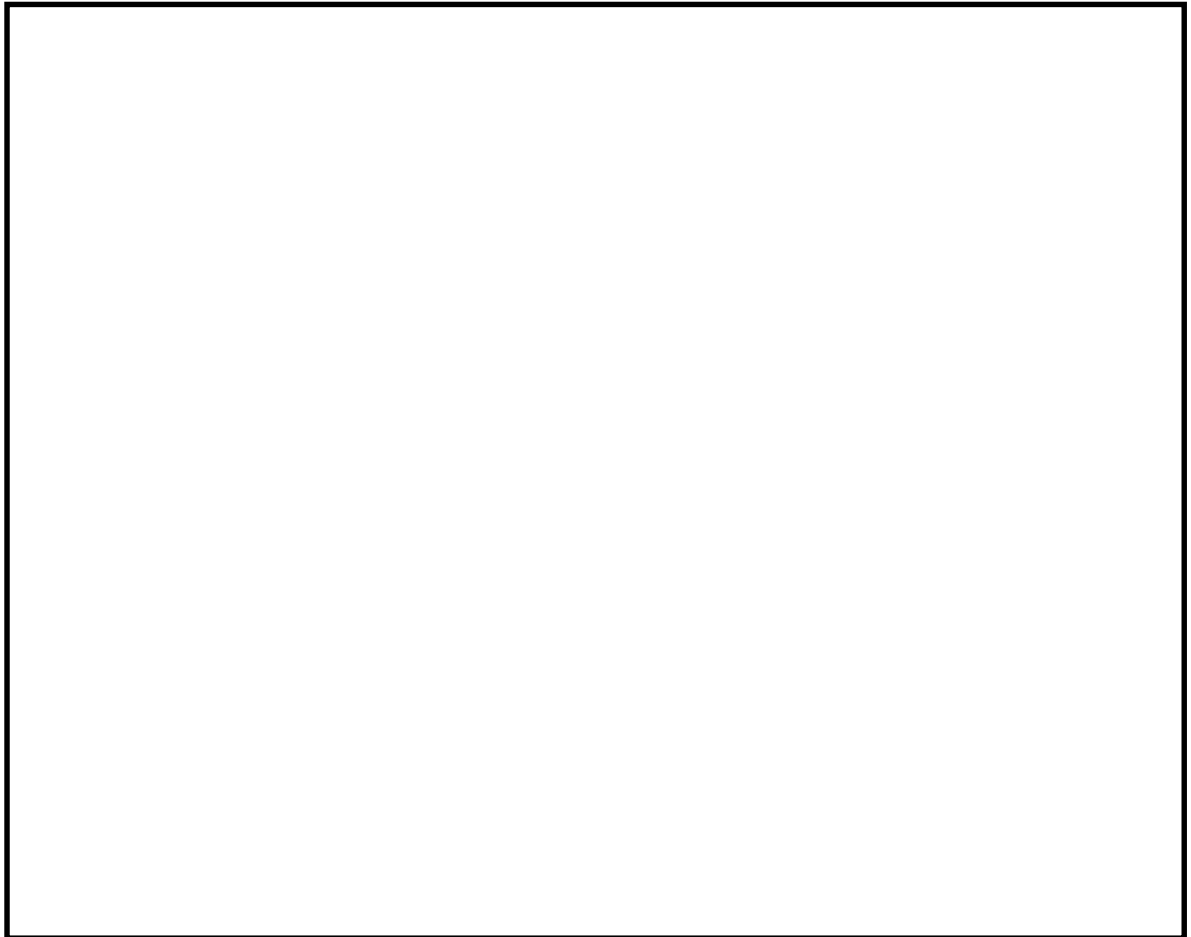


第 54-8-1 図 保管場所図

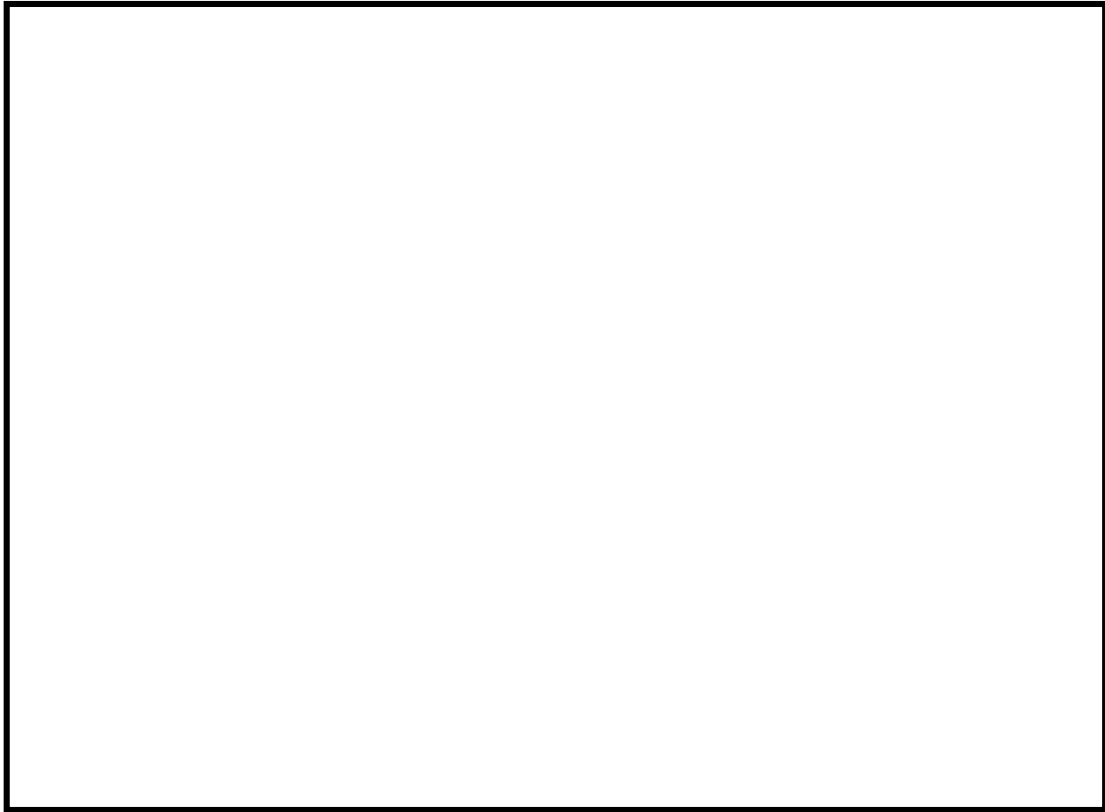
可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

代替燃料プール注水系で使用する可搬型代替注水大型ポンプは、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準対象施設の配置その他の条件を考慮し、燃料プール冷却浄化系ポンプ、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り、発電所敷地内の西側、南側保管場所に配置する設計とする。

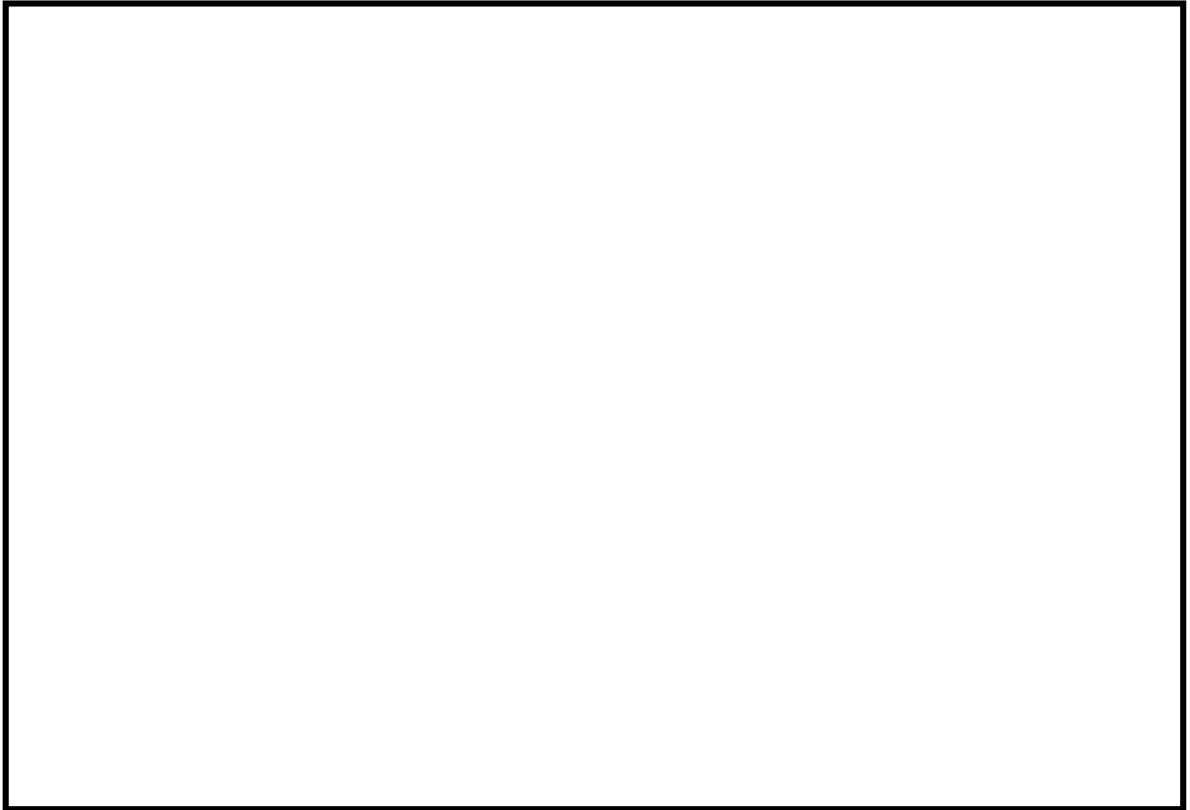
54-9 アクセスルート図



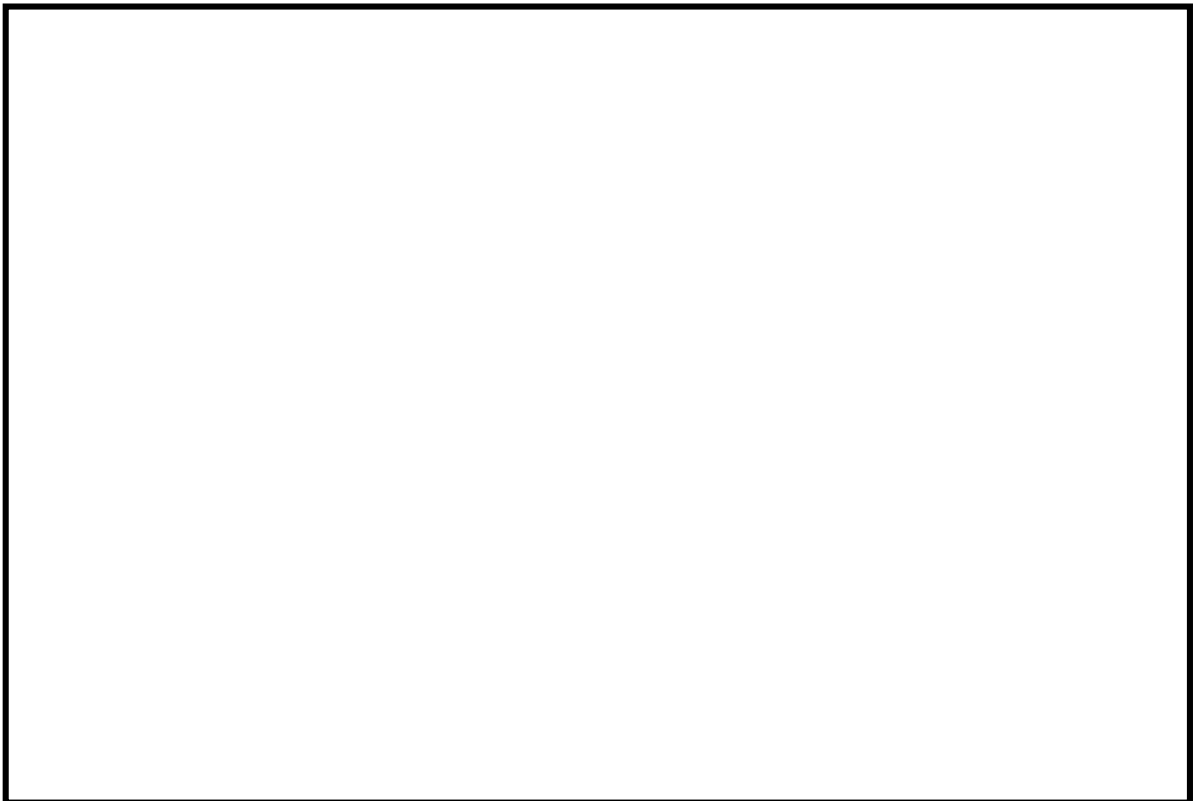
第 54-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



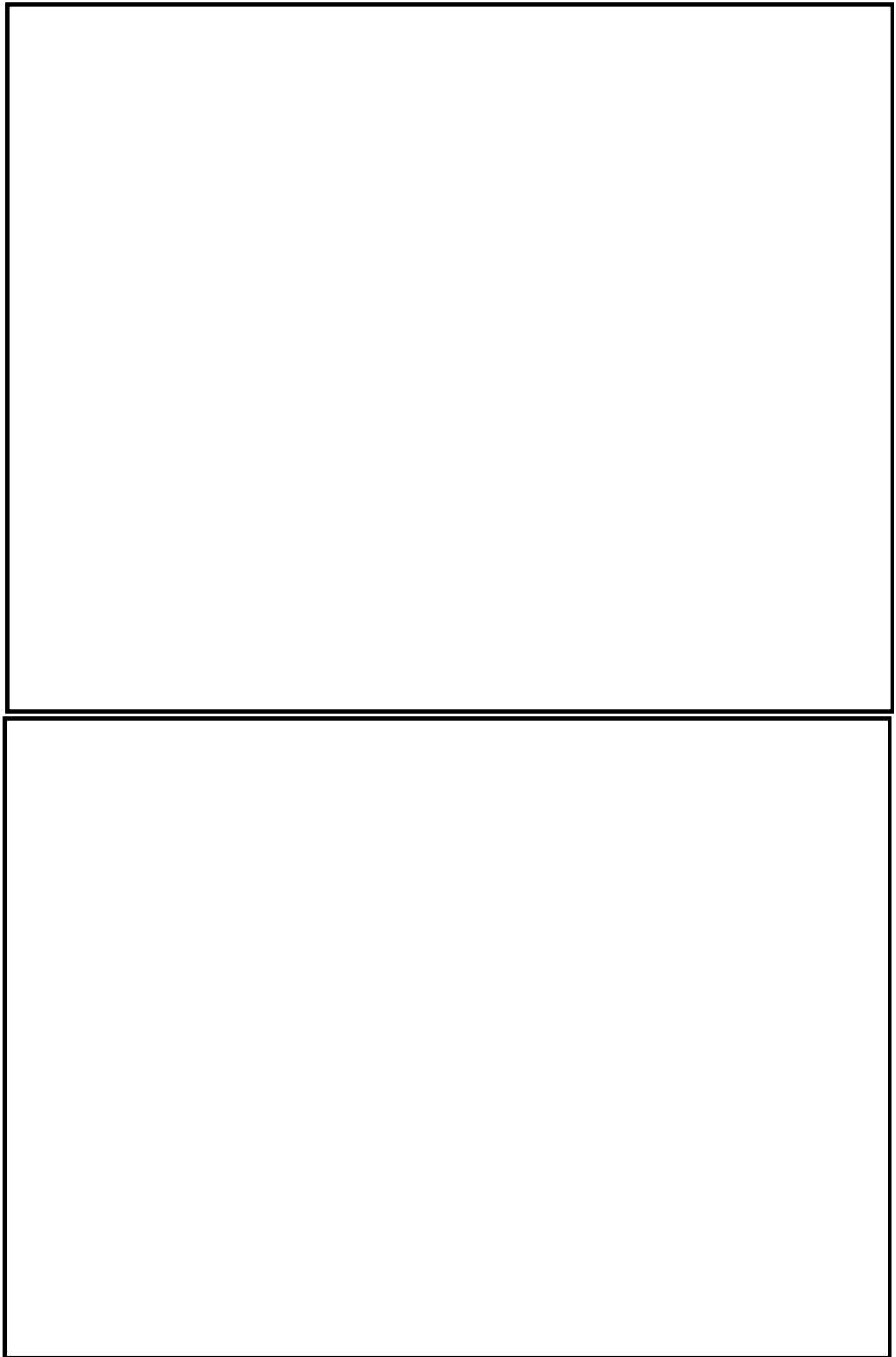
第 54-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



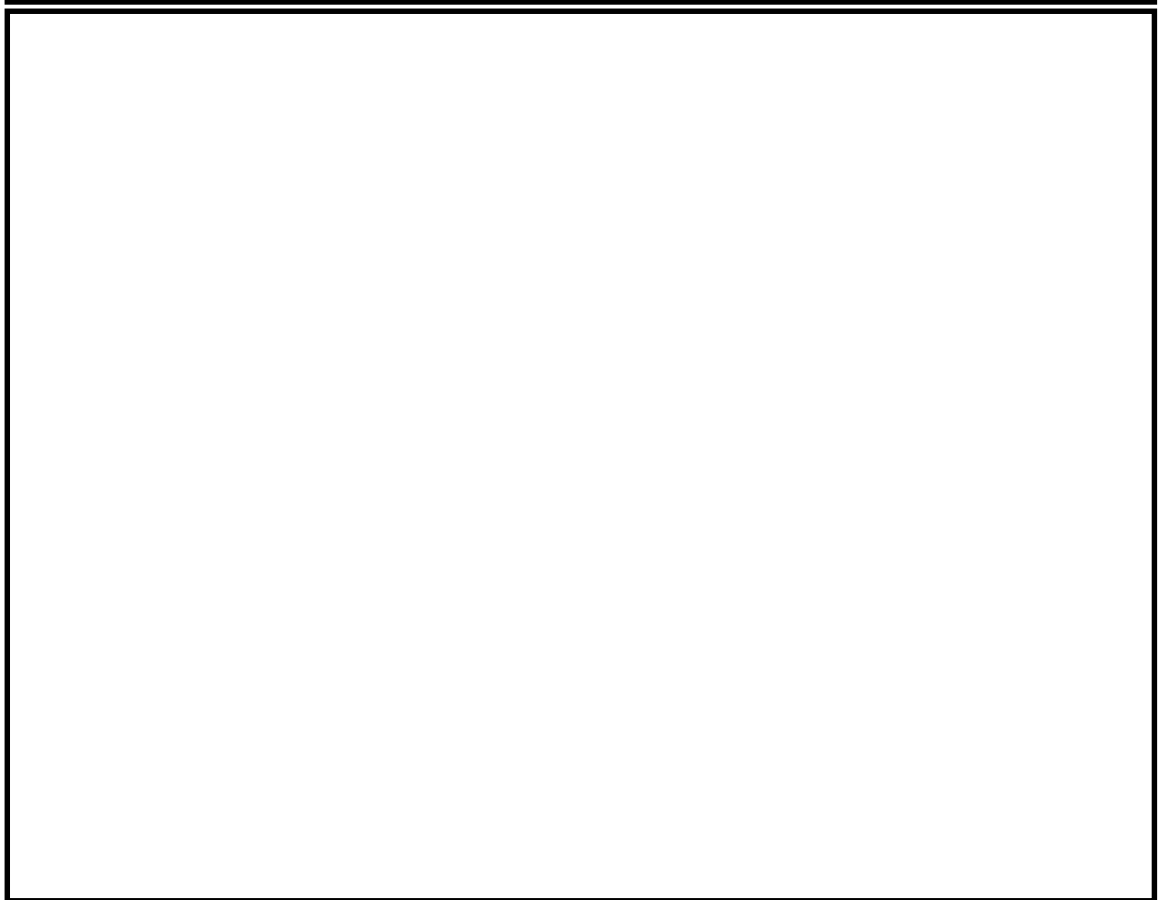
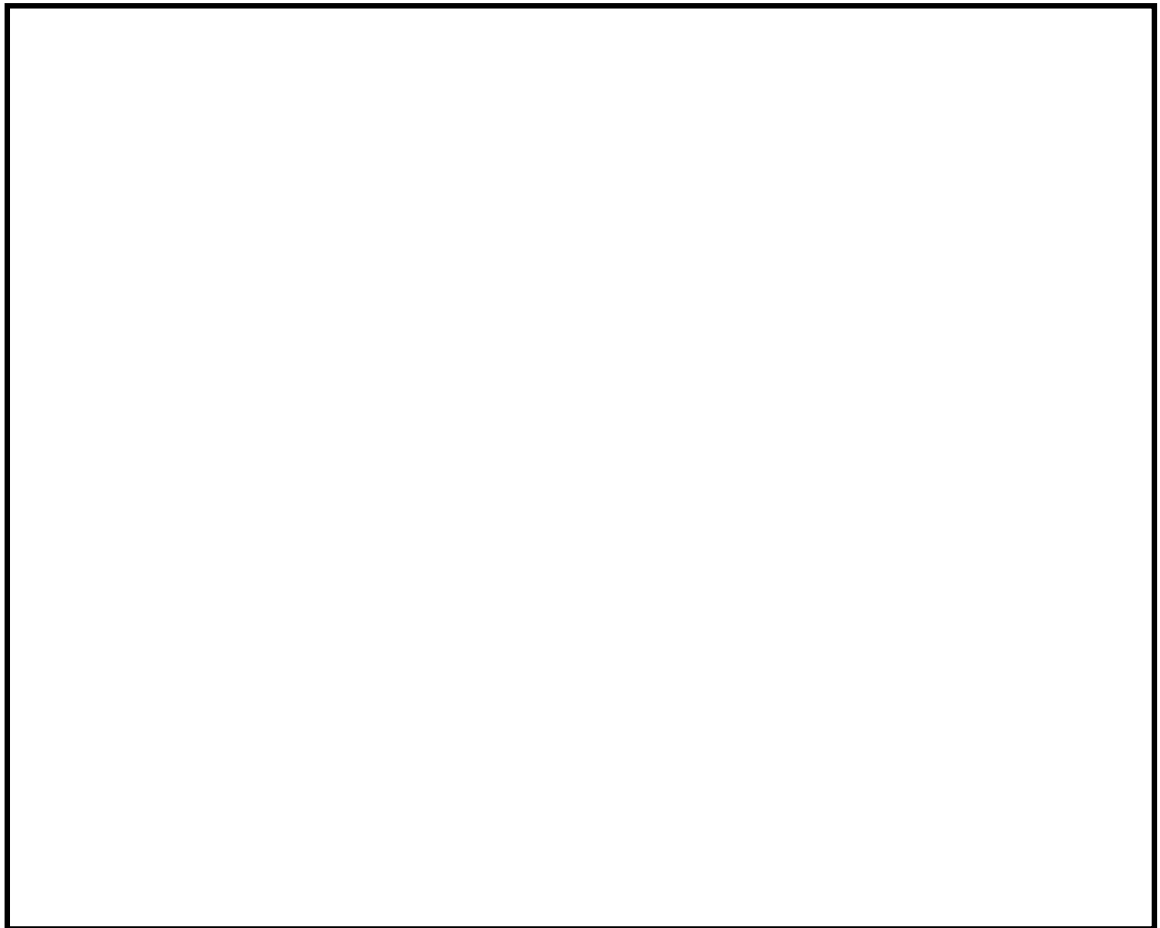
第 54-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



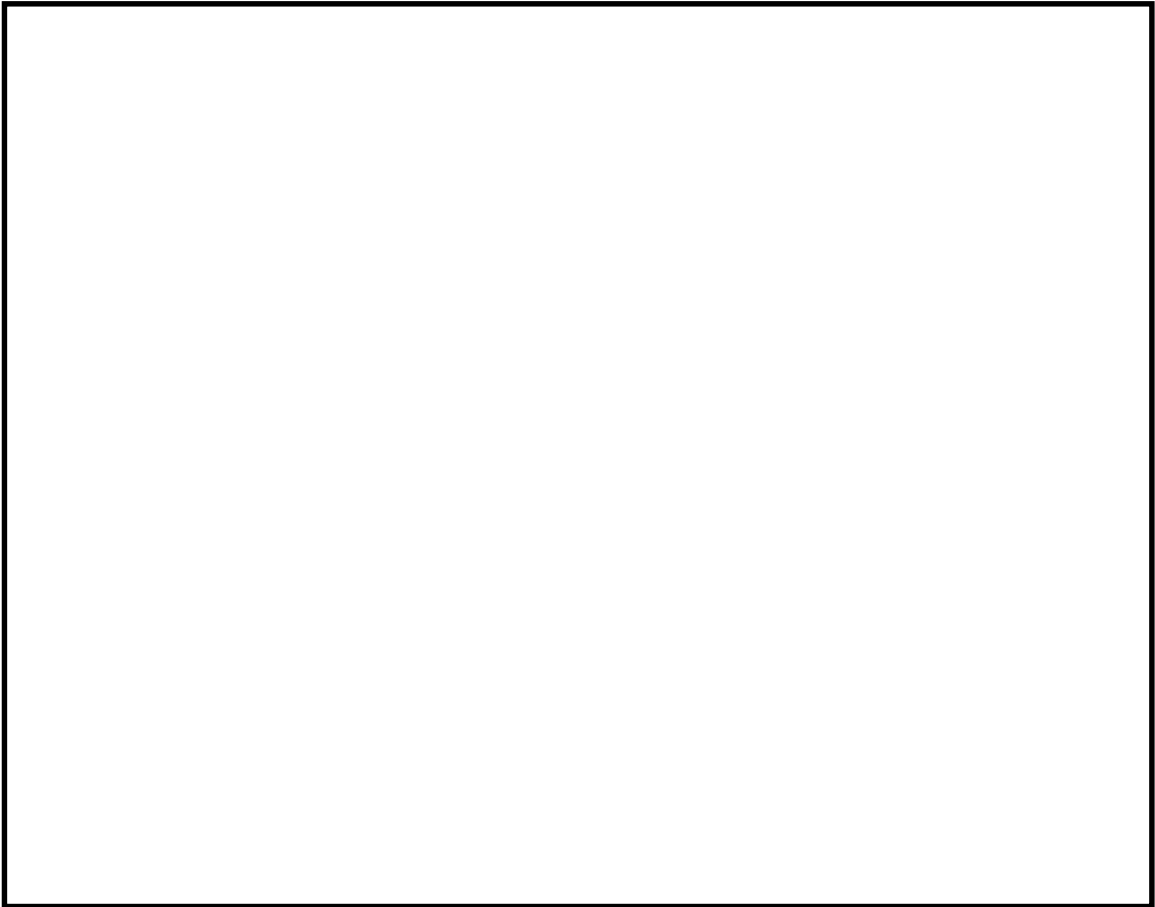
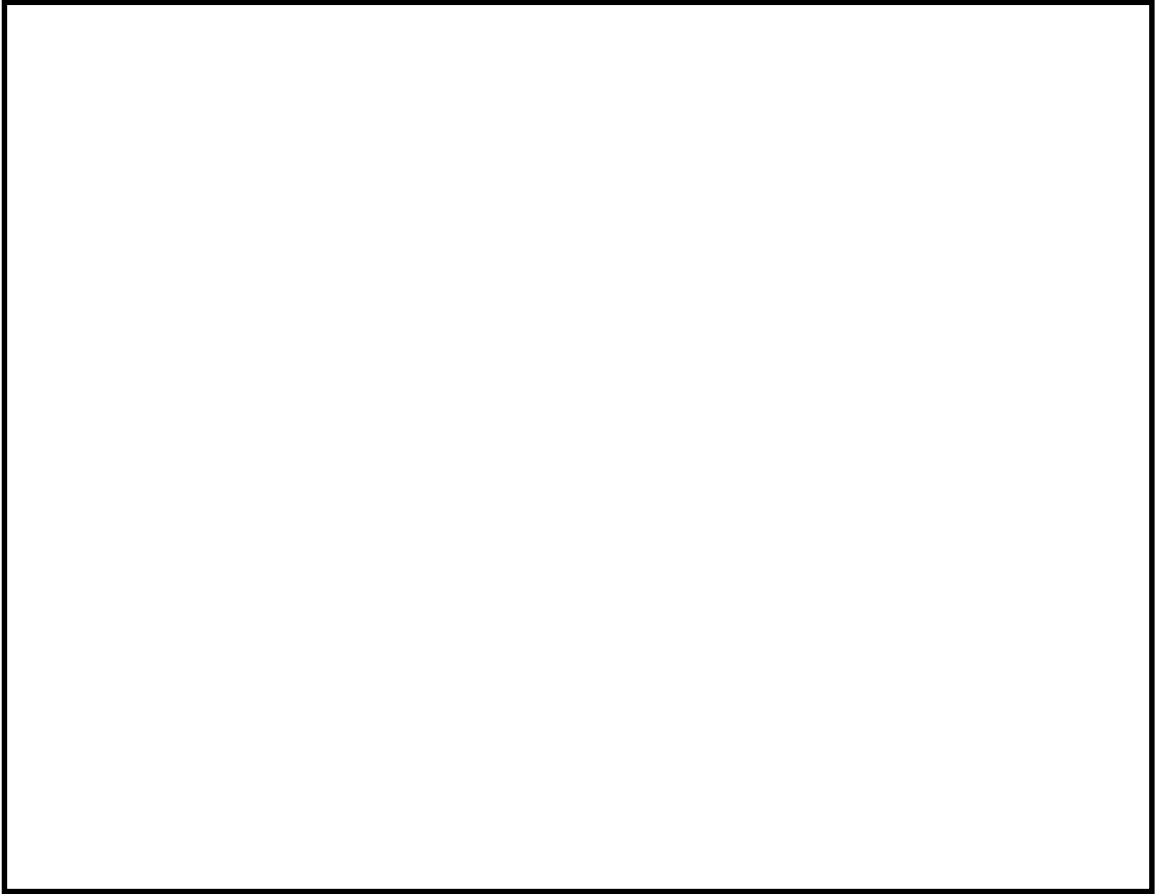
第 54-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要



第 54-9-5 図 屋内アクセスルート図 (1/3)



第 54-9-6 図 屋内アクセスルート図 (2/3)



第 54-9-7 図 屋内アクセスルート図 (3/3)

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

設備概要（自主対策設備を含む）

想定事故 1 及び想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための設備として、設計基準対象施設、重大事故等対処設備、自主対策設備に分類し、第 54-10-1 表に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

第 54-10-1 表 各系統の位置付け

No	系統	設計基準対象施設	重大事故等対処設備	自主対策設備
1	燃料プール冷却浄化系	○	—	—
2	残留熱除去系 (燃料プール冷却モード)	○	—	—
3	代替燃料プール注水系	—	○	—
4	代替燃料プール冷却系	—	○	—
5	消火系による燃料プール注水	—	—	○
6	補給水系による燃料プール注水	—	—	○
7	代替燃料プール冷却系 (可搬型代替注水大型ポンプ)	—	—	○

(1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を第 54-10-1 図に示す。

燃料プール冷却浄化系は、循環ポンプ 2 台、熱交換器 2 基、ろ過脱塩装置 2 基、配管、弁類により構成され、以下のプロセスにより使用済燃料貯蔵プールの冷却機能を担う。

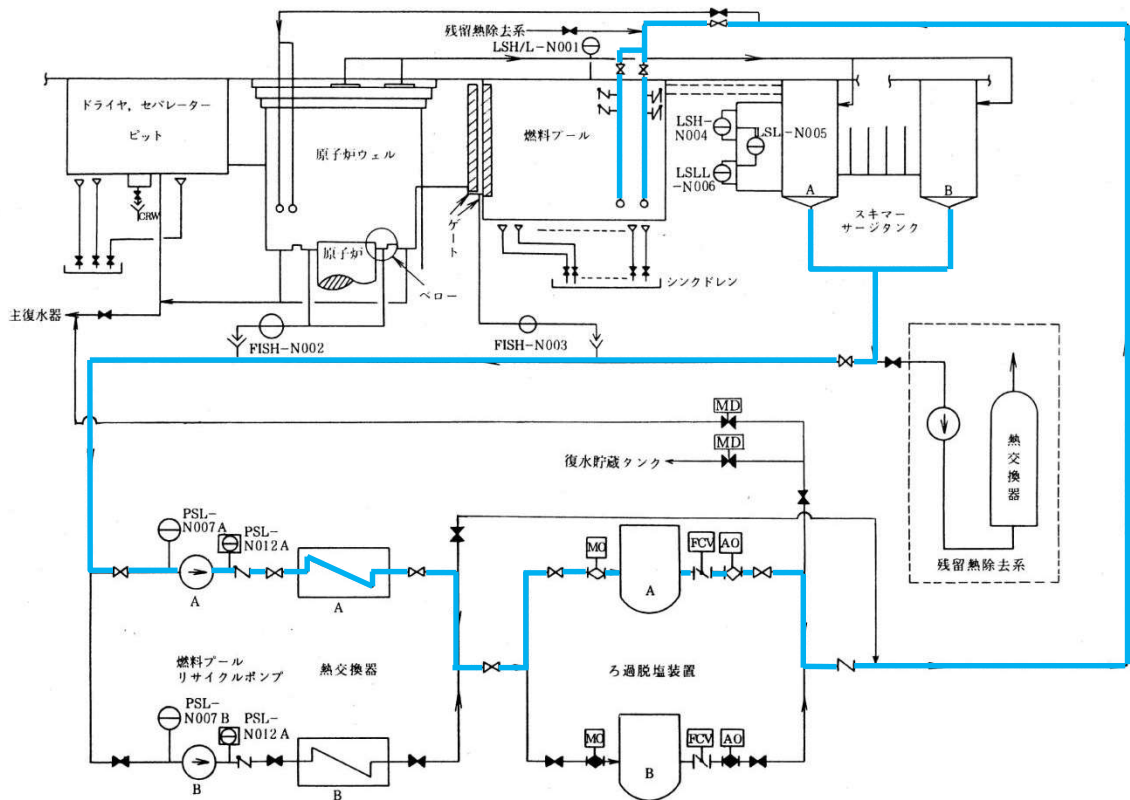
- ① プール水はプールより溢れてスキマサージタンクへ流れ込み、循環ポンプにて加圧される。
- ② プール水中の種々の不純物を、ろ過脱塩装置に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
- ③ プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

④熱交換器を出たプール水は燃料プールの戻りディフューザを通してプールに戻る。

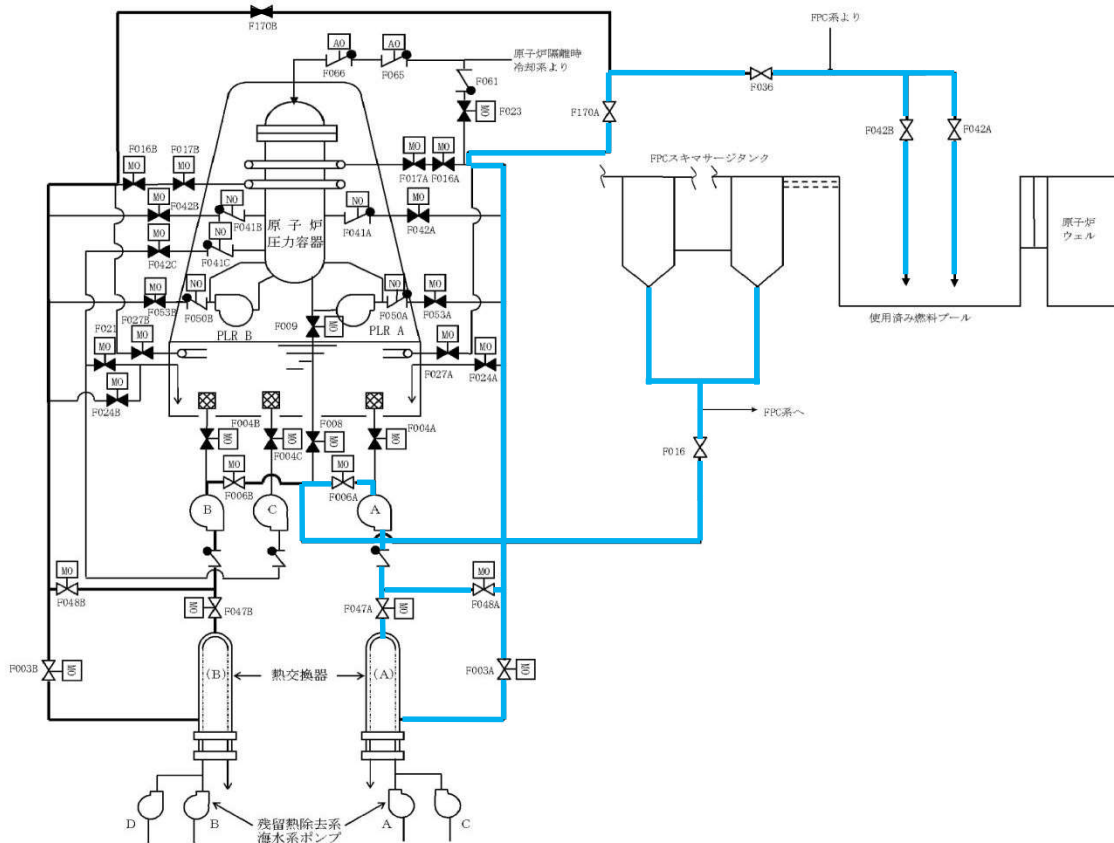
(2) 残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 【設計基準対象施設】

残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) の系統概要を第 54-10-2 図に示す。

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



第 54-10-1 図 燃料プール冷却浄化系 系統概要



第 54-10-2 図 残留熱除去系（燃料プール冷却モード） 系統概要

(3) 代替燃料プール注水系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール注水系の系統概要図を補足説明資料 54-4-2~4 に示す。

- ① 代替燃料プール注水系（注水ライン）は、設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に、この機能を代替し、

使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース及び代替燃料プール注水系配管，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

- ② 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を代替し，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として設置するものである。

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

本系統は，可搬型代替注水大型ポンプ，計測制御装置，及び水源である代替淡水貯槽，淡水貯水池又は海水，流路であるホース，可搬型スプレイノズル，注入先である使用済燃料プール等から構成される。

- ③ 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）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。

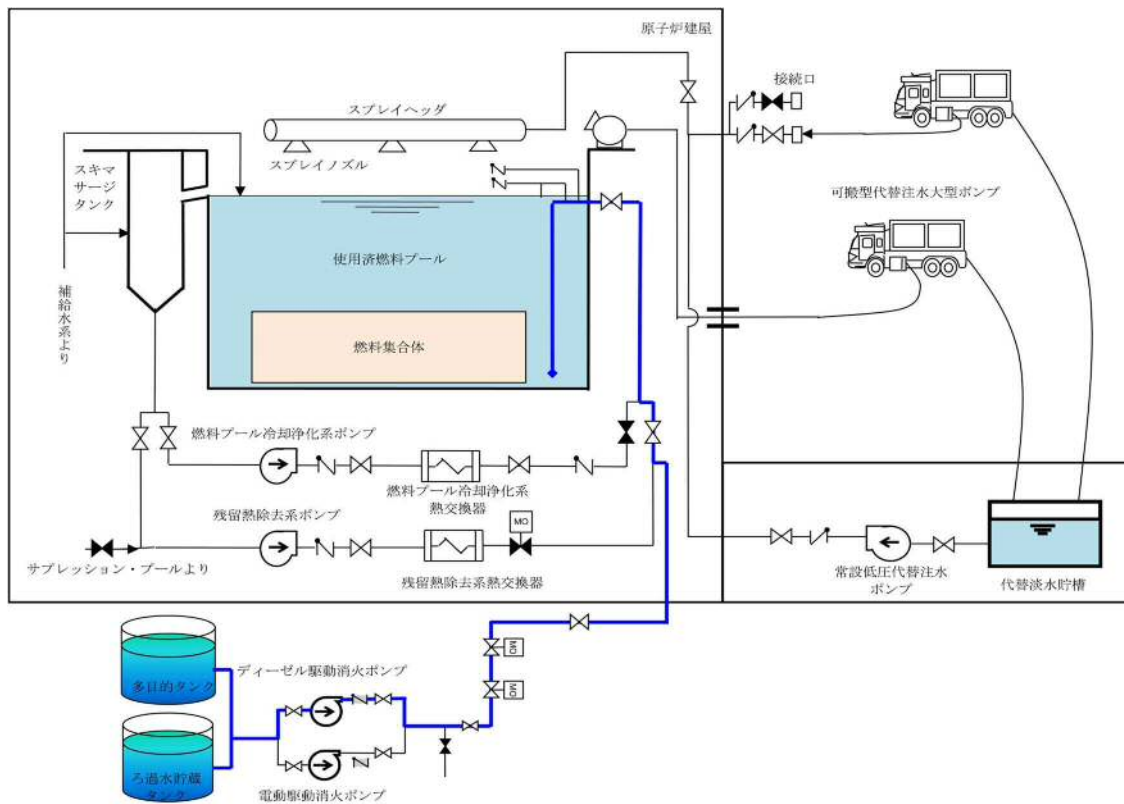
代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水系である緊急用海水ポンプにより構成され、重大事故等時において、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な設計とする。

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、消火系配管を經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。

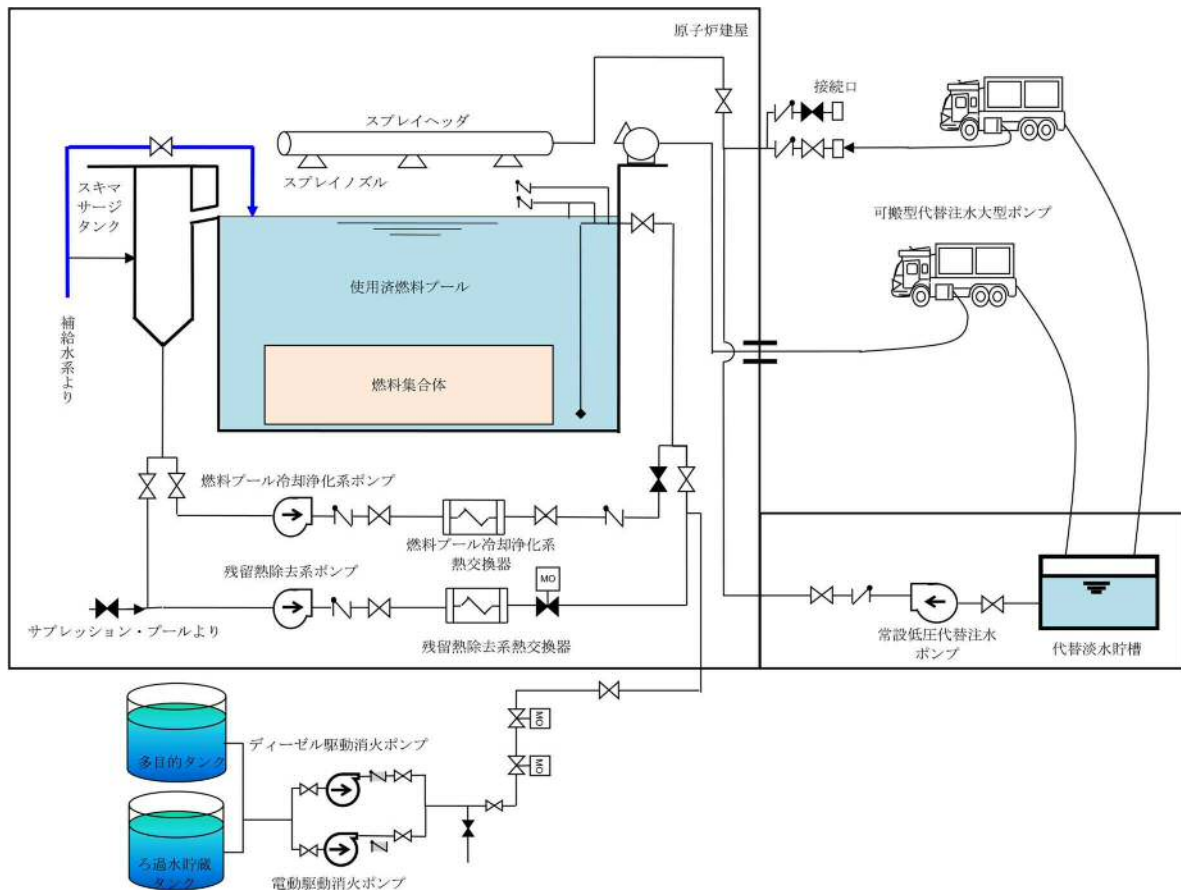


第 54-10-3 図 消火系による代替燃料プール注水の概要図

(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。

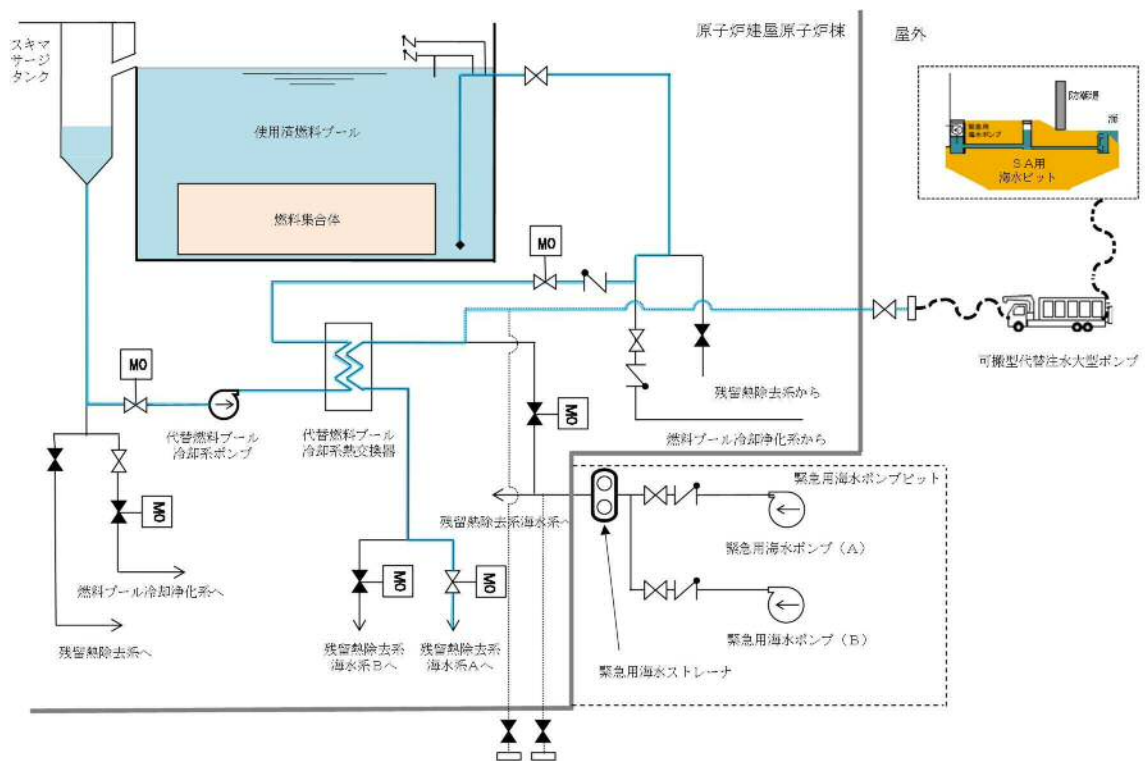


第 54-10-4 図 補給水系による使用済燃料プール注水の概要図

(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（S A広域），使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）は，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

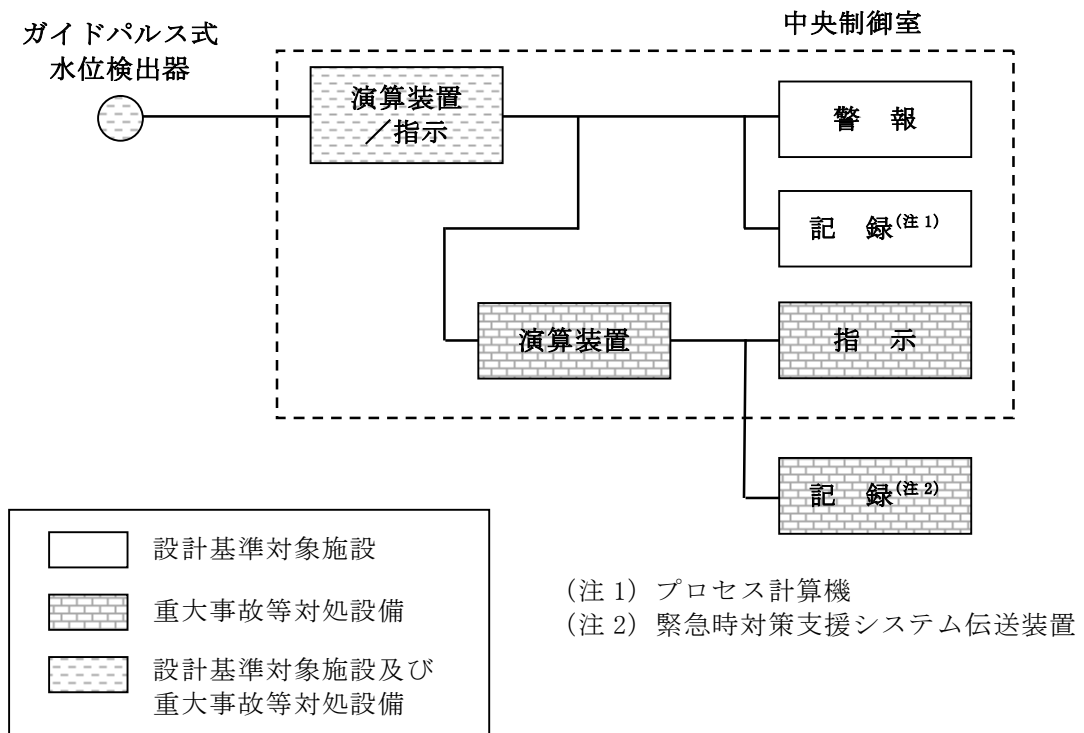
なお，全交流電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

2. 設備概要について

2.1 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

(1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（S A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（S A広域）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : EL. 35,077 mm ~ EL. 46,577 mm

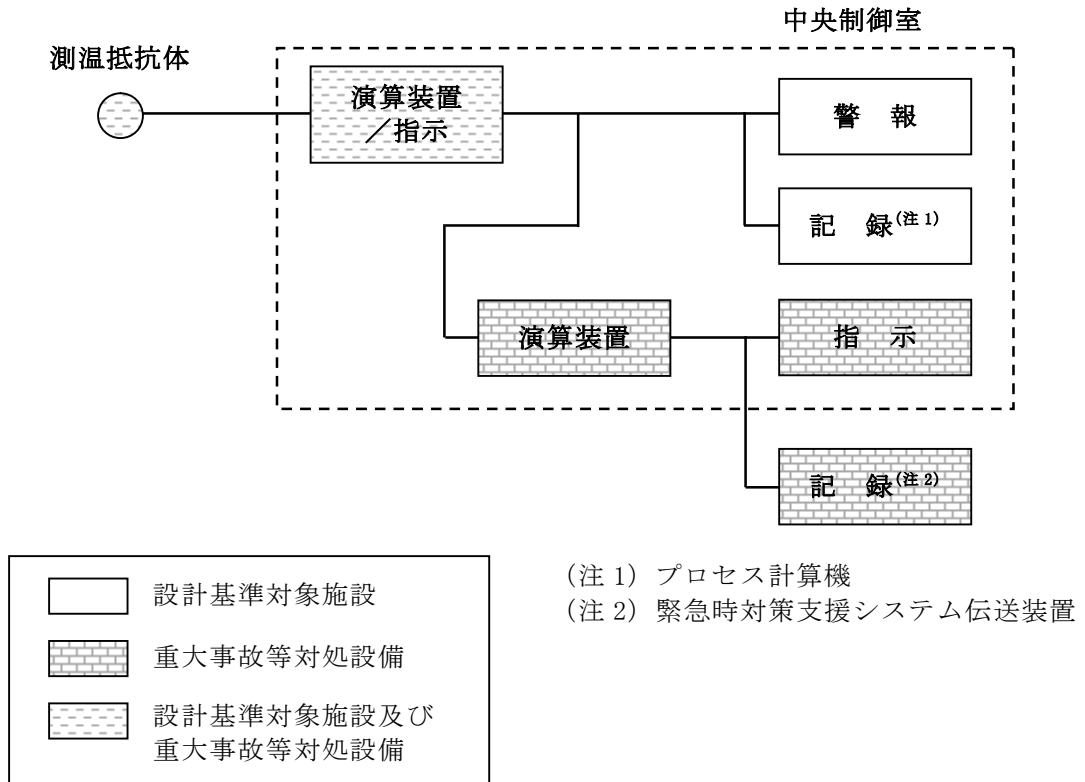
個 数 : 1 個

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 (S A 広域) は第五十四条第 1 項で要求される想定事故 (第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) 及び第五十四条第 2 項で要求される使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し, 使用済燃料プール底部近傍 (EL. 35,077 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（S A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（S A広域）の概略構成図

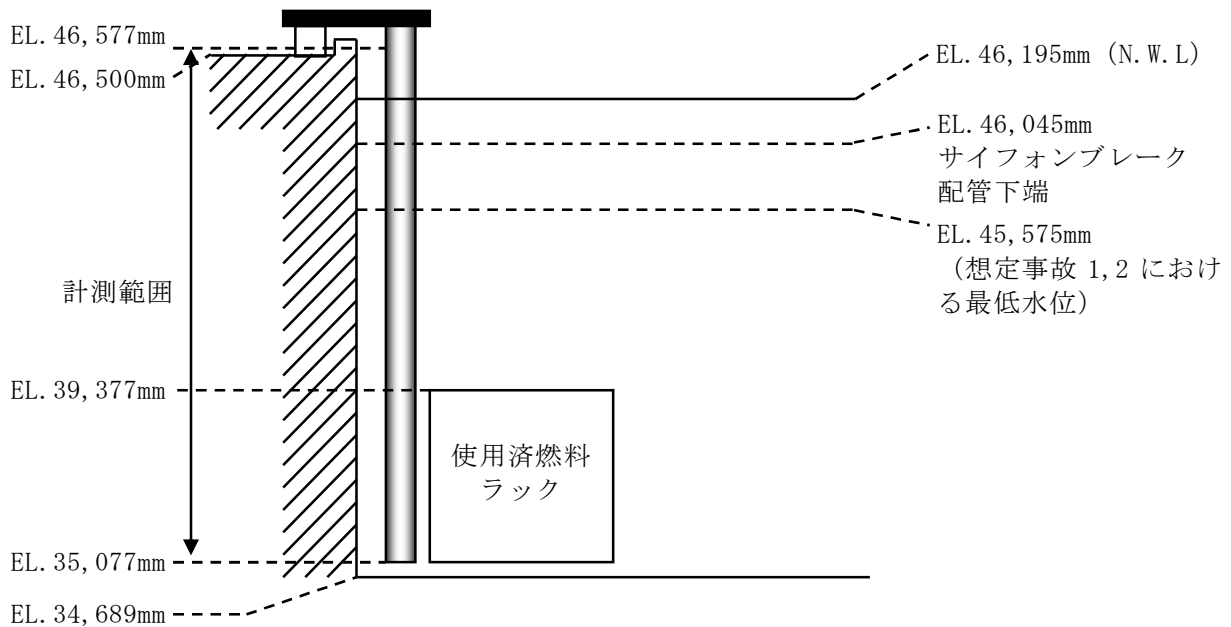
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120℃

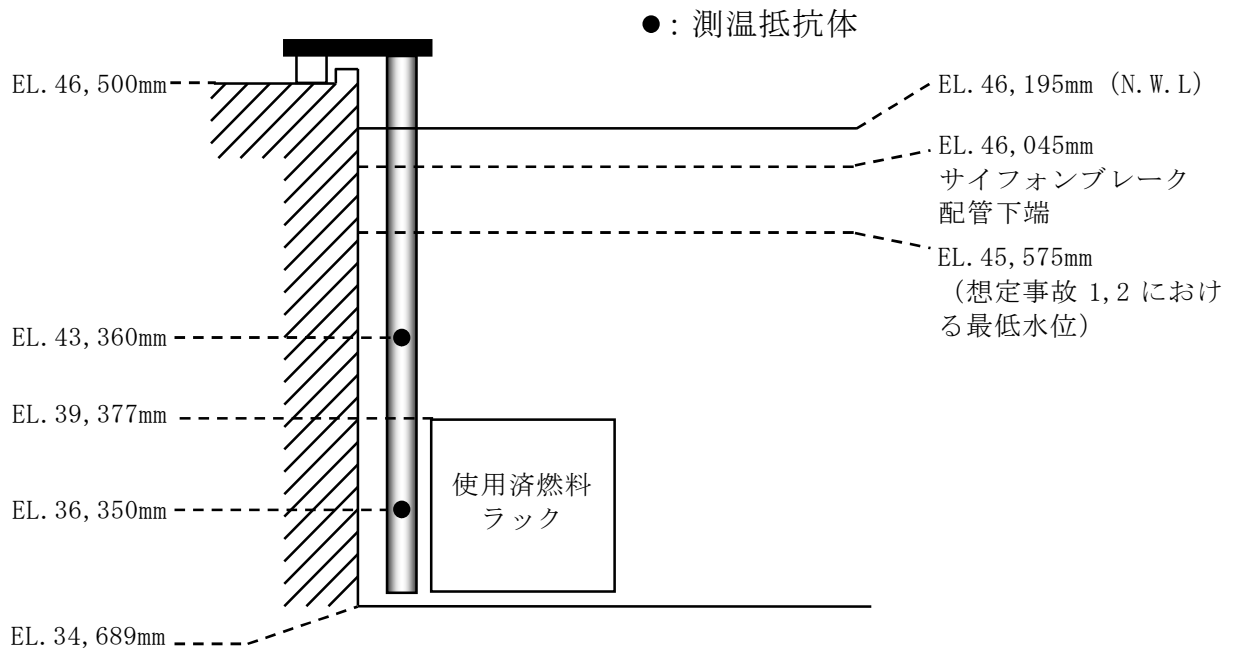
個 数 : 1 個(検出点 2 箇所)

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故は第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1 (使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽内の水位が低下する事故) であり、水位が低下した場合の最低水位 (有効性評価: 燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位 (EL. 45, 575mm)) においても温度計測できる設置位置とする。(第 54-11-4 図参照)



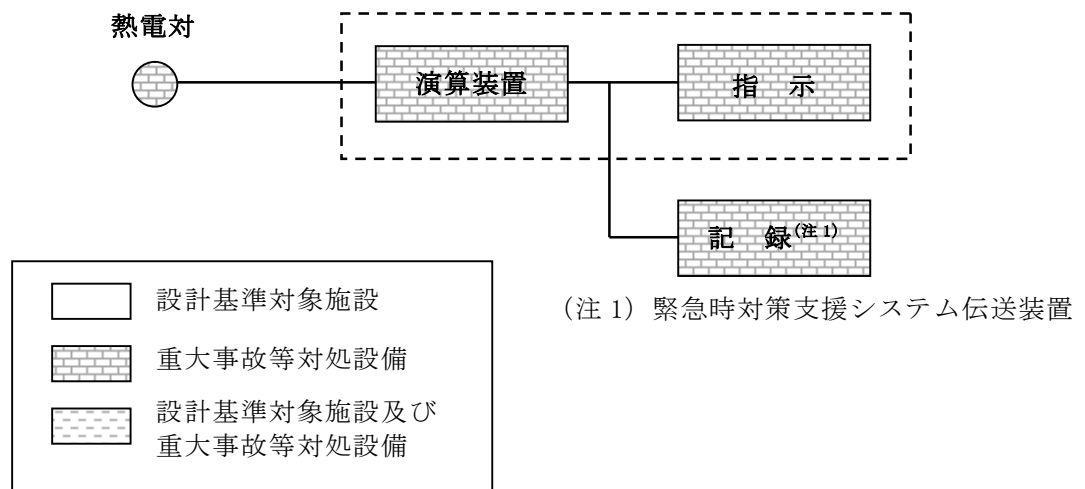
第 54-11-3 図 使用済燃料プール水位 (S A 広域) の概略構成図



第 54-11-4 図 使用済燃料プール温度 (S A 広域) の概略構成図

2.2 使用済燃料プール温度（S A）

使用済燃料プール温度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。（第 54-11-5 図参照）



第 54-11-5 図 使用済燃料プール温度（S A）の概略構成図

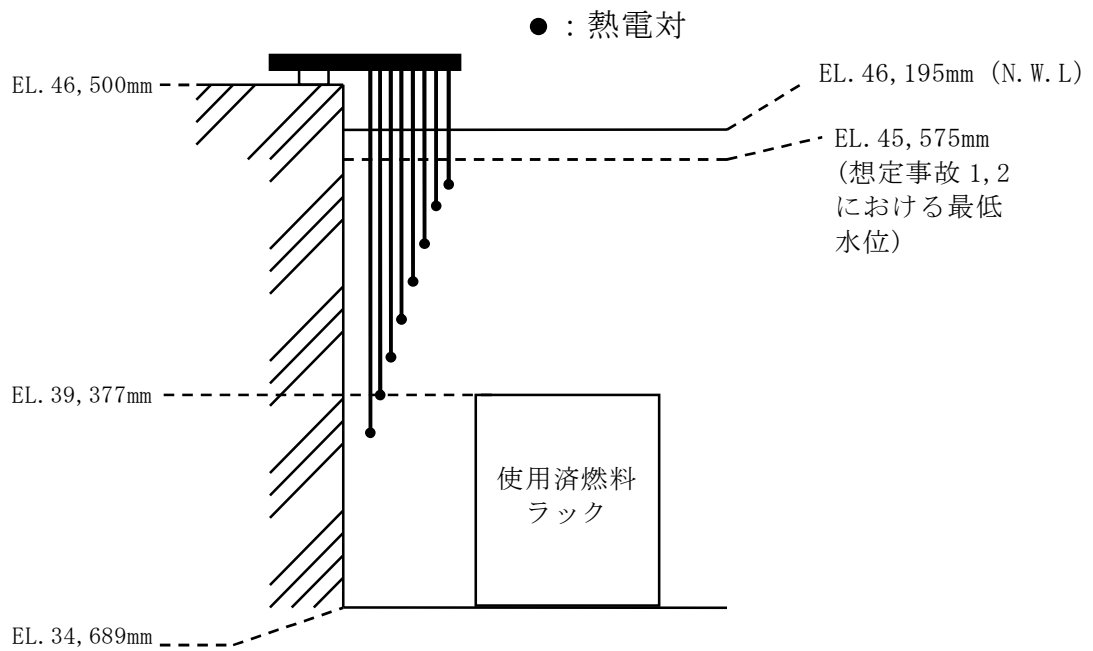
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120℃

個 数 : 1 個 (検出点 8 箇所)

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び (b) 想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL. 45, 575mm）においても温度計測できる設置位置としている。（第 54-11-6 図参照）

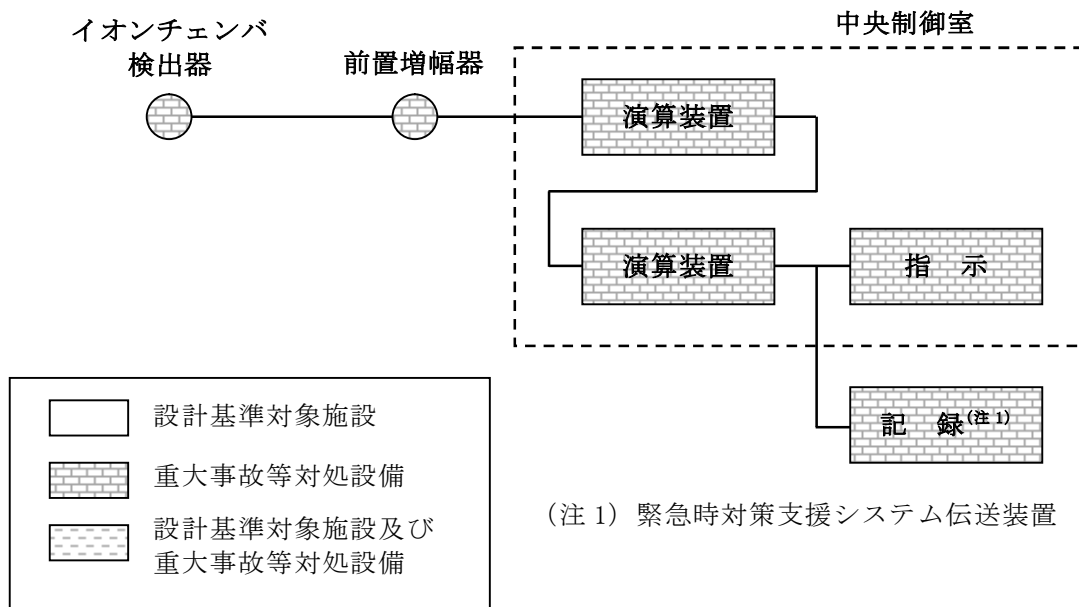


第 54-11-6 図 使用済燃料プール温度（S A）の計測範囲

2.3 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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

なお、事故時においても、より広範囲の計測を可能とするため高レンジ及び低レンジの放射線モニタを設置する。（第 54-11-7 図参照）



第 54-11-7 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

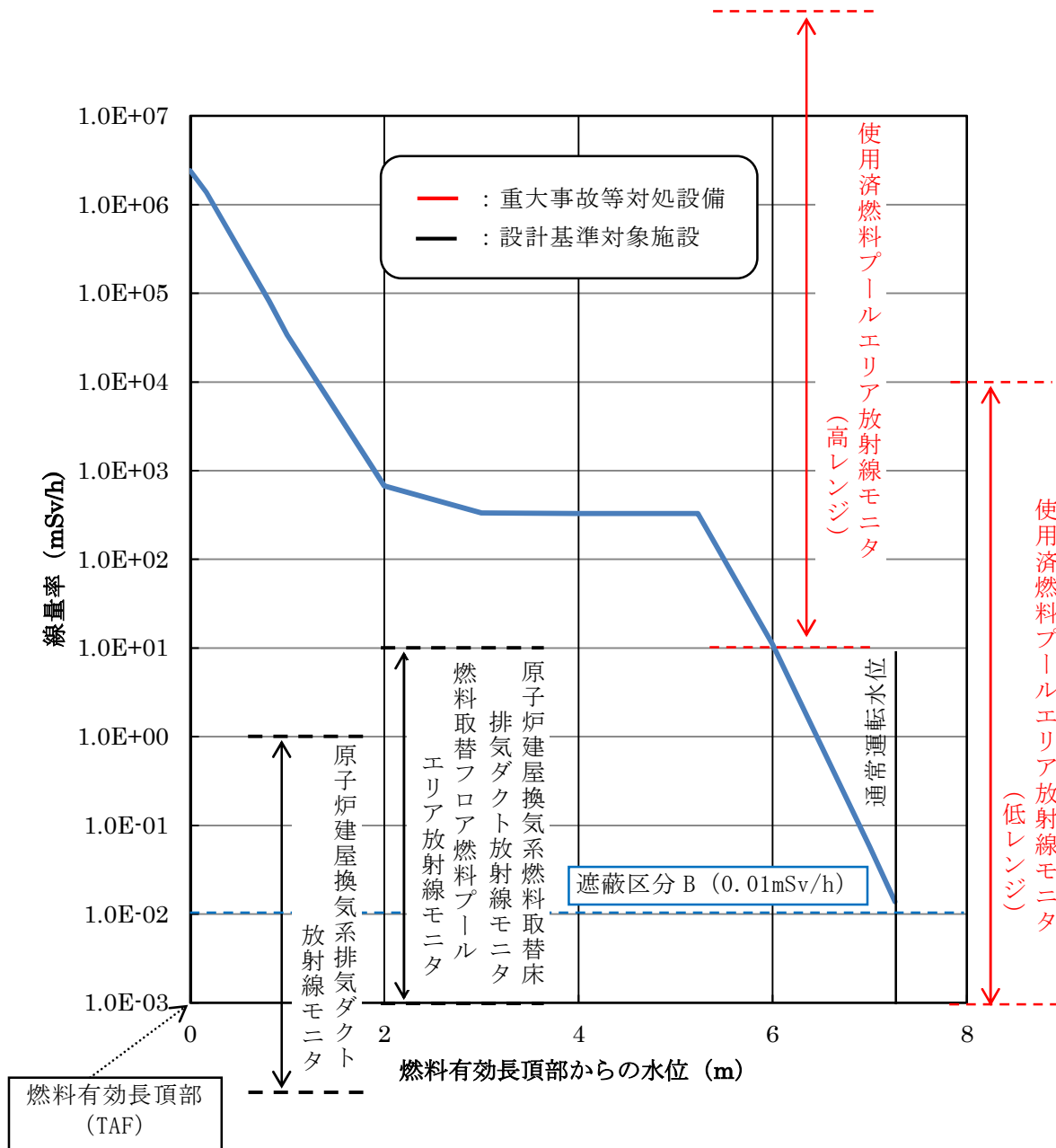
計測範囲 : 高レンジ $10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$

低レンジ $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$

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設備の測定範囲と予想変動範囲の関係

使用済燃料プール水位・温度（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視できる測定範囲を有している。（第54-11-1表参照）

第54-11-1表 測定範囲と重大事故等時の予想変動範囲

名称		計測範囲	予想変動範囲
使用済燃料プール水位・温度 （S A広域）	D B	EL. 35, 077mm～46, 577mm	EL. 45, 575mm (N. W. L から -0. 62m)
	S A	0～120℃	100℃以下
使用済燃料プール温度 （S A）	S A	0～120℃	100℃以下
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	S A	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	3. 1mSv/h 以下
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	S A	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$	

D B：設計基準対象施設 S A：重大事故等対処設備

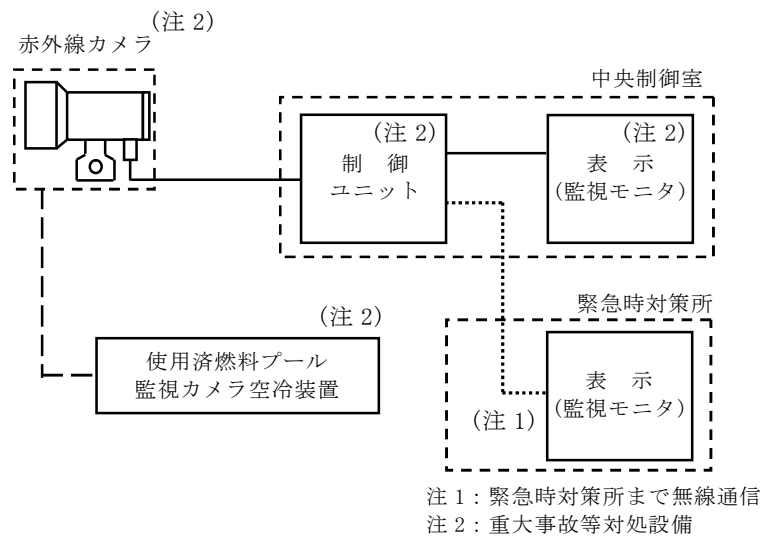
2.5 使用済燃料プール監視カメラ

(1) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールの状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとする。

使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。(第 54-11-9 図参照)

なお、使用済燃料プール監視カメラの視野概略図を第 54-11-10 図に示す。



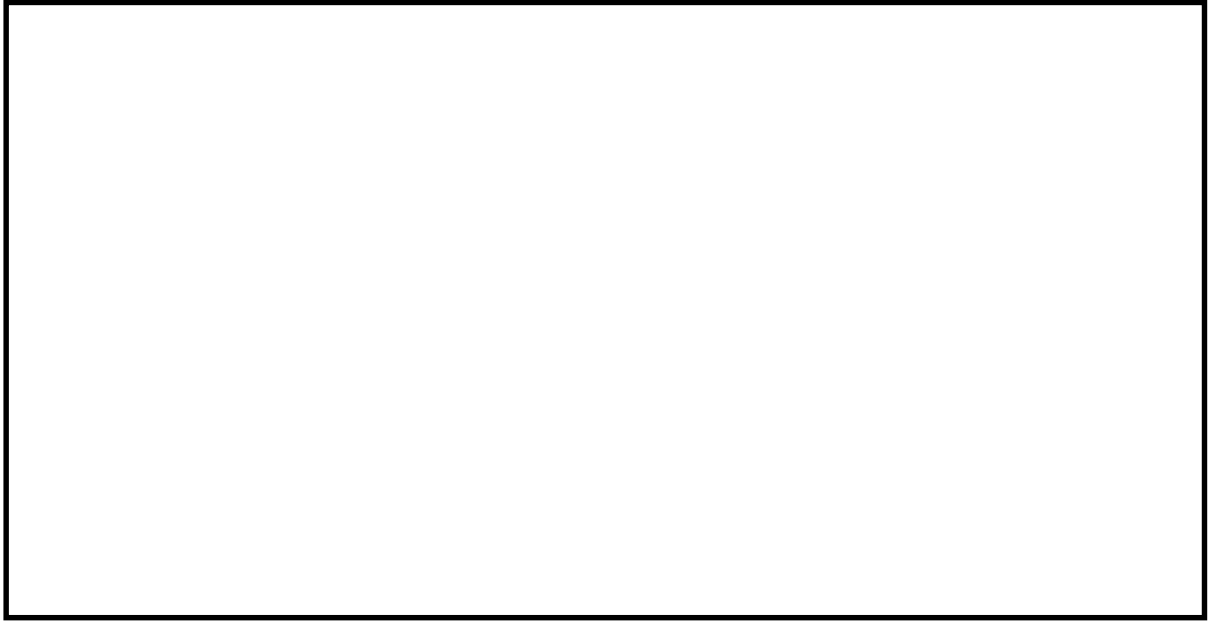
第 54-11-9 図 使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む) の概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

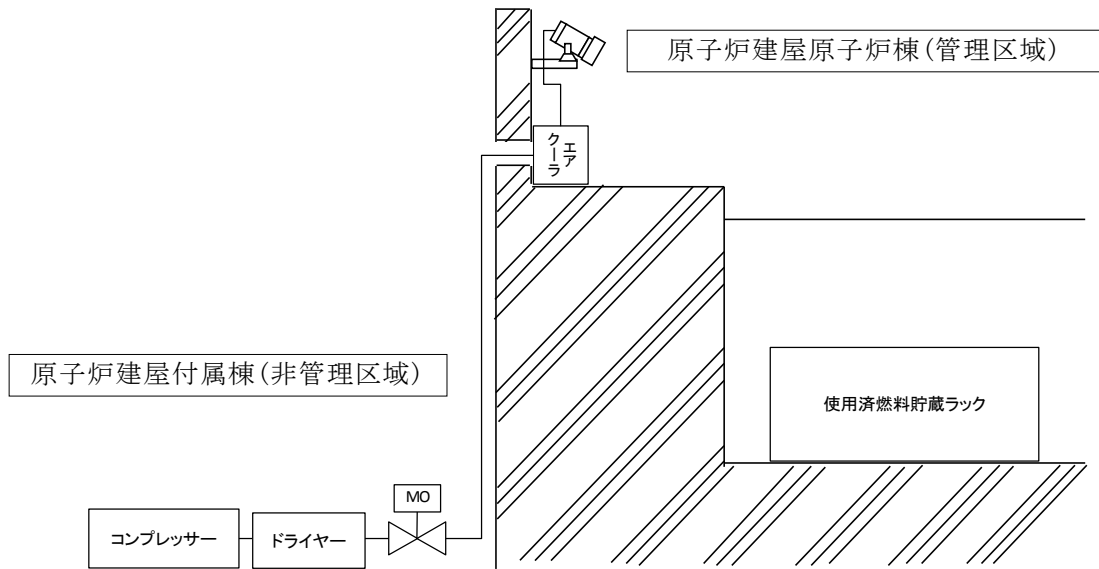
使用済燃料プール監視カメラ監視範囲 (第 54-11-10 図参照)



第 54-11-10 図 使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2) 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、ドライヤー、エアクーラ等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 54-11-11 図参照)



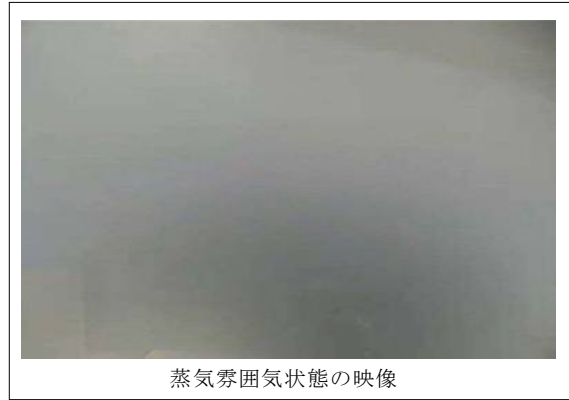
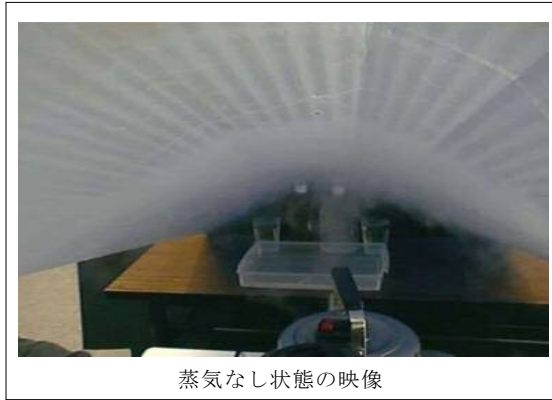
第 54-11-11 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3) 蒸気雰囲気下での使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

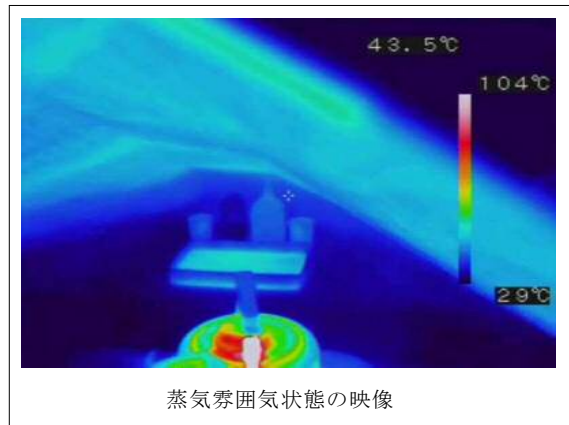
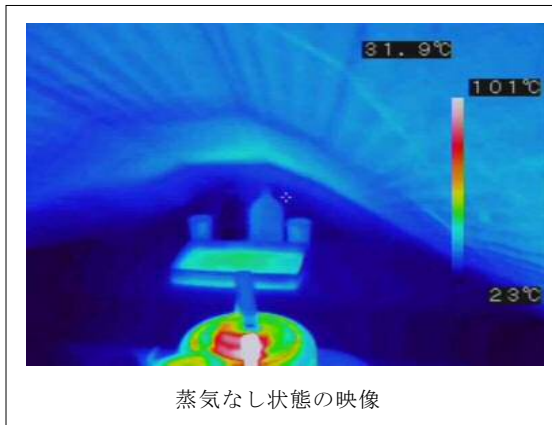
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られず、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

また、使用済燃料プール監視カメラは耐環境性向上のため使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置で冷却を行うが、使用済燃料プール監視カメラを設置する原子炉建屋 6 階の温度は 100℃となることから温度差により結露の発生が考えられる。赤外線カメラのレンズ表面に結露なしの状態と、レンズ表面に結露を模擬した状態のカメラ映像を比較した結果、結露ありの場合については、ガラス表面に水滴がつくことにより赤外線の減衰等により対象物がぼやけることがあるが、対象物に温度（赤外線放射量）の差があればさらにはっきりとした映像になると思われる。これより、赤外線カメラにおいては、カメラのレンズ表面に結露が発生した場合にも状態監視可能と考えられる。（第 54-11-12 図参照）

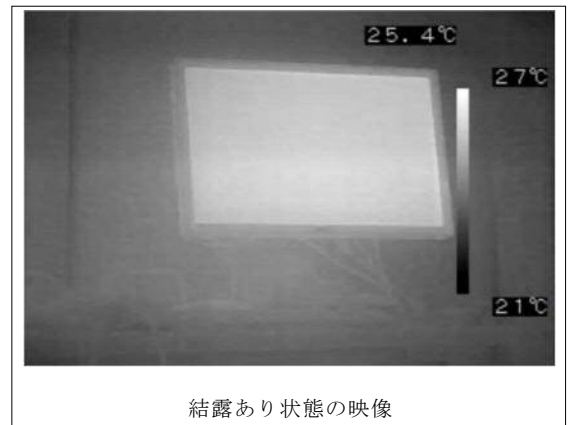
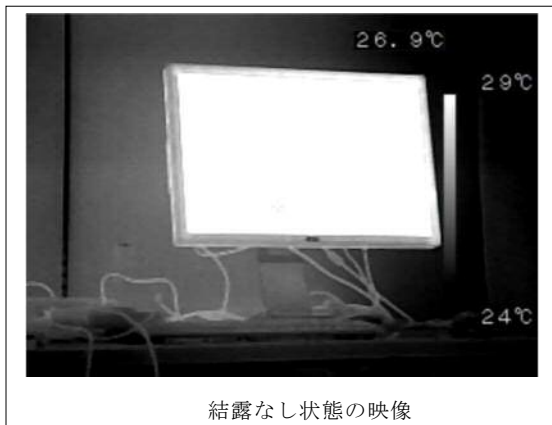
①可視カメラ



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（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）により使用済燃料プールの状態を監視する。

- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料プール水位（S A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。

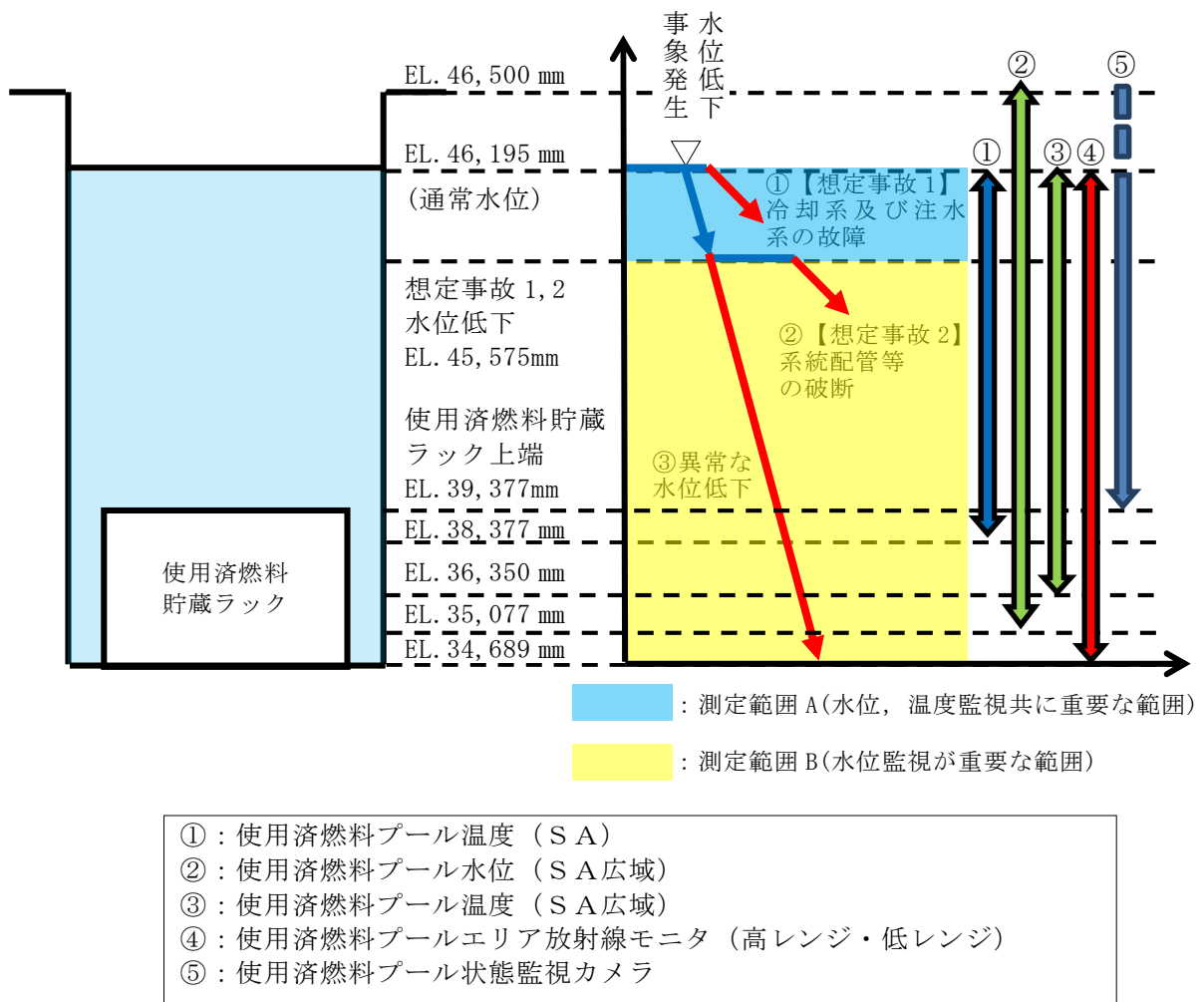
[温度監視]

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（S A広域）及び使用済燃料プール温度（S A）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（S A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氣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（S A広域，S A））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氣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氣的に分離する設計とする。

重大事故等対処設備については,現場検出器から中央制御室まで,電線管による独立したケーブルを布設する設計とし,設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。

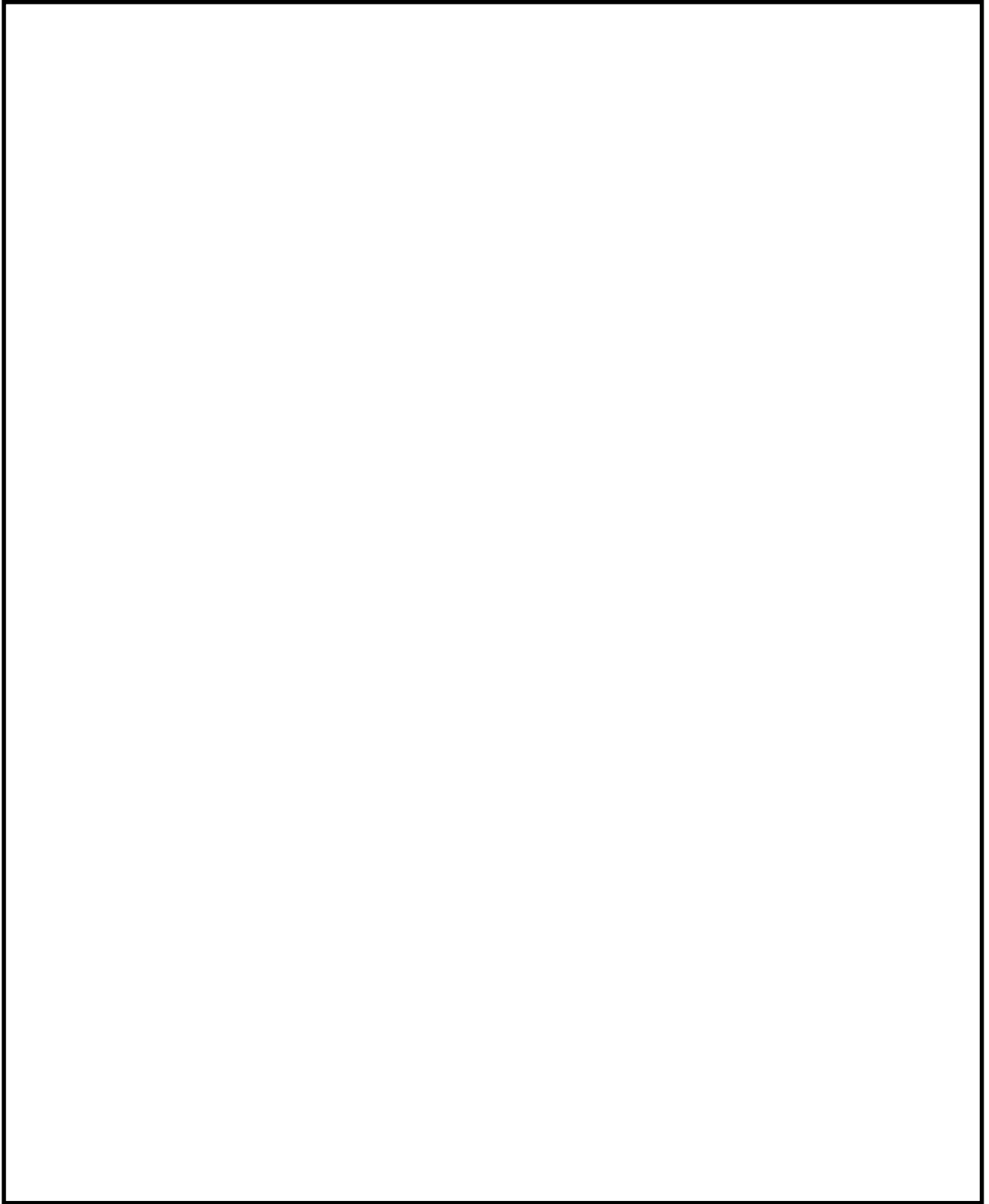
これら重大事故等対処設備は,原子炉建屋原子炉棟6階に設置し,重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し,ケーブルは電線管により布設する設計とすることで,火災による共通要因で設計基準対象施設と同時に機能喪失しないよう考慮した設計とする。

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

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

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

重大事故等対処設備は,共通要因(火災,地震,溢水)により設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれることがない設計とする。(第54-11-14図参照。)



第 54-11-14 図 使用済燃料プール監視設備の配置図

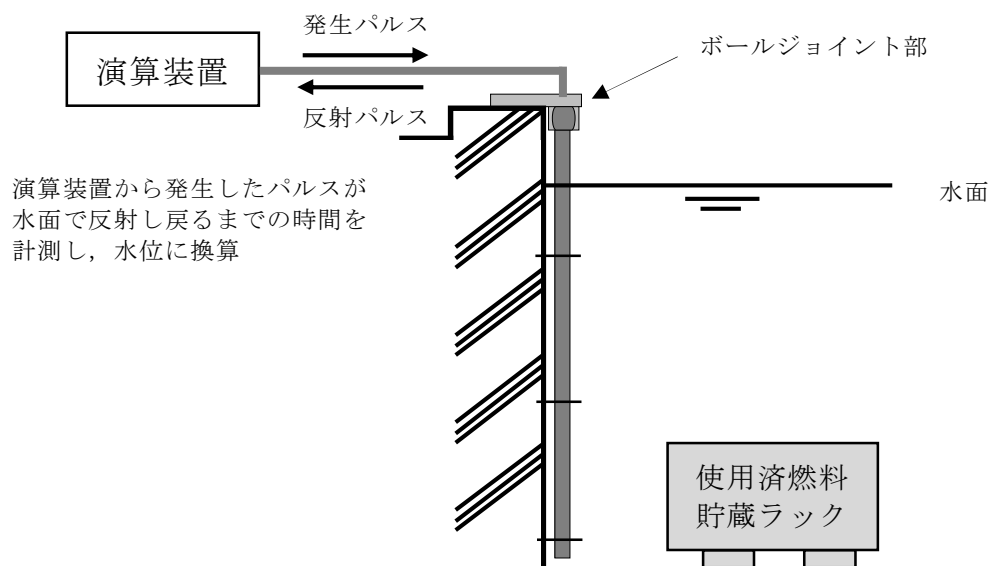
使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（S A 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（S A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を使用し、連続して測定が可能な設計としている。

水位計に関しては、空気と水面のインピーダンス（抵抗）の差による電圧パルスの反射により水位を監視することができる。

異なった検出原理（検出器）により、同時に水位及び温度計測が可能な設計とする。

(3) ガイドパルス式の選定理由

東海第二発電所では、重大事故等発生時の使用済燃料プール水位計測には、以下の理由によりガイドパルス式を選定した。(第1表参照)

- ・使用済燃料プール上部から下部にわたる広い計測範囲において、連続計測可能である。
- ・ガイドパルス式（TDR方式）による水位計測は、一般的に採用されており、豊富な実績がある。
- ・重大事故等発生時の環境（温度、湿度、放射線等）で使用可能である。

第1表 ガイドパルス式の選定理由

項目	仕様他		評価	備考
計測範囲	EL. 35, 077～46, 577mm	使用済燃料プール底部近傍から上部まで計測可能。	○	—
計測の連続性	連続計測	使用済燃料プール底部近傍から上部まで連続計測可能。	○	異常な水位の低下事象における想定変動範囲を連続計測可能。
計測原理	ガイドパルス式（TDR方式）	TDR方式による水位計測は一般的に採用されており、豊富な実績がある。	○	—
耐震性	水位検出器 監視モニタ	基準地震動 S_s による地震力に対して機能維持。	○	—
耐環境性	水位検出器	使用済燃料プール区域は、プール水の沸騰による蒸散による温度、湿度の上昇及び異常な水位の低下による放射線量に対して機能維持。	○	監視・信号処理設備である電気品は中央制御室に設置
作業性	常設	常設のため、重大事故等発生時における現場作業なし。	○	—

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（S A広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラの機能健全性を評価する。

第 1 表 使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

監視計器			環境条件* ¹ 【想定変動範囲】	評価	補 足	総合 評価	
水位・ 温度	使用済燃料プール 水位・温度 (S A広域) * ²	温度	105℃	~100℃	○	—	○
		湿度	防水	~100%	○	飽和蒸気下で健全性確認済。	○
		放射線	1.4MGy	~1.7kGy	○	—	○
	使用済燃料プール 温度 (S A) * ³	温度	100℃	~100℃	○	—	○
		湿度	100%	~100%	○	—	○
		放射線	—	~1.7kGy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
空間 線量	使用済燃料プール エリア放射線モニタ (高レンジ) * ³	温度	121℃	~100℃	○	—	○
		湿度	蒸気	~100%	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	1.0MGy	~1.7kGy	○	—	○
	使用済燃料プール エリア放射線モニタ (低レンジ) * ³	温度	110℃	~100℃	○	—	○
		湿度	蒸気	~100%	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	400kGy	~1.7kGy	○	—	○

監視計器			環境条件 ^{※1} 【想定変動範囲】	評価	補 足	総合 評価	
状態 監視	使用済燃料プール監視 カメラ ^{※3}	温度	≤50℃	～100℃	△	耐環境試験にて \square ℃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 \square ℃以下に維持することで、耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水 (IP65：噴 流水に対す る防護)	～100%	○	防水仕様であり問題ない。	○
		放射線	\square	～1.7kGy	△	ある値以上水位が低下し、空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料プール水位（SA広域）を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。	○

※1：現時点で想定している変動範囲であり、詳細評価により今後見直す可能性がある

※2：設計基準対象施設／重大事故等対処設備

※3：重大事故等対処設備

第1表より計器の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題はない。なお、使用済燃料プール監視カメラは、カメラの仕様を超えた環境条件となっているが、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を設置し、耐環境性の向上を図る。

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

東海第二発電所 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

(1) サイフォンブレーカの機能及び耐震性について

使用済燃料プール水戻り配管に設置されている静的サイフォンブレーカについては、弁等の機器は設置されていない口径 \square Aの配管であり、既設の真空破壊弁が設置してある配管から枝分かれした形状であり、水面下約 \square mmに水没させる。使用済燃料プール水戻り配管破断時には、EL. \square に設置する静的サイフォンブレーカより空気を吸入することにより、サイフォンブレ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。

使用済燃料プール水戻り配管及びその配管に接続されている既設サイフォンブレーカに新設の配管サイフォンブレーカを接続し、耐震Sクラスで設計する。

(2) 人的要因による機能阻害について

静的サイフォンブレーカは操作や作動機構を有さない単管のみであることから、誤操作や故障により機能を喪失することはない。そのため、使用済燃料プール水戻り配管のサイフォン現象による漏えいが発生した場合でも、操作や作業を実施することなく、静的サイフォンブレーカ開口部レベルまで使用済燃料プール水位が低下すればサイフォン効果を除去することが可能である。

静的サイフォンブレーカは、使用済燃料プール水戻り配管から分岐した配管端部に設置している真空破壊弁よりも使用済燃料プール水戻り配管側に設置することで真空破壊弁の固着等が発生した場合でも機能を期待できる。

(3) 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「ろ過脱塩装置」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物による静的サイフォンブレーカの閉塞を防止することが可能である。

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

a. ろ過脱塩装置による異物除去について

ろ過脱塩装置は、カチオン樹脂とアニオン樹脂及びイオン交換樹脂により使用済燃料プール水を浄化する設備である。

ろ過脱塩装置の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナの元素は24×110メッシュ（縦約1.016mm×横約0.23mm）であり、静的サイフォンブレーカを閉塞させるような不純物の除去が可能である。

b. 使用済燃料プールの巡視について

使用済燃料プールは、当直員により、1回／1日の巡視をすることとなっており、静的サイフォンブレーカを閉塞させる可能性がある浮遊物等がないことを確認することができる。このような巡視で浮遊物等を発見することにより、除去作業が速やかに行えるため、異物による閉塞を防止することが可能である。

(4) 落下物干渉による変形について

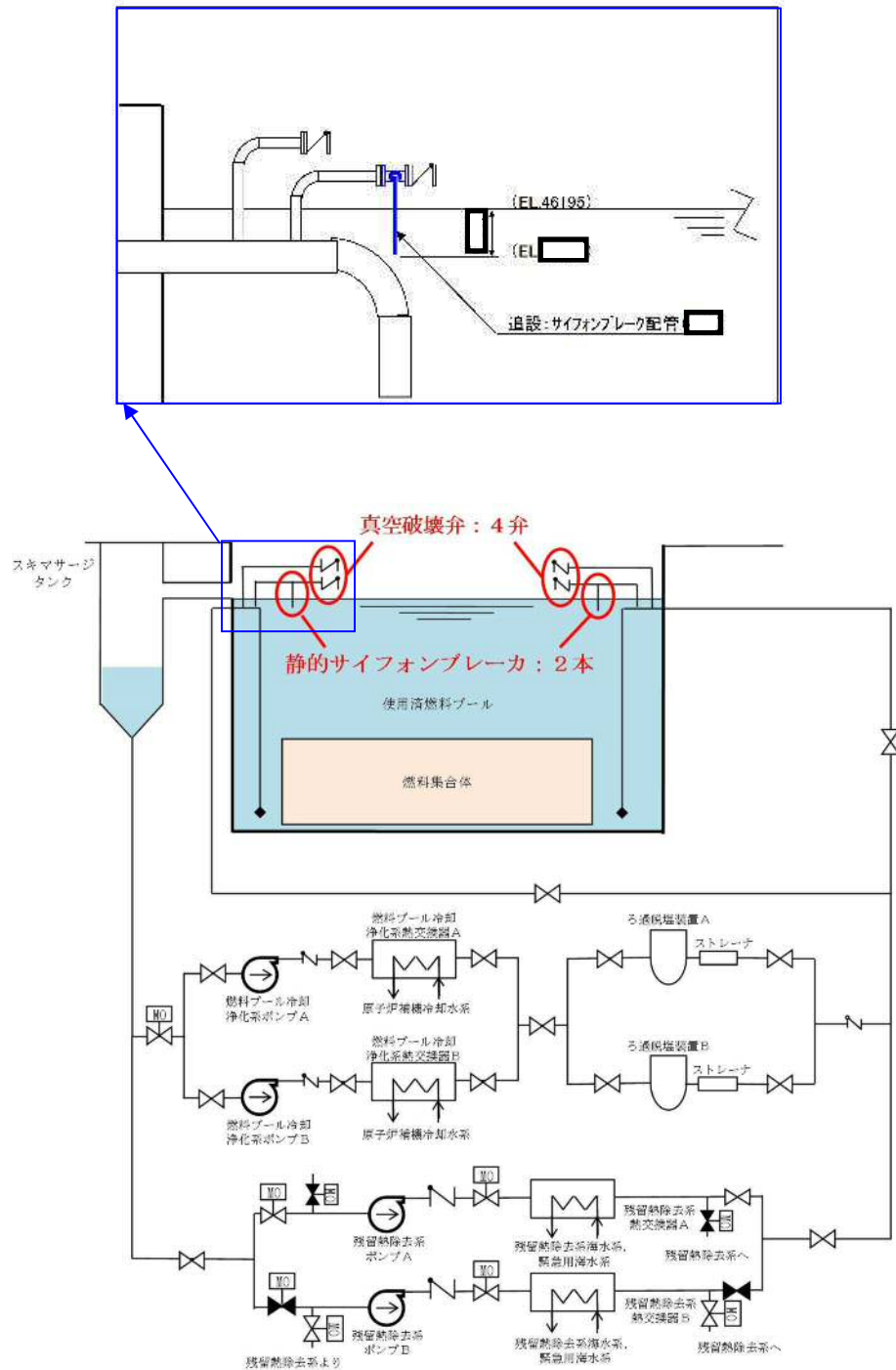
静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として、原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁、原子炉建屋クレーン、燃料取替機等の重量物があるが、これらは基準地震動 S_s に対する耐震評価にて使用済燃料プール内に落下しないことを確認しているため、静的サイフォンブレーカの落下物干渉による変形は考えられない。

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

静的サイフォンブレーカについては、定期的なパトロール（1回／1週）を実施し、目視により水面の揺らぎ確認で通水状態を確認する。



第 54-12-1 図 サイフォンブレイカ設置概要図

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

東海第二発電所の使用済燃料プールでは、ボロン添加ステンレス鋼製ラックセルを平成6年11月に設置（平成3年5月認可）し、現在に至るまで燃料を貯蔵している。使用済燃料プールには、通常は限られた体数の新燃料と照射済燃料を貯蔵するが、臨界設計では、新燃料及びいかなる燃焼度の照射済燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように、炉心装荷時の無限増倍率が1.30となる燃料を用いて評価している。また、使用済燃料プール水温、ラック製造公差、ボロン添加率、ラックセル内燃料配置それぞれについて最も結果が厳しくなる状態で評価している。未臨界性評価の基本計算条件を第54-13-1表に、ラック形状が確保された状態を前提とした計算体系を第54-13-1図に示す。

仮に使用済燃料プール水が沸騰又は喪失状態となり、使用済燃料プールのスプレイ設備が作動する状態となった場合には、使用済燃料プールの水密度が減少することにより、ラックセル内で中性子を減速する効果が減少し、実効増倍率を低下させる効果が生じる。一方、ラックセル間では水及びラックセルによる中性子を吸収する効果が減少するため、隣接ラックへの中性子の流れ込みが強くなり、実効増倍率を増加させる効果が生じる。

低水密度状態を想定した場合の使用済燃料プールの実効増倍率は上記の2つの効果のバランスにより決定されるため、ラックの材質・ピッチの組合せによっては通常の冠水状態と比較して未臨界性評価結果が厳しくなる可能性がある。

そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に $0.0 \sim 1.0 \text{g/cm}^3$ 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。ボロンは供用期間中に中性子を吸収し、中性子の吸収体としての効果が低下することが考えられるが、仮に供用期間を 60 年としても効果の低下はごく僅かである。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

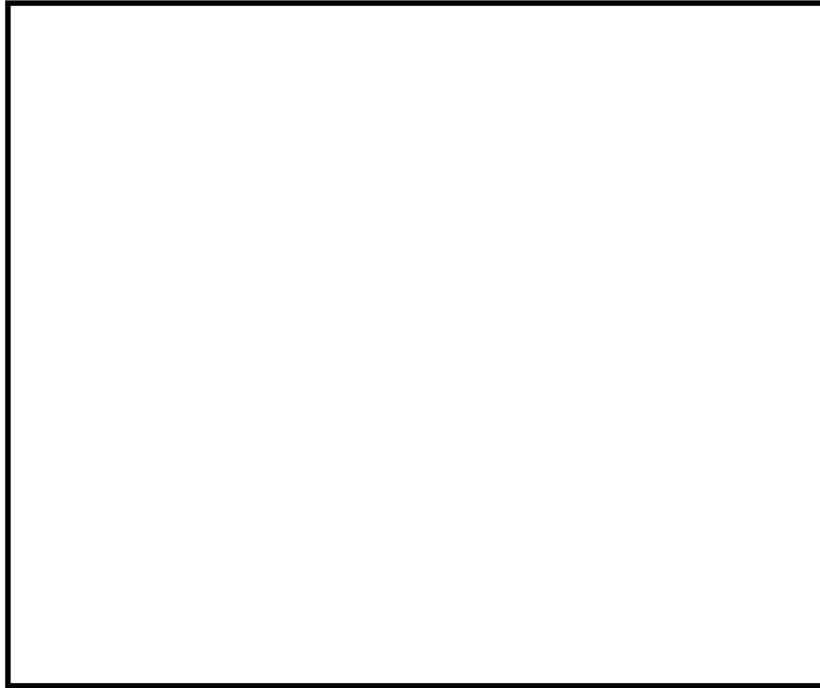
なお、解析には、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いた。

第 54-13-1 表 未臨界性評価の基本計算条件

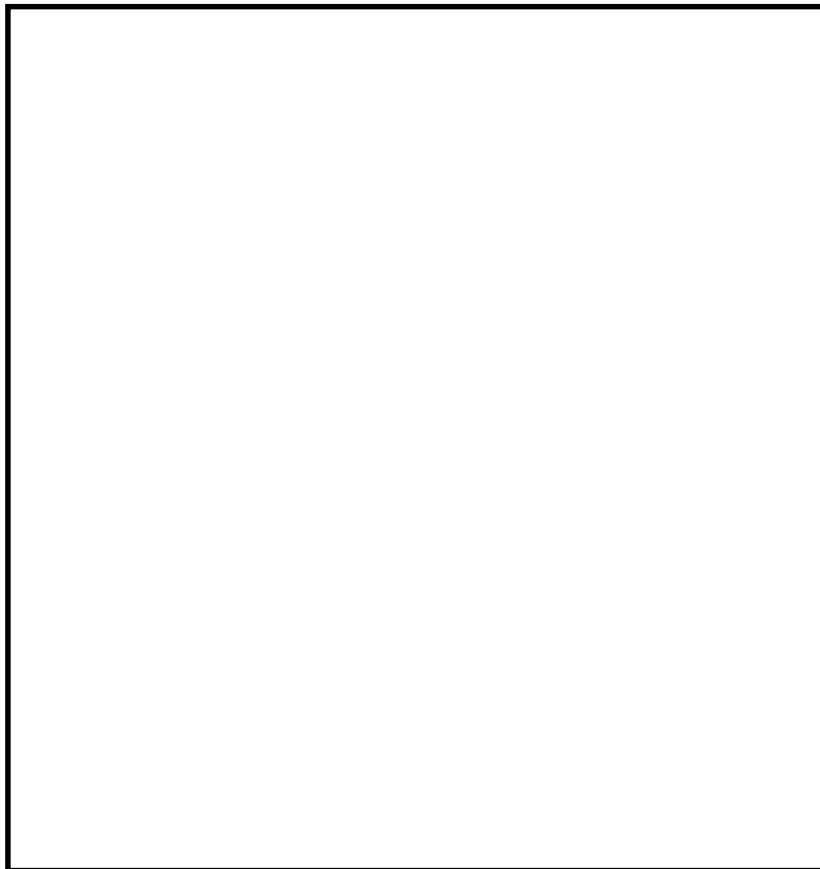
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A 型)
	U ²³⁵ 濃縮度	<input type="text"/> wt% ※1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料貯蔵ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt% ※2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input type="text"/>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

※1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ($k_{\infty} = 1.30$ 未燃焼組成, Gd なし)

※2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。



第 54-13-1 図 角管型ラックの計算体系



第 54-13-2 図 実効増倍率の水密度依存性

54-14 その他

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

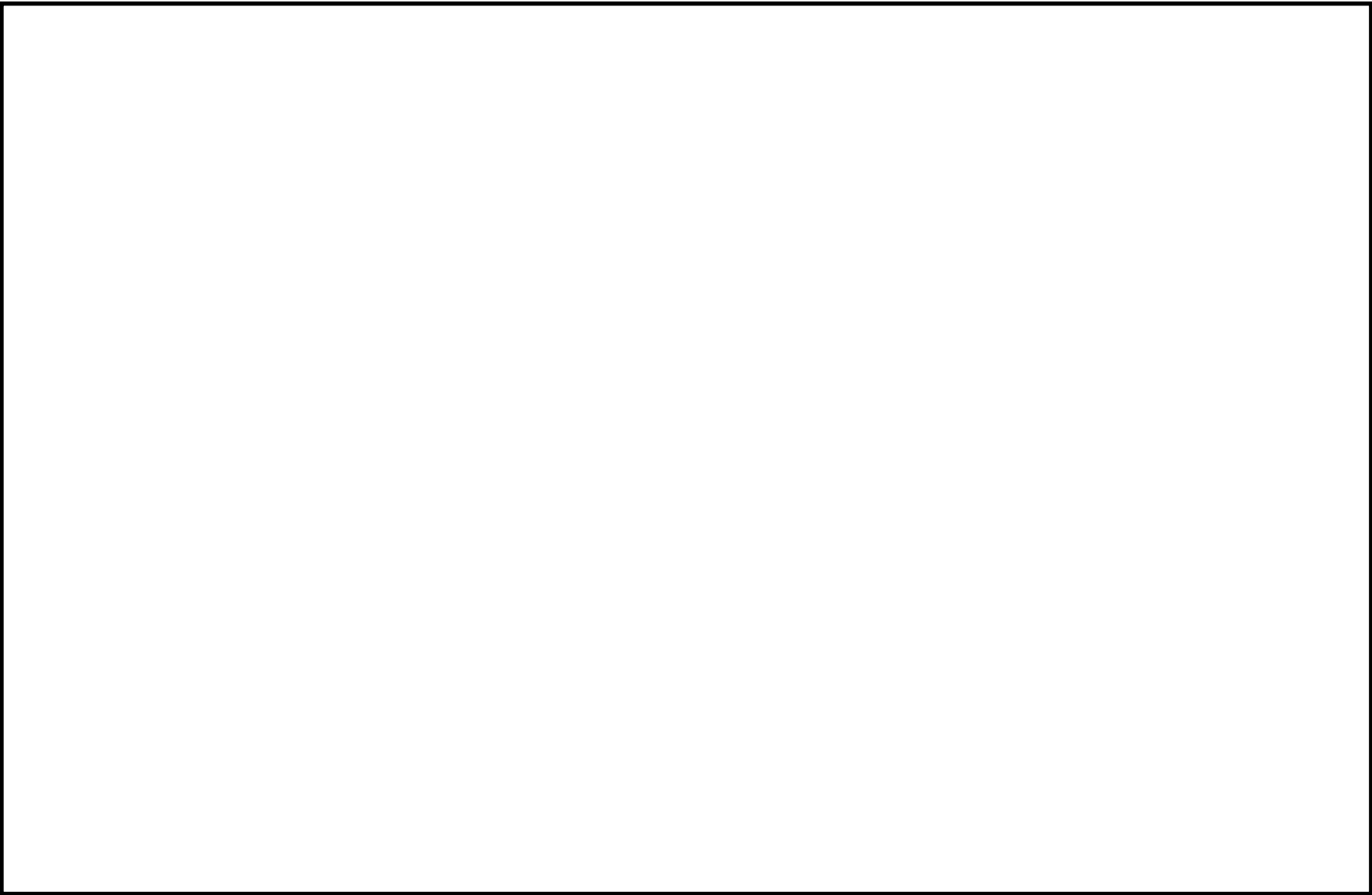
常設代替注水系ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプのサポート系（冷却水）については，設置許可基準規則第 43 条第 2 項第 3 号（常設），第 3 項第 7 号（可搬型）への対応の基本方針「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」の考え方に従い類型化しており，本体資料の設置許可基準規則第 43 条への適合性説明において，それぞれ次の通り説明していることから，考え方を整理する。

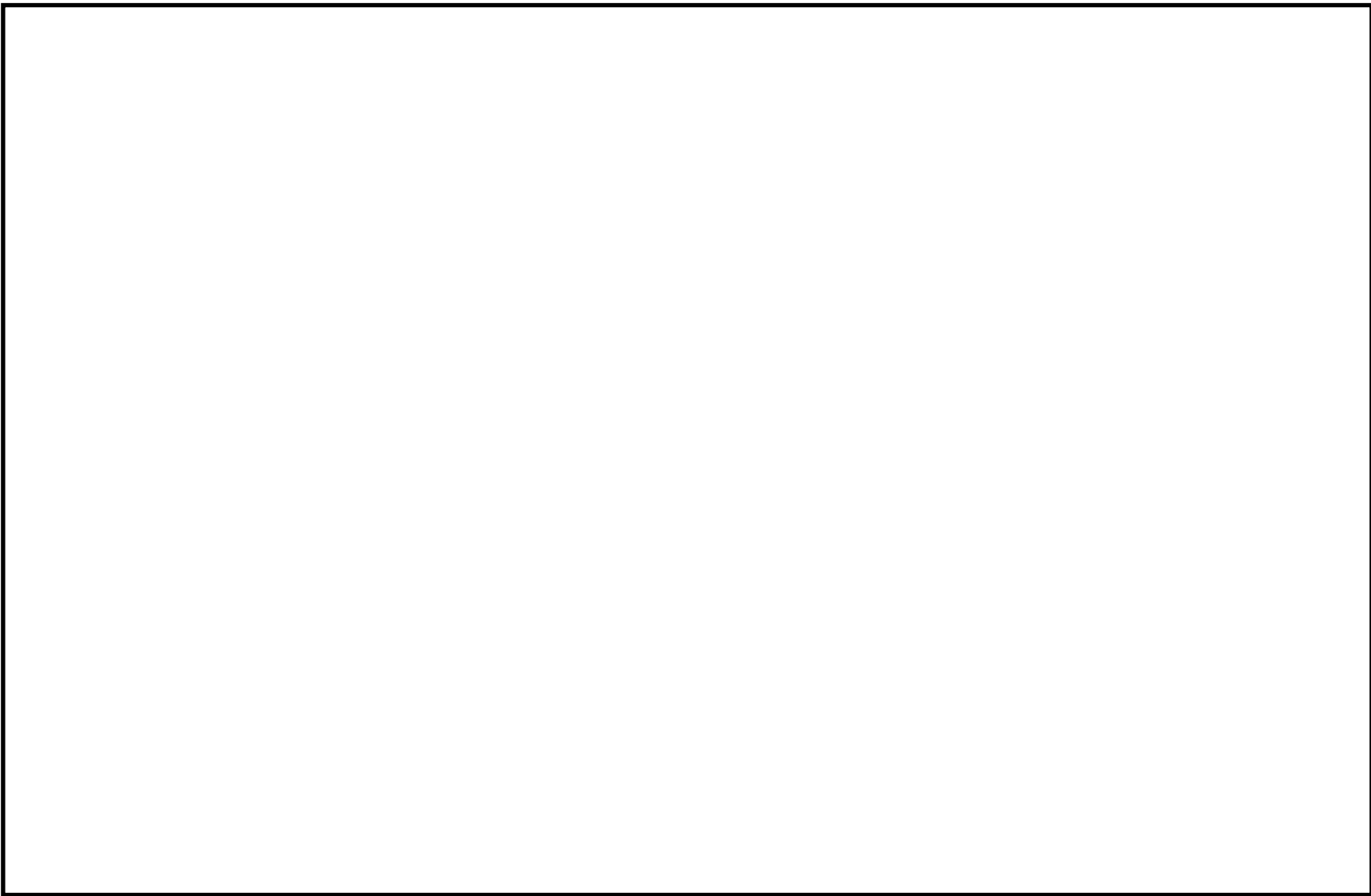
常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

常設低圧代替注水系ポンプは，通常の横置き遠心式ポンプで，冷却水として外部サポートは不要とする設計である。また，ポンプケーシングと軸受は分離されており，ケーシング内の流水による冷却や，冷却水として吐出水の一部を取り出す等の設計ではないことから，冷却水としては不要と整理する。また，常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，当該格納槽内の環境条件で運転することから，自然冷却を付記する。

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

54-15 S Aバウンダリ系統図 (参考図)

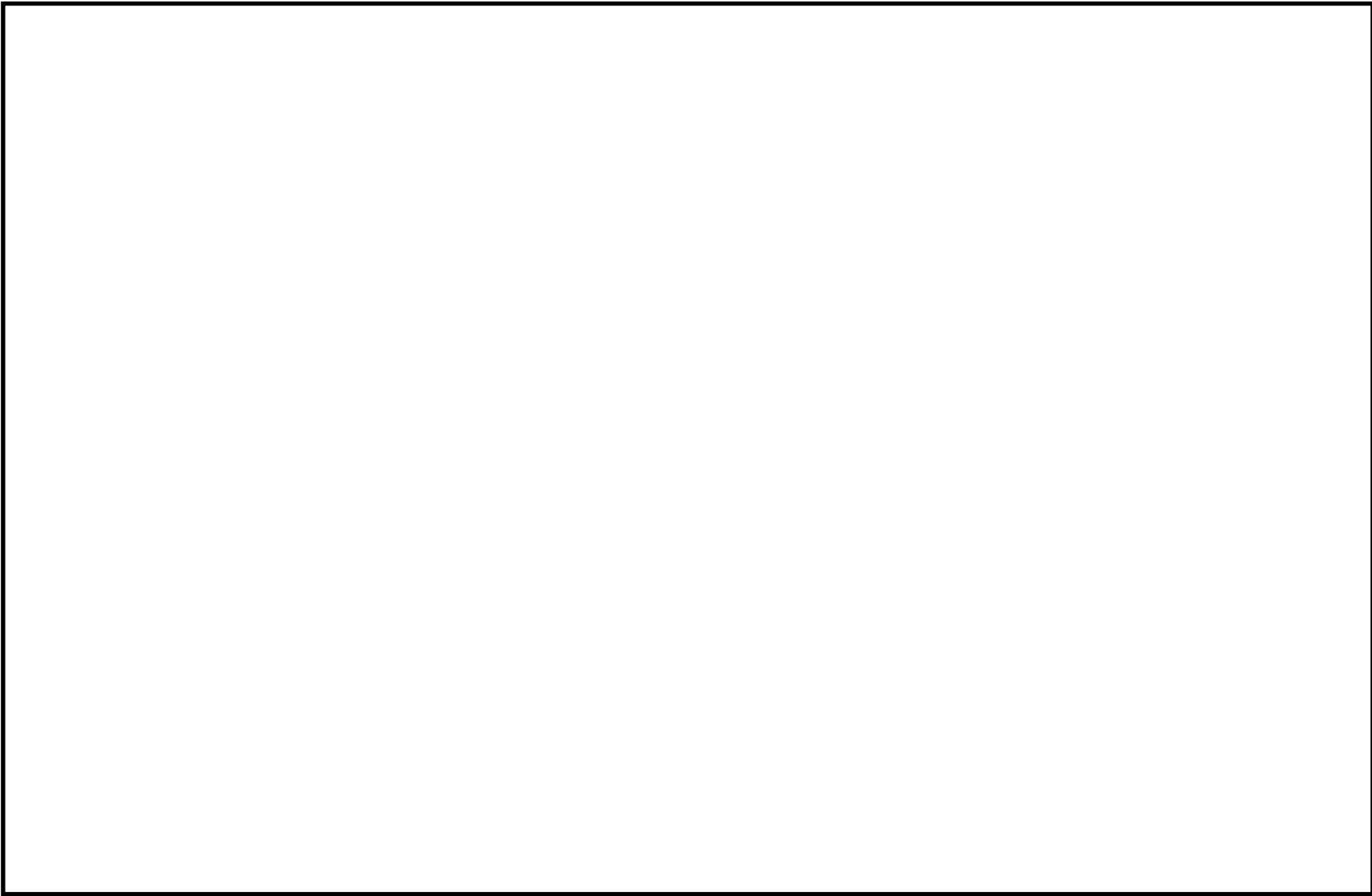




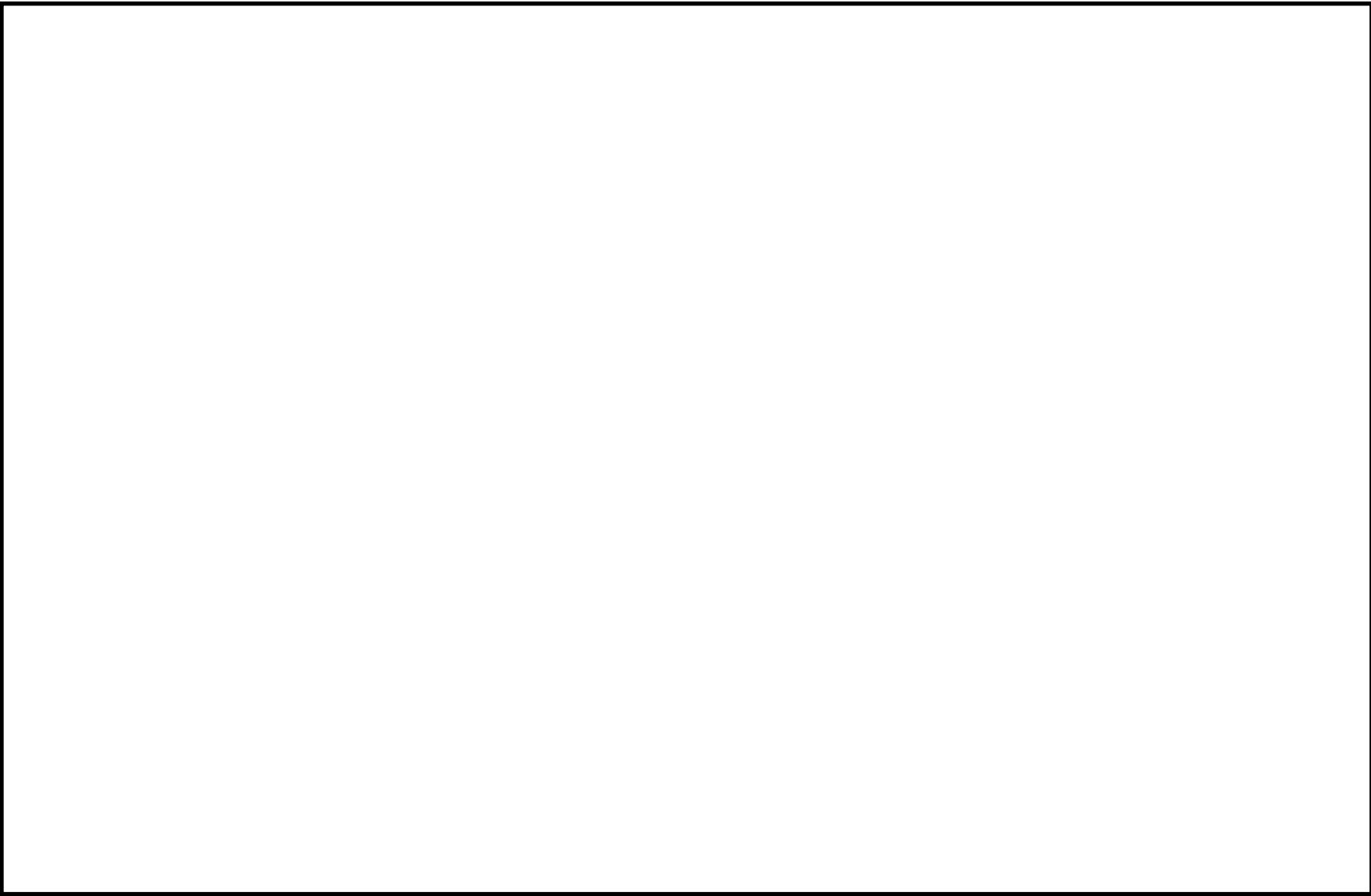
54-15-4

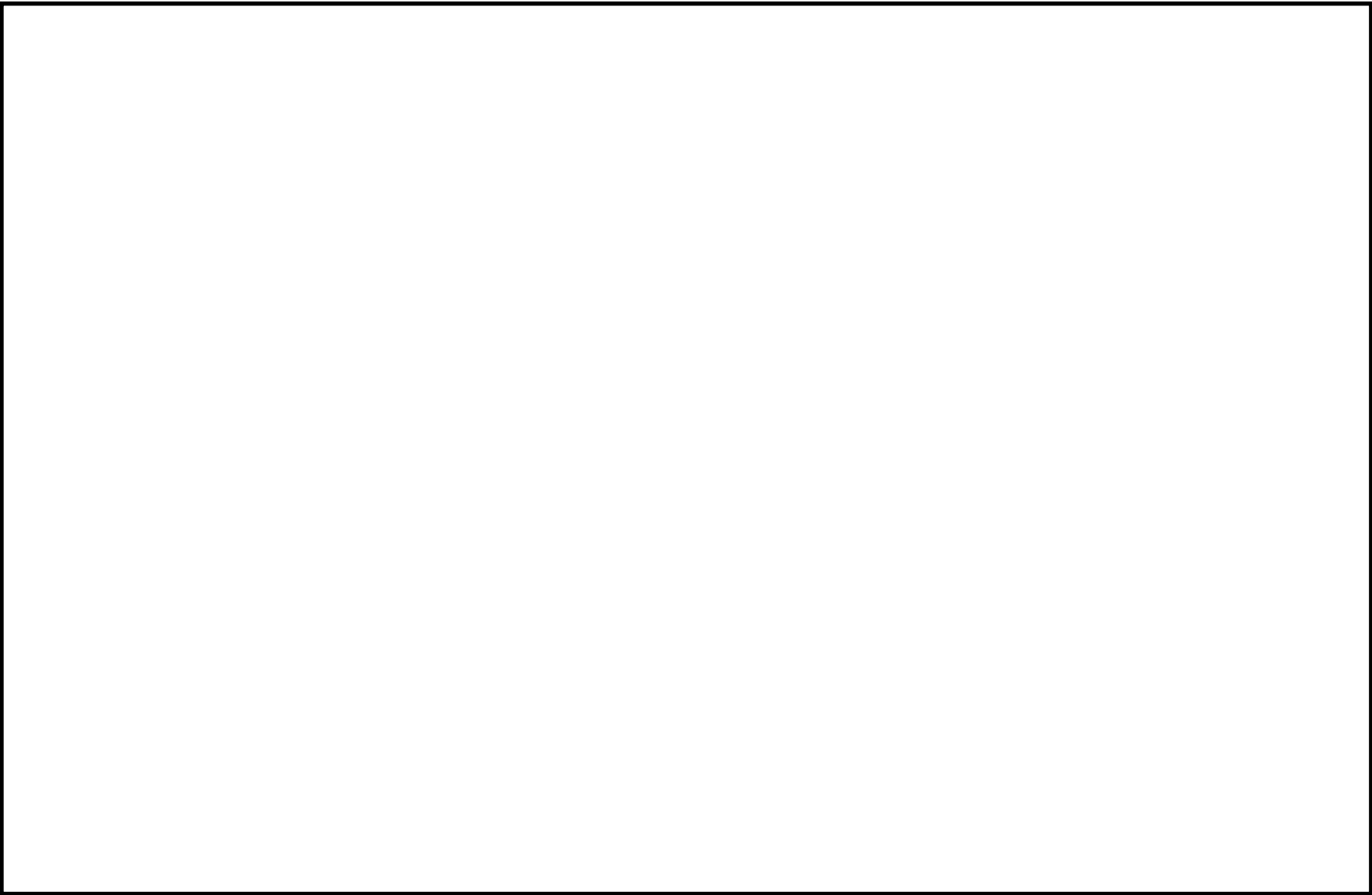


54—15—5

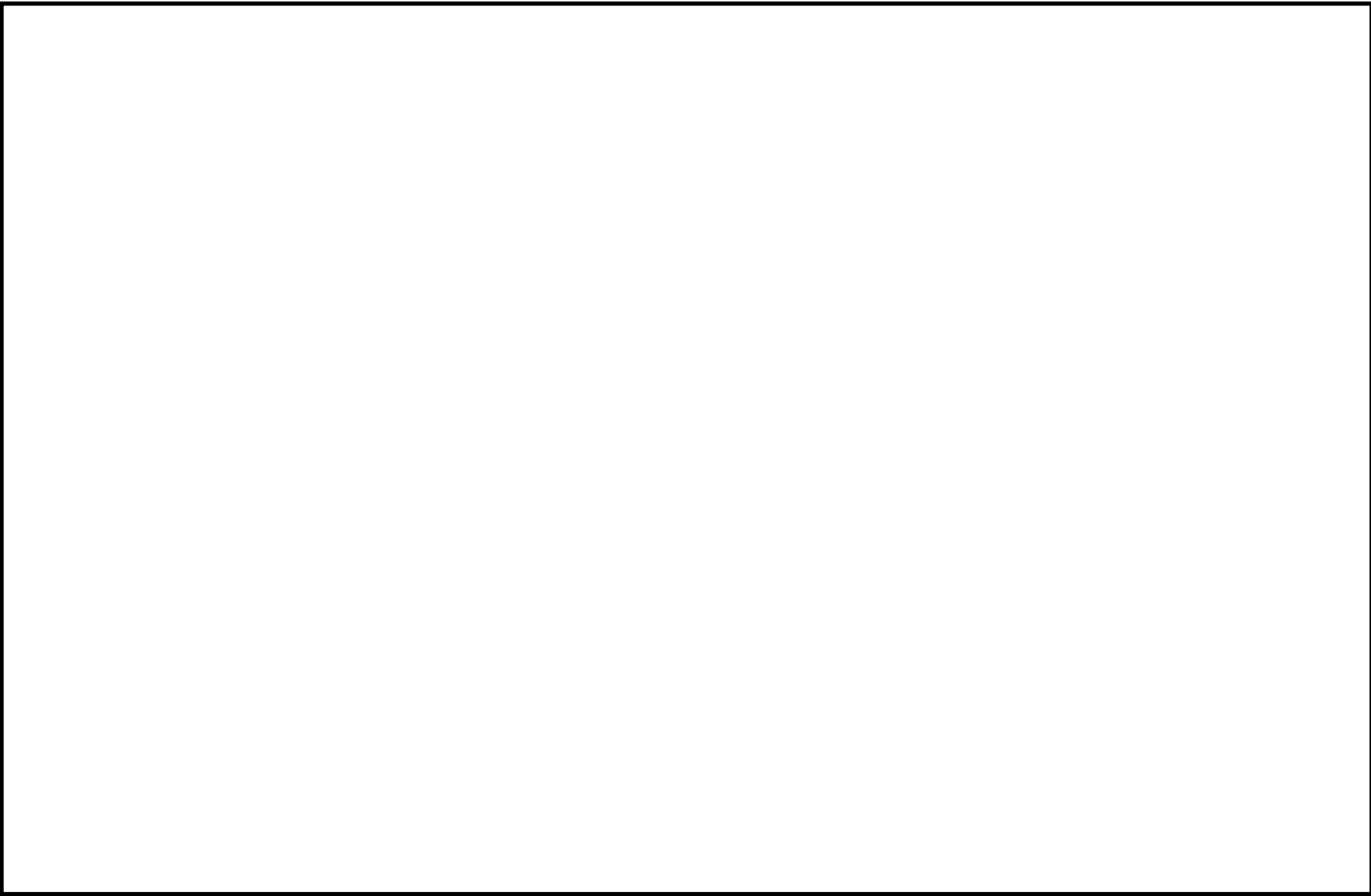


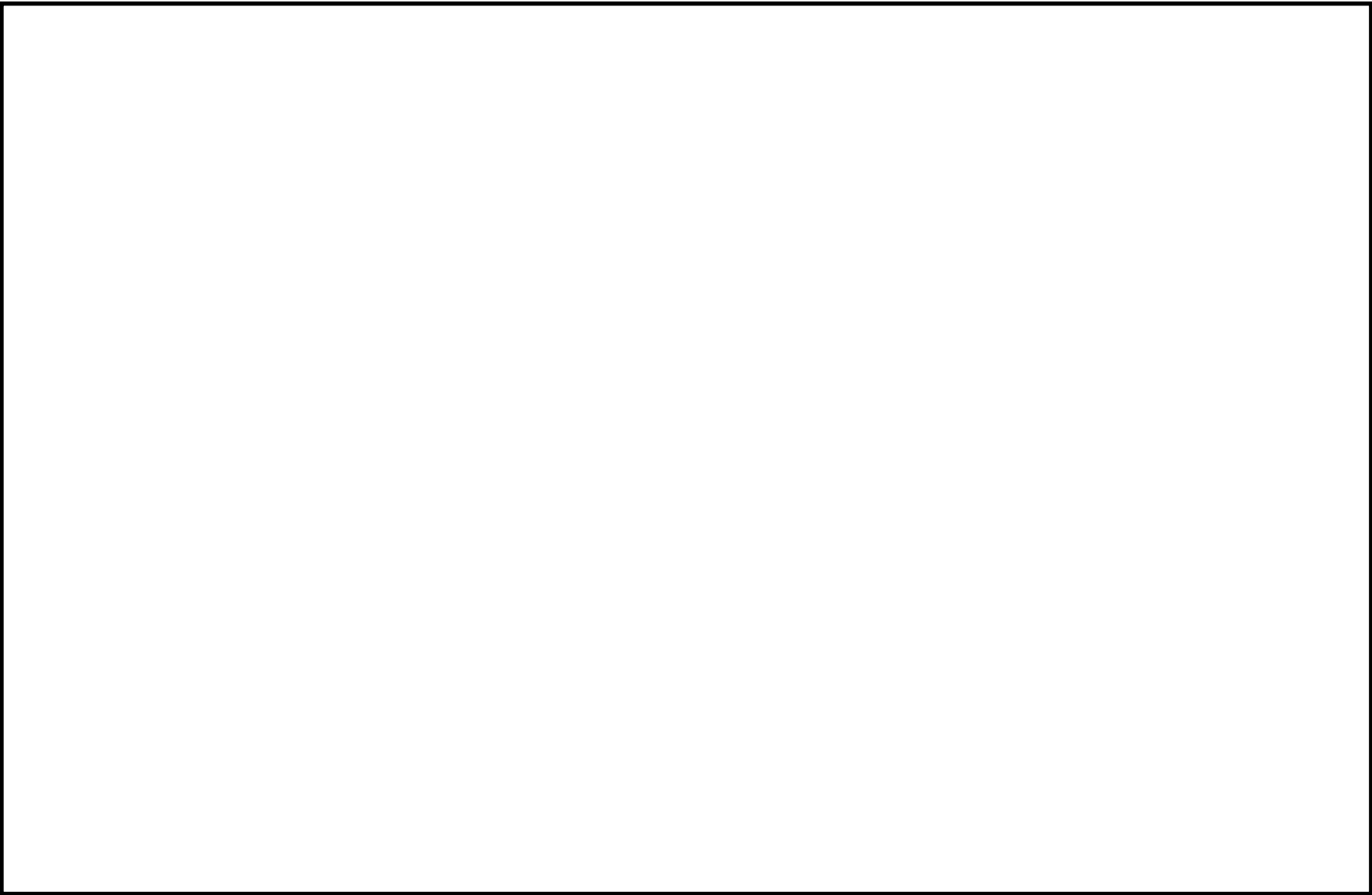
54-15-6

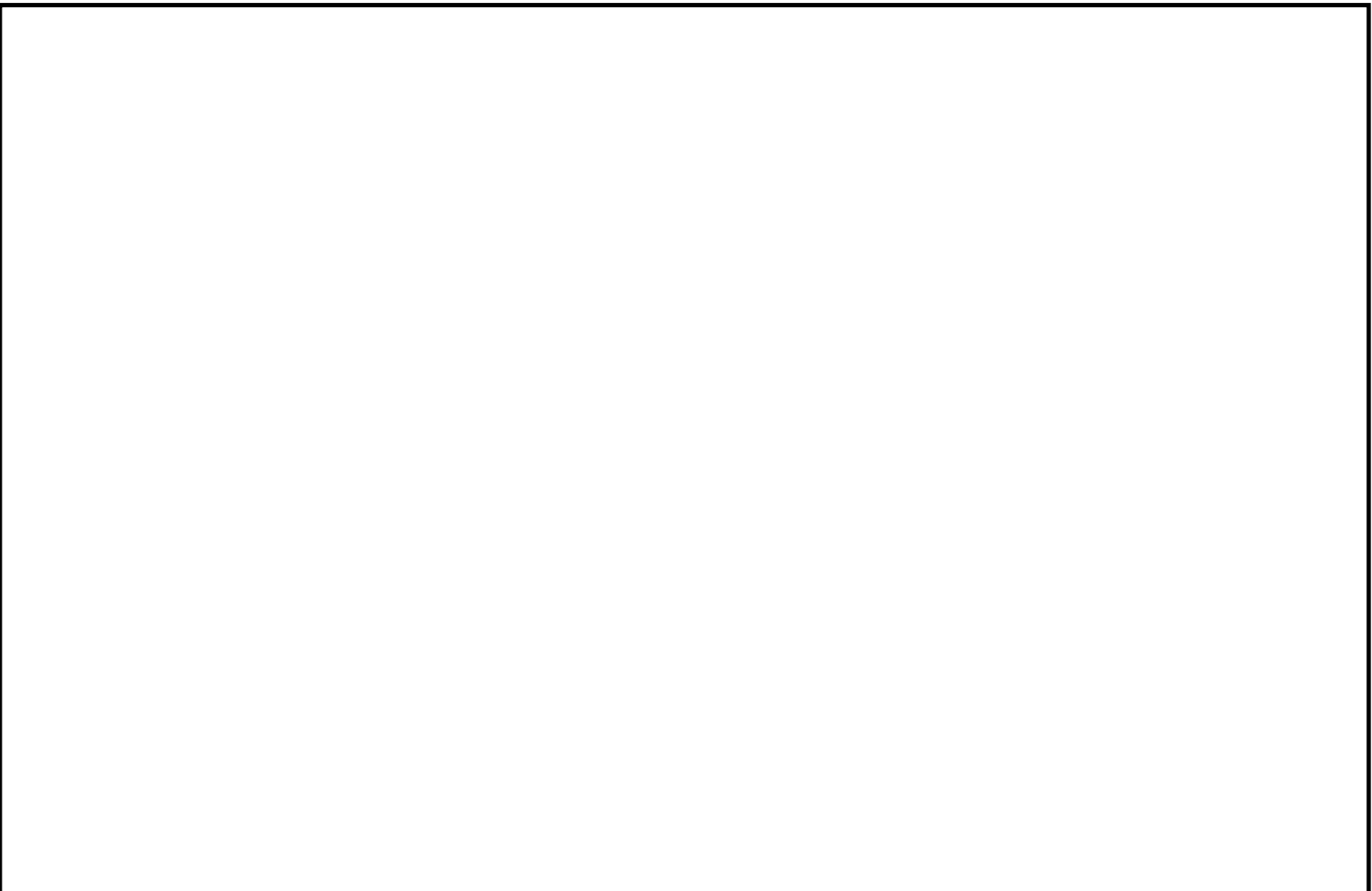


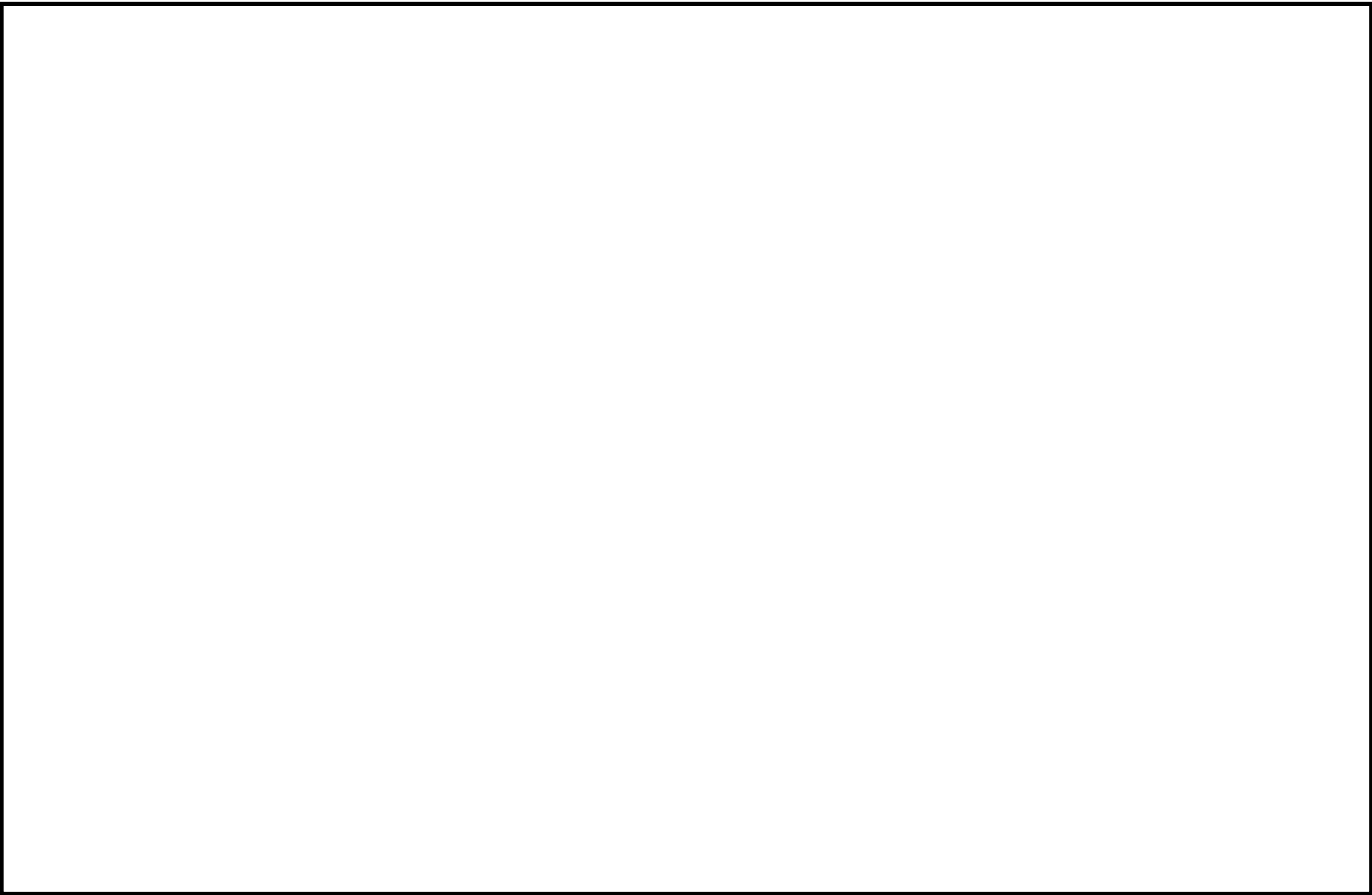










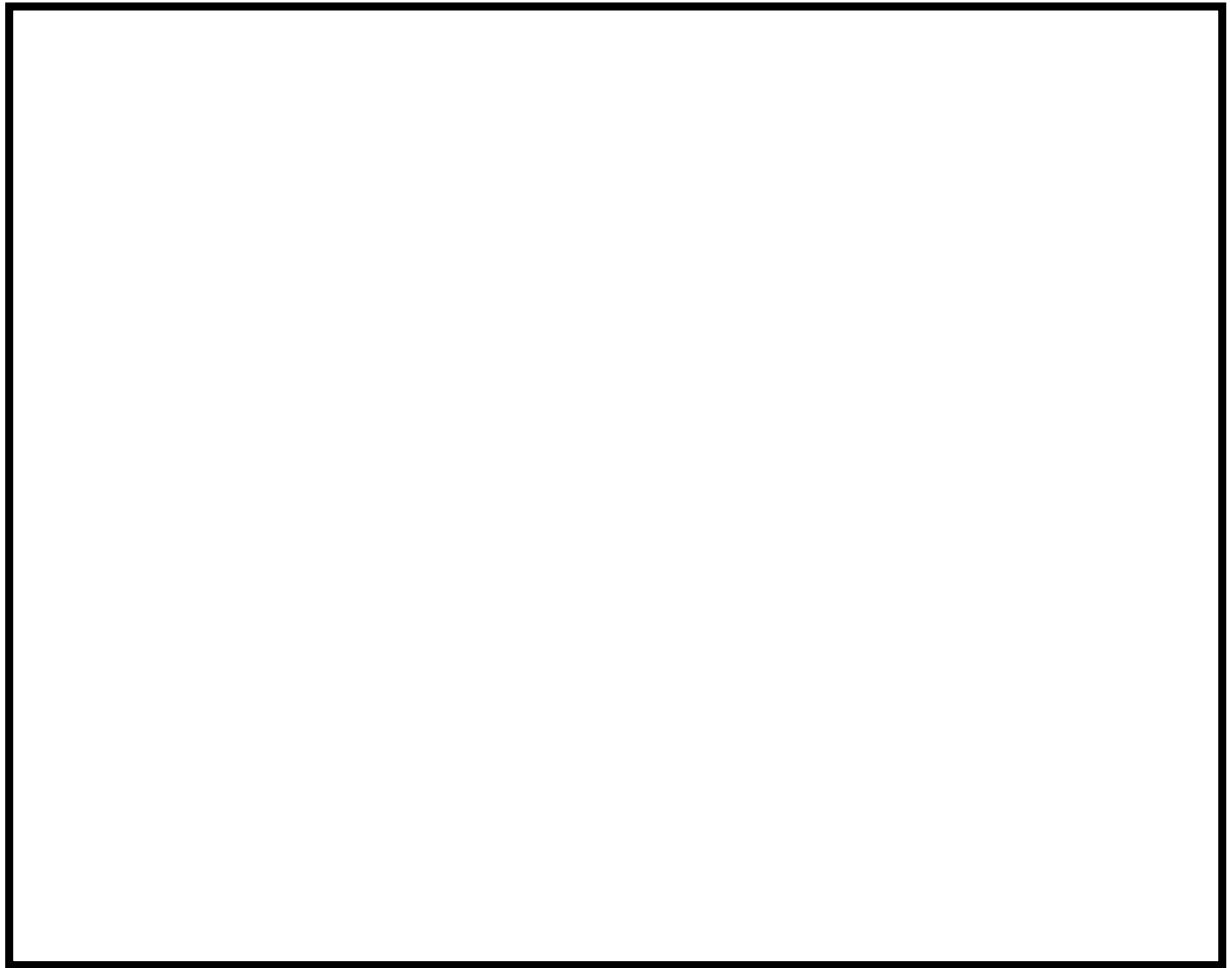


55-1 SA設備基準適合性 一覧表

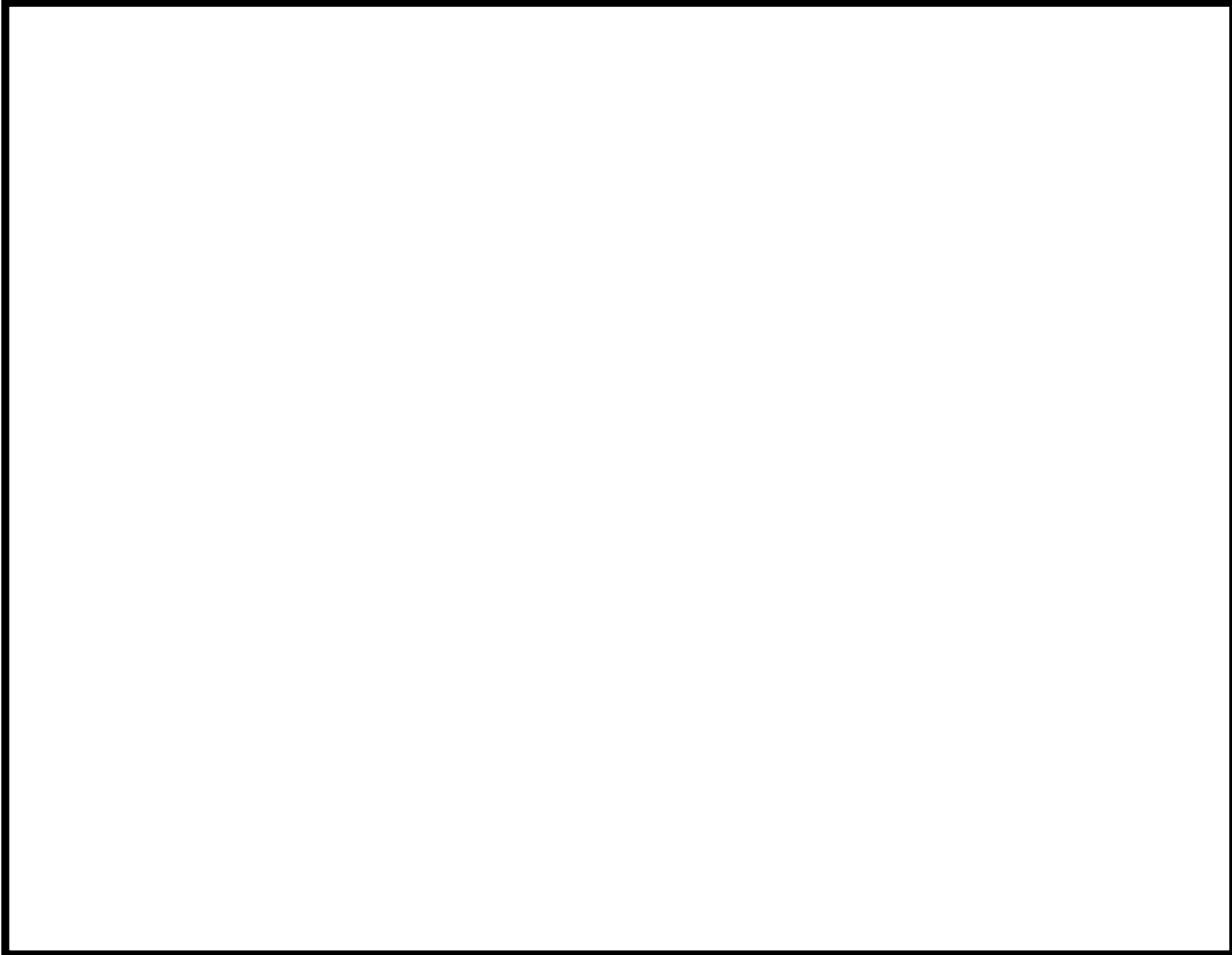
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

第55条:発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），汚濁防止膜		類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	屋外	D	
			海水	海で使用	I	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)		—
			関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図		
	第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g	
		関連資料	55-3 系統図, 55-6 接続図			
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）	ポンプ	A	
			放水砲, 泡混合器, 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）, 汚濁防止膜	その他	M	
	関連資料	55-4 試験検査				
	第4号	切替性	本来の用途として使用する		対象外	
		関連資料	55-3 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離		A b
			その他(飛散物)	その他設備		対象外
			関連資料	55-3 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作（設置場所）		A a	
		関連資料	55-2 配置図, 55-6 接続図			
	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		A b		
	関連資料	55-2 配置図				
第6号	アクセスルート	屋外		B		
	関連資料	55-8 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきD B設備等がない		対象外	
		サポート系による要因	多様性を考慮すべきD B設備等がない		対象外	
		関連資料	本文			

55-2 配置図

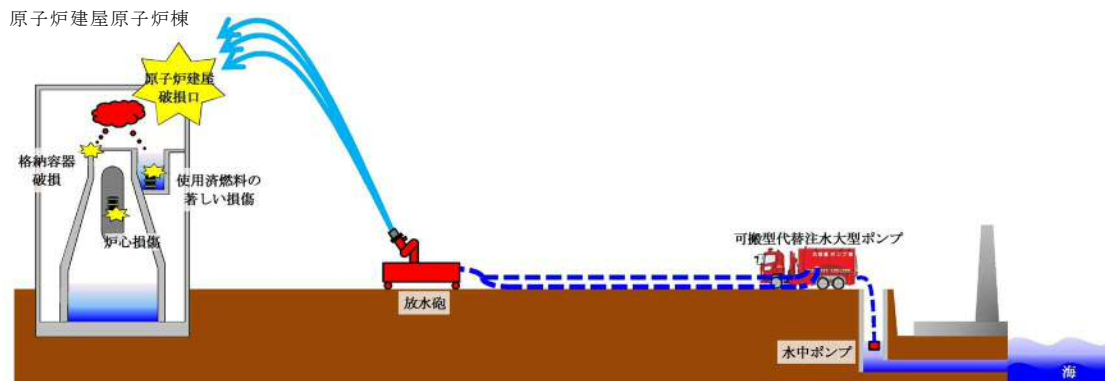


第 55-2-1 図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲配置図

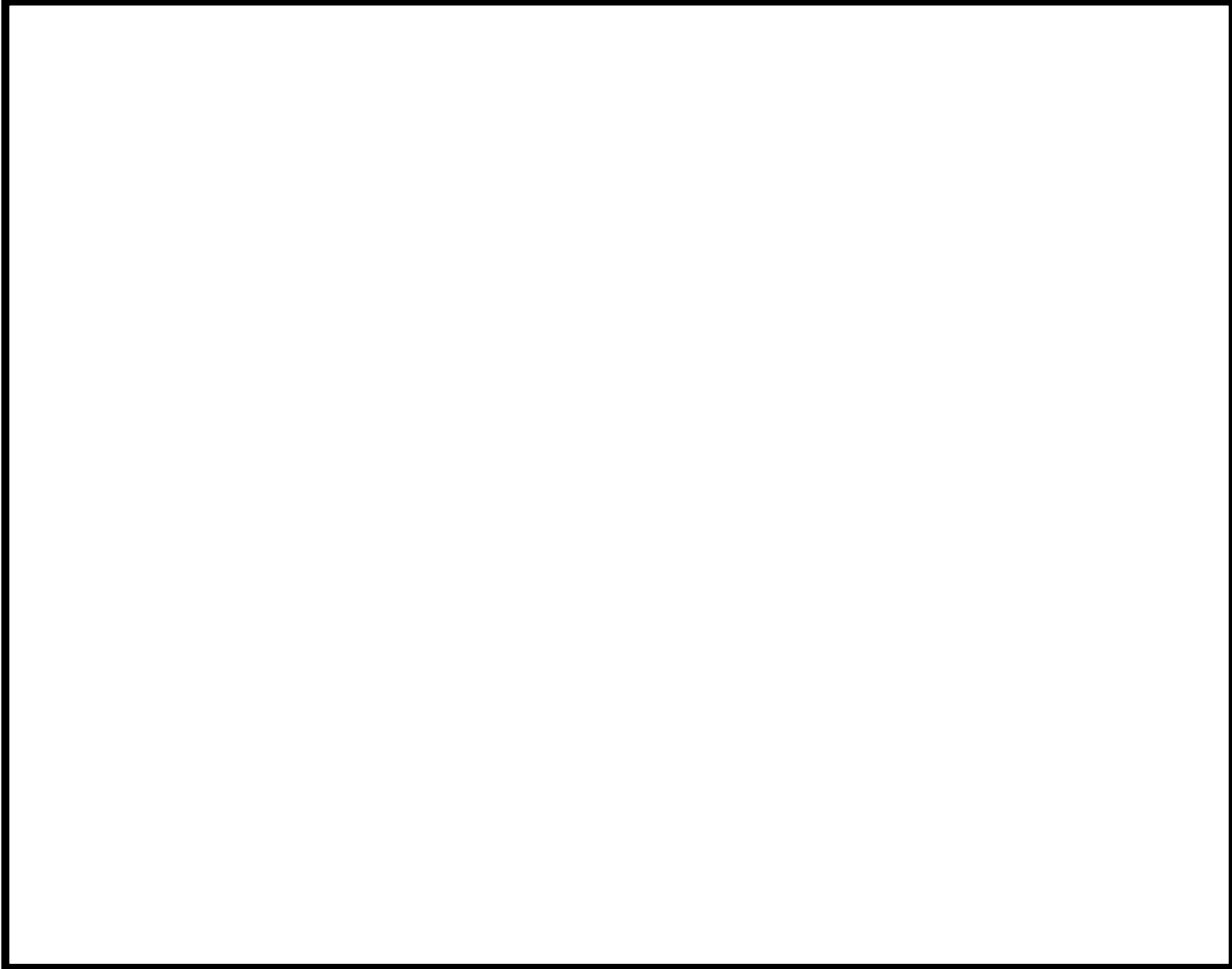


第 55-2-2 図 汚濁防止膜配置図

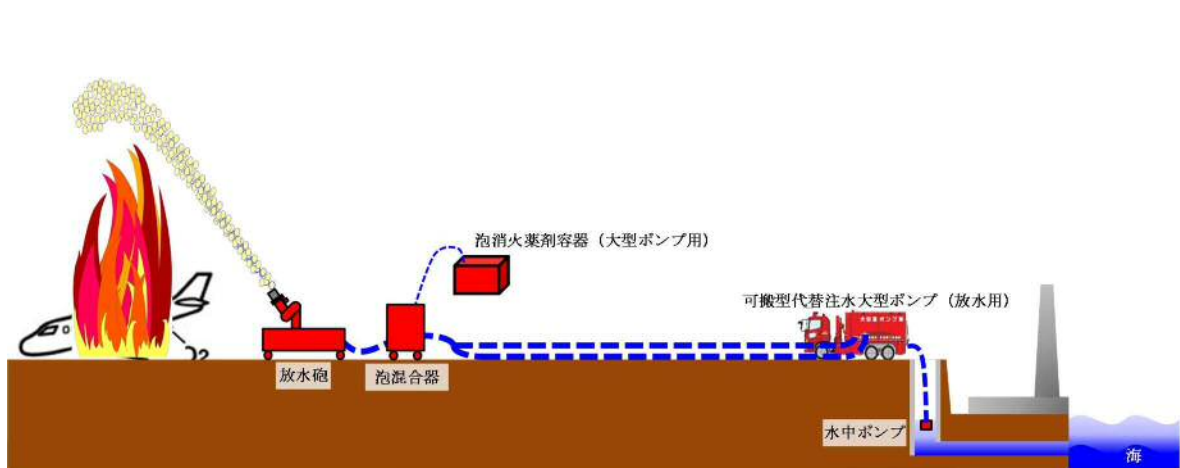
55-3 系統図



第 55-3-1 図 大気への拡散抑制 概略系統図



第 55-3-2 図 海洋への拡散抑制 概略系統図
(汚濁防止膜)



第 55-3-3 図 航空機燃料火災への泡消火 概略系統

55-4 試驗檢查

第55-4-1表 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の試験検査

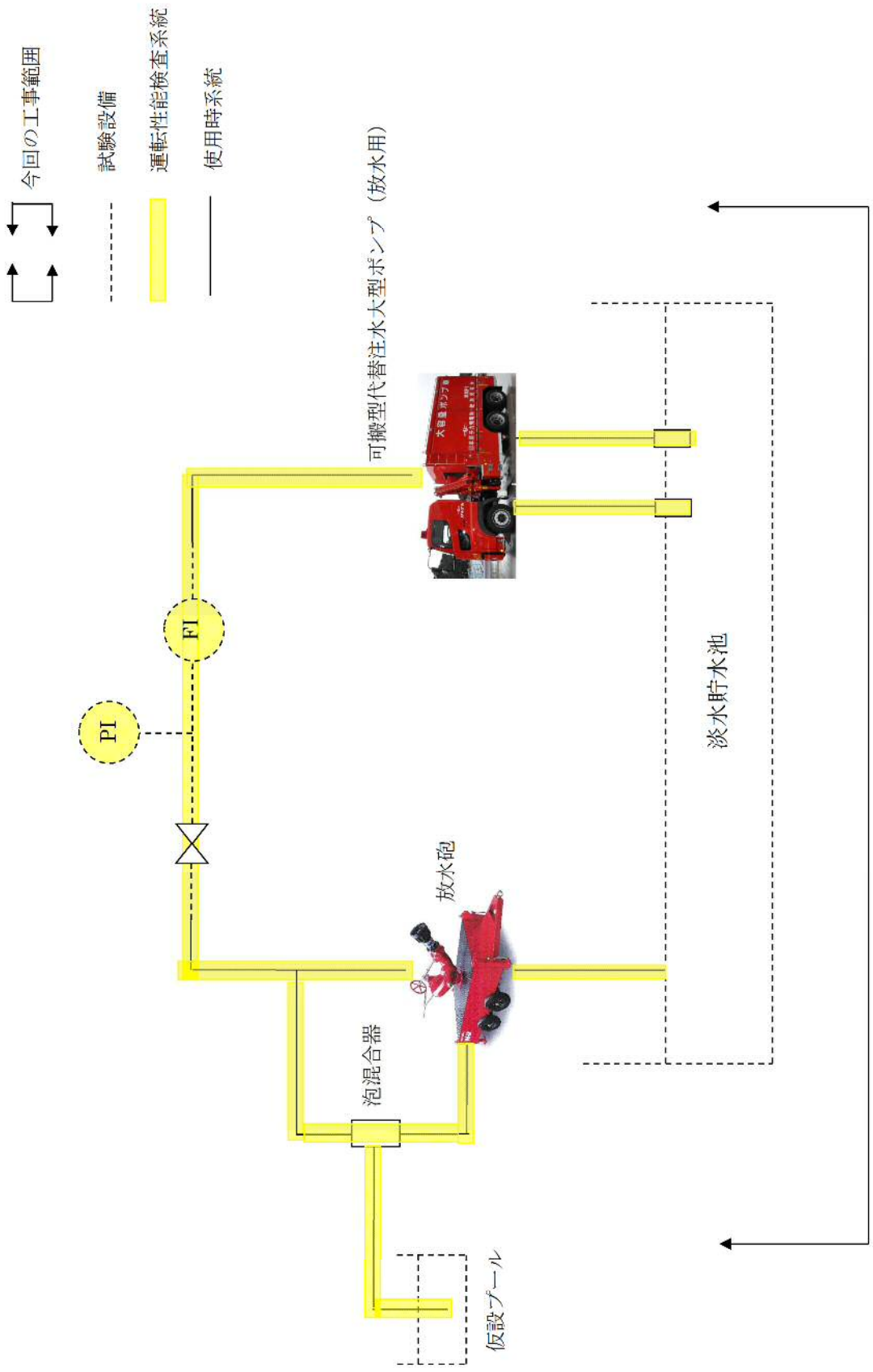
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	車両検査	車両の走行確認

第55-4-2表 放水砲及び泡混合器の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	運転性能，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認
停止中	機能・性能検査	運転性能，漏えいの確認
	外観検査	各設備の外観の確認

第55-4-3表 泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の試験検査

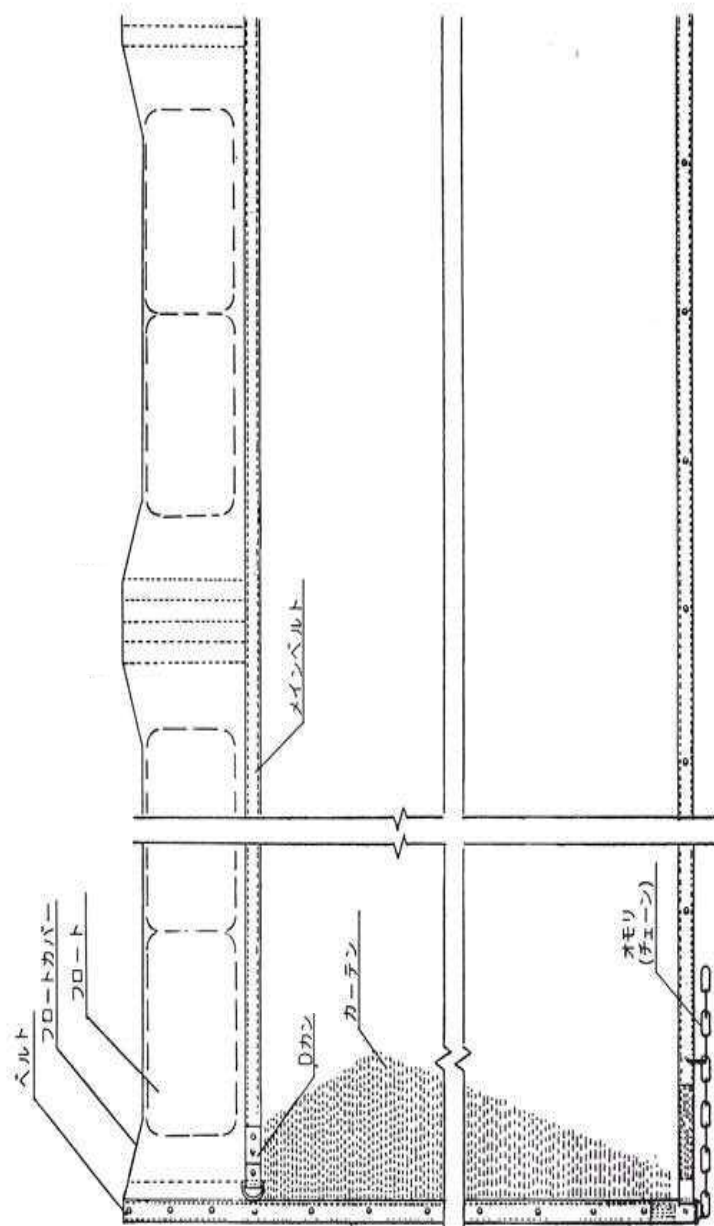
原子炉の状態	項目	内容
運転中	容量確認	内容量の確認
	外観検査	外観の確認
停止中	容量確認	内容量の確認
	外観検査	外観の確認



第 55-4-1 図 可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) ・放水砲 試験系統

第55-4-4表 汚濁防止膜の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	外観の確認
停止中	外観検査	外観の確認



第 55-4-2 図 汚濁防止膜 外観図



梱包状態例



展張状態例

第 55-4-3 図 汚濁防止膜外観写真

55-5 容量設定根拠

名	称	可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
容	量 m ³ /h (1台あたり)	1,338（注1）（約1,380（注2））
全	揚程 m	125（注1）（約135（注2））
最	高使用圧力 MPa[gage]	1.4
最	高使用温度 ℃	60
原	動機出力 kW (1台あたり)	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制すること、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は以下の機能を有する。

大気への拡散抑制として使用する可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。

その際、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）でSA用海水ピットより取水し、可搬型ホースにより放水砲と接続でき、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上へ向けて放水できる設計とする。

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

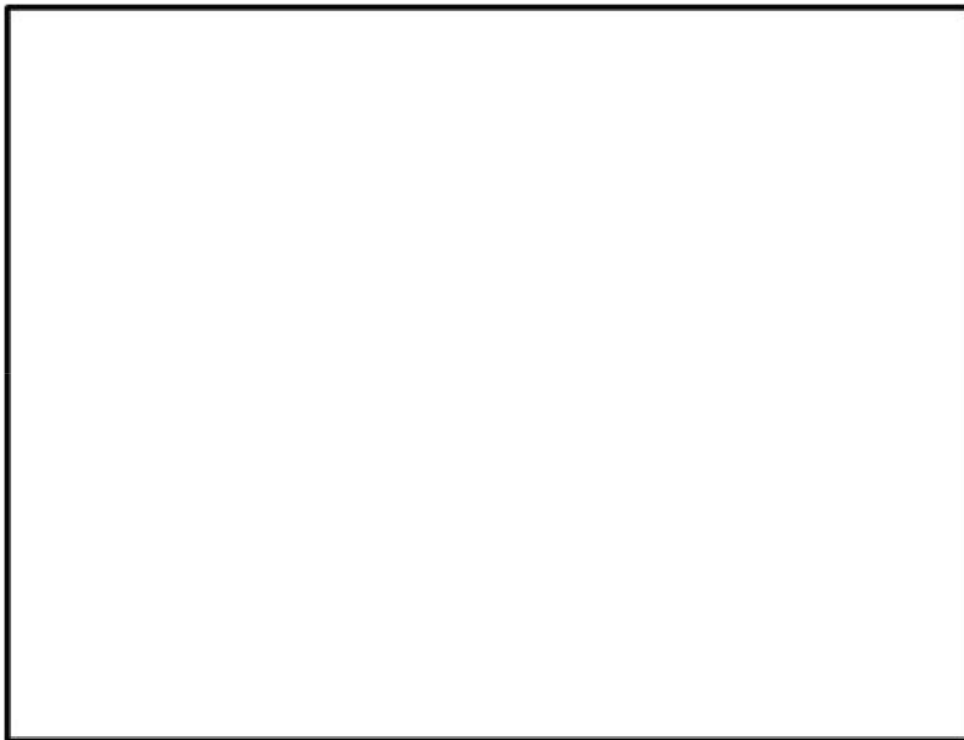
その際、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、海を水源として、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）で取水箇所（海水）より取水し、可搬型ホースにより放水砲と接続でき、送水ポンプで送水することで、泡原液を可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に投入し混合しながら原子炉建屋原子炉棟屋上又は周辺に放水できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の保有数は、1セット1台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計2台を保管する。

予備については、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプの予備1台と共用可能とする。

1. 容量

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）は、大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火として使用するため、原子炉建屋原子炉棟屋上又は原子炉建屋周辺に放水する必要があるが、容量設定に当たっては、高所（原子炉建屋原子炉棟屋上）への放水を考慮して設定した。なお、原子炉建屋原子炉棟屋上（地上高約 56m）へ網羅的に放水するために必要となる、放水砲への送水圧力、流量は 1.0MPa[gage], 1,338m³/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）

公称値については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に要求される最大容量 1,338m³/h を満足するものとして、ポンプ特性から容量約 1,380m³/h とする。

2. 全揚程

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

複数のルートが選択できるよう設定する。

なお、取水箇所を選定としては、ホース敷設長さや津波に対する頑健性を考慮すると、防潮堤内側のSA用海水ピットから取水することを第一優先として考える。

ホース敷設の圧力損失の評価は、ホース敷設ルートが保守的になるSA用海水ピットから取水し、敷地北側を經由して、原子炉建屋南側からの放水を想定した場合の圧力損失を以下に示す。

放水砲必要圧力	約	102	m
ホース・機器圧損	約	20	m
敷地高さの影響	約	3	m
合計	約	125	m

以上より、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に要求される最大揚程は、約125mとなる。

公称値については、要求される最大揚程を満足するものとして135mとする。

2. 最高使用圧力(1.4MPa[gage])

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

3. 最高使用温度(60℃)

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

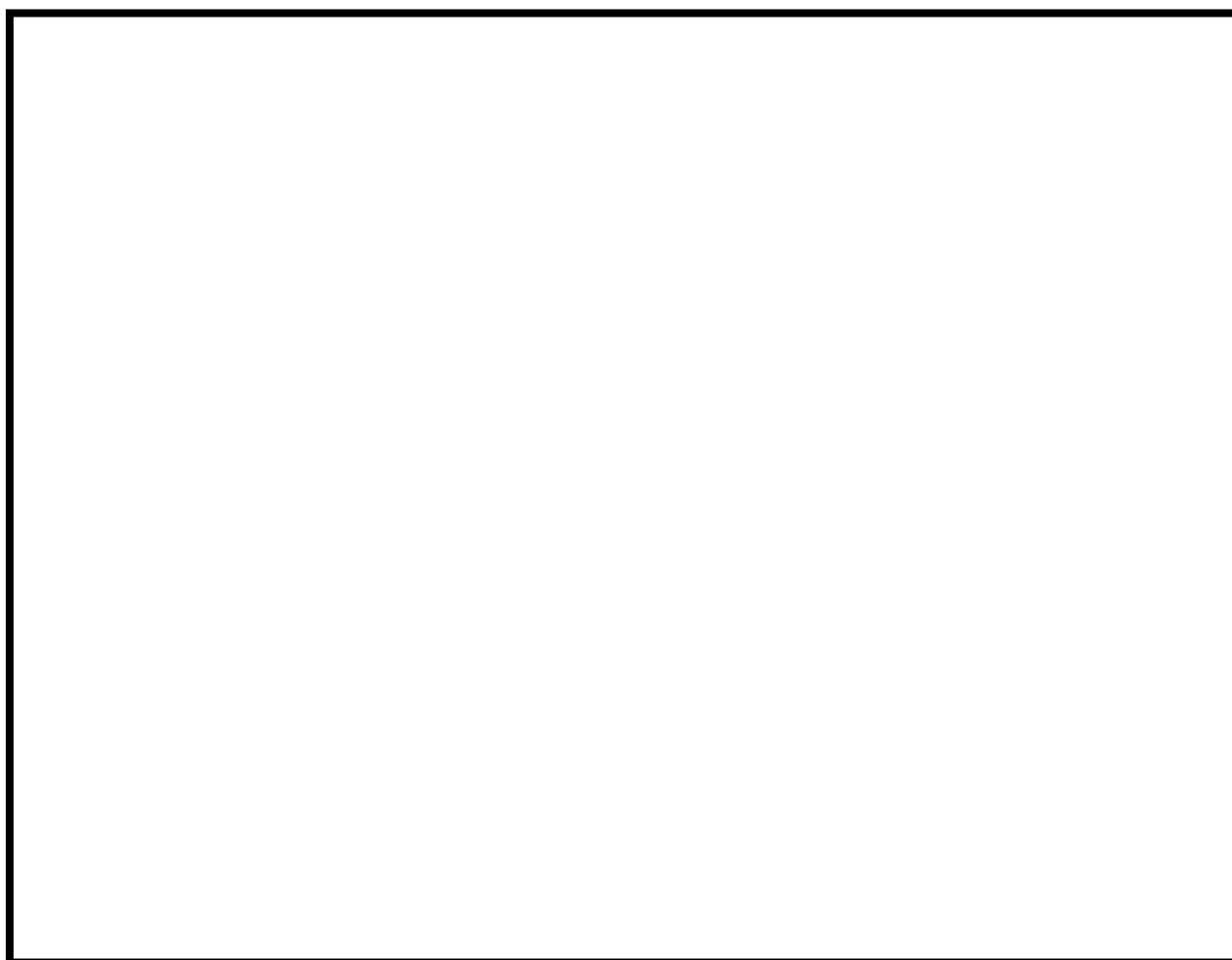
4. 原動機出力 約847kW

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

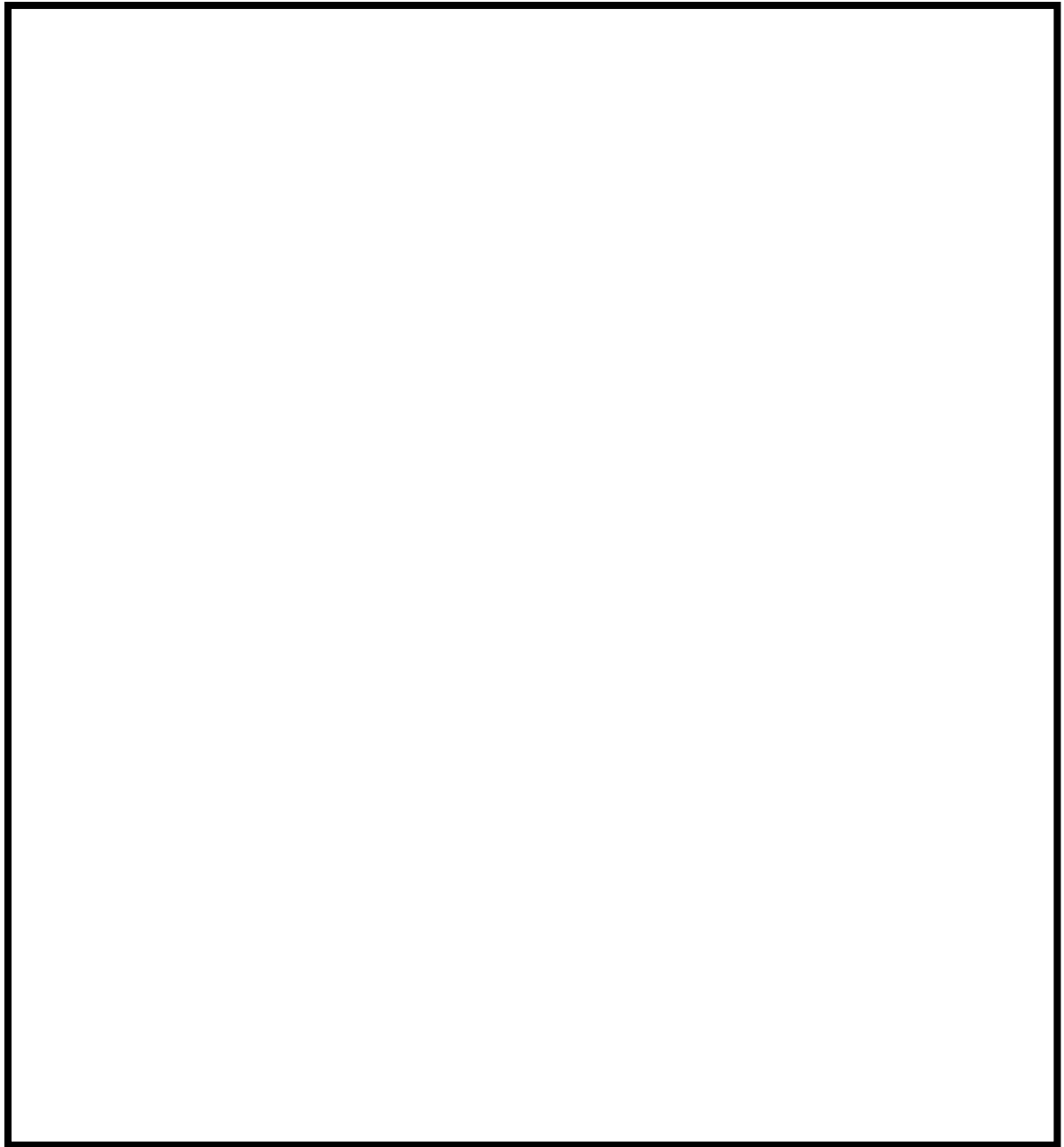
2. 原子炉建屋への放水の網羅性について

原子炉建屋への放水は、大気への放射性物質拡散抑制のための放水及び、泡消火放水があるが、原子炉建屋への放水の網羅性について検討する。

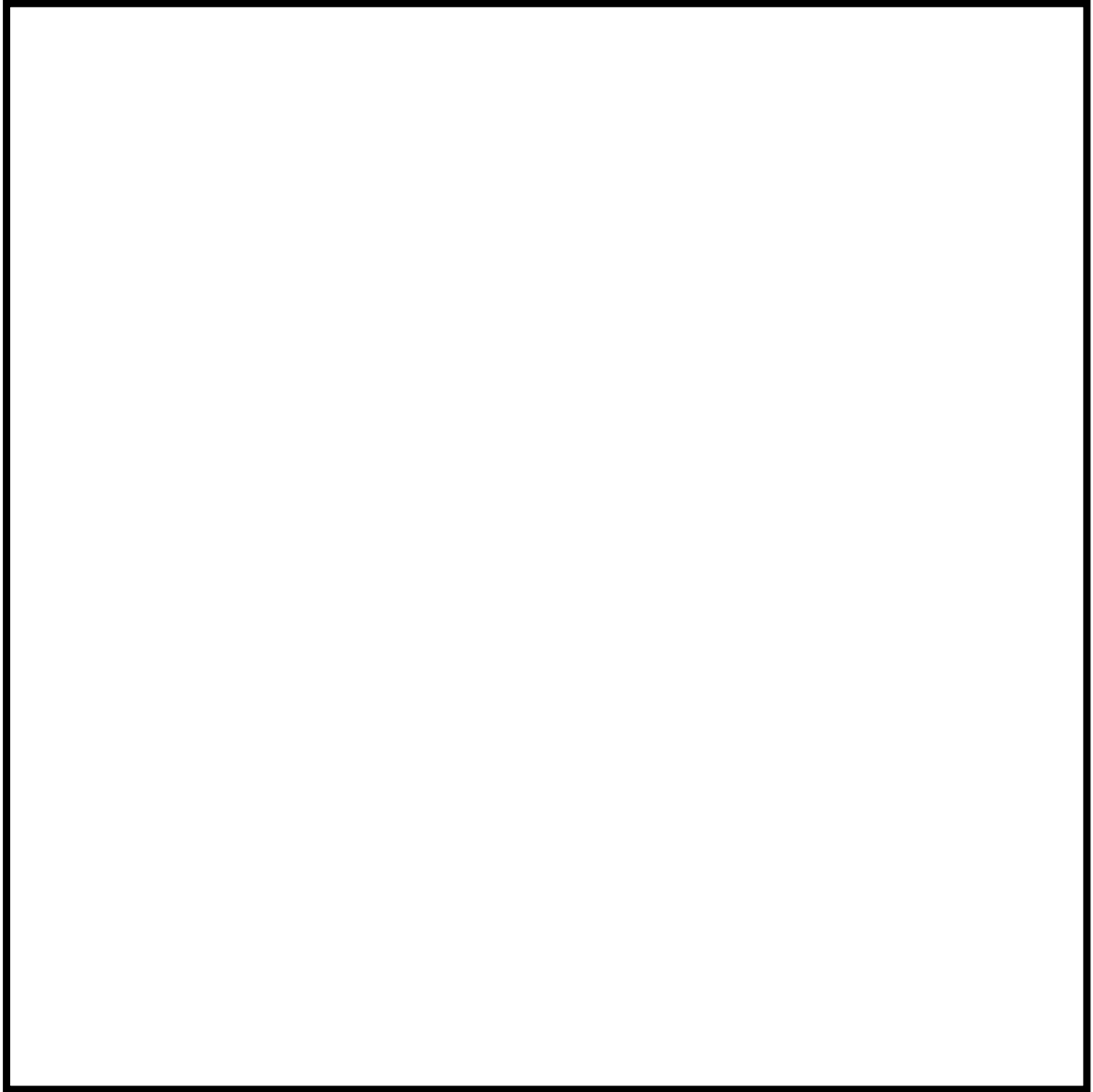
原子炉建屋中心から約 80m の範囲内に放水砲を仰角 65° 以上（泡消火放水の場合は、原子炉建屋中心から約 50m の範囲内に放水砲を仰角 75° 以上）で設置すれば、原子炉建屋トップ（屋根トラス）まで放水することができる。



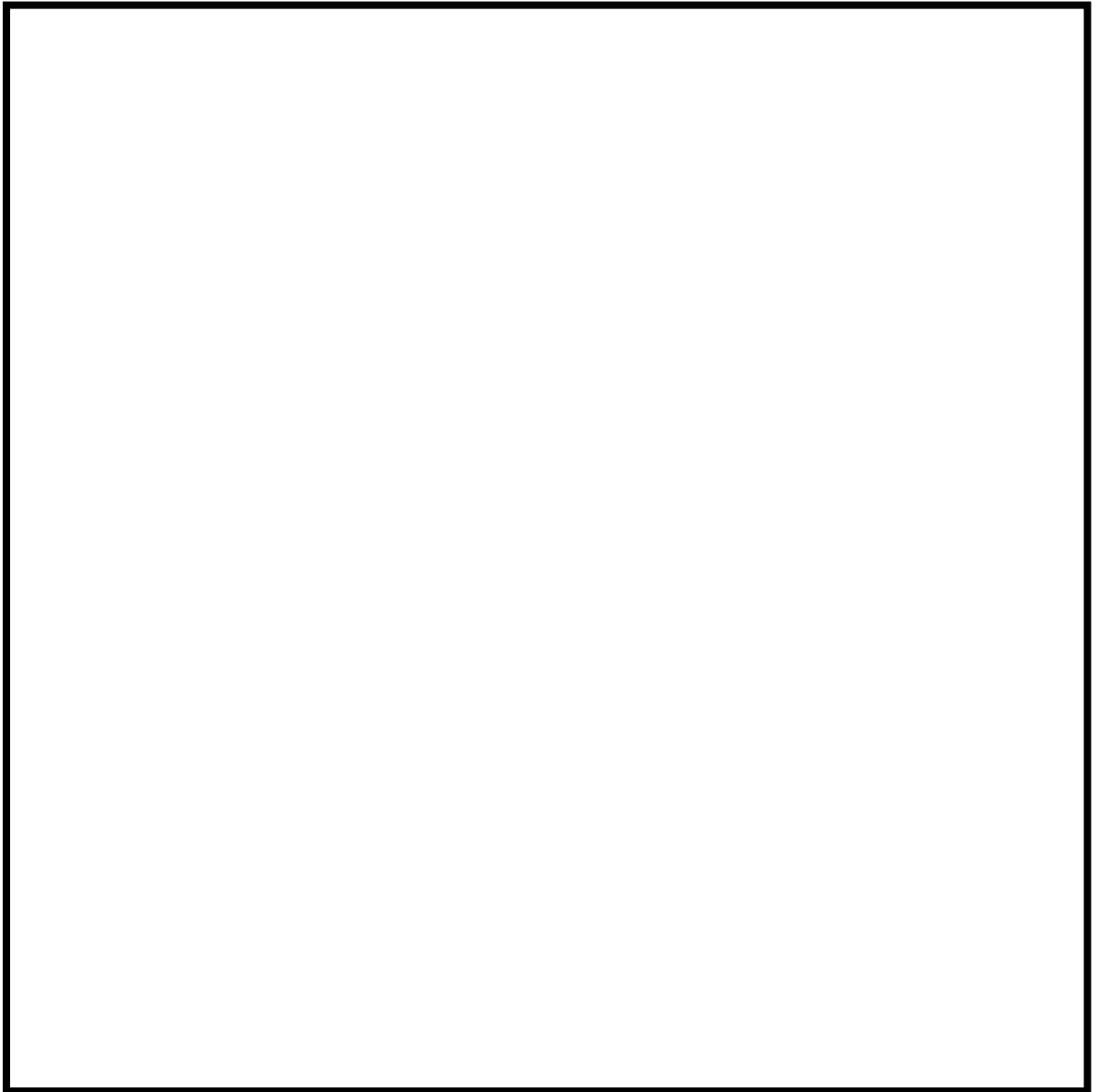
第 55-5-2 図 放水砲設置位置（海水放水の場合）



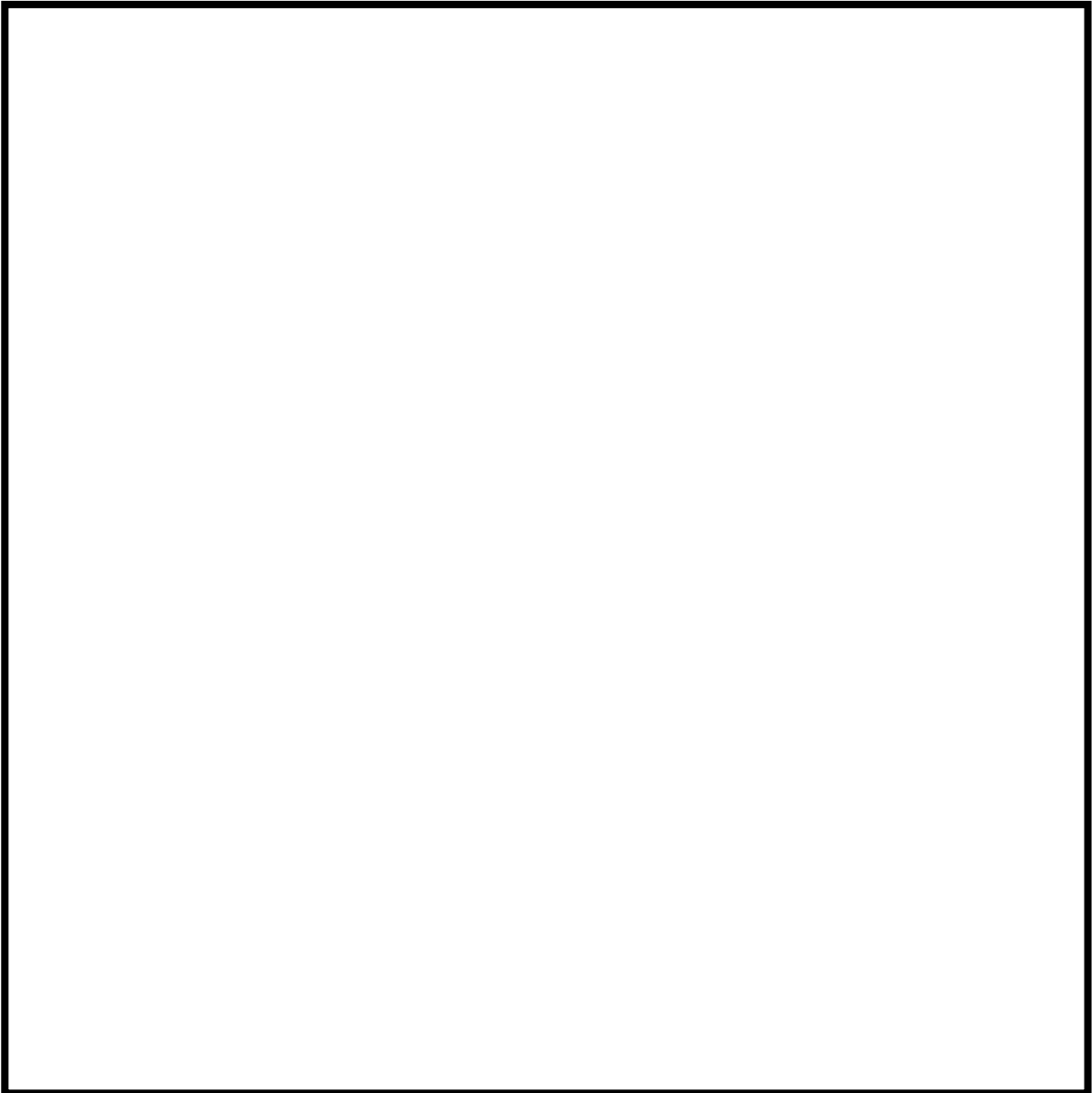
第 55-5-3 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 A からの場合）



第 55-5-4 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 B からの場合）



第 55-5-5 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置Cからの場合）



第 55-5-6 図 射程と射高の関係（海水放水，放水砲設置位置 D からの場合）

名	称	放水砲
最 高 使 用 圧 力	MPa[gage]	1.0
最 高 使 用 温 度	℃	80
<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発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために設置する。</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を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と接続することにより、原子炉建屋原子炉棟屋上へ放水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）及び放水砲は、設置場所を任意に設定でき、複数の方向から原子炉建屋原子炉棟屋上へ向けて放水できる設計とする。</p> <p>航空機燃料火災への泡消火として、放水砲は、ホースにより海を水源とする可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）に接続し、泡消火薬剤と混合しながら、原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。</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>		

名 称		汚濁防止膜
幅	m	約 3(全ての雨水排水路集水桝) 約 4(放水路-A, B 及び C)
高 さ	m	約 3(雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7 及び 8) 約 2(雨水排水路集水桝-5, 6 及び 9) 約 4(放水路-A, B 及び C)

【設 定 根 拠】

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等著しい損傷に至った場合において発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため汚濁防止膜は、以下の機能を有する。

汚濁防止膜は、敷地内から海洋への伝搬経路である雨水排水路に設置された雨水排水路集水桝 9 箇所及び放水路 3 箇所に設置することで、大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において、放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

また、汚濁防止膜の設置は、放射性物質拡散抑制機能の信頼性向上のため、それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路に対して二重に計 2 本設置（合計 24 本）することとし、予備は破れ等の破損時のバックアップ用として設置数と同数である 24 本を確保する。なお、汚濁防止膜の保守点検は外観検査であり、保守点検中でも使用可能であることから、予備には保守点検用を考慮しない。

1. 幅

重大事故時等に設置するそれぞれの汚濁防止膜の幅は、それぞれの雨水排水路集水桝及び放水路の幅を考慮し設定する。

- ①雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8 及び 9

約 3m

- ②放水路-A, B 及び C

約 4m

2. 高さ

重大事故時等に設置するそれぞれの汚濁防止膜の高さは、排水深さを考慮し設定する。

- ①雨水排水路集水桝-1, 2, 3, 4, 7 及び 8

約 3m

- ②雨水排水路集水桝-5, 6 及び 9

約 2m

- ③放水路-A, B 及び C

約 4m

名	称	泡混合器
最高使用圧力	MPa[gage]	1.73
最高使用温度	℃	60
<p>【設定根拠】</p> <p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため泡混合器は、以下の機能を有する。</p> <p>泡混合器は、航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）、放水砲及び泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）に接続することで、泡消火剤を混合して放水できる設計とする。</p> <p>泡混合器の保有数は、航空機燃料火災に対応するため、1個と故障時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する。</p> <p>1. 最高使用圧力</p> <p>泡混合器を重大事故当時において使用する場合の最高使用圧力は、原子炉建屋原子炉棟屋上（地上高約56m）への放水が可能な圧力（1.0MPa[gage]）以上を満足する値である、メーカーが規定する1.73MPa[gage]とする。</p> <p>2. 最高使用温度</p> <p>泡混合器の最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。</p>		

名 称		泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）	
容 量	m ³	約 1	
個 数	個	5	
泡 消 火 薬 剤 量	m ³	5	

【設 定 根 拠】

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための泡消火薬剤の保有量については、以下のとおりとする。

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

設定にあたっては、空港業務マニュアルで離発着機の大きさにより空港カテゴリーが定められており、最大であるカテゴリー10を適用する。また、保有している泡消火薬剤は、1%水成膜泡消火薬剤であり、空港業務マニュアルでは性能レベルBに該当する。

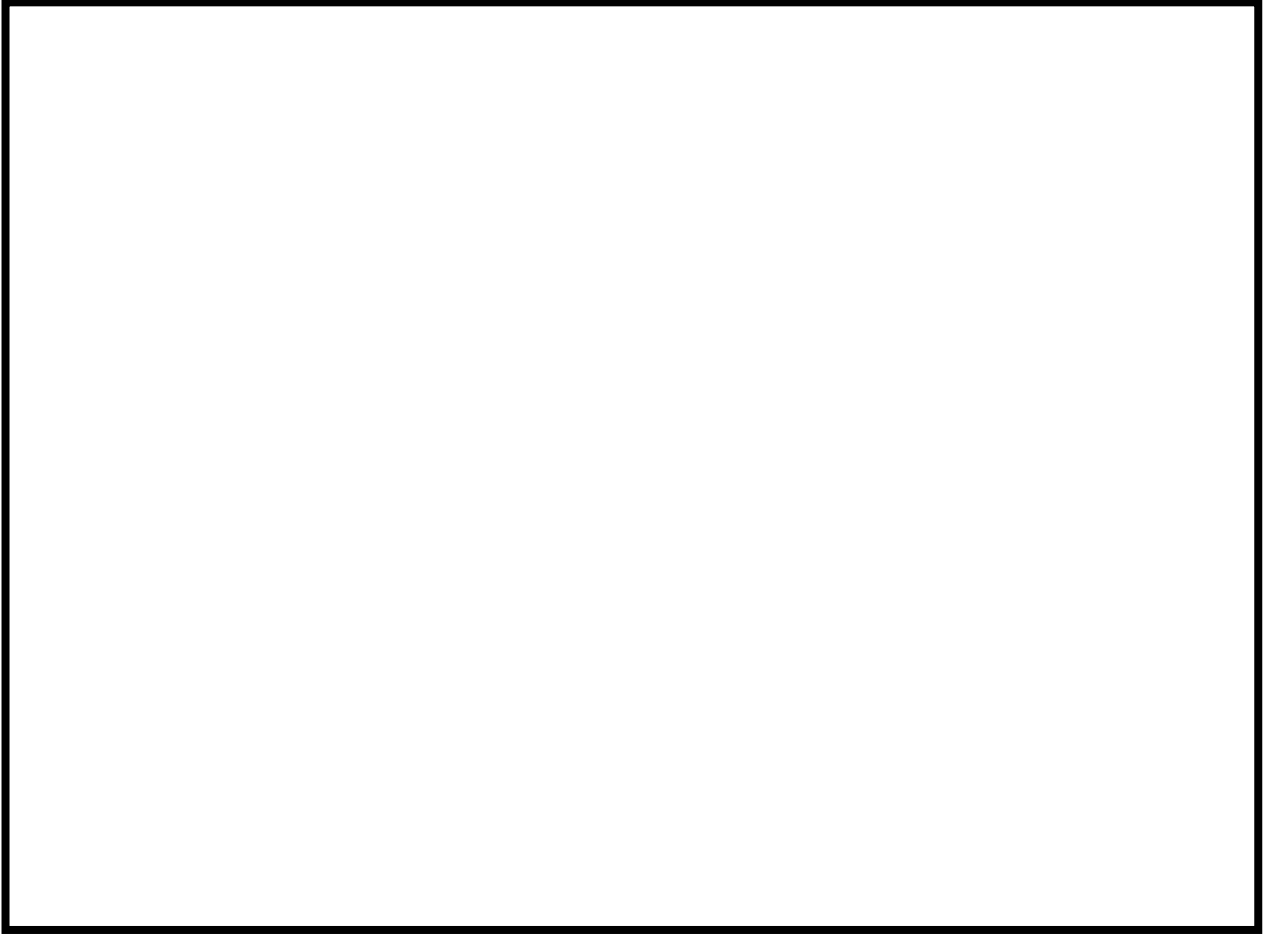
空港カテゴリー10かつ性能レベルBの泡消火薬剤に要求される混合水溶液の放射量は11,200L/min（672m³/h）であり、発泡のために必要な水の量は32,300L（32.3m³）である。

必要な泡消火薬剤原液は、32,300L（32.3m³）×1%=323L（0.323m³）に対して、空港業務マニュアルでは2倍の量323L×2=646L（0.646 m³）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1,338m³/hで約20分放射できる量である5m³、予備として5m³を保有することとする。

なお、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）の保有数は、約1m³容器を5個、予備として約1m³容器を5個の計10個保有する。

55-6 接続図



第 55-6-1 図 ホース敷設例

汚染水の流出経路及び対策概要

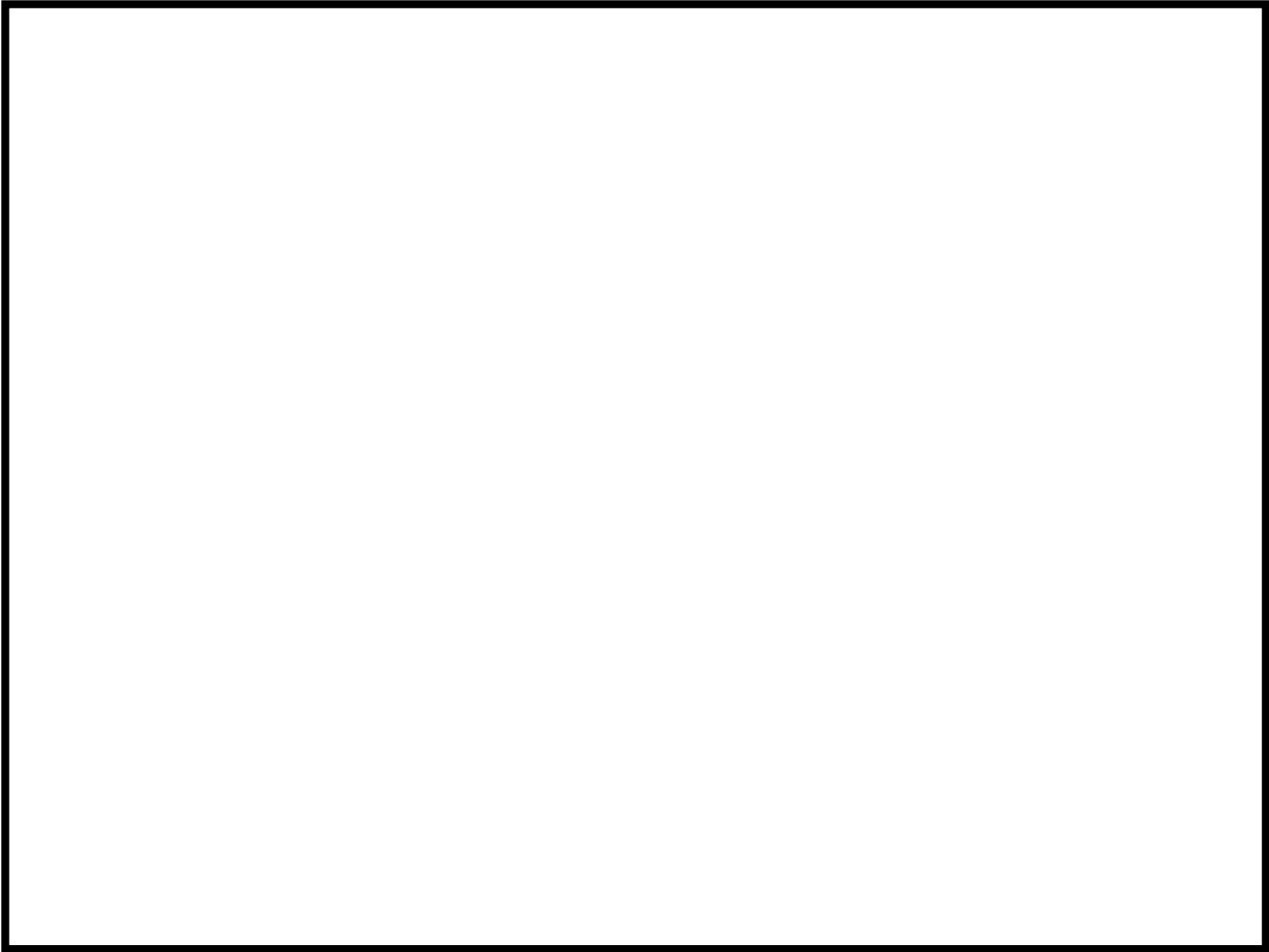
1. 発生する汚染水とその流出経路

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、原子炉建屋への放水により発生した汚染水は、屋上から建屋雨水路を経由して、構内の雨水排水路に導かれ、雨水排水路集水桝及び放水路を経由し、海洋に至る。

2. 放射性物質の拡散抑制対策

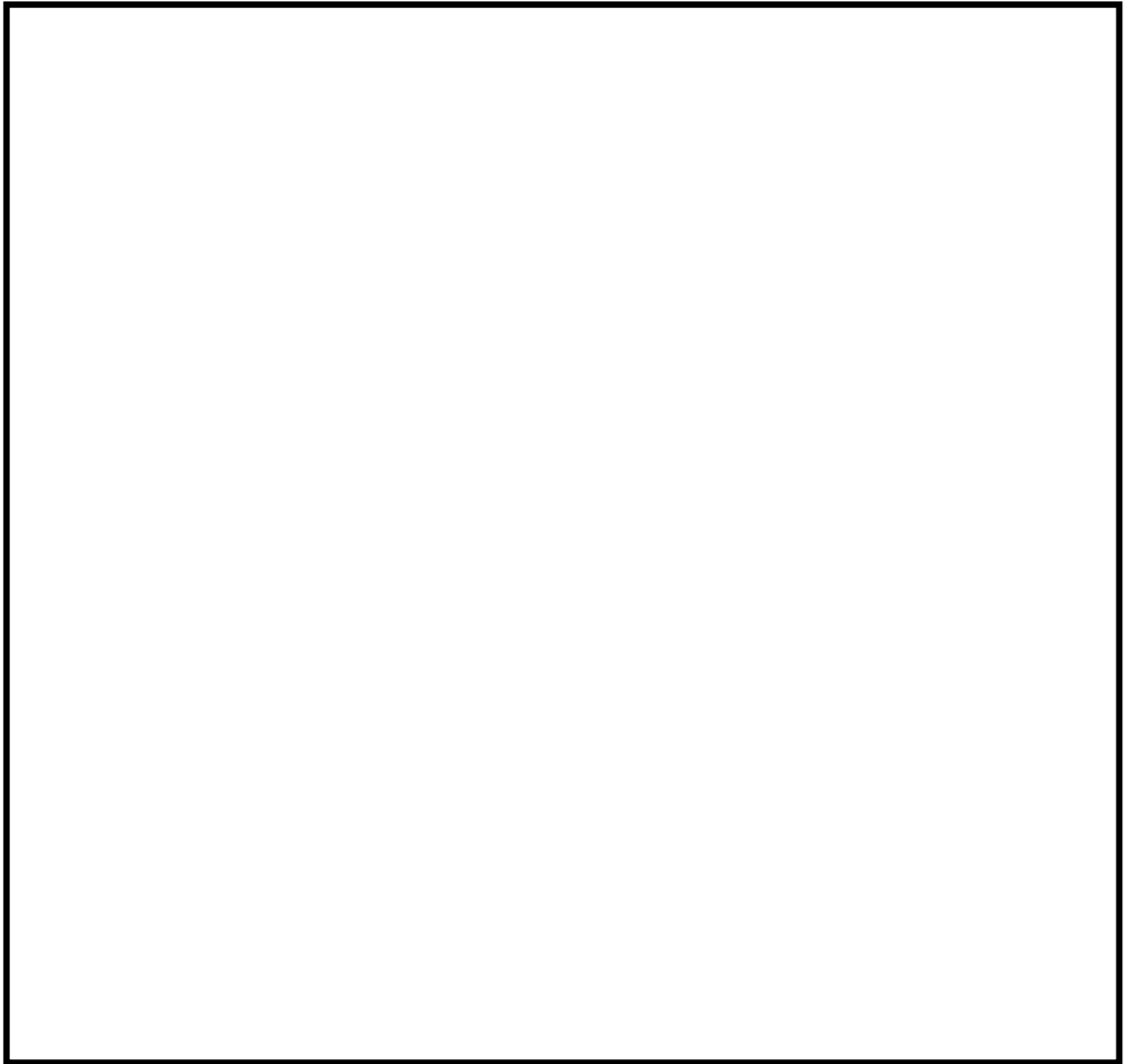
1. のとおり、放水により発生した汚染水は、雨水排水路に導かれ雨水排水路集水桝及び放水路を経由して、海洋に導かれる。よって、放射性物質の海洋への拡散抑制のため、雨水排水路集水桝及び放水路に汚濁防止膜を設置する。

海洋への拡散抑制対策の概要を第 55-6-2 図に示す。



第 55-6-2 図 汚濁防止膜の設置位置図

55-7 保管場所



第55-7-1図 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用），放水砲，泡混合器，
泡消火薬剤容器（大型ポンプ用），汚濁防止膜の保管場所

55-8 アクセスルート図



第 55-8-1 図 アクセスルート図

55-9 その他設備

1. その他設備

1.1 航空機燃料火災に対する延焼防止処置

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、初期対応における泡消火及び延焼防止を実施する。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、使用可能な淡水源がある場合は、消火栓（原水タンク）又は防火水槽を水源とし、使用可能な淡水源がない場合は、海水を使用する。

航空機燃料火災状況を確認し、安全距離を確保した場所に化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を配置し、取水箇所から吸水する。続いて化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を起動し、泡消火による初期対応（延焼防止）を実施する。



第 55-9-1 図 化学消防自動車による初期消火

56-1 S A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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	-	
			関連資料	56-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		56-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	-			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B 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（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		西側淡水貯水設備		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	その他の建屋内	C
			海水	使用時に海水を通水又は淡水だけでなく海水も使用可能	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	56-3 配置図		
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		56-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	56-4 系統図			
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B 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（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		サブプレッション・チェンバ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
				関連資料	56-3 配置図	
		第2号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			56-4 系統図		
	第6号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
				関連資料	—	

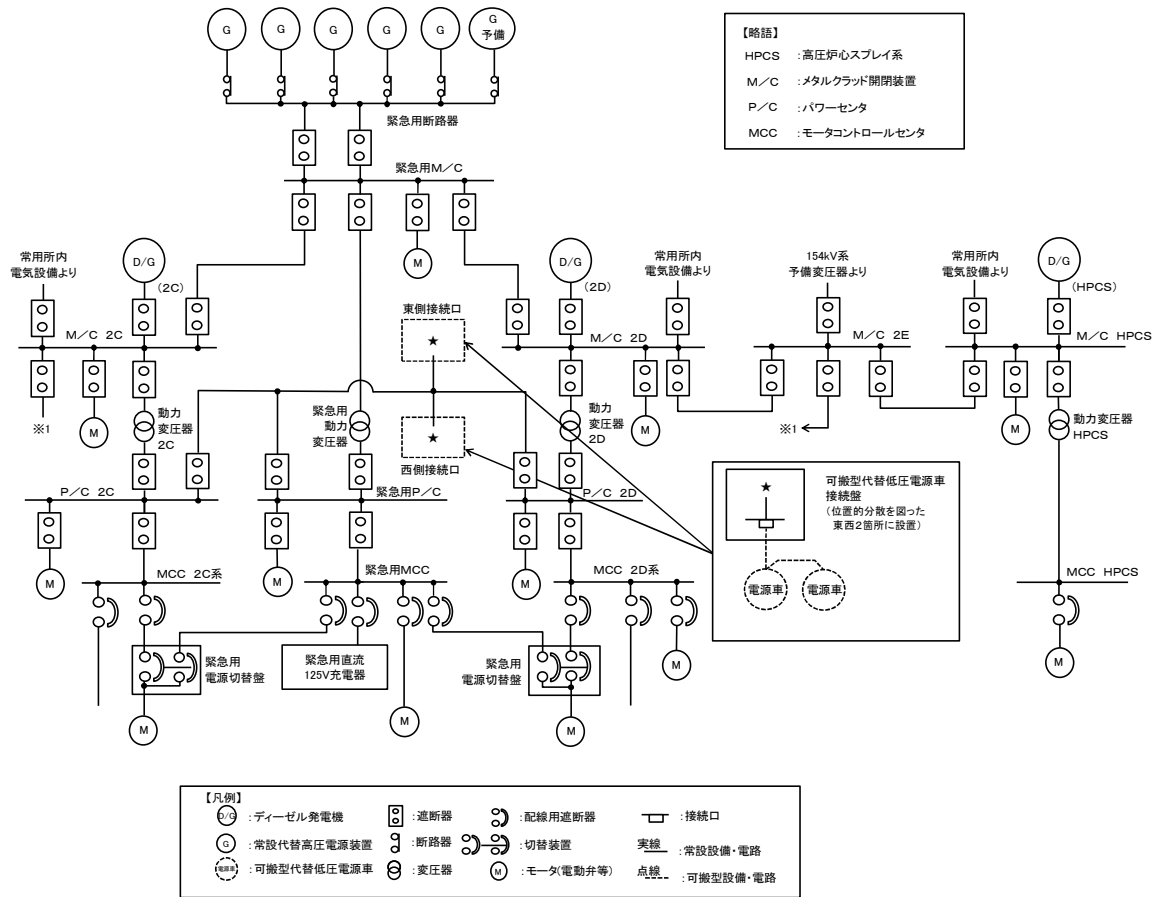
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	56-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	56-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		56-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a		
		関連資料	56-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	56-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
			関連資料	56-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	56-3 配置図		
第5号		保管場所	屋外	A b		
		関連資料	56-8 保管場所図			
第6号		アクセスルート	屋外	B		
		関連資料	56-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	本文			

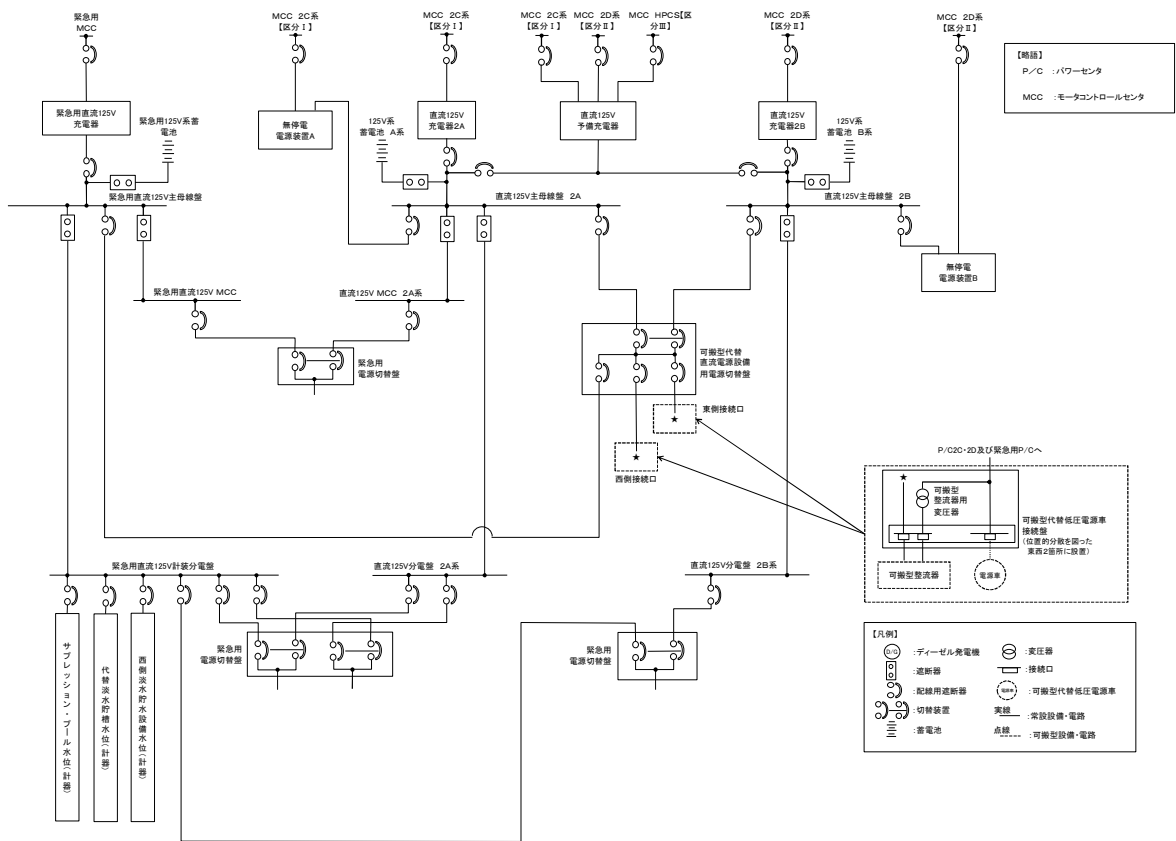
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第56条:重大事故等の収束に必要となる水の供給設備		可搬型代替注水中型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	
			関連資料	56-8 保管場所図		
		第2号	操作性	工具の使用, 設備の運搬・設置, スイッチ操作, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	56-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	56-5 試験検査		
		第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	56-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	56-4 系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所)	A a	
	関連資料		56-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A	
			関連資料	56-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B	
			関連資料	56-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	屋外	A b	
			関連資料	56-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	56-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋外	A b	
			関連資料	56-8 保管場所図		
		第6号	アクセスルート	屋外	B	
関連資料			56-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	本文			

56-2 単線結線図



第 56-2-1 図 電源構成図 (交流電源) (1/2)



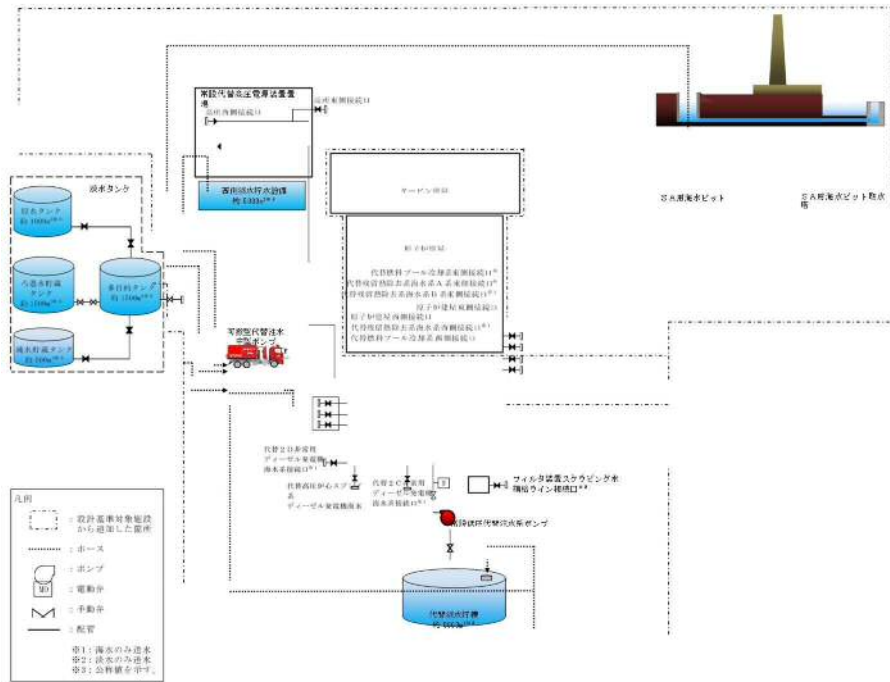
第 56-2-2 図 電源構成図（直流電源）（2/2）

56-3 配置図



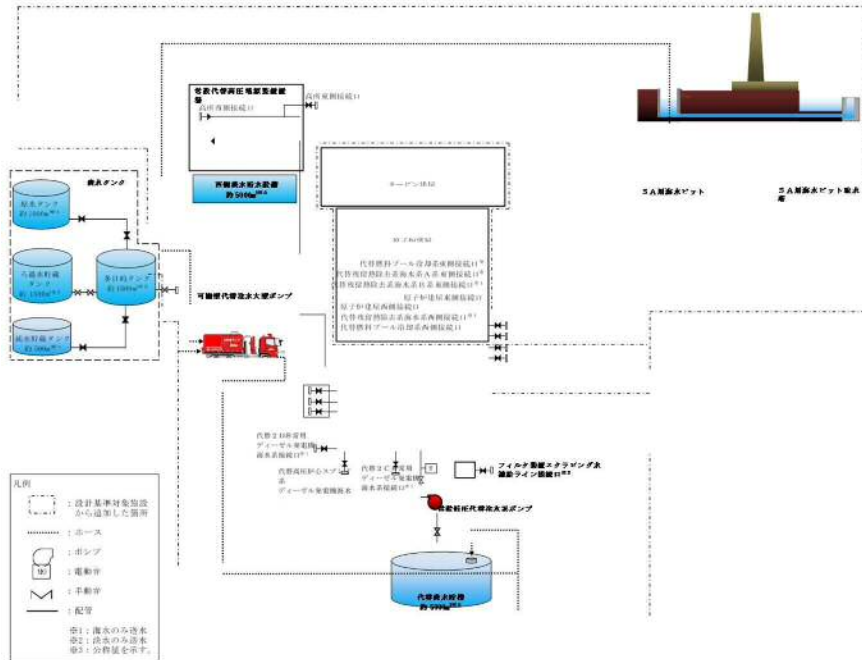
第 56-3-1 图 水源配置图

56-4 系統図



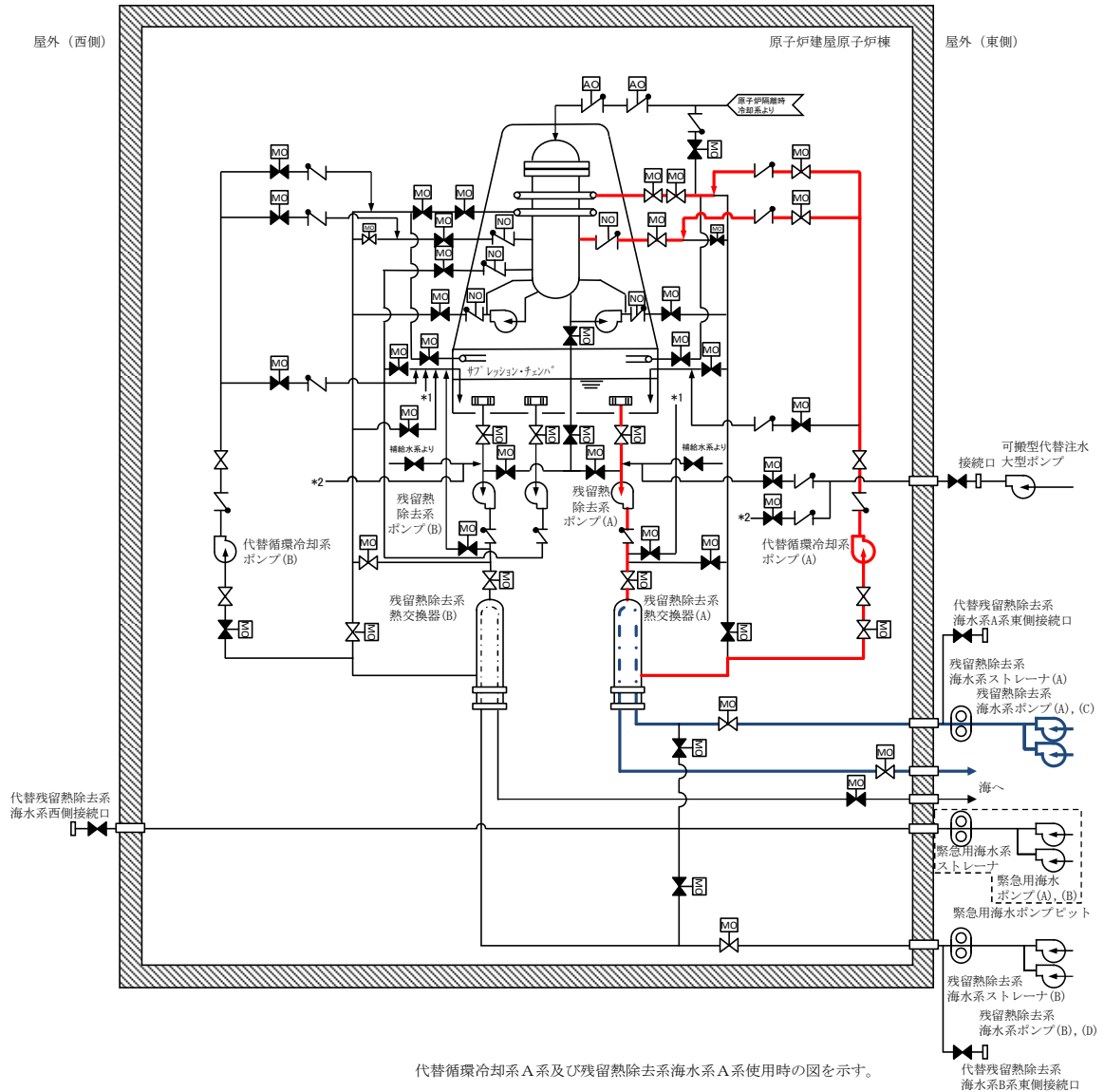
【可搬型代注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 56-4-1 図 系統概要図（代替淡水貯槽への水の移送設備）

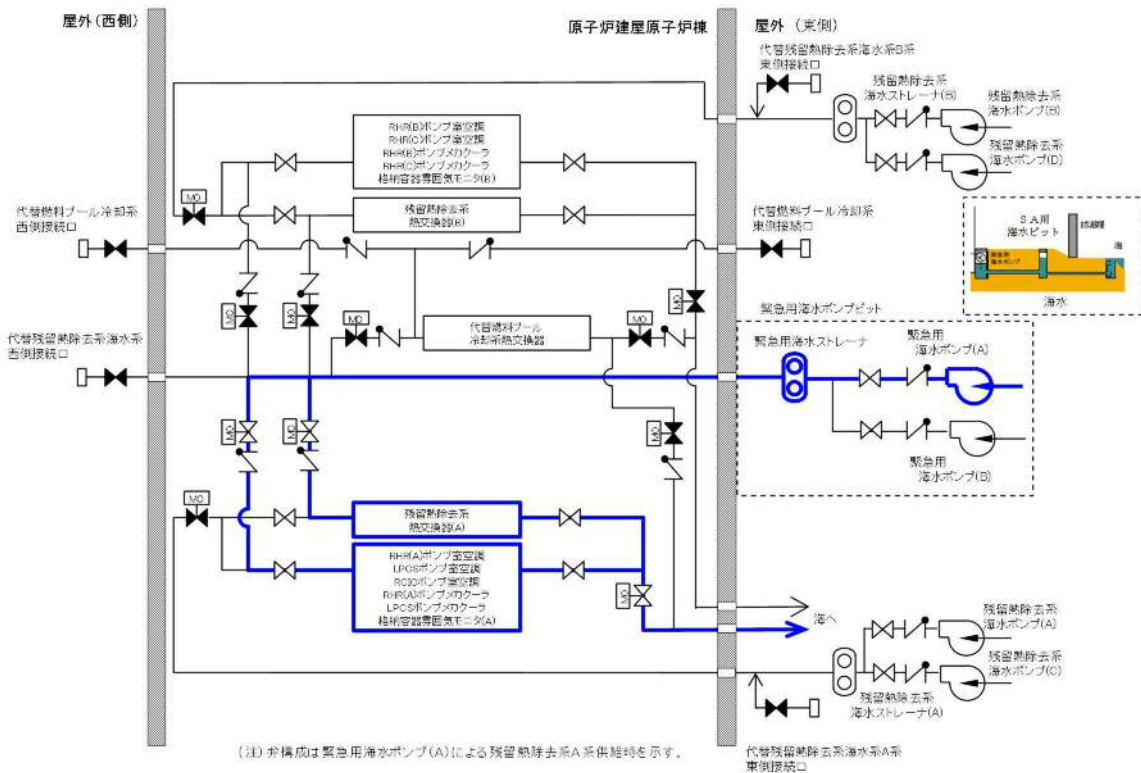


【可搬型代注水大型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 56-4-2 図 系統概要図（西側淡水貯水設備への水の移送設備）

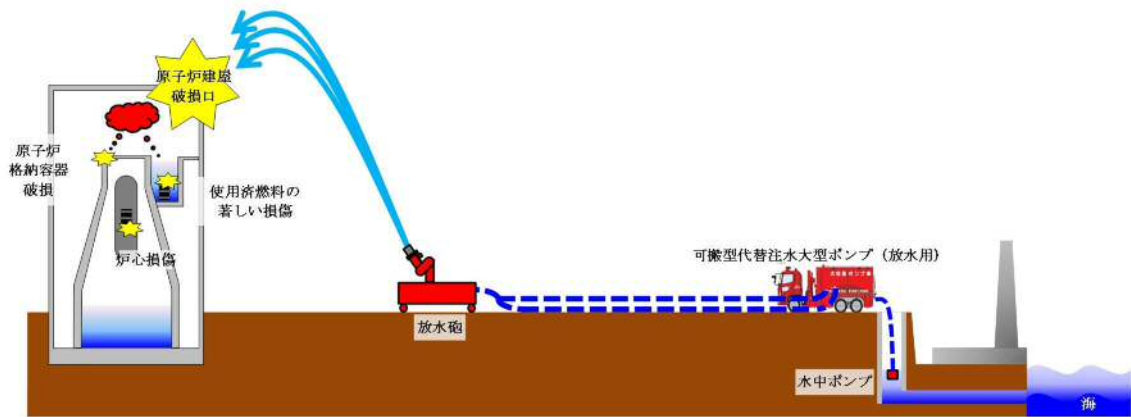


第 56-4-3 図 サプレッション・チェンバを水源とした代替循環冷却系

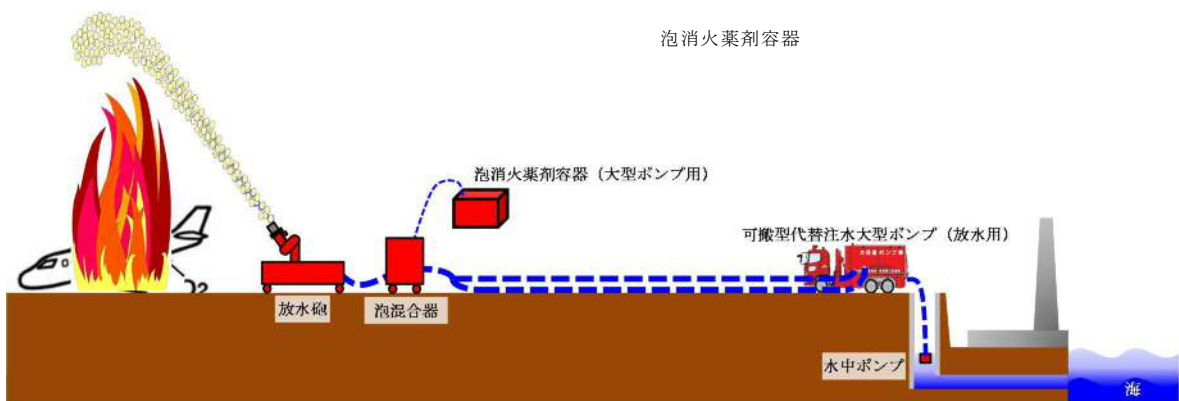


第 56-4-4 図 海水を水源とした緊急用海水系

原子炉建屋原子炉棟



第 56-4-5 図 海水を水源とした大気への拡散抑制

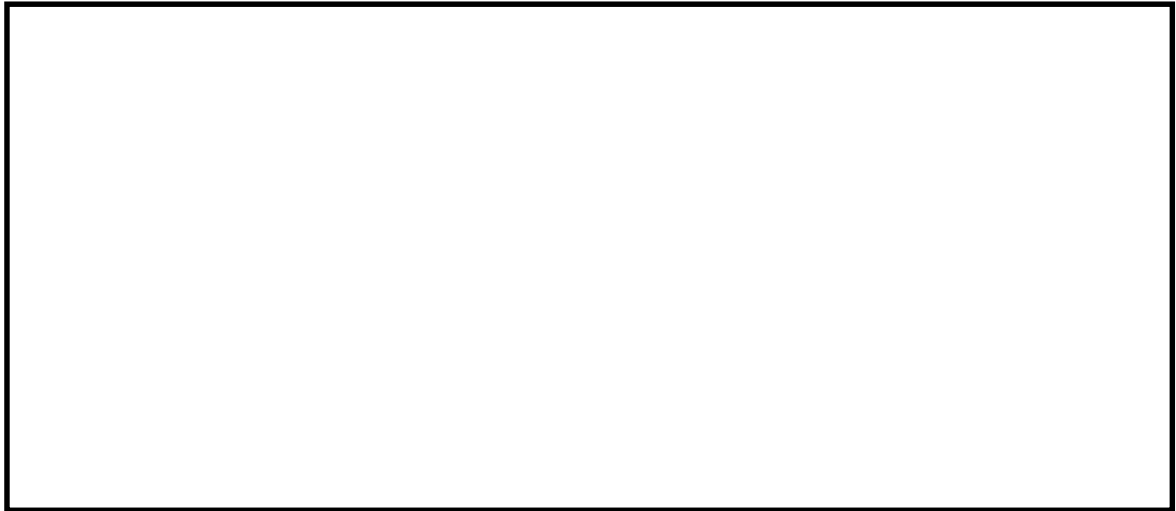


第 56-4-6 図 海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火

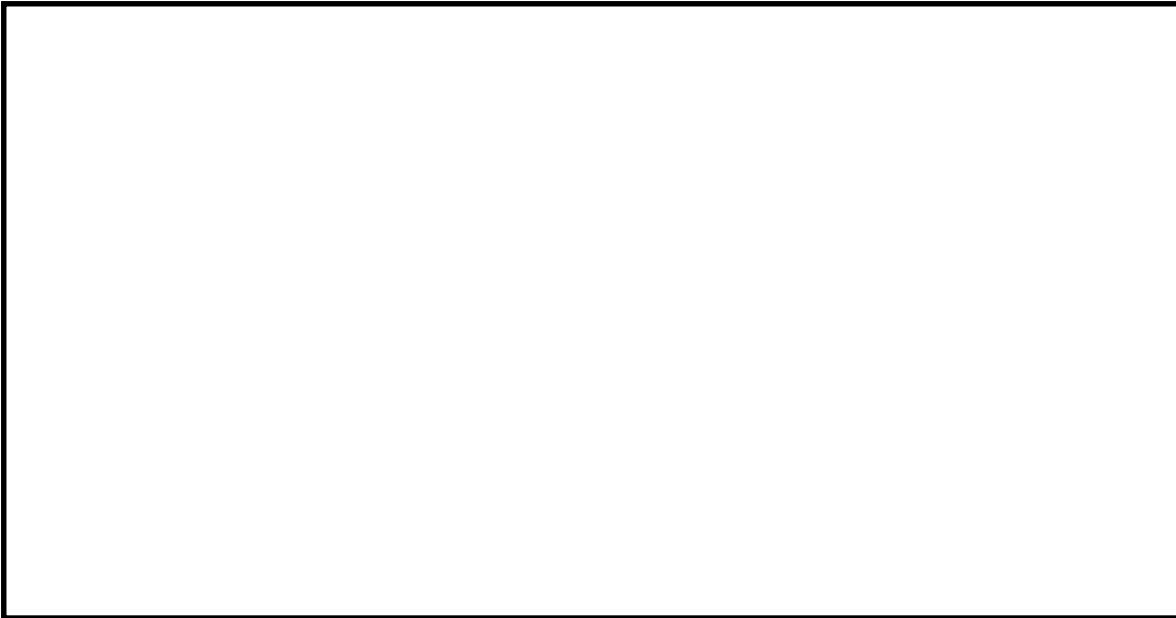
56-5 試驗檢查

第 56-5-1 表 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	異常監視	水位の監視により異常の無いことを確認
停止中	外観検査	水中カメラにより異常の有無を確認



第 56-5-1 図 代替淡水貯槽構造図

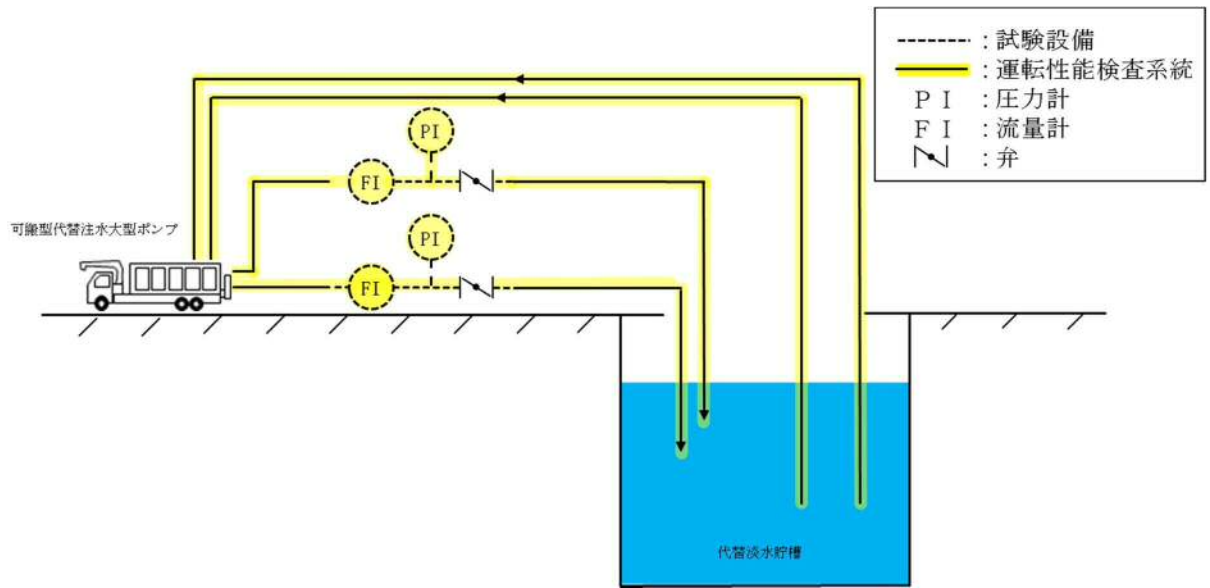


第 56-5-2 図 代替淡水貯槽構造図

第56-5-2表 可搬型代替注水中型ポンプ及び

可搬型代替注水大型ポンプの試験検査

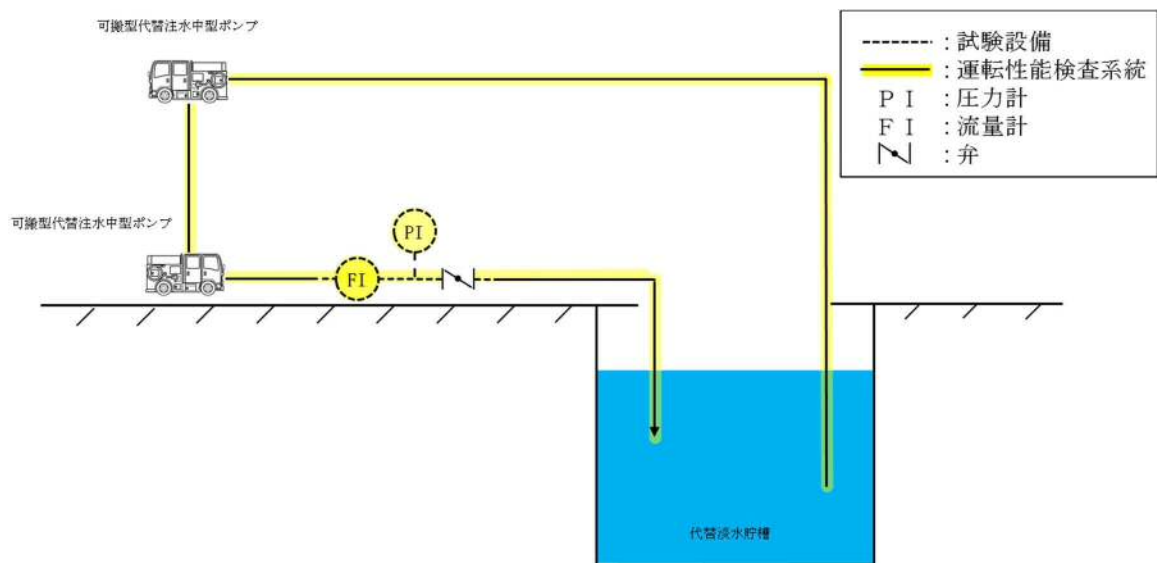
原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認 ポンプの部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認又は，取替を実施する。
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認



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

第 56-5-3 図 機能・性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)



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

第 56-5-4 図 機能・性能検査系統図

（可搬型代替注水中型ポンプ）

56-6 容量設定根拠

名称		代替淡水貯槽
容量	m ³	4,300（注1）（約5,000（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	静水頭
最高使用温度	℃	66
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替淡水貯槽は、重大事故等の収束に必要な淡水を供給するための水源として設置する。

1. 容量 4,300m³

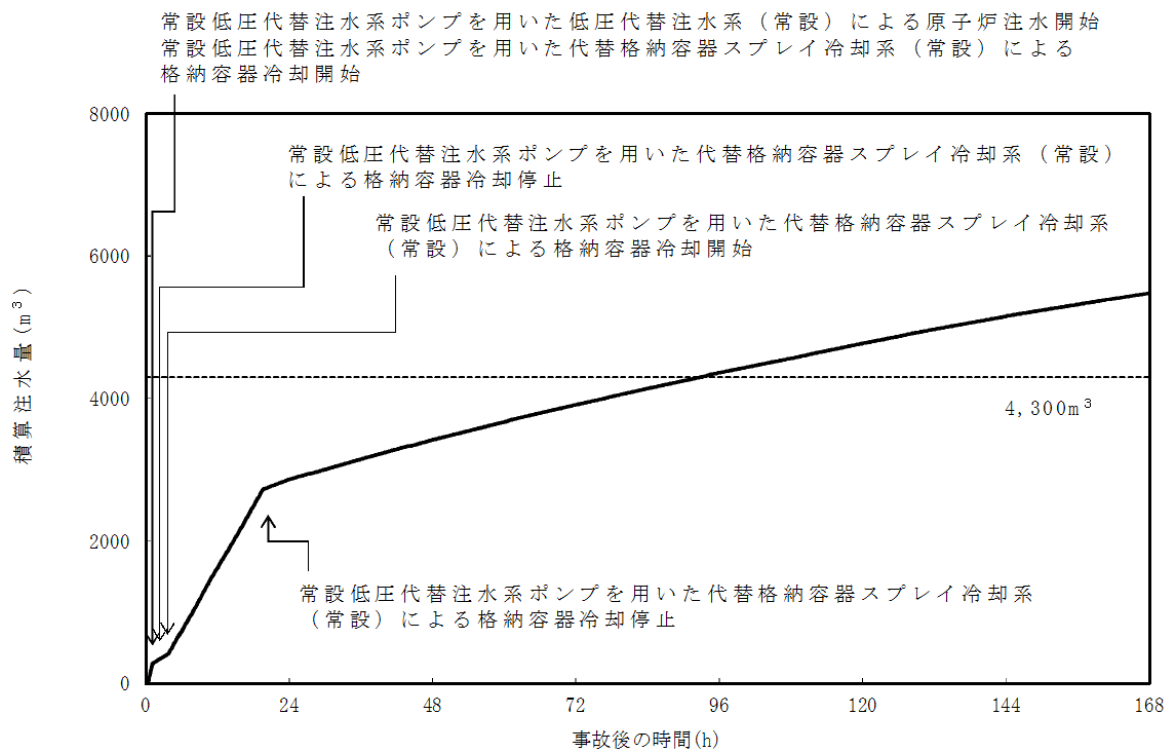
重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）である。この事故シーケンスグループ等での、淡水使用量は7日間で約5,490m³である。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を開始するまでの間に必要となる淡水量に余裕を考慮した淡水量を3,000m³、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を開始した以降、代替淡水貯槽への補給開始までの間に必要となる淡水量に余裕を考慮した淡水量を1,300m³とし、これら淡水量の合計である4,300m³を代替淡水貯槽の貯水量として設定する。

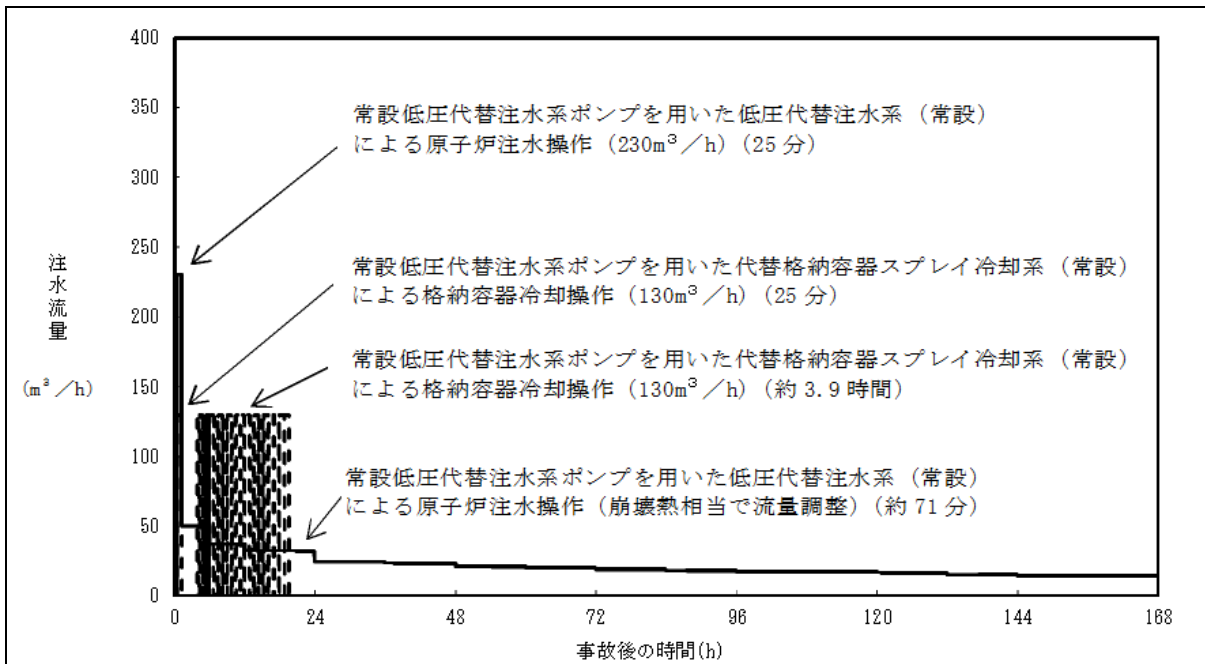
第56-6-1図に示すとおり、代替淡水貯槽の貯水量4,300m³が枯渇するのは事象発生から3日以降である。格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの実施は事象発生約19時間後であり、代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水

タンク又は海水から代替淡水貯槽への給水は、崩壊熱相当の給水量（第56-6-2図）で充分であることに対して $200\text{m}^3/\text{h}$ で実施できるため、代替淡水貯槽は枯渇することなく水源として使用を継続することが可能である。

以上より、代替淡水貯槽の容量については、要求値を $4,300\text{m}^3$ 、公称値を約 $5,000\text{m}^3$ とする。



第56-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプによる積算注水量



第56-6-2図 注水流量の推移

2. 最高使用圧力 静水頭

開放容器であることから静水頭とする。

3. 最高使用温度 66℃

水源である淡水及び海水の温度が常温程度であるため、それを上回る値として66℃とする。

名称	西側淡水貯水設備
m ³	4,300（注1）（約5,000（注2））
MPa[gage]	静水頭
℃	66
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>西側淡水貯水設備は、重大事故等の収束に必要となる淡水を供給するための水源として設置する。</p> <p>1. 容量 4,300m³</p> <p>重大事故等対策の有効性評価において、原子炉等への注水用の水源として期待することから、代替淡水貯槽の要求値及び公称値を適用し、要求値を4,300m³、公称値を約5,000m³とする。</p> <p>なお、重大事故等対策の有効性評価で想定する事故シーケンスグループ等のうち、西側淡水貯水設備の使用水量が最も多くなる事故シーケンスグループ等は、全交流動力電源喪失（TBP）であり、その淡水使用量は7日間で約2,160m³である。</p> <p>この淡水使用量に対して、西側淡水貯水設備の貯水量の要求値を4,300m³とすることから必要水量を確保している。</p> <p>2. 最高使用圧力 静水頭</p> <p>開放容器であることから静水頭とする。</p> <p>3. 最高使用温度 66℃</p> <p>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。</p>	

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m^3/h (1台当たり)	196以上 (注1) (約1,320 (注2))
全揚程	m	53以上 (注1) (約140 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	°C	60
原動機出力	kW (1台当たり)	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは想定される重大事故等時において、複数の代替淡水源である代替淡水タンク、淡水タンク及び海水を、事故収束に必要な水量を西側淡水貯水設備へ供給できる設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽への補給に必要な流量を確保できる容量を有するものを1台使用する。保有数は、2セット2台と故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1台の合計3台を保管する。予備については、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）の予備1台と共用可能とする。

1. 容量 $196\text{m}^3/\text{h}$ 以上

西側淡水貯水設備へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、西側淡水貯水設備の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）に係る有効性評

価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）における淡水消費率を包絡する補給流量である $196\text{m}^3/\text{h}$ 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 $196\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を1台あたり約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

2. 全揚程

西側淡水貯水設備へ補給する場合の可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気解放である代替淡水貯槽又は海水と西側淡水貯水設備の圧力差）、静水頭、ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力		0m
静水頭	約	2.0m
ホース圧損	約	51.0m
機器類圧損	約	0m
<hr/>		
合計	約	53.0m

以上より、可搬型代替注水大型ポンプに要求される最大揚程は、約 53m となる。

公称値については、要求される最大揚程を満足するものとして140mとする。

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

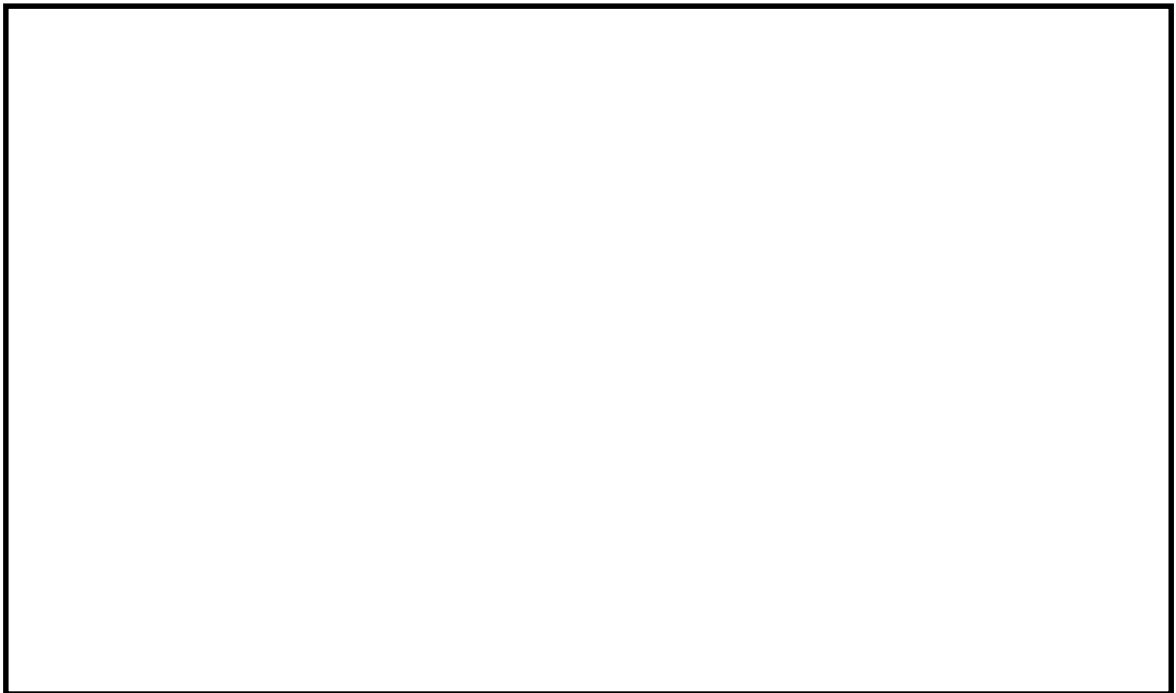
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

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

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第56-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

名称		可搬型代替注水中型ポンプ
容量	m^3/h (1台あたり)	196以上 (注1) (約210 (注2))
全揚程	m	37以上 (注1) (約100 (注2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	°C	60
原動機出力	kW (1台あたり)	約147
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプは想定される重大事故等時において、複数の代替淡水源である西側淡水貯水設備、淡水タンク及び海水を、事故収束に必要な水量を代替淡水貯槽へ供給できる設計とする。</p> <p>なお、可搬型代替注水中型ポンプは、低圧代替注水系（可搬型）、代替燃料プール注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）のために配備する5台のうち1台を使用する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水中型ポンプの容量は、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）における淡水消費率を包絡する補給</p>		

流量である $196\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、可搬型代替注水中型ポンプについても同様に $196\text{m}^3/\text{h}$ 以上とし、公称値を1台あたり約 $210\text{m}^3/\text{h}$ とする。

2. 全揚程

代替淡水貯槽へ補給する場合の可搬型代替注水中型ポンプの吐出圧力は、水源と移送先の圧力差（大気解放である西側淡水貯水設備又は海水と代替淡水貯槽の圧力差）、静水頭、ホース及び機器類圧損を基に設定する。

最終吐出端必要圧力		0m
静水頭	約	29.0m
ホース圧損	約	5.9m
機器類圧損	約	1.5m
<hr/>		
合計	約	$36.4\text{m}=37\text{m}$

以上より、可搬型代替注水中型ポンプに要求される最大揚程は、約 37m となる。

公称値については、要求される最大揚程を満足するものとして1台当たり約100mを有するものとする。

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

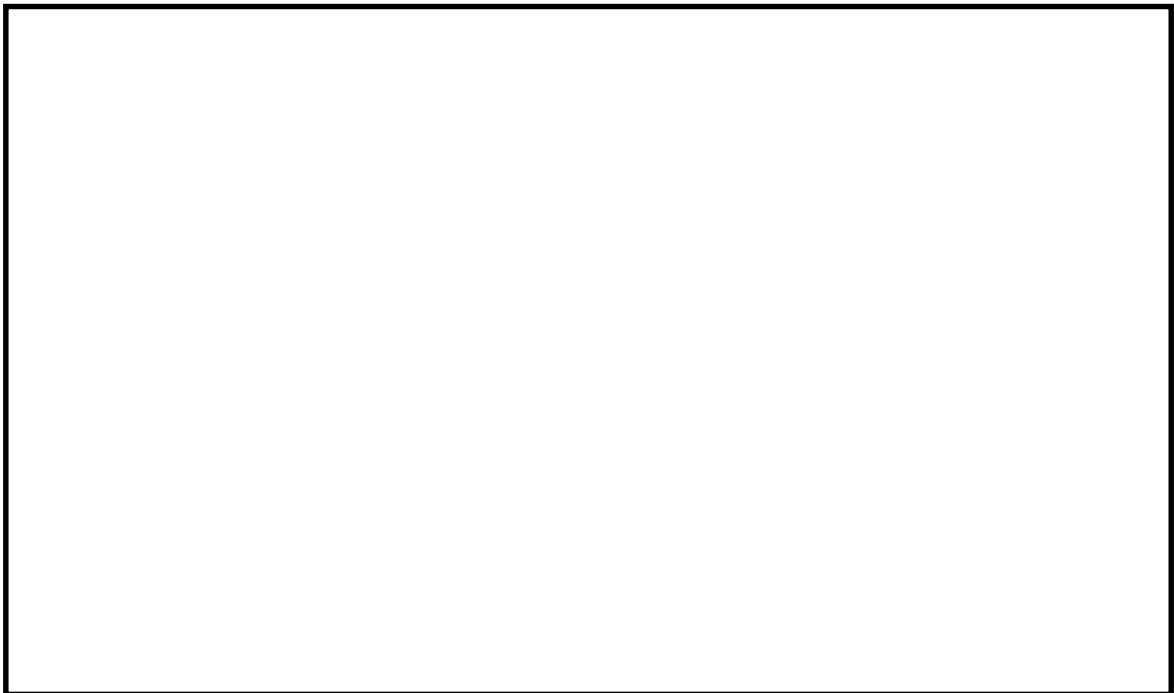
可搬型代替注水中型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力

可搬型代替注水中型ポンプの原動機出力については、メーカ設計値である約147kWとする。

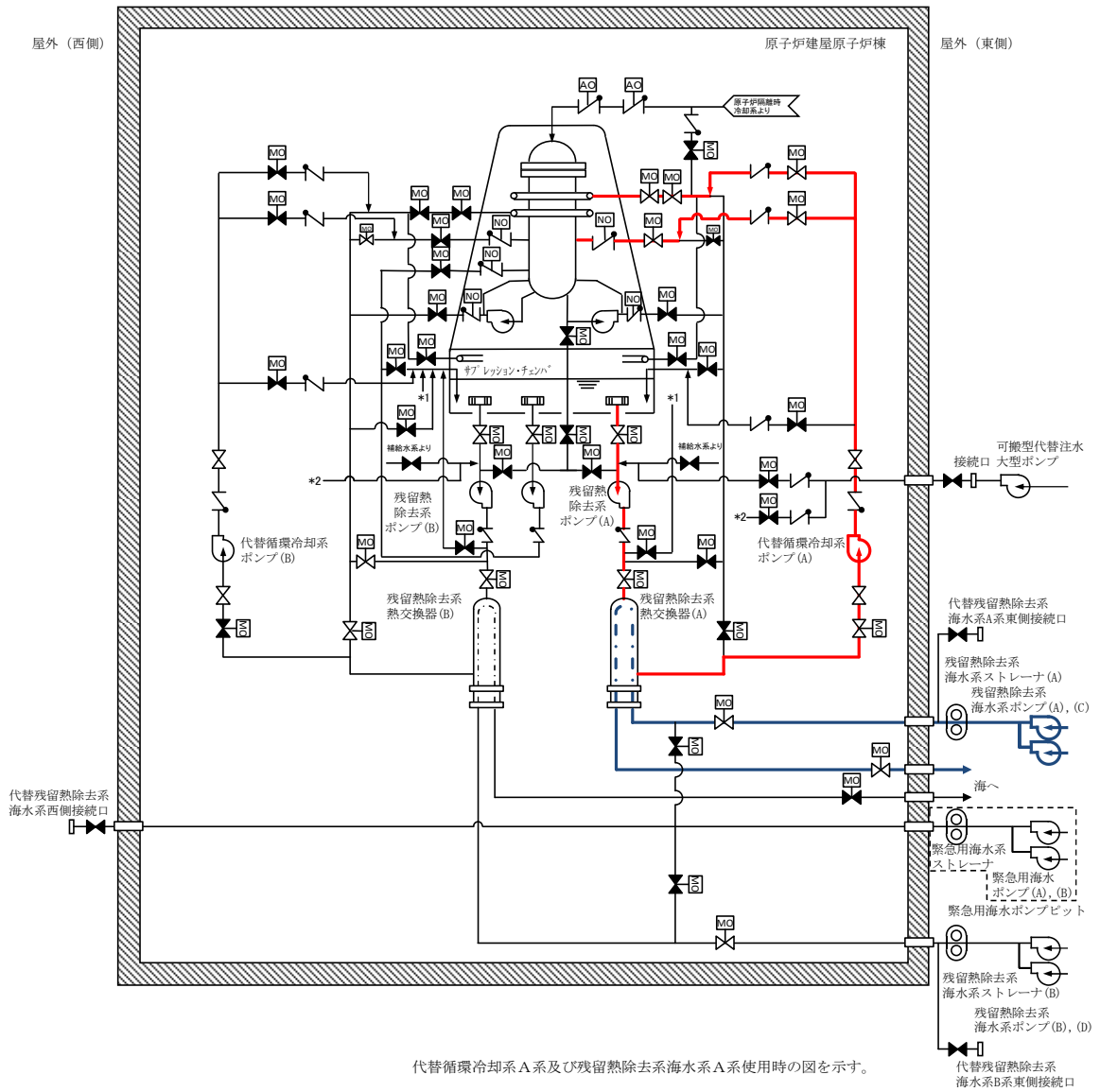
6. 可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水中型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第56-6-3図 可搬型代替注水中型ポンプ性能曲線

名称		サブプレッション・チェンバ
容量	m ³	約3,400
最高使用圧力	kPa[gage]	310
最高使用温度	℃	104
<p>1. 容量 約3,400m³</p> <p>サブプレッション・チェンバは、重大事故等時において代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプの水源として使用する。</p> <p>代替循環冷却系は、サブプレッション・チェンバを水源として代替循環冷却系ポンプで原子炉注水及び格納容器スプレイを行い、その水がサブプレッション・チェンバに戻る循環ラインで構成されている。</p> <p>サブプレッション・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ブプレッション・チェンバ圧力の下限が-0.085MPa[gage]となる。よって、これらのサブプレッション・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ブプレッション・プール水量と同じ約3,400m³とする。</p> <p>2. 最高使用圧力 310kPa[gage]</p> <p>格納容器最高使用圧力である310kPa[gage]とする。</p> <p>3. 最高使用温度 104℃</p> <p>格納容器最高使用温度である104℃とする。</p>		

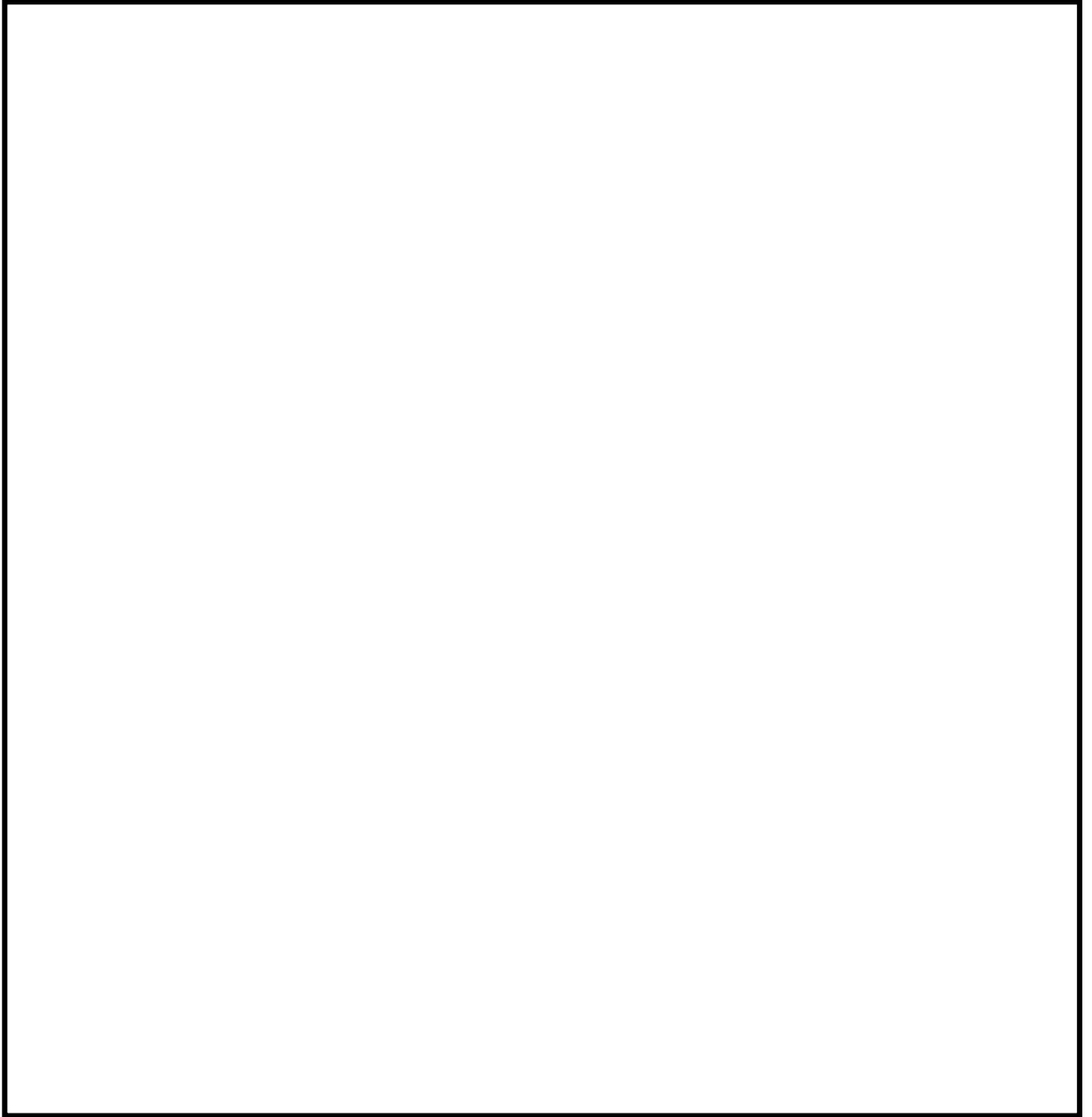


第 56-6-4 図 代替循環冷却 系統概要図

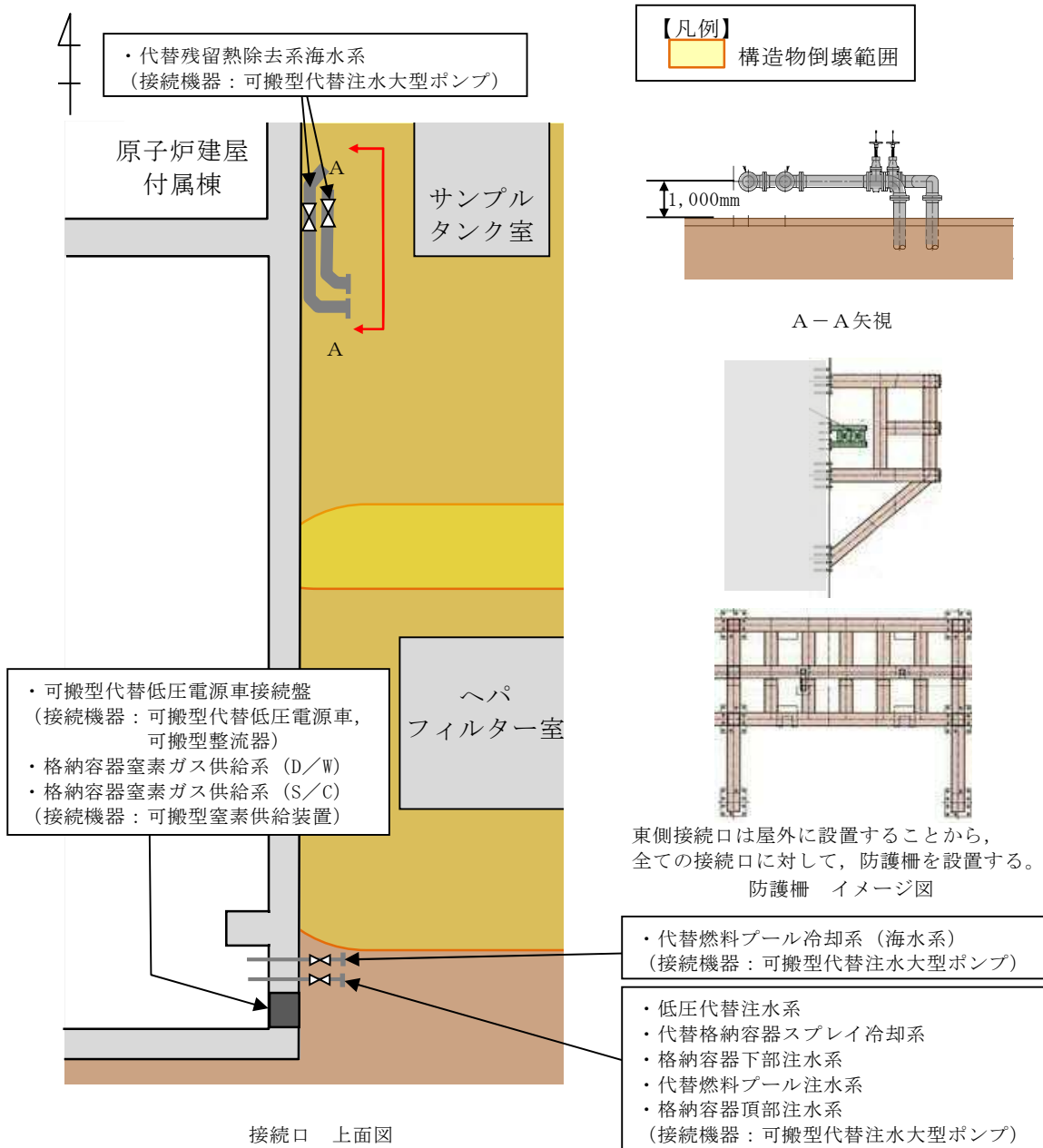
第 56-6-1 表 NPSH 評価条件

項目		設定値	単位	設定根拠
Pa	S/C 圧力	—	m	— (本評価では, NPSH 評価を成立させる格納容器内圧力の下 限を求めるものである)
Pv	代替循環冷却系ポン プ入口温度での飽和 蒸気圧 (水頭圧換算 値)	<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): EL+2.9m とポンプ軸レベ ル:EL-3.13m の差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)	<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 における値)

56-7 接続図

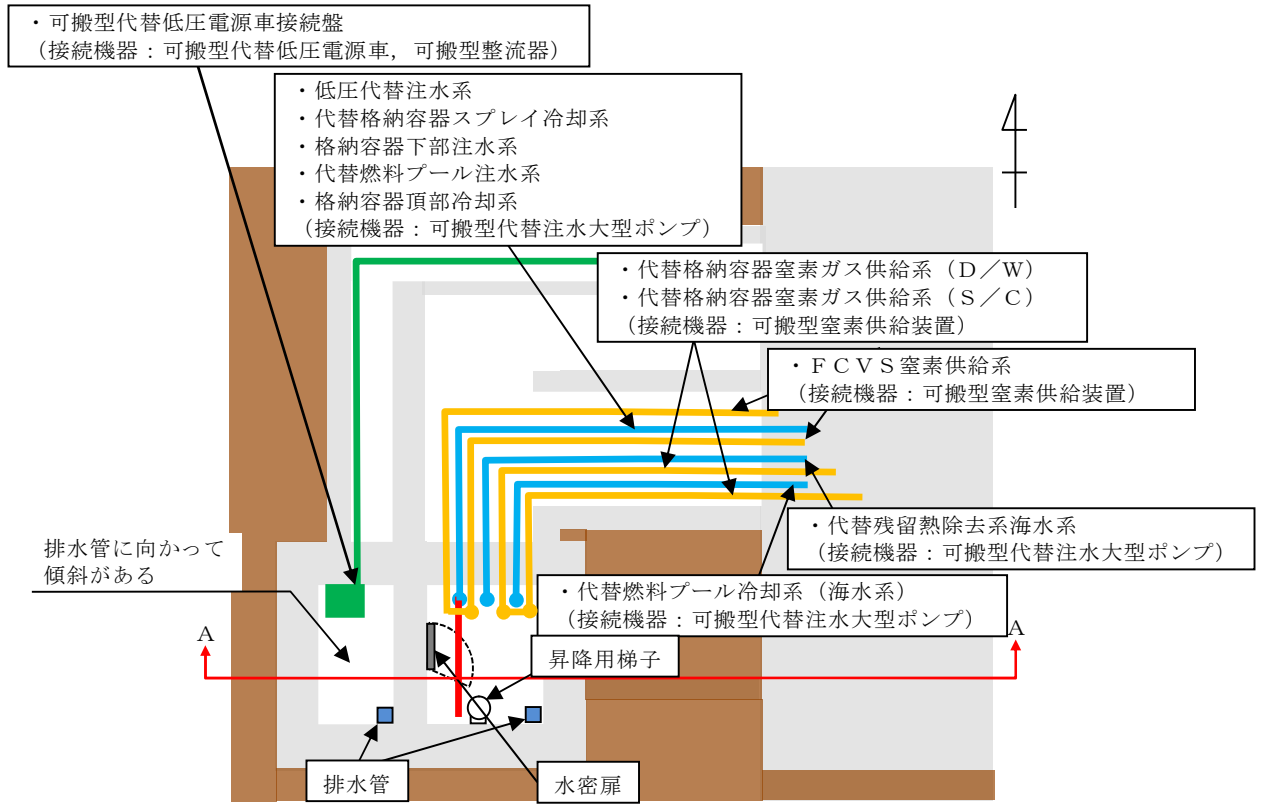


第 56-7-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）

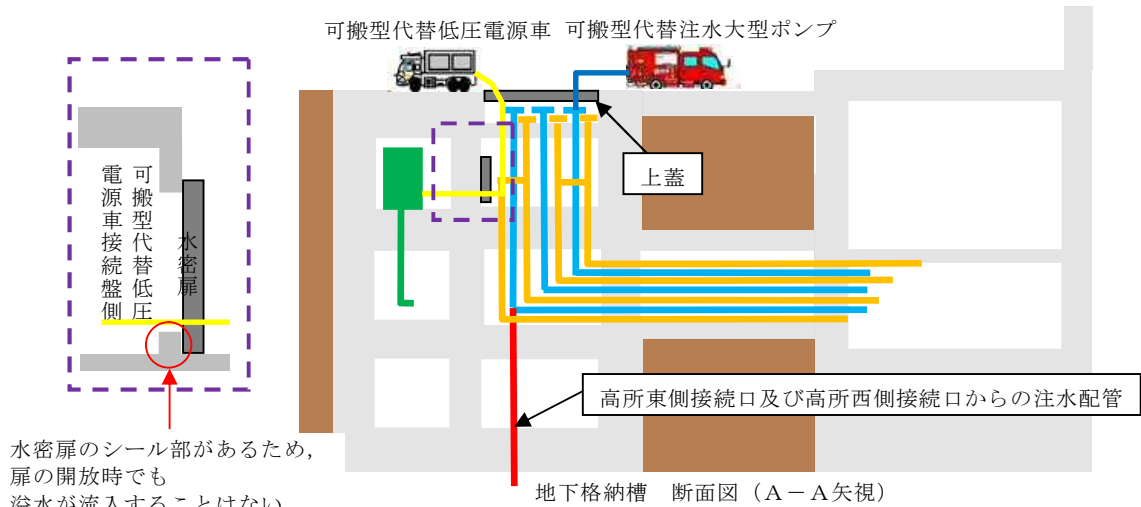


今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 56-7-2 図 東側接続口の構造図



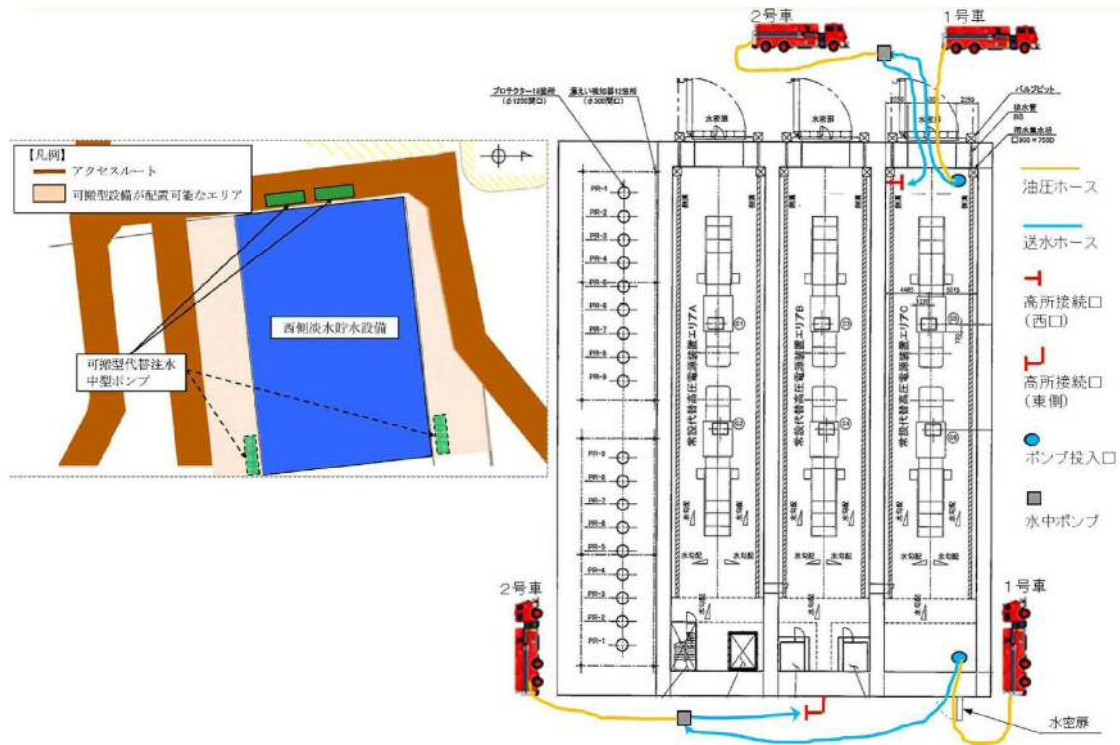
地下格納槽 上面図



地下格納槽 断面図 (A-A 矢視)

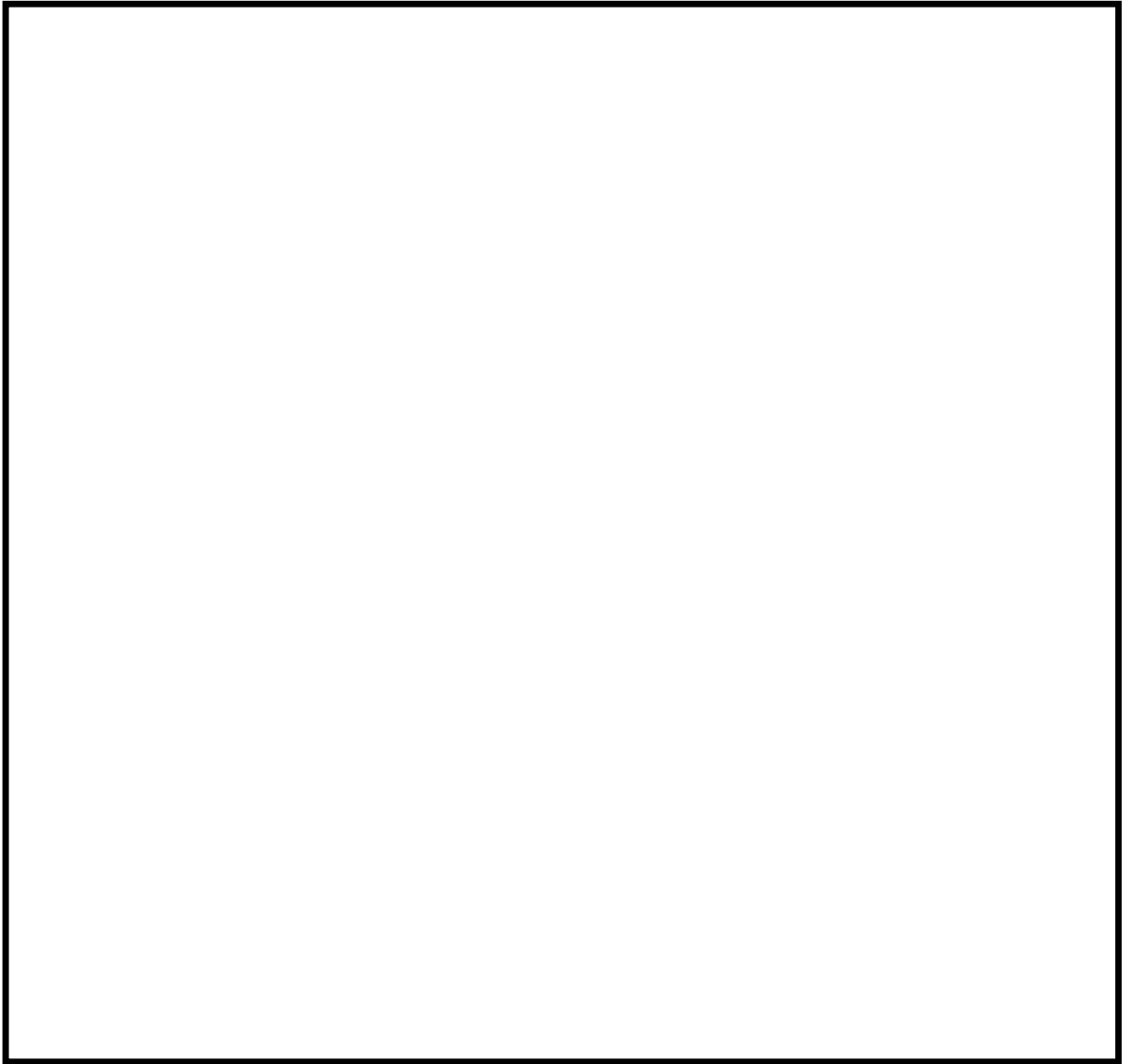
今後の検討結果等により変更となる可能性がある

第 56-7-3 図 西側接続口の構造図



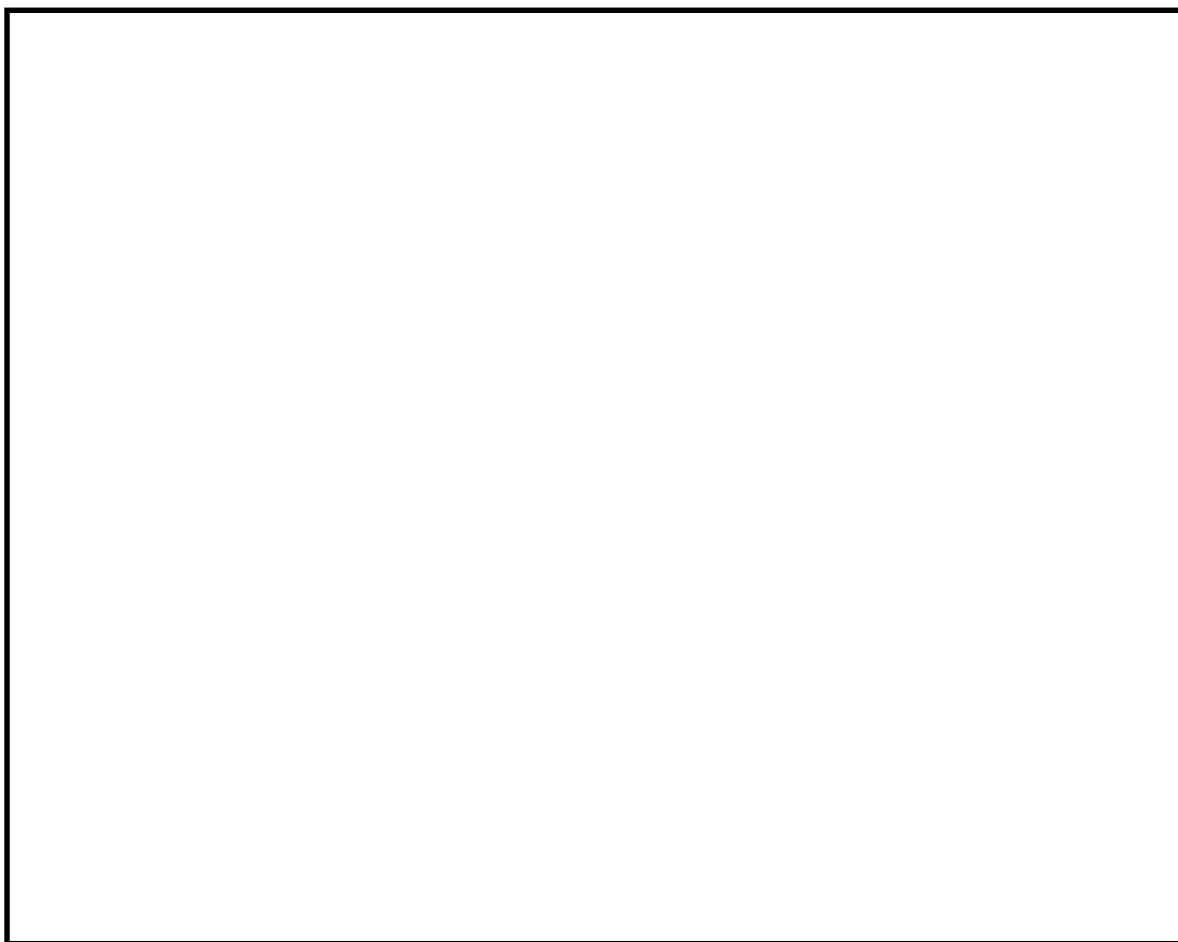
第 56-7-4 図 ポンプ投入口，接続口の位置及び可搬型ポンプ配置概要図
 (西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプによる対応)

56-8 保管場所図

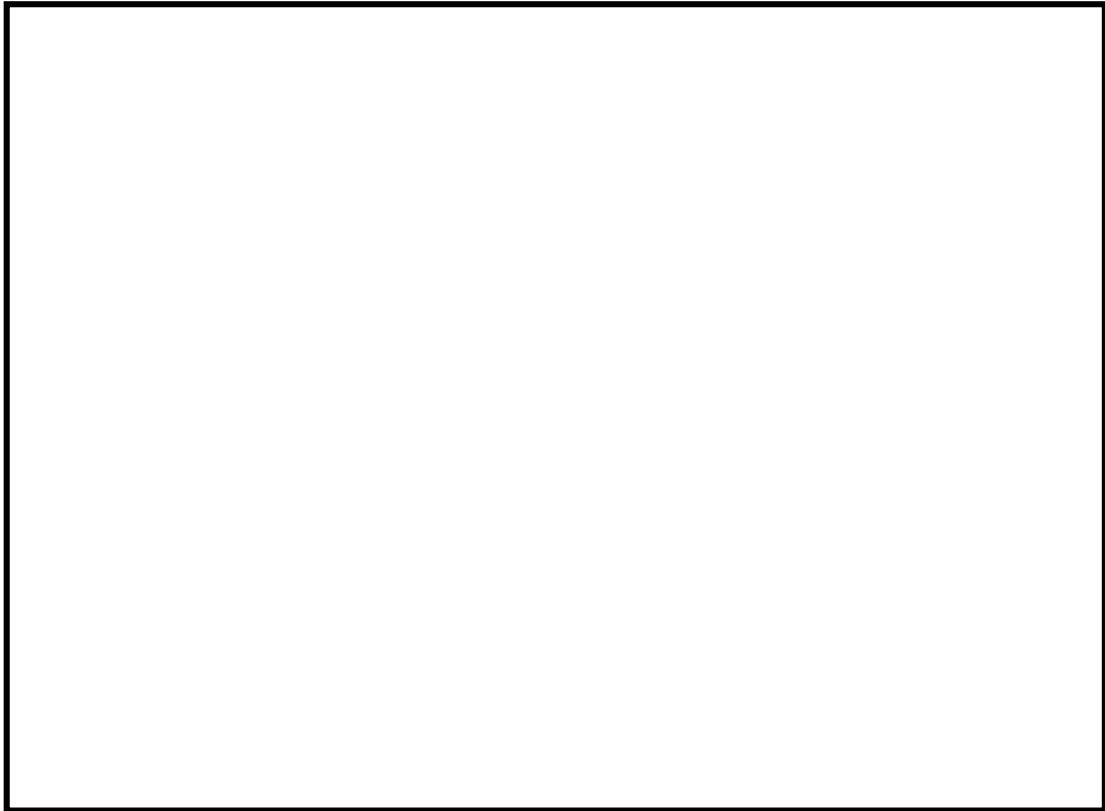


第 56-8-1 図 保管場所図

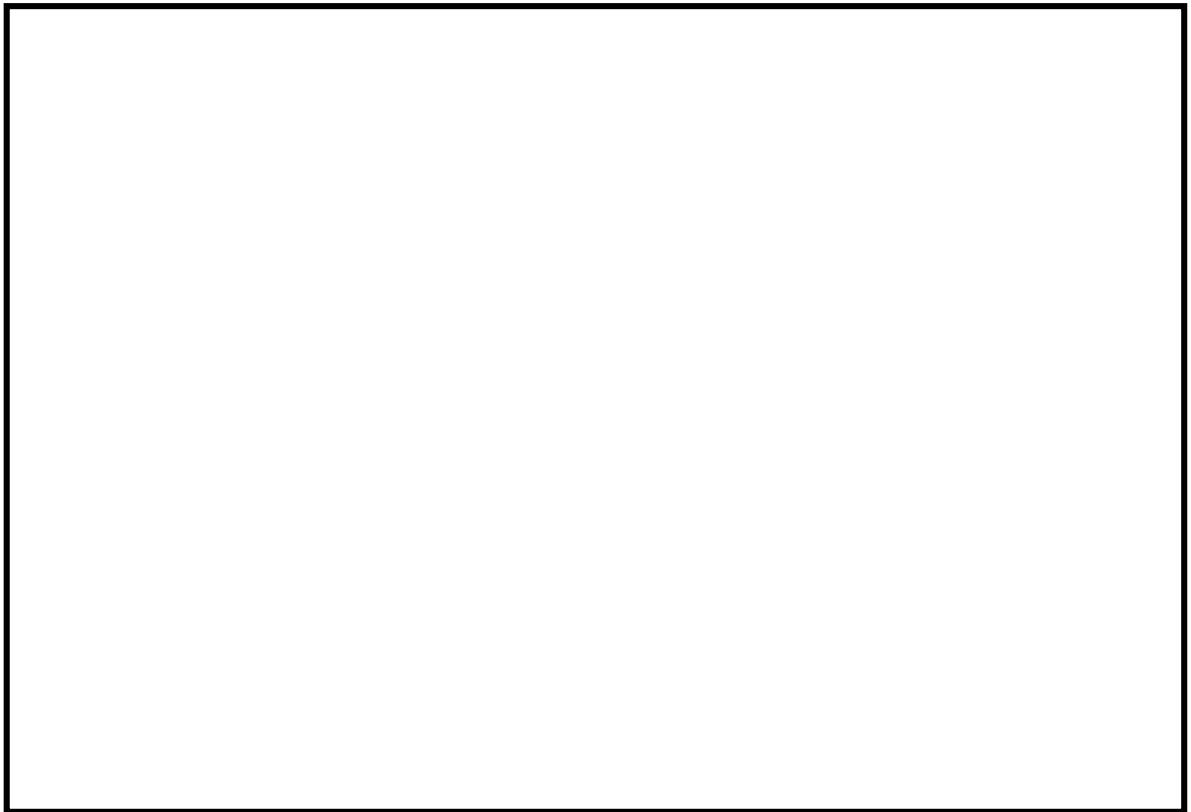
56-9 アクセスルート図



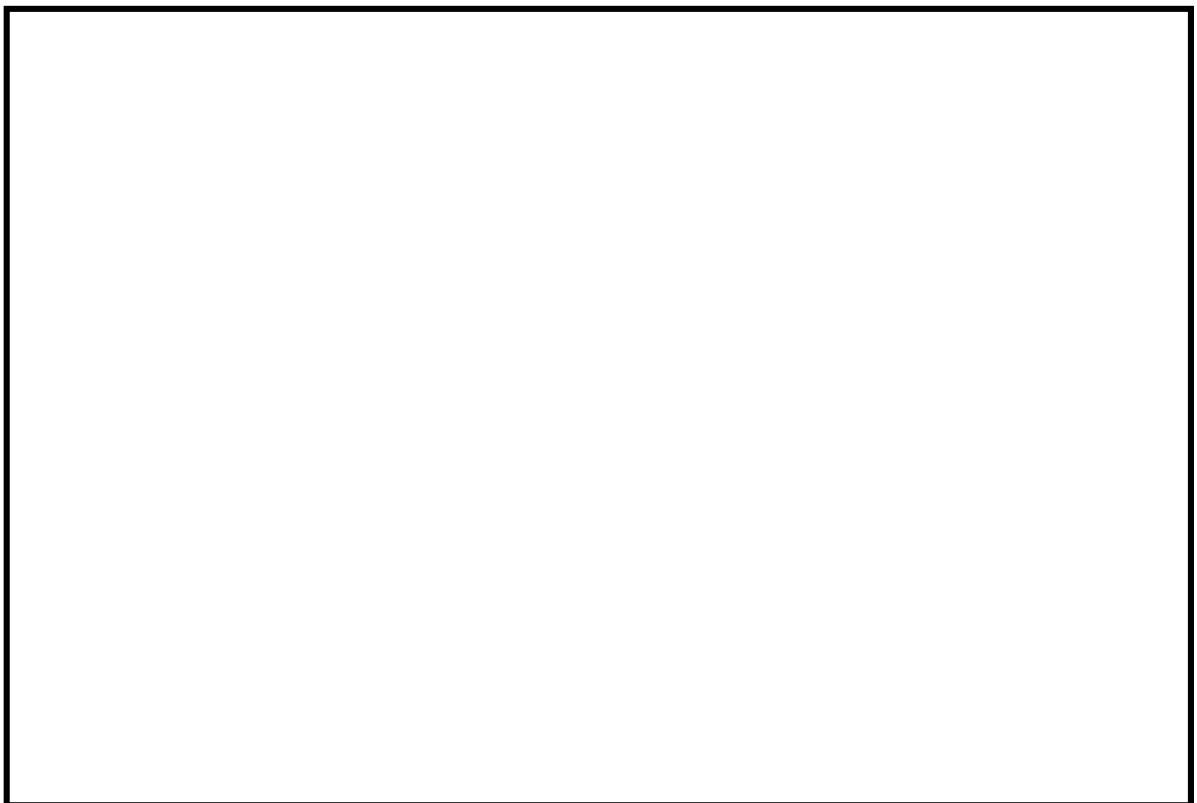
第 56-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



第 56-9-2 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～高所東側接続口又は高所西側接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口までのアクセスルート概要



第 56-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート概要



第 56-9-4 図 緊急時対策所～西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽までのアクセスルート概要

56-10 その他設備

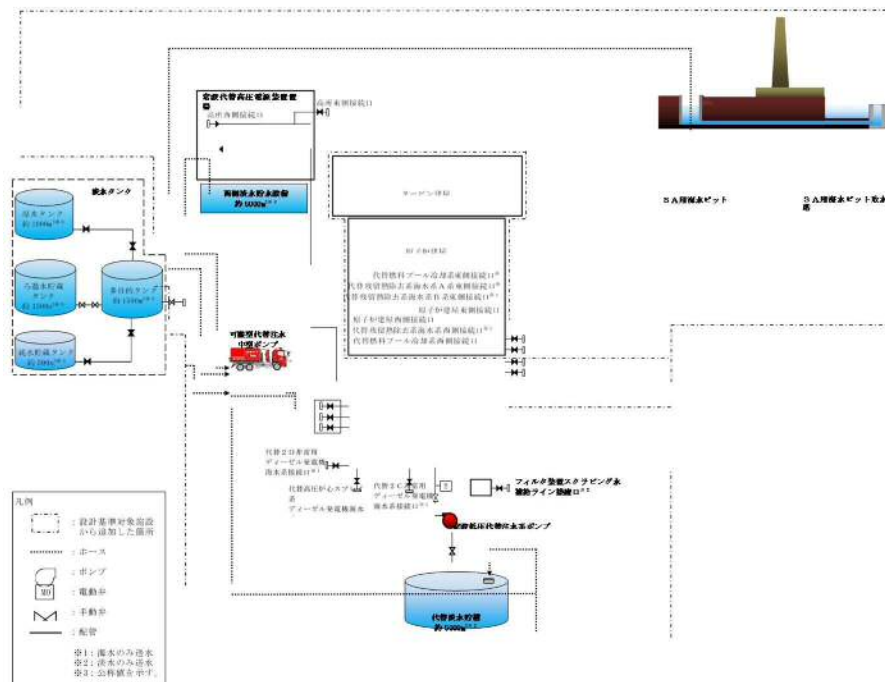
1. 淡水タンクを利用した水の供給設備の整備

重大事故等の収束に必要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 56-10-1 図に示す。

淡水タンクが健全な場合に、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用してこれら淡水タンクから西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽へ水が補給できる。



【可搬型代替注水中型ポンプにて代替淡水貯槽へ補給する場合】

第 56-10-1 図 淡水タンクから代替淡水貯槽への補給

57-1 SA 設備基準適合性 一覽表

第 57-1-1 表 電源設備一覧

	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	3.14.2.7	3.14.3.1
		常設 代替交流 電源設備	可搬型 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	燃料給油 設備	非常用 交流電源 設備
常設代替高压電源装置	C(Ss)	主要							
軽油貯蔵タンク	S							主要	
常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ	C(Ss)							主要	
可搬型代替低压電源車	C(Ss)		主要		主要				
可搬型設備用軽油タンク	S							主要	
タンクローリ	C(Ss)							主要	
125V 系蓄電池 A 系	S			主要					
125V 系蓄電池 B 系	S			主要					
125V 系蓄電池 H P C S 系	S			主要					
中性子モニタ用蓄電池 A 系	S			主要					
中性子モニタ用蓄電池 B 系	S			主要					
可搬型整流器	C(Ss)				主要				
緊急用 125V 系蓄電池	C(Ss)					主要			
緊急用メタルクラッド 開閉装置	C(Ss)						主要		
緊急用パワーセンタ	C(Ss)						主要		
緊急用モータコントロー ルセンタ	C(Ss)						主要		
緊急用電源切替盤	C(Ss)						主要		
緊急用直流 125V 主母線盤	C(Ss)						主要		
2 C 非常用ディーゼル 発電機	S								主要
2 D 非常用ディーゼル 発電機	S								主要
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機	S								主要
2 C 非常用ディーゼル 発電機燃料油ディタンク	S							主要	
2 D 非常用ディーゼル 発電機燃料油ディタンク	S							主要	
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機燃料油ディ タンク	S							主要	
2 C 非常用ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ	C(Ss)							主要	
2 D 非常用ディーゼル 発電機燃料移送ポンプ	C(Ss)							主要	
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機燃料移送ポ ンプ	C(Ss)							主要	
2 C 非常用ディーゼル 発電機用海水ポンプ	S								主要
2 D 非常用ディーゼル 発電機用海水ポンプ	S								主要
高压炉心スプレイ系ディ ーゼル発電機用海水ポン プ	S								主要
燃料ディタンク	S								主要

※ 主要：主要設備

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		常設代替高圧電源装置		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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	中央制御室操作及び屋外	A, B d
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用する	対象外
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	現場 (設置場所) で操作可能, 中央制御室で 操作可能	A a, B	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 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	B 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			軽油貯蔵タンク	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	中央制御室操作, スイッチ操作	A, 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)	容器 (タンク類)	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切 替操作が必要	A a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影 響防 止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通 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	対象外 (サポート系なし)	—
	関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 57 条：電源設備			常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	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)	—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性		中央制御室, スイッチ操作	A, 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)		ポンプ	A
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外	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		二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋内	A a
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
		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		設備の運搬・設置， スイッチ操作， 接続操作	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		当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a
			関連資料		57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他（飛散物）		対象外	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可搬型 重大事故等対処設備	A
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		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		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料		57-2 配置図	
		第 4 号	設置場所		想定される重大事故等が発生した場合においても， 当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外（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	B	
		関連資料		57-6 アクセスルート図		
第 7 号		共通要因 故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災		防止設備－対象（代替対象 DB 設備有り）－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・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		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)	—
			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		当該系統の使用に当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	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		二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備-対象 (代替対象 DB 設備有り) - 屋外	B b
			サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備			タンクローリ	類型化 区分			
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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, スイッチ操作, 弁操作, 接続操作	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 (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		当該系統の使用に当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		通常待機時は隔離又は分離	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		専用の接続	D	
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		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		想定される重大事故等が発生した場合においても, 当該設備の設置, 及び常設設備との接続が可能な設計	—	
			関連資料		57-2 配置図		
		第 5 号	保管場所		屋外 (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	B		
		関連資料		57-6 アクセスルート図			
第 7 号	故障防止 共通要因	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備 - 対象外 (代替対象 DB 設備有り) - 屋外	A b		
		サポート系要因		対象外 (サポート系なし)	—		
		関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		125V 系蓄電池 A 系		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	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)	—
			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		当該系統の使用に当たり切替操作が不要	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 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所		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の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因 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		対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		125V 系蓄電池 B 系		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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)	—
			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	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	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 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	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の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 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	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		125V 系蓄電池 H P C S 系		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	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)	—
			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		当該系統の使用に当たり切替操作が不要	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 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			
	第 6 号	設置場所		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の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止		二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	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		対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		中性子モニタ用蓄電池 A 系		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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)	—
			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	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	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 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	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の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 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	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		中性子モニタ用蓄電池 B 系		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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)	—
			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	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	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 施設と同様の系統構成	A d
			その他 (飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	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の容量等が 十分	B
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 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	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第 57 条：電源設備			可搬型整流器	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	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， スイッチ操作， 接続操作	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		当該系統の使用に当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		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		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可搬型 重大事故等対処設備	A
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		57-2 配置図，57-3 系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		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		想定される重大事故等が発生した場合においても， 当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	—
			関連資料		57-2 配置図	
		第 5 号	保管場所		屋外 (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	B	
		関連資料		57-6 アクセスルート図		
第 7 号		共通要因 故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災		防止設備－対象 (代替対象 DB 設備あり)－屋外	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（常設）

第 57 条：電源設備		緊急用 125V 系蓄電池		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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)	—
			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	当該系統の使用に当たり切替操作が不要	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	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	57-2 配置図		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置 するもの	A
			関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因 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	対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		緊急用メタルクラッド開閉装置		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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)	—
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当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	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	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	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)- 屋内	A a
			サポート系故障	対象外(サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		緊急用パワーセンタ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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)	—
			関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	その他電源設備	I
			関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当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	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	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	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備あり)- 屋内	A a
			サポート系故障	対象外(サポート系なし)	対象外
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		緊急用モータコントロールセンタ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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	A a
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	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(代替対象DB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	A a
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	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	—	
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	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	A a
			関連資料	57-3 系統図	
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	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(代替対象DB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		2 C 非常用ディーゼル発電機		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・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	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)	—	
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因 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	B 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		2 D非常用ディーゼル発電機		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他建屋内設備	C
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	海水を通水する		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)		—
			関連資料	57-2 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作		A
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機		G, H
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要		A a
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同様の系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能		B	
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。		—
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因 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	B 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		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他建屋内設備	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水する	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)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	内燃機関, 発電機	G, H	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	A a	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	D B 施設と同様の系統構成	A d	
			その他 (飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	57-3 系統図, 57-7 SAバウンダリ系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室で操作可能	B		
		関連資料	57-2 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が 十分	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	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	B 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		2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しないため設計上の考慮は必要ない。	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	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当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	設計基準対象施設として使用する場合と同じ 系統構成で使用可能	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室から操作可能な設計	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから, 常設重大事故等対処設備は共用しない。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	—	対象外	
			サポート系故障	—	対象外	
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しないため設計上の考慮は必要ない。	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	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	Ba		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	設計基準対象施設として使用する場合と同じ 系統構成で使用可能	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室から操作可能な設計	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、常設重大事故等対処設備は共用しない。	—	
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	—	対象外	
			サポート系故障	—	対象外	
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備			高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	海水を通水しないため設計上の考慮は必要ない。	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	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	Ba		
		関連資料	57-3 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	設計基準対象施設として使用する場合と同じ 系統構成で使用可能	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室から操作可能な設計	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、常設重大事故等対処設備は共用しない。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	—	対象外	
			サポート系故障	—	対象外	
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	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)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	設計基準対象施設として使用する場合と同じ 系統構成で使用可能	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室から操作可能な設計	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の容量等の仕様が, 系統の 目的に応じて必要となる容量等の仕様に対し て十分であることを確認した上で, 設計基準 対象施設の容量等と同仕様の設計	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないこ とから, 常設重大事故等対処設備は共用しな い。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	—	対象外	
			サポート系故障	—	対象外	
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	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)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当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	設計基準対象施設として使用する場合と同じ 系統構成で使用可能	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室から操作可能な設計	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の容量等の仕様が, 系統の 目的に応じて必要となる容量等の仕様に対し て十分であることを確認した上で, 設計基準 対象施設の容量等と同仕様の設計	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないこ とから, 常設重大事故等対処設備は共用しな い。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	—	対象外	
			サポート系故障	—	対象外	
			関連資料	—		

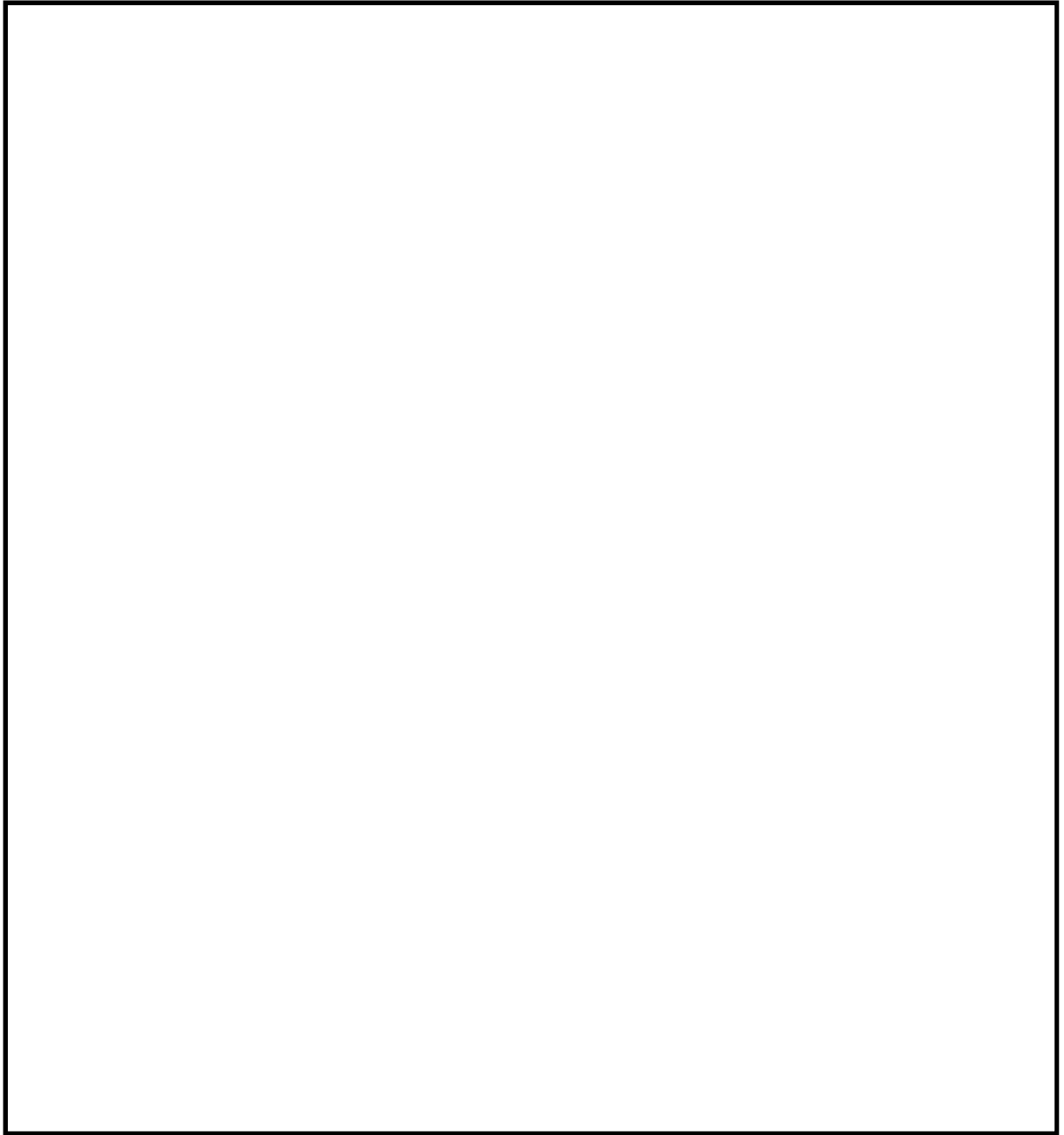
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機用 海水ポンプ		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	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)	—
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が必要	Ba	
			関連資料	57-3 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	設計基準対象施設として使用する場合と同じ 系統構成で使用可能	A d	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
		関連資料	57-3 系統図			
	第 6 号	設置場所	中央制御室から操作可能な設計	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の容量等の仕様が, 系統の 目的に応じて必要となる容量等の仕様に対し て十分であることを確認した上で, 設計基準 対象施設の容量等と同仕様の設計	A	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないこ とから, 常設重大事故等対処設備は共用しな い。	—	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	—	対象外	
			サポート系故障	—	対象外	
		関連資料	—			

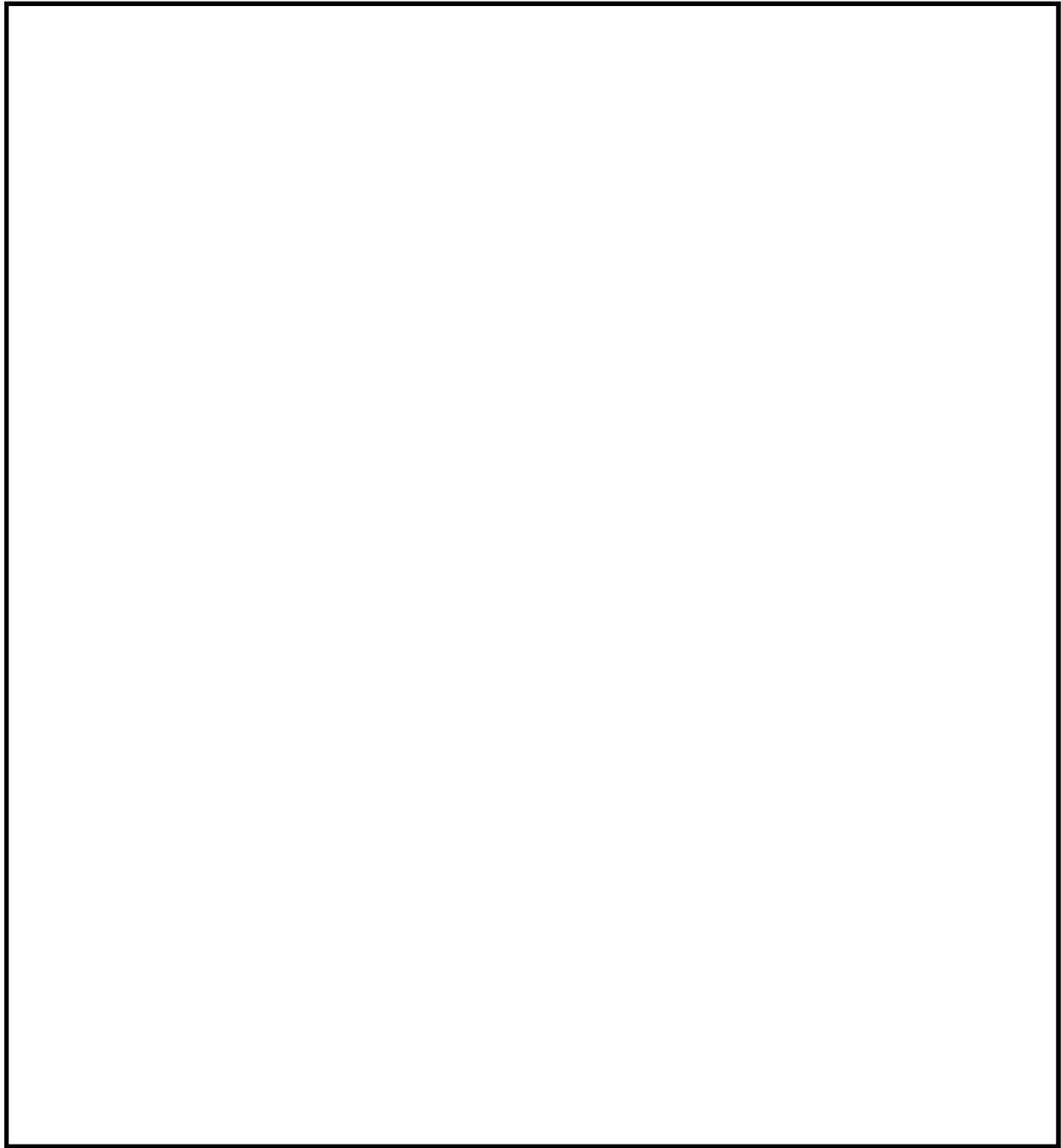
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備		燃料デイトンク		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		(操作不要)	対象外
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		容器 (タンク類)	C
			関連資料	57-4 試験及び検査		
	第 4 号	切り替え性		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	—		
		第 2 号	共用の禁止		二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	対象外
関連資料			—			
第 3 号		共通要因故障防止	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		対象外 (サポート系なし)	—
		関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図			

57-2 配置図

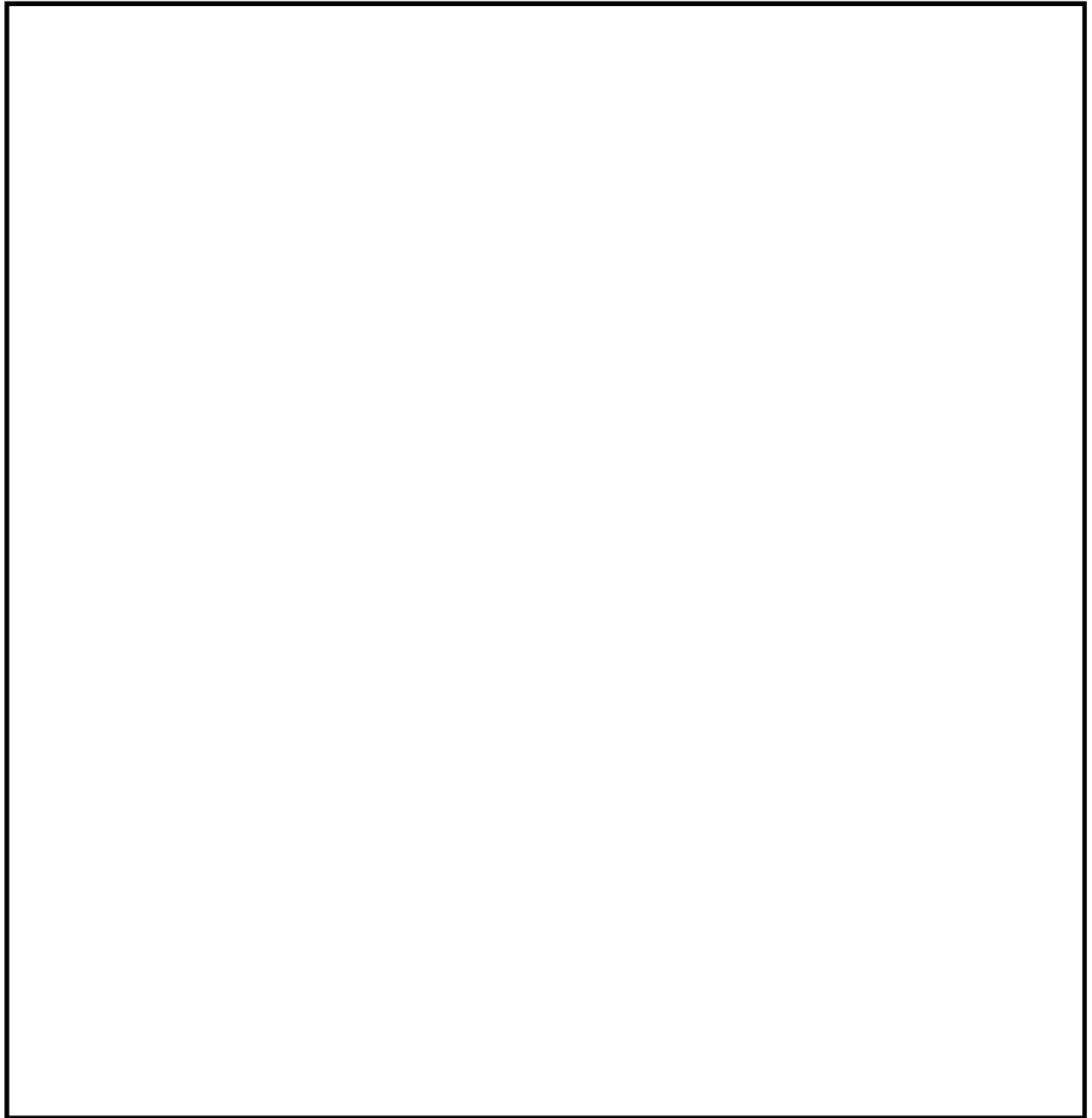


第57-2-1図 原子炉建屋と可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び
可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）配置図

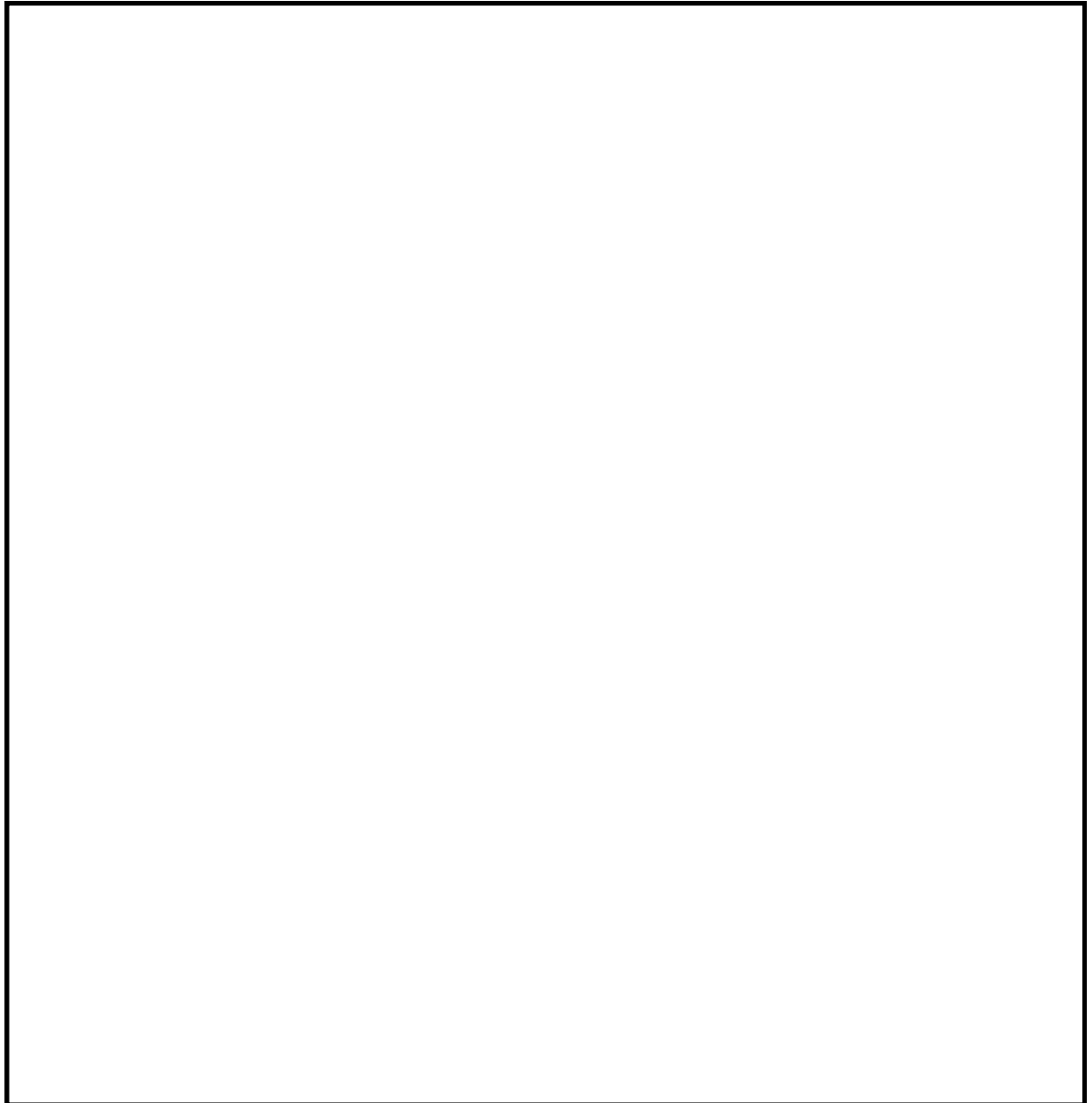


・写真については，一部イメージを含む。

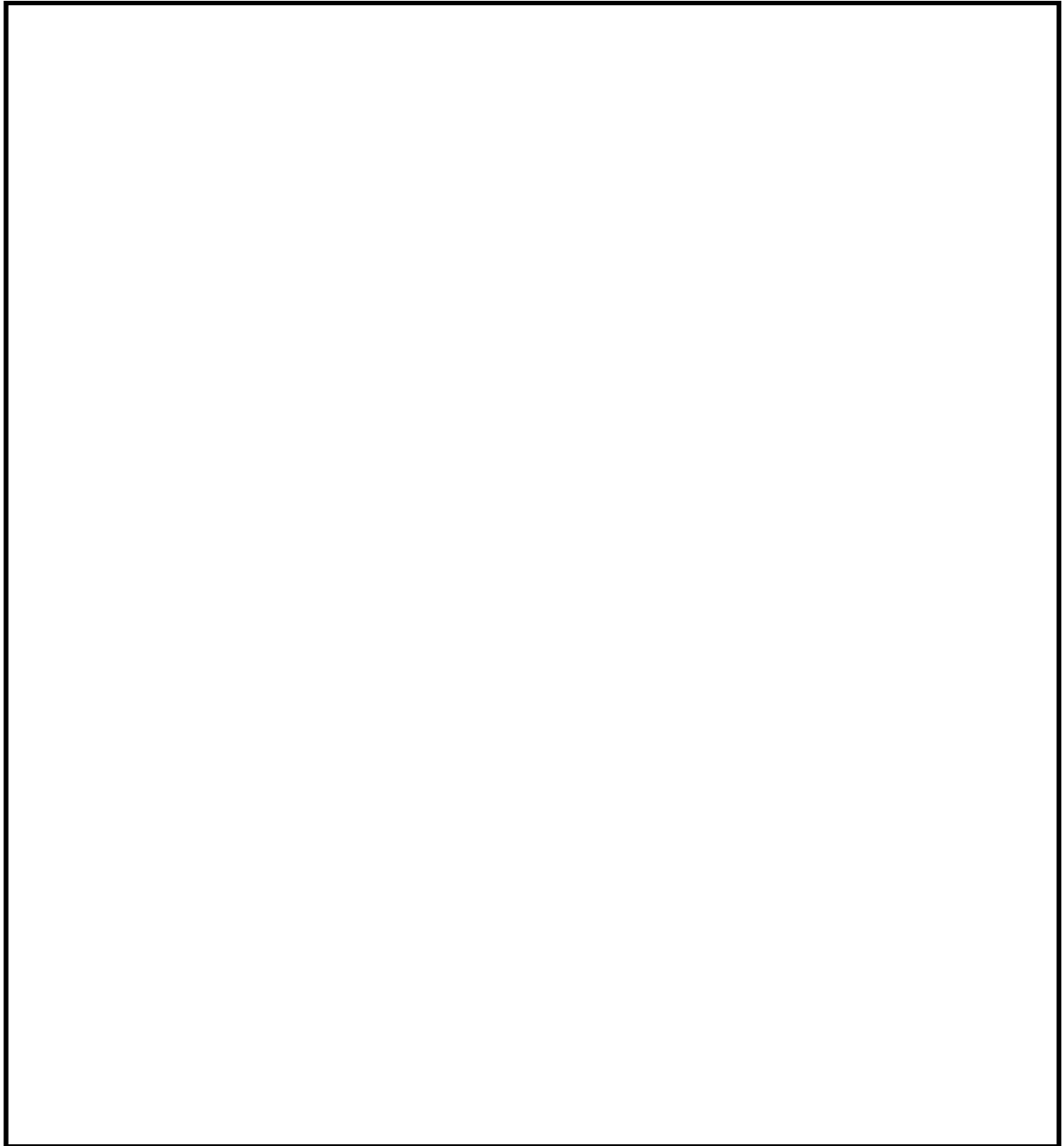
第 57-2-2 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（常設代替高圧電源装置）



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

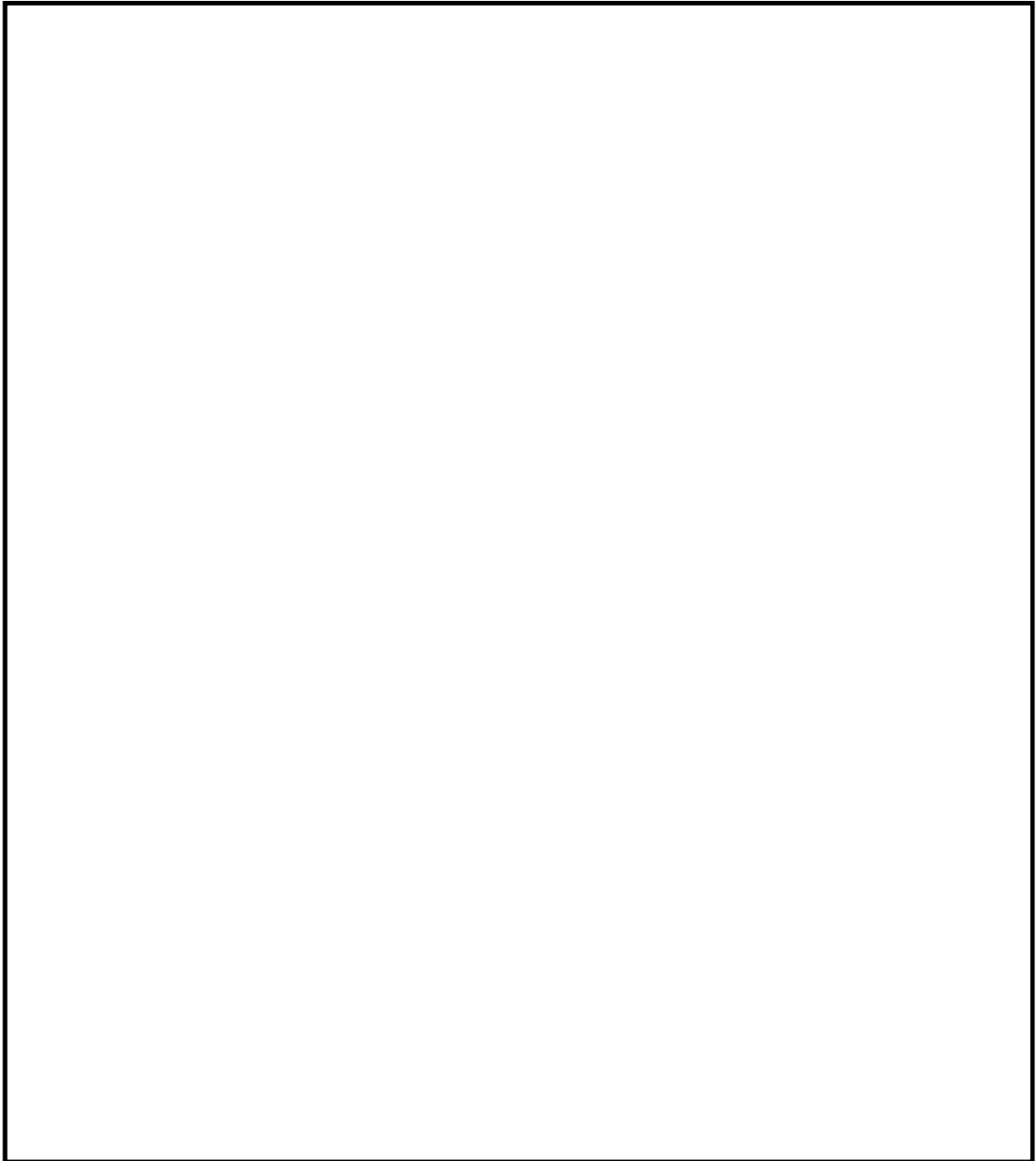


第 57-2-4 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ）

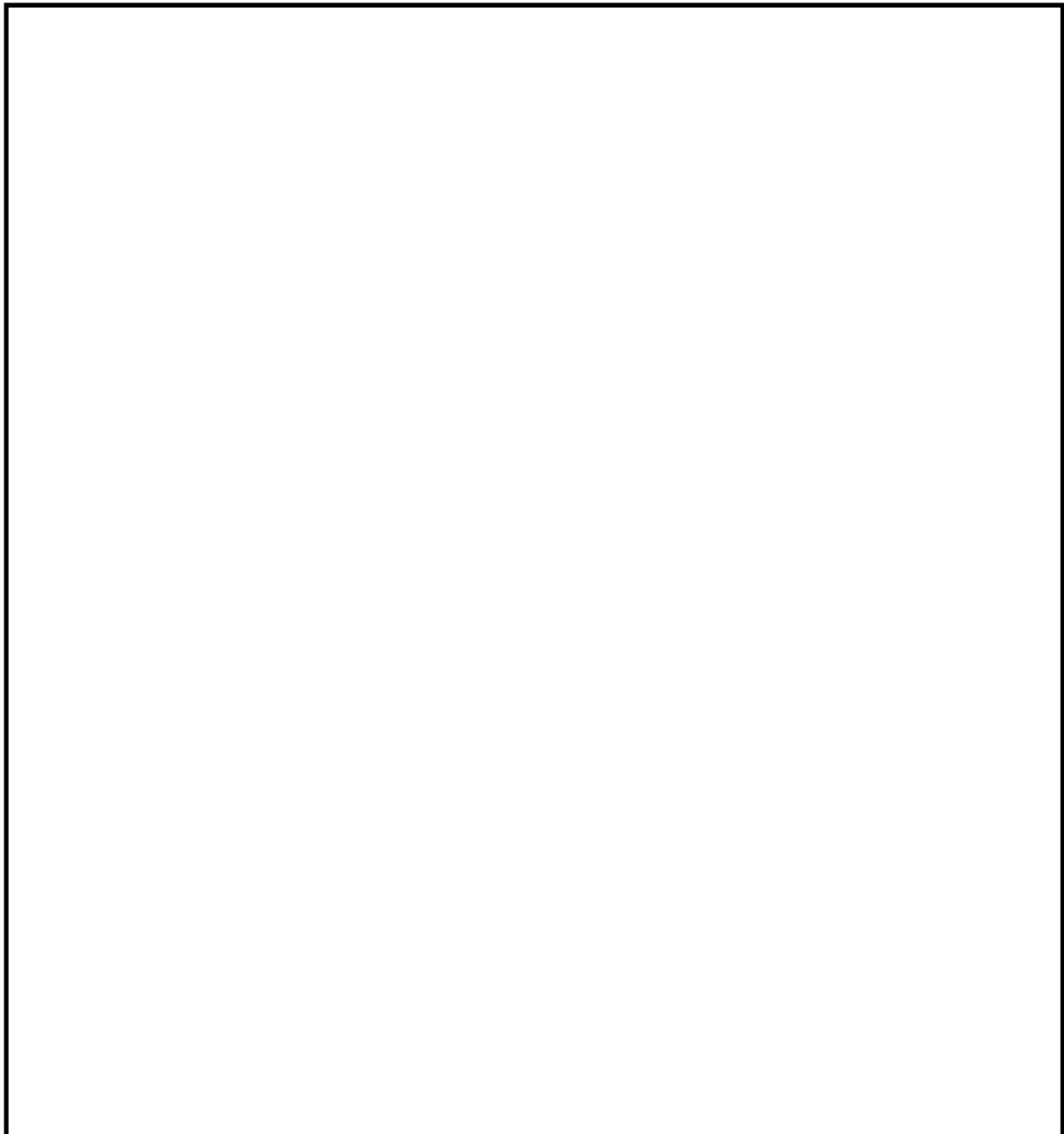


・写真については，一部イメージを含む。

第57-2-5図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所）（可搬型代替低圧電源車）

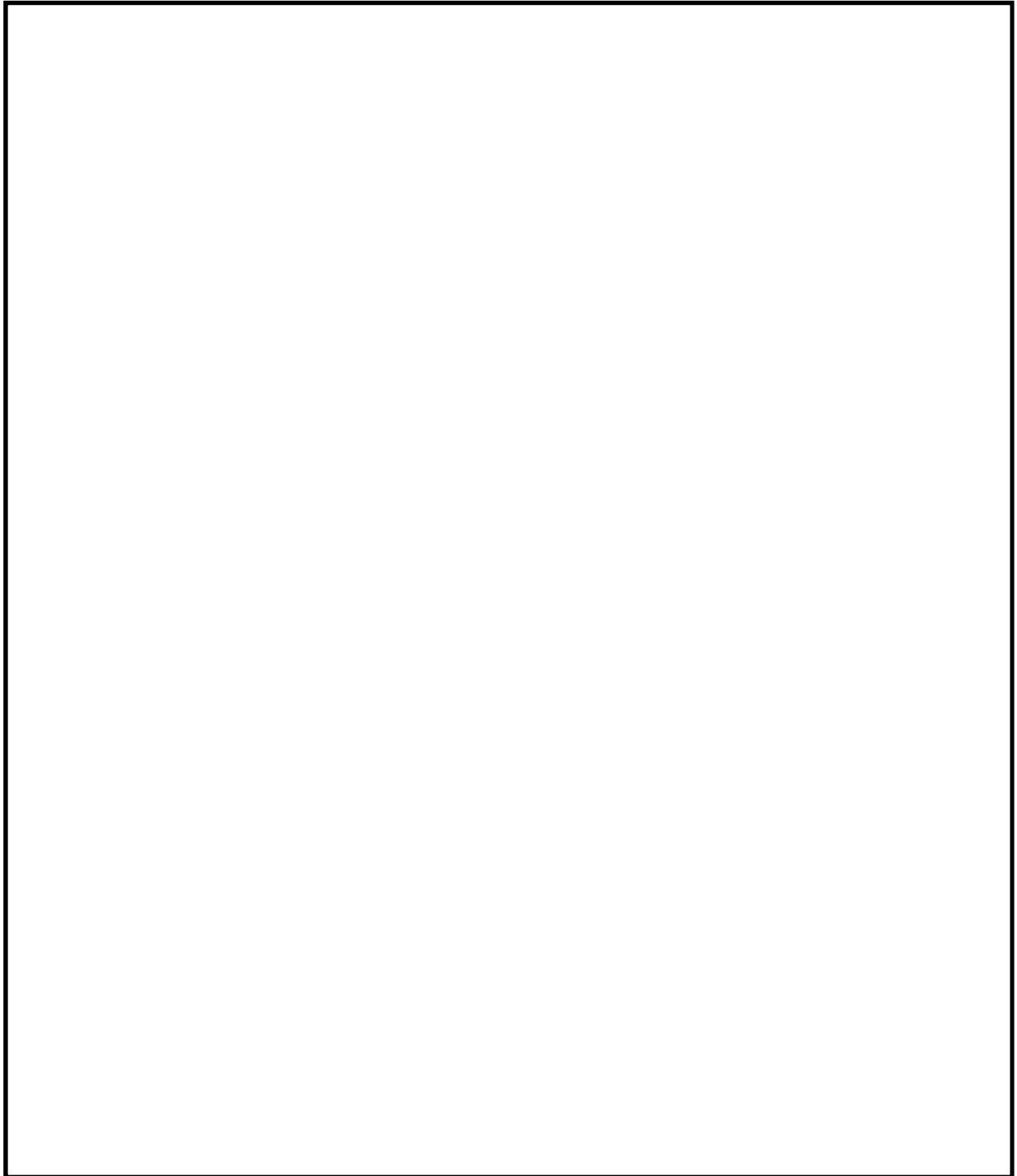


第57-2-6図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（可搬型設備用軽油タンク）



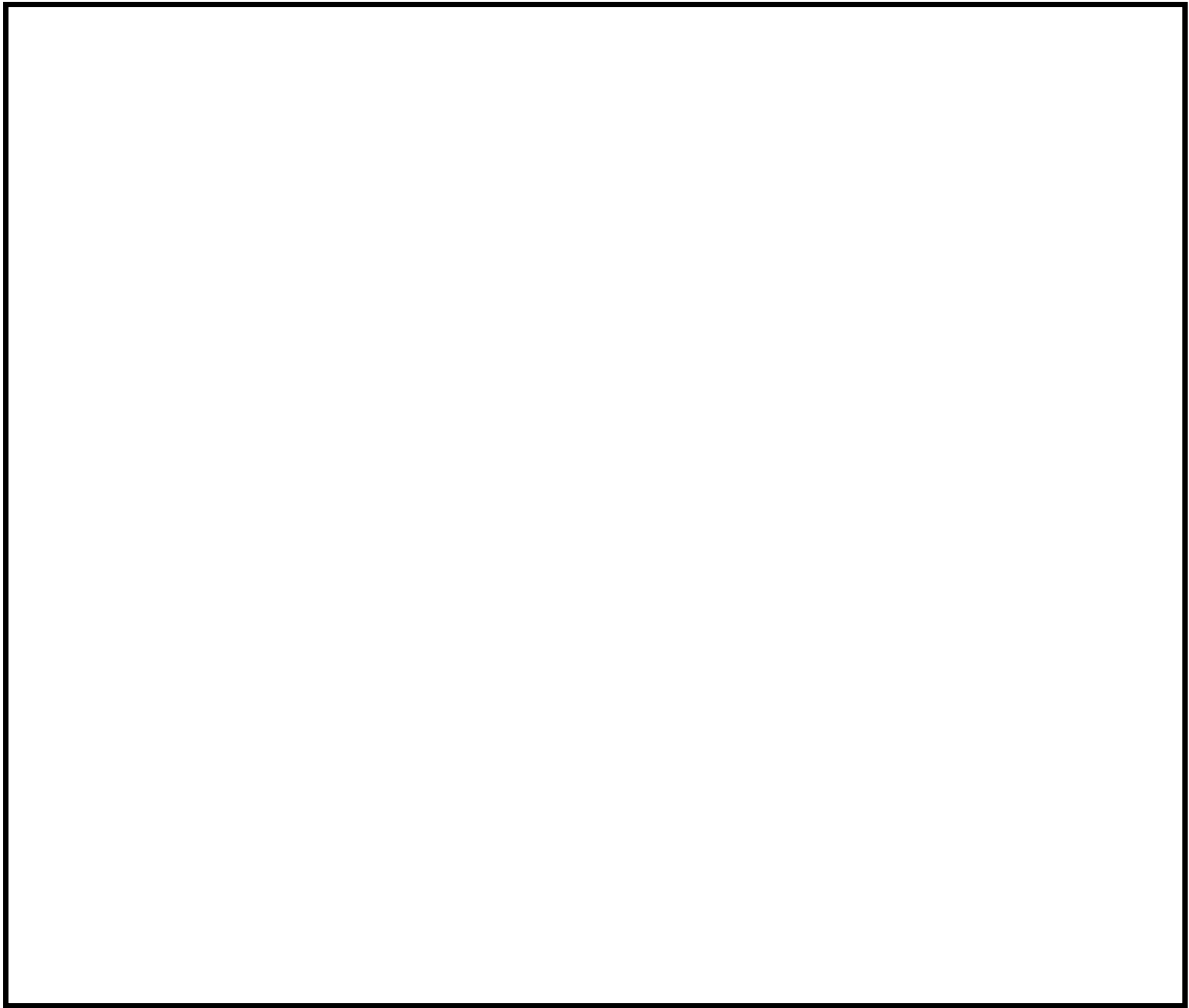
・写真については，一部イメージを含む。

第57-2-7図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（可搬型重大
事故等対処設備保管場所・設置場所）（タンクローリ）



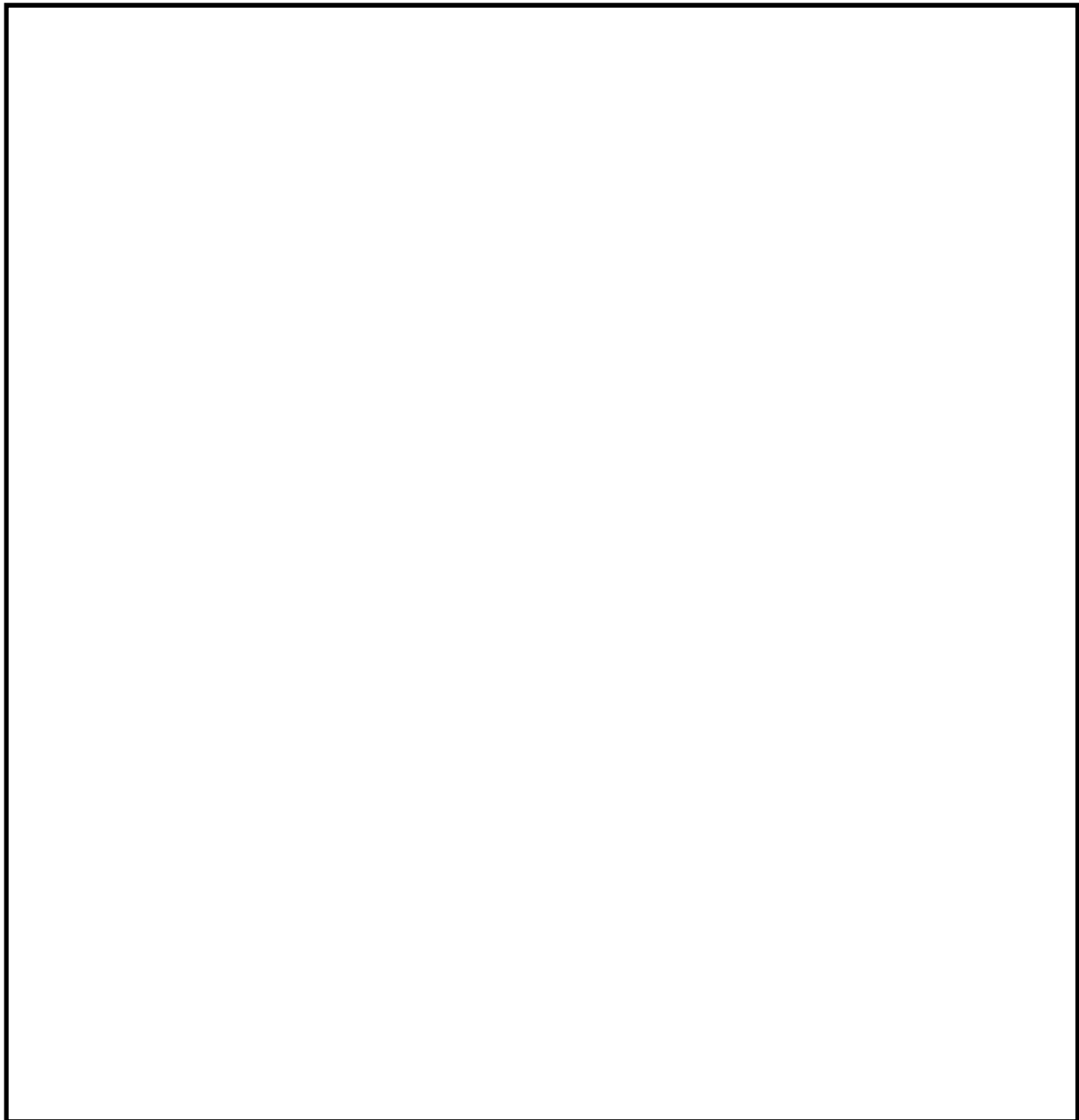
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-8 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（125V 系蓄電池 A 系）（125V 系蓄電池 B 系）（中性子モニタ用蓄電池 A 系）（中性子モニタ用蓄電池 B 系）



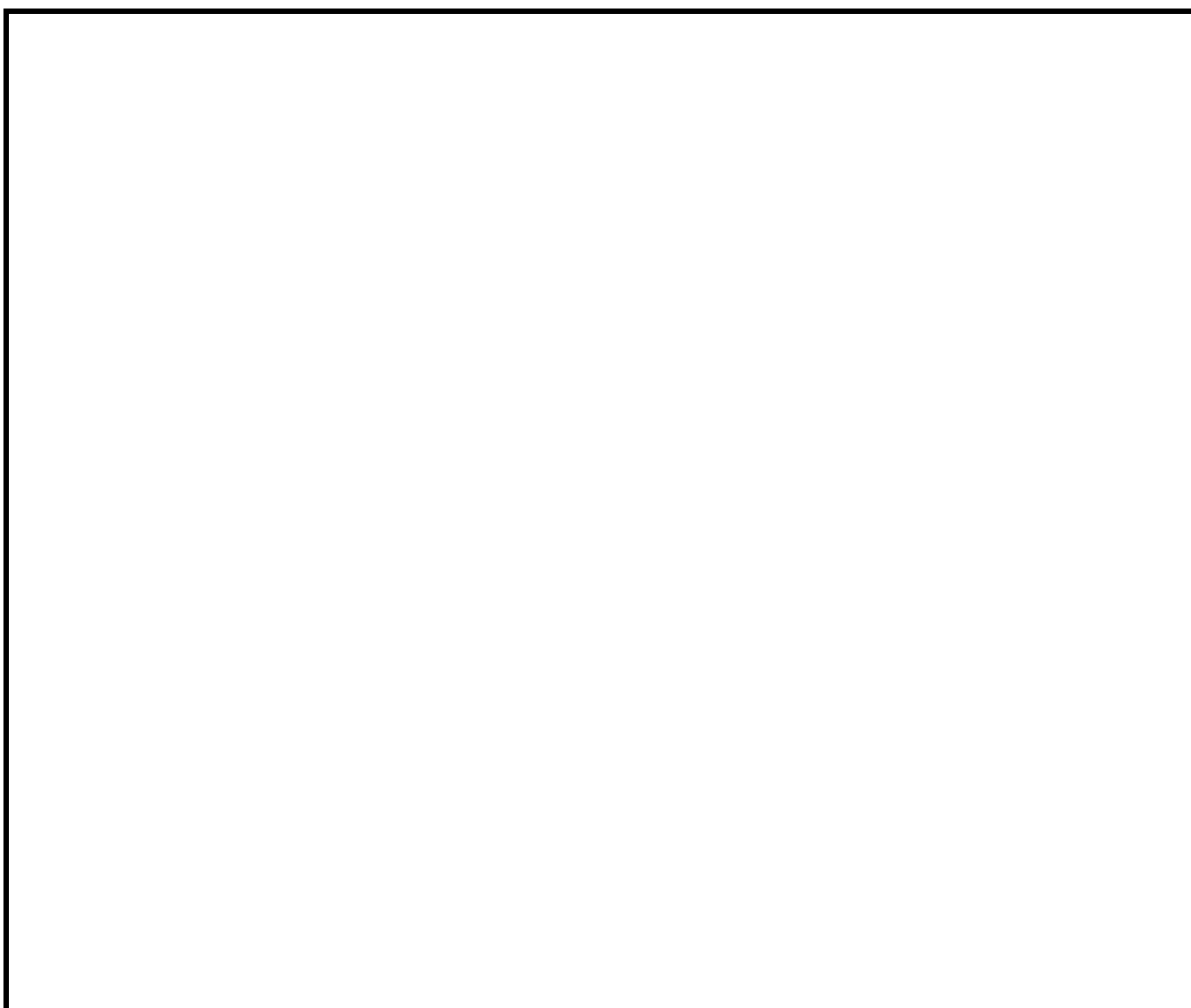
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-9 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（125V 系蓄電池 H P C S 系）



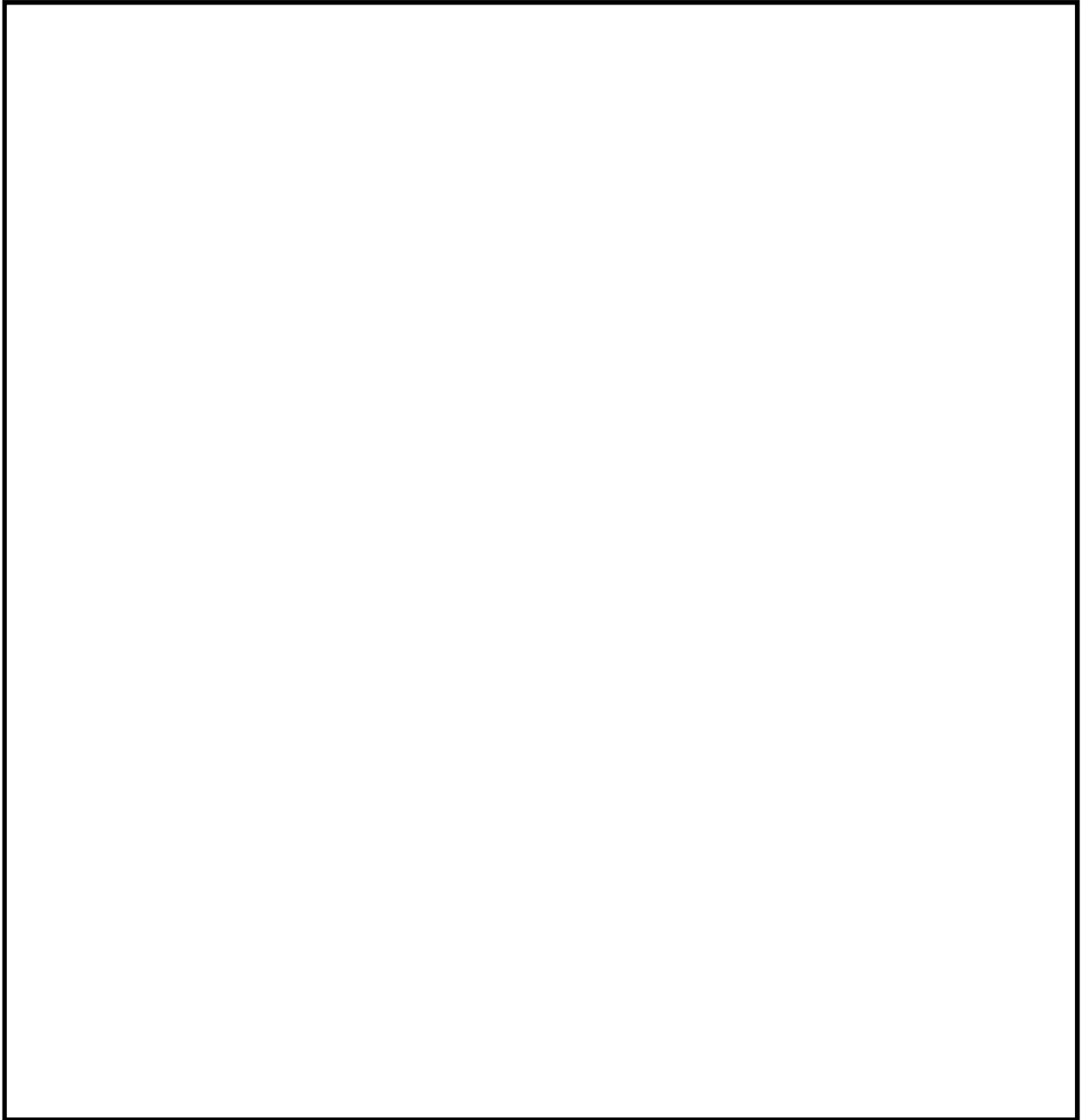
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-10 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所）（可搬型整流器）



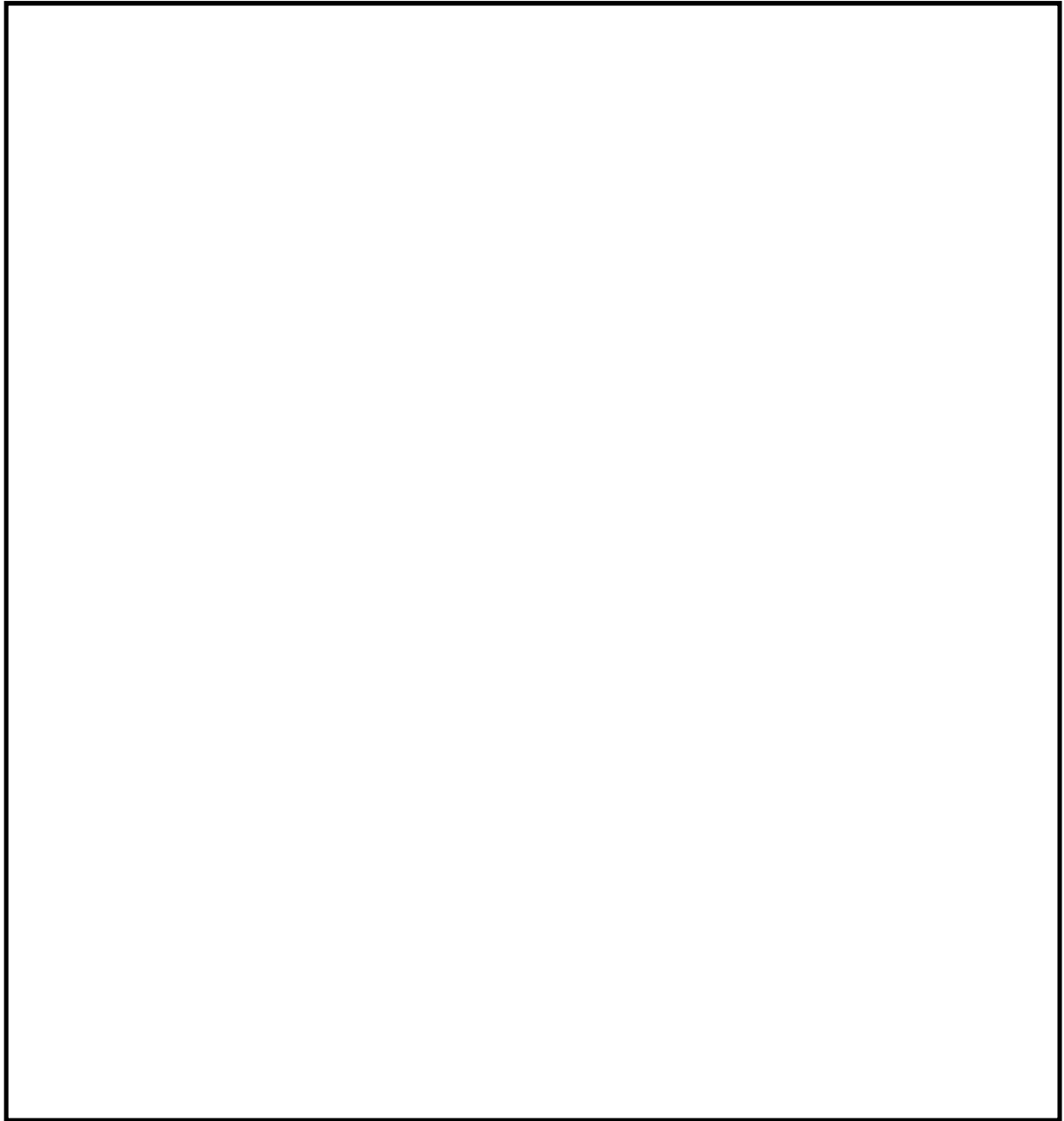
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-11 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用 125V 系蓄電池）



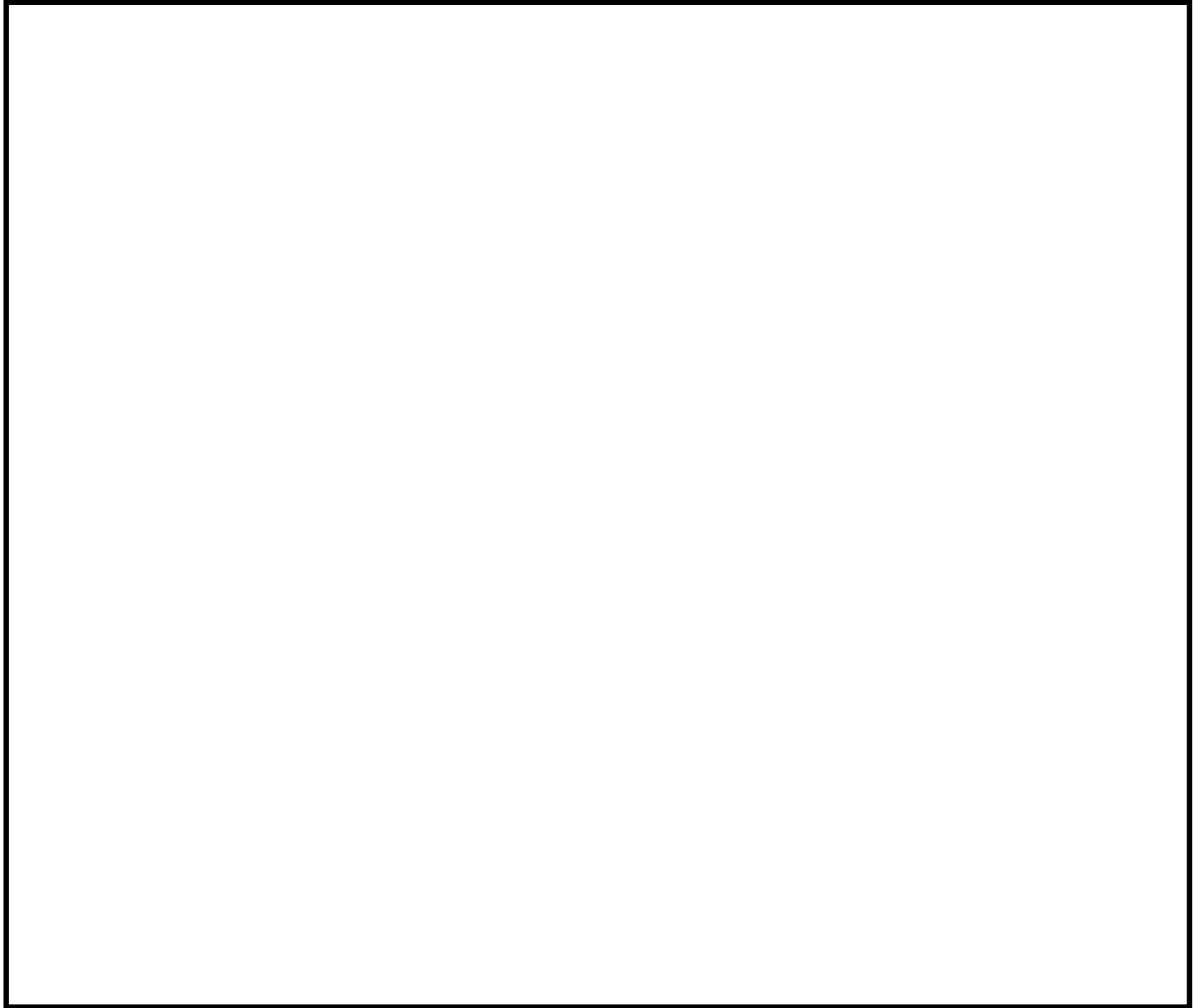
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-12 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用M/C）

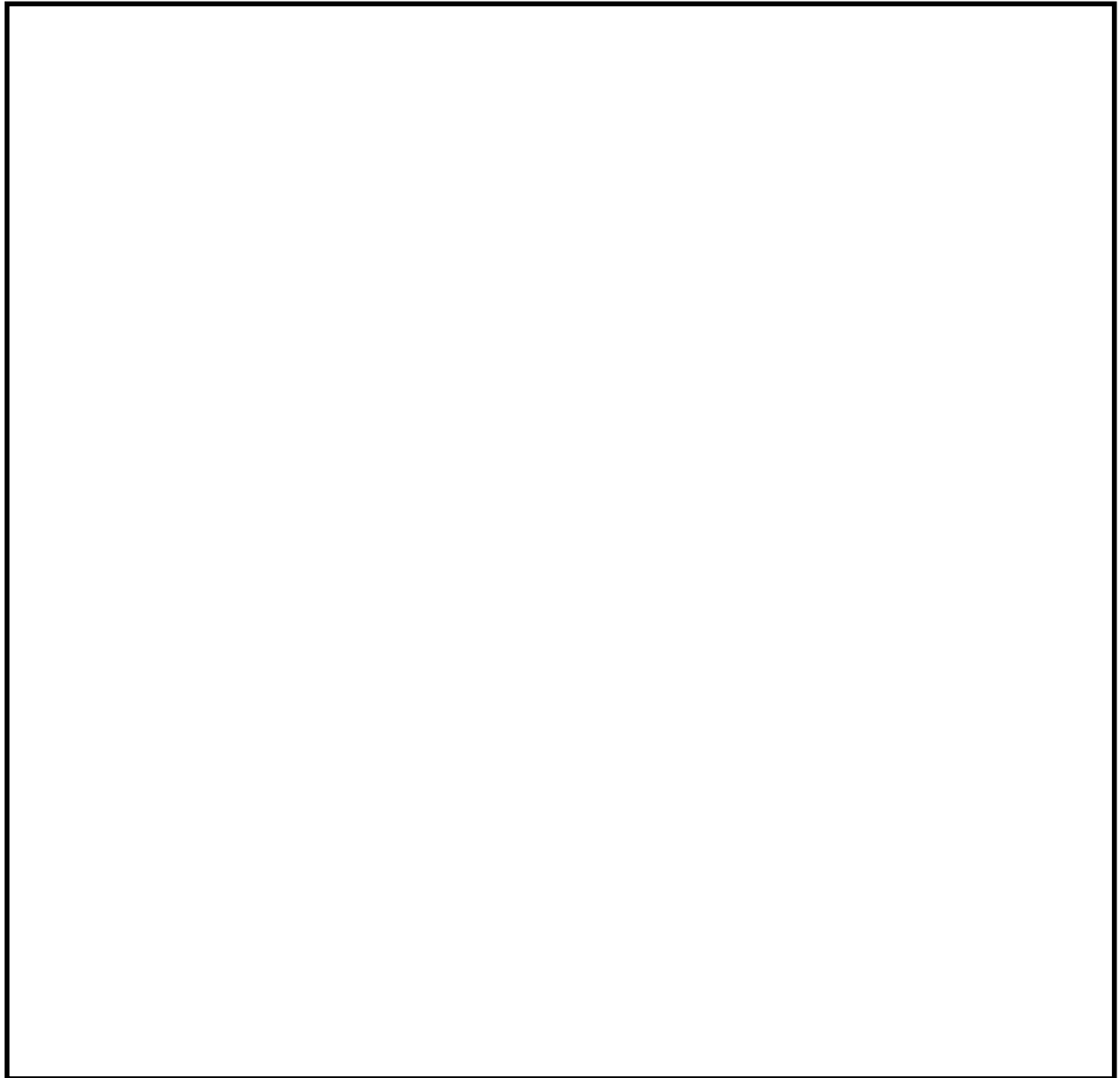


・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-13 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用 P / C）

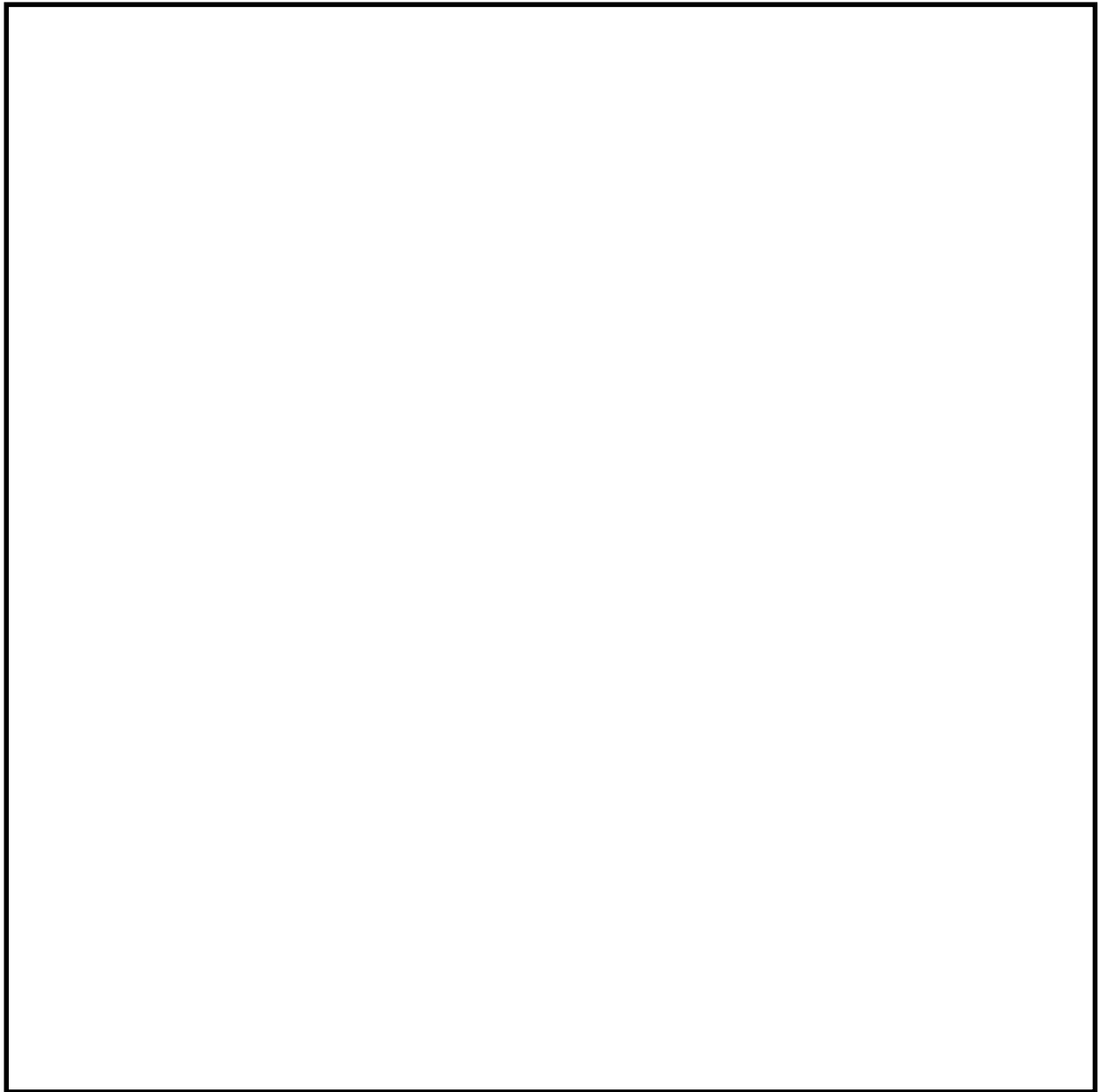


第57-2-14図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大
事故等対処設備設置場所）（緊急用直流125V主母線盤）



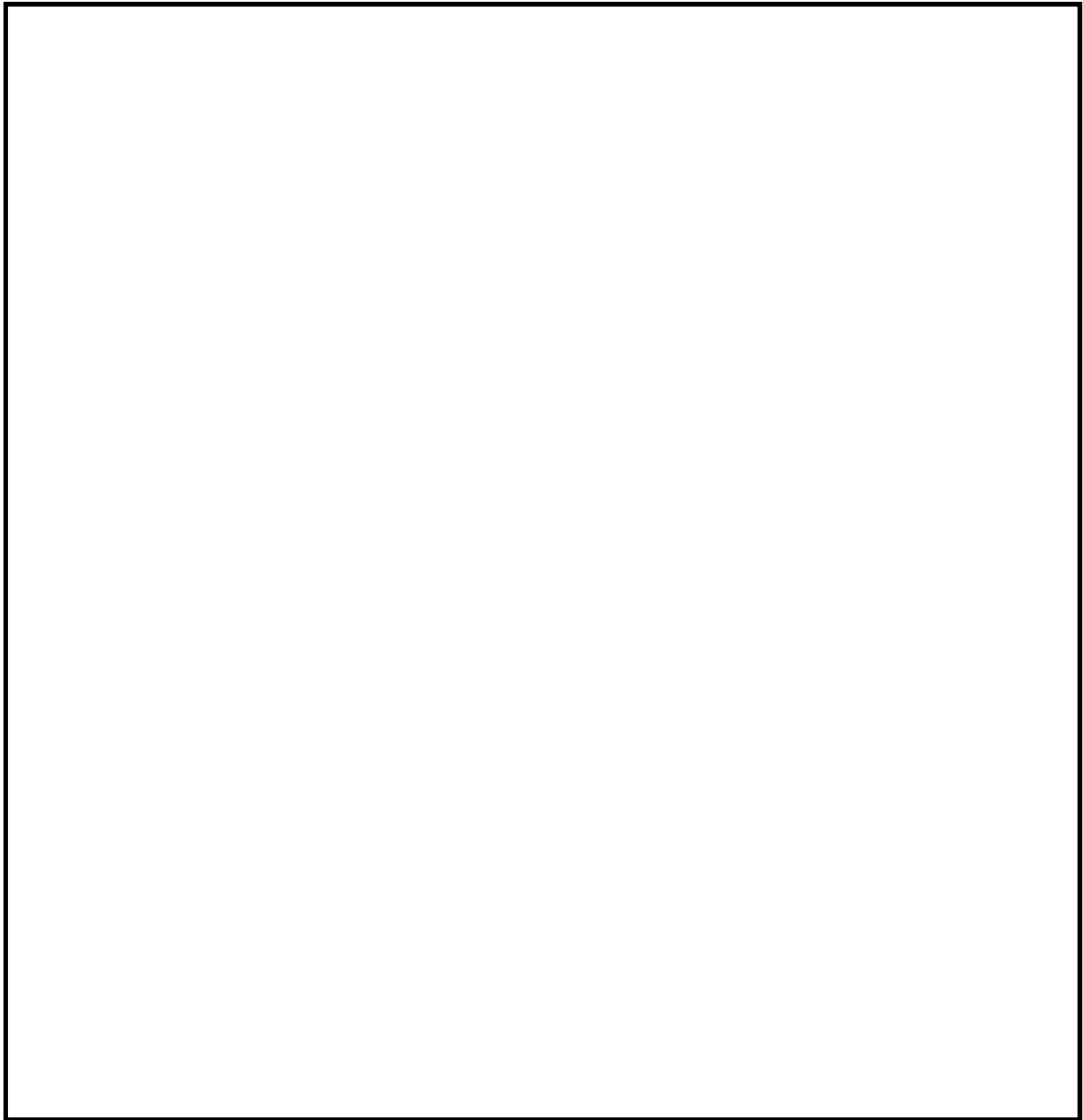
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-15 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2 C D/G）（2 D D/G）（H P C S D/G）



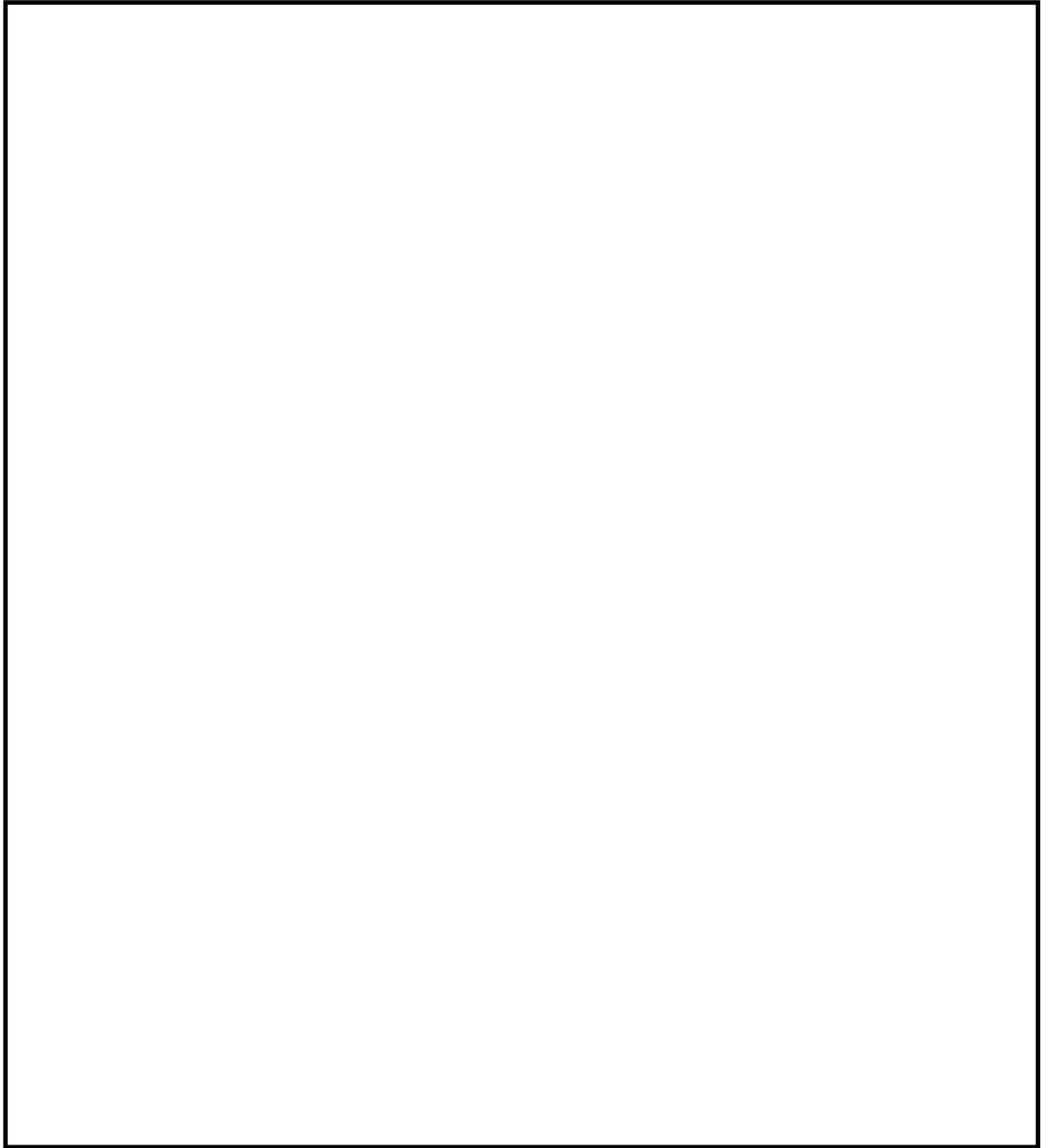
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-16 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2C・2D・HPCS D/G燃料油デイトンク）



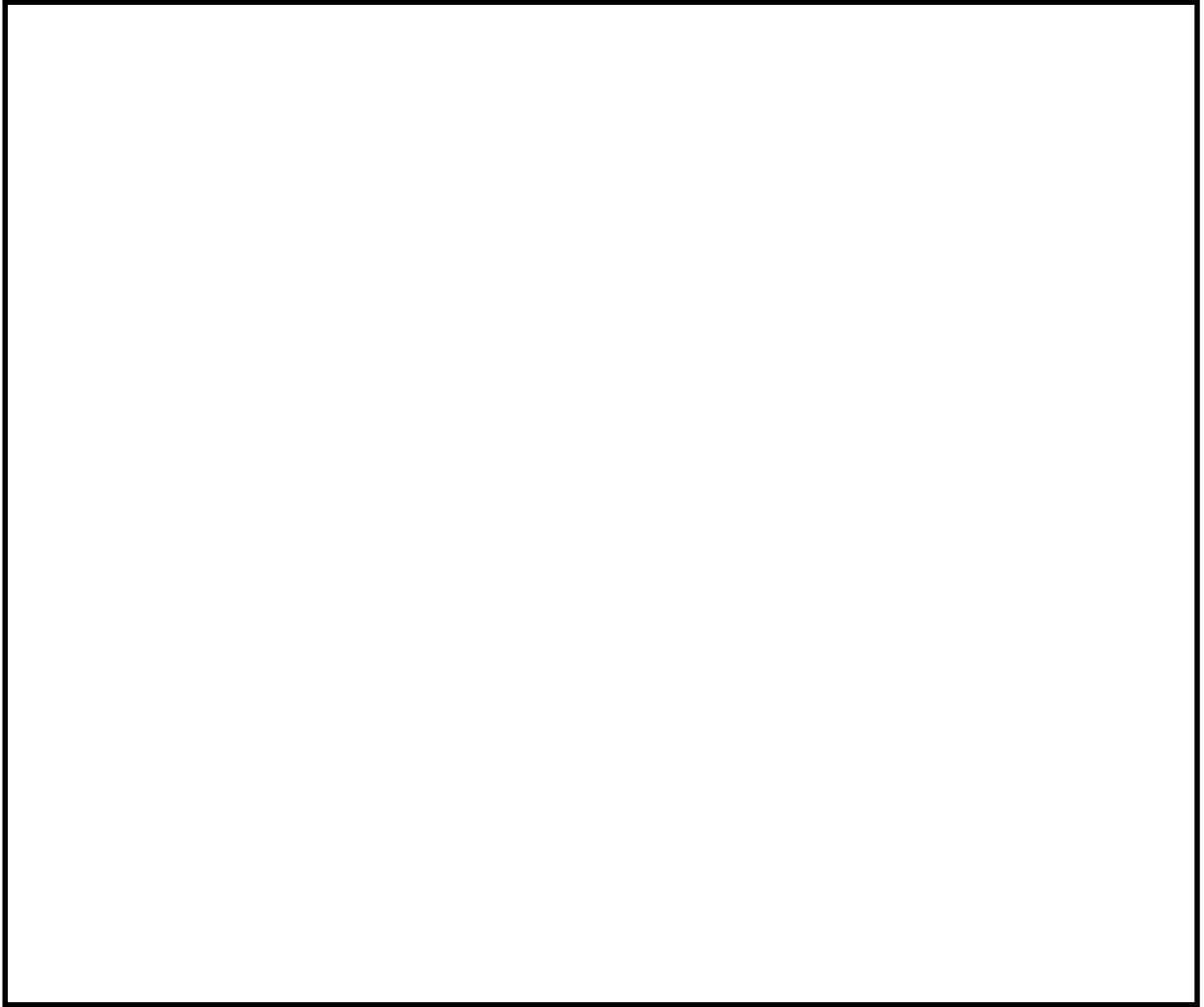
・写真については，一部イメージを含む。

第57-2-17図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）（2 D 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）



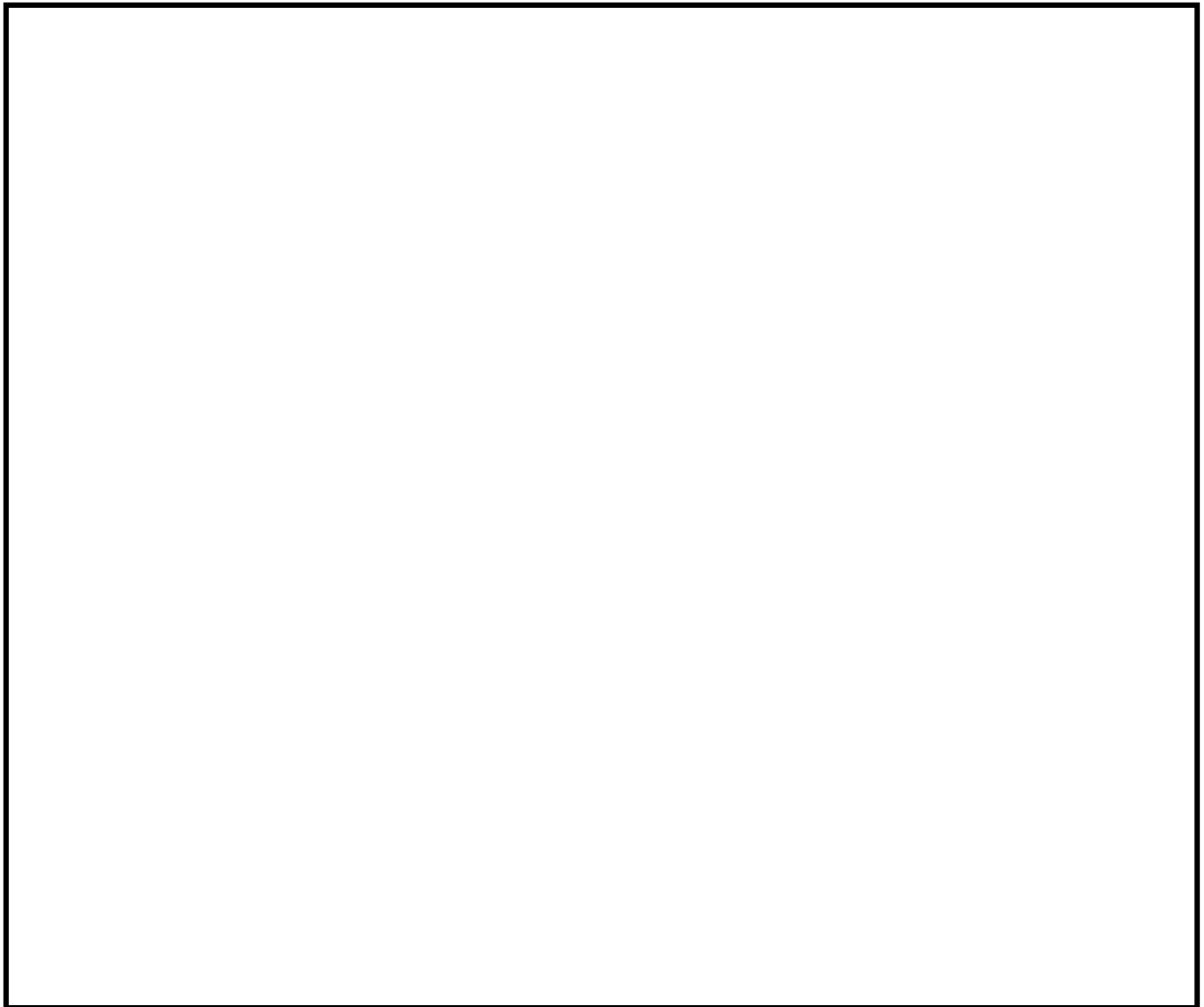
・写真については，一部イメージを含む。

第57-2-18図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）（2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ）（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ）



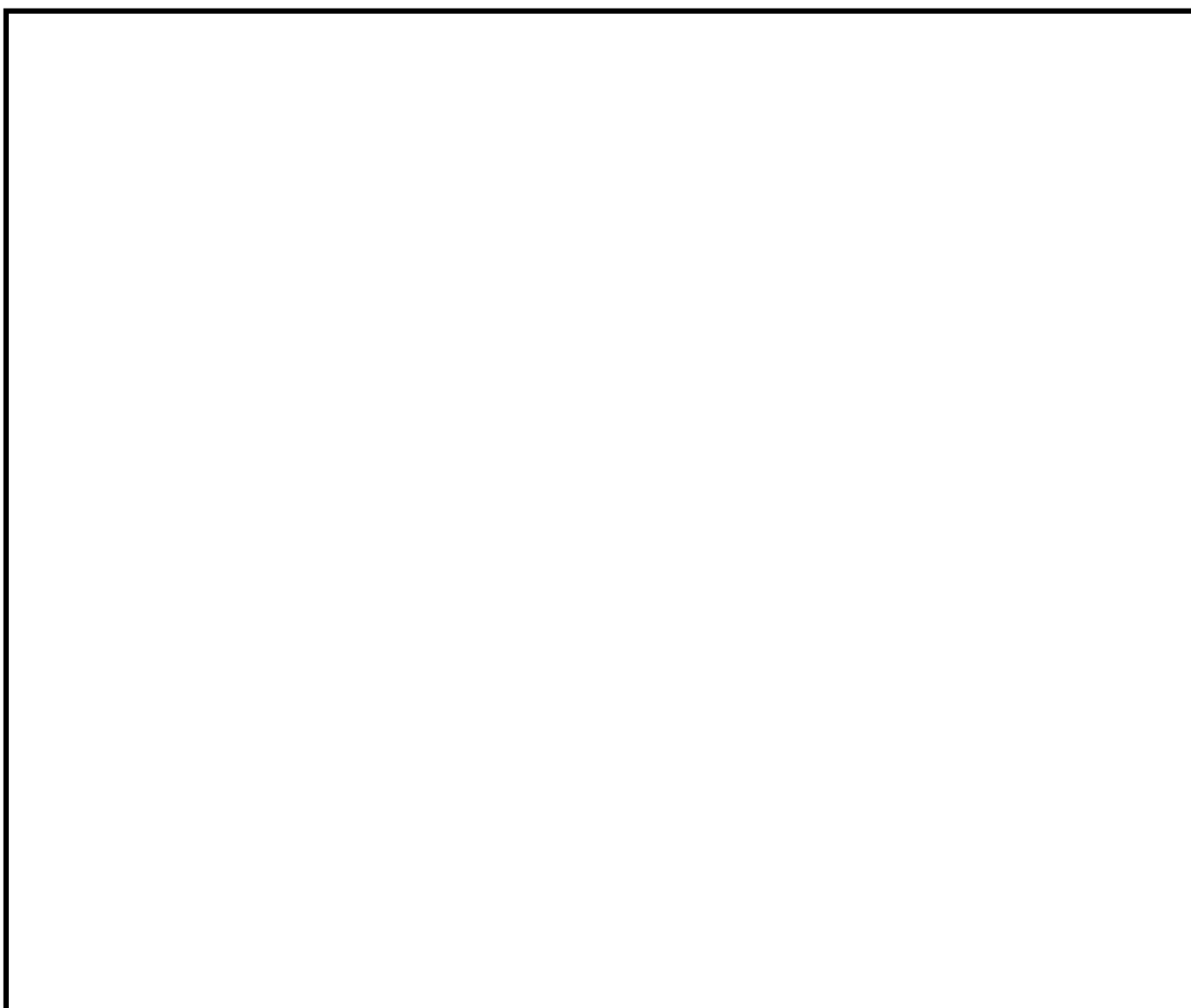
・写真については，一部イメージを含む。

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）（緊急用電源切替盤）（1 / 3）



・写真については，一部イメージを含む。

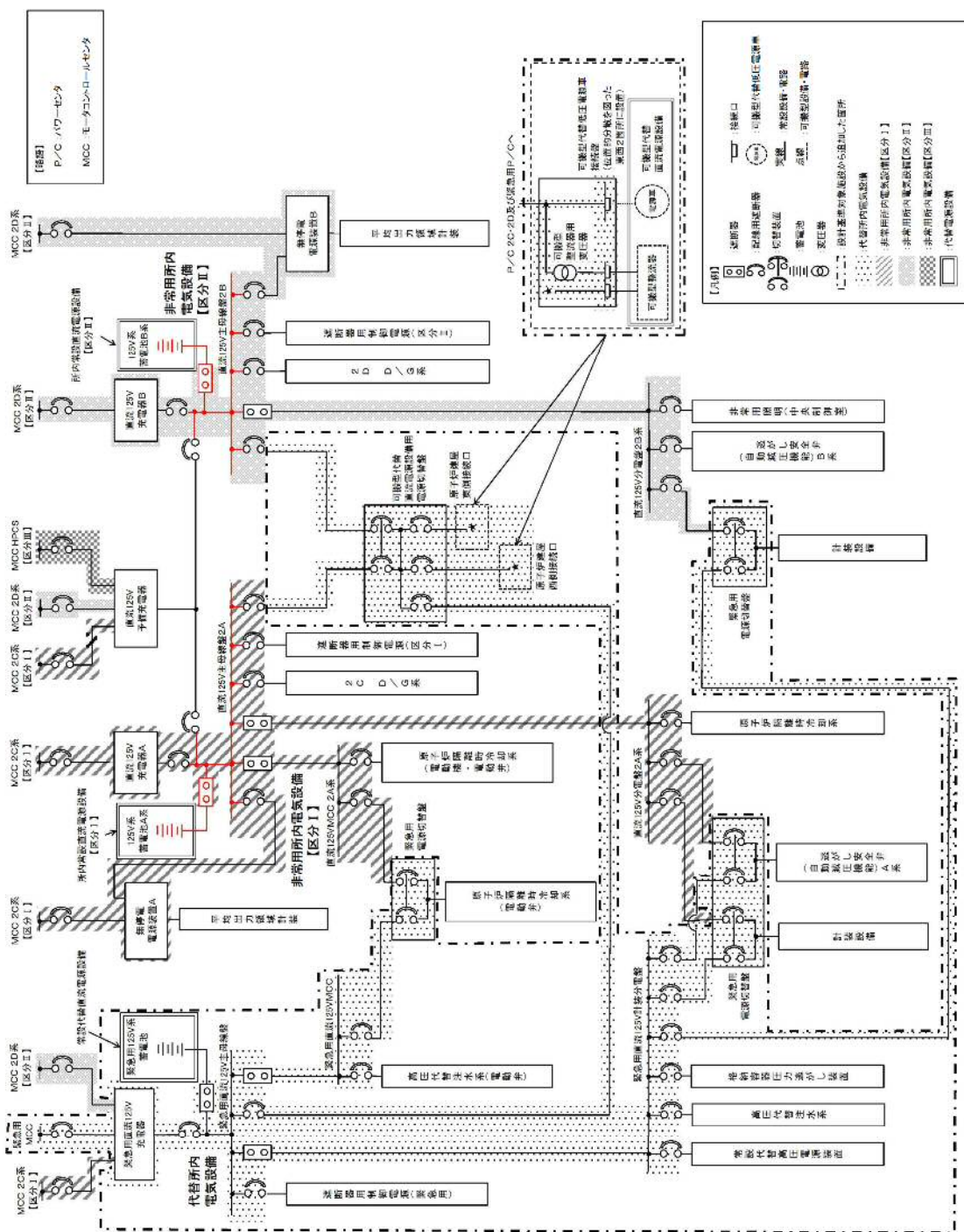
第57-2-19図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大
事故等対処設備設置場所）（緊急用電源切替盤）（2 / 3）



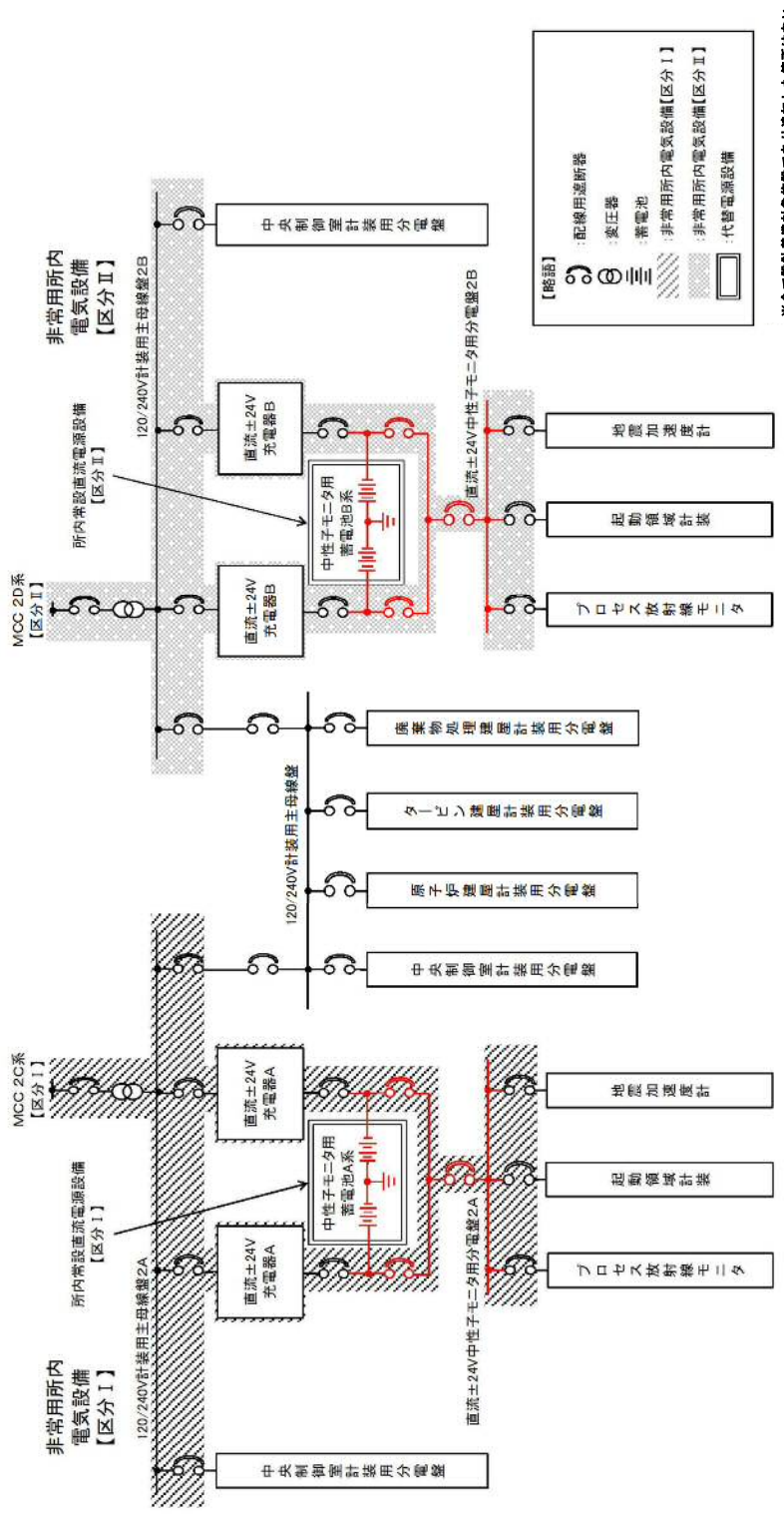
・写真については，一部イメージを含む。

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）（緊急用電源切替盤）（3 / 3）

57-3 系統図

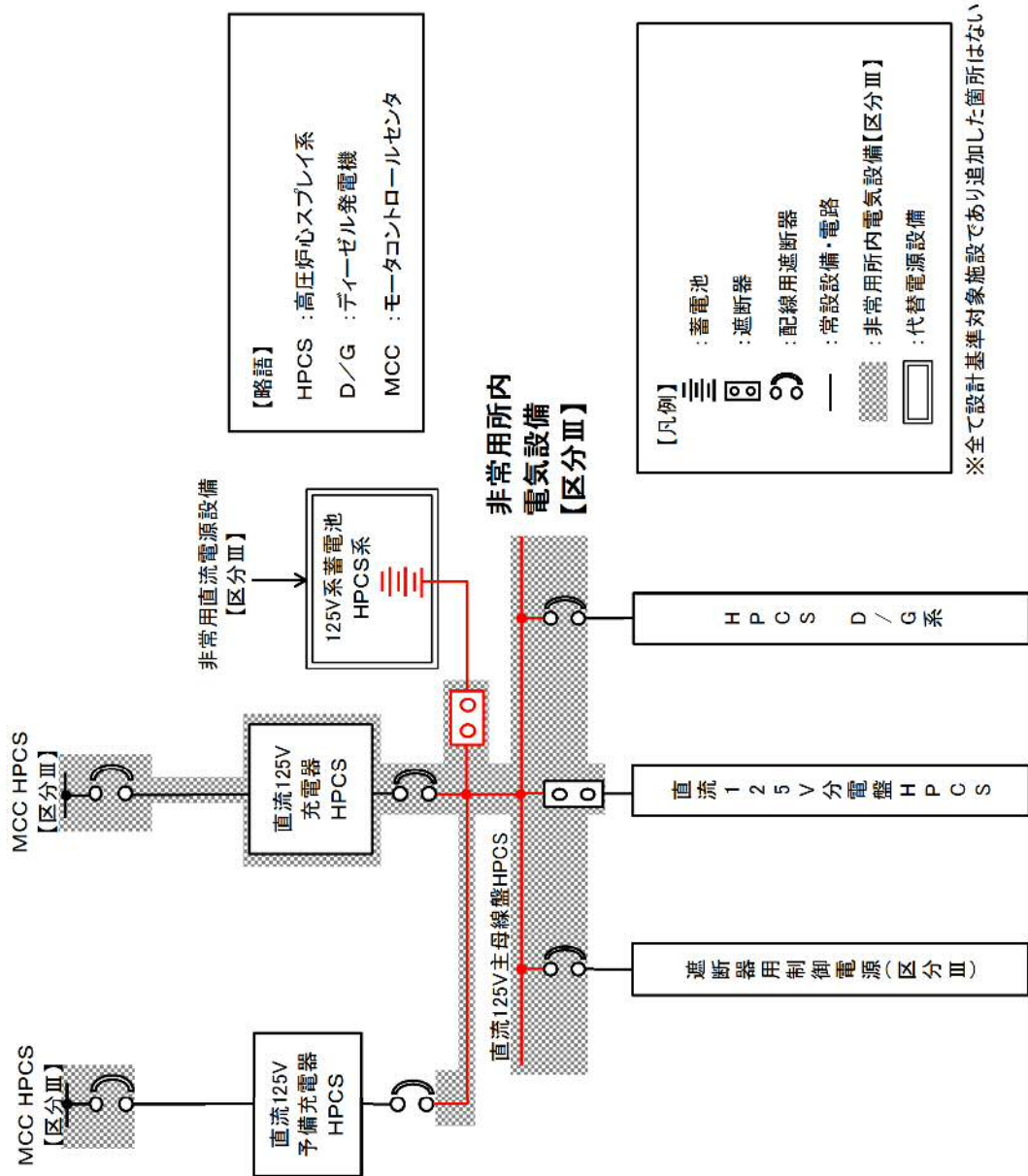


第 57-3-3 図 所内常設直流電源設備系統図 (1/3)



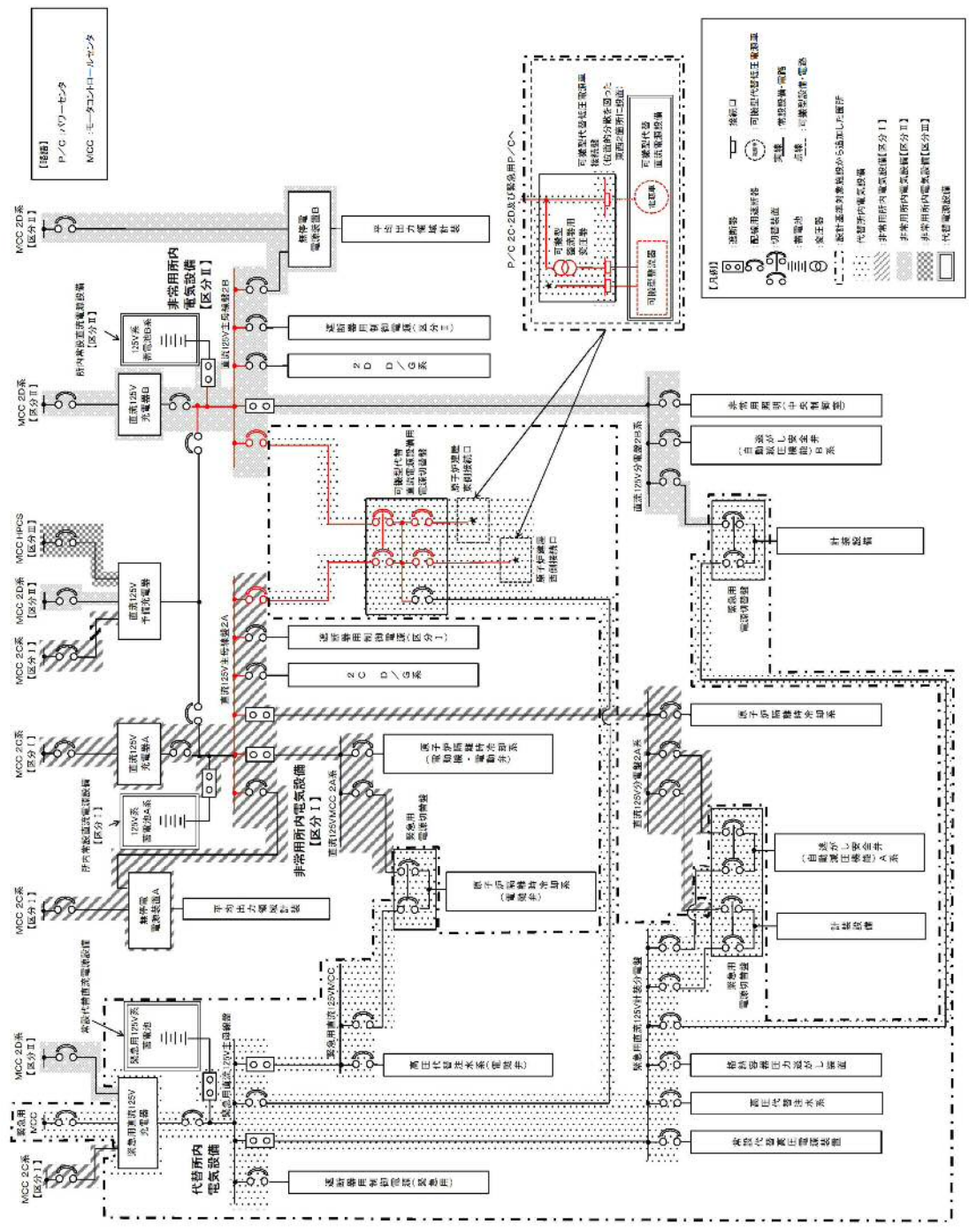
※全て設計書機材表掲載であり追加した箇所はない

第 57-3-4 図 所内常設直流電源設備系統図 (2/3)

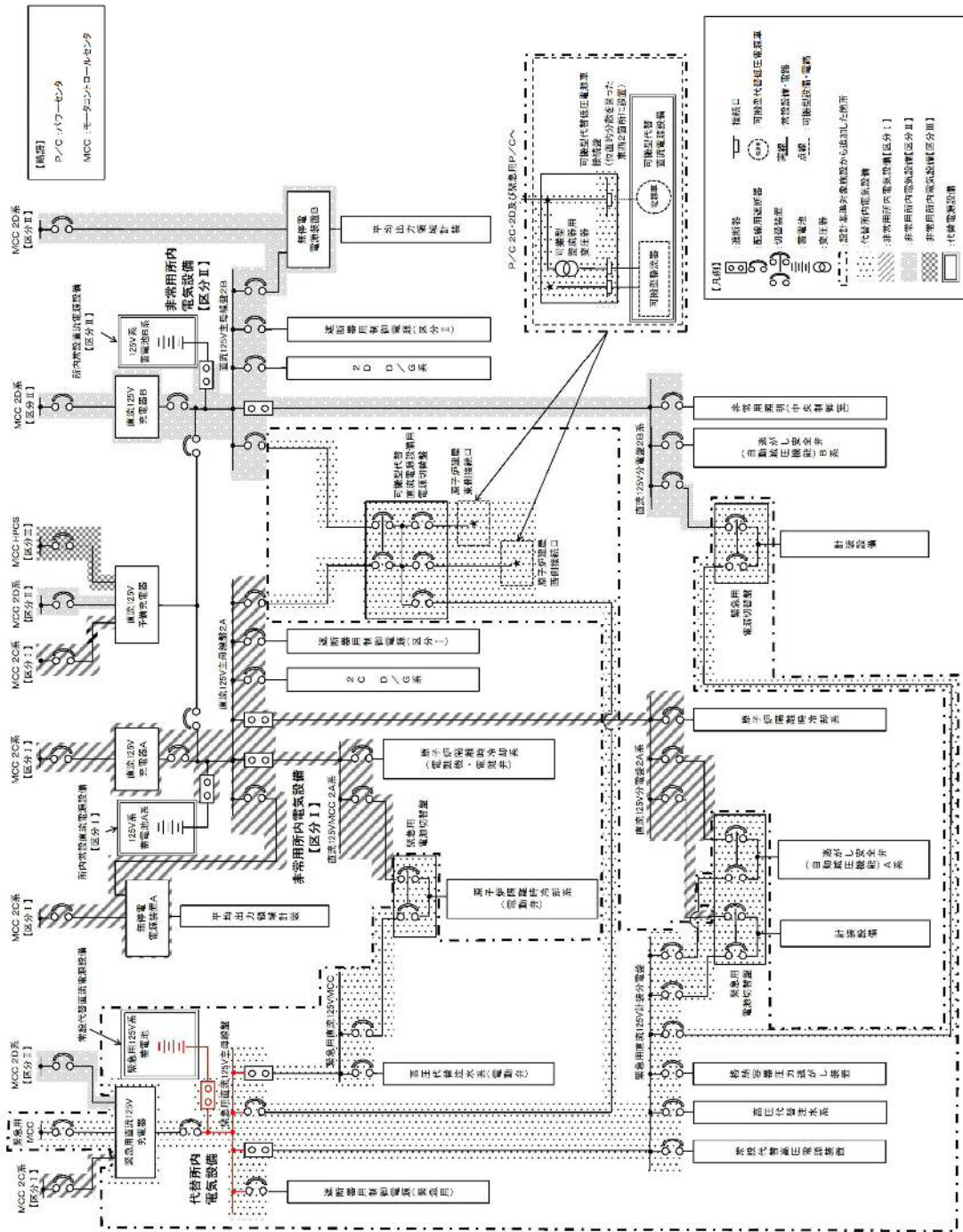


※全て設計基準対象施設であり追加した箇所はない

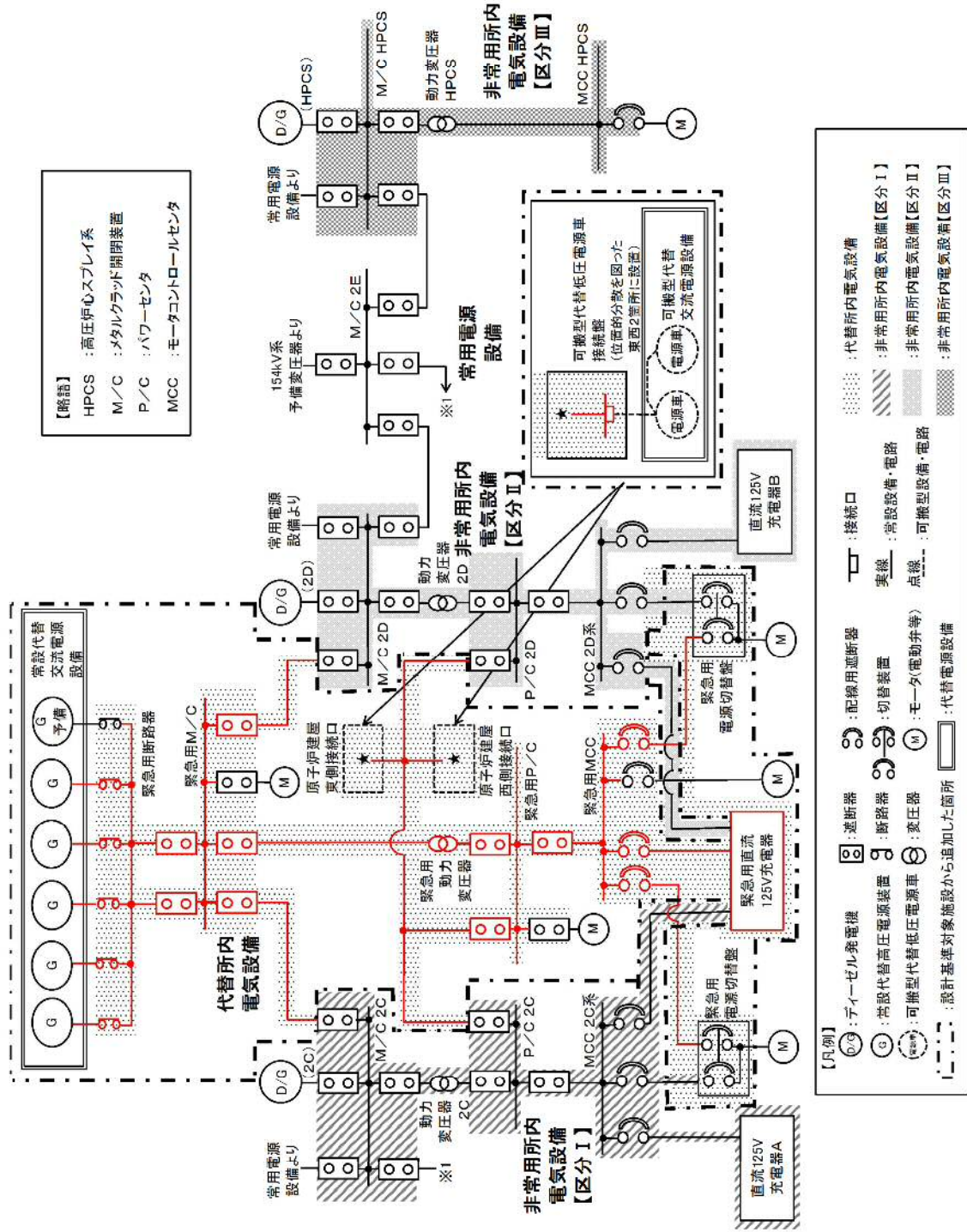
第 57-3-5 図 所内常設直流電源設備系統図 (3/3)



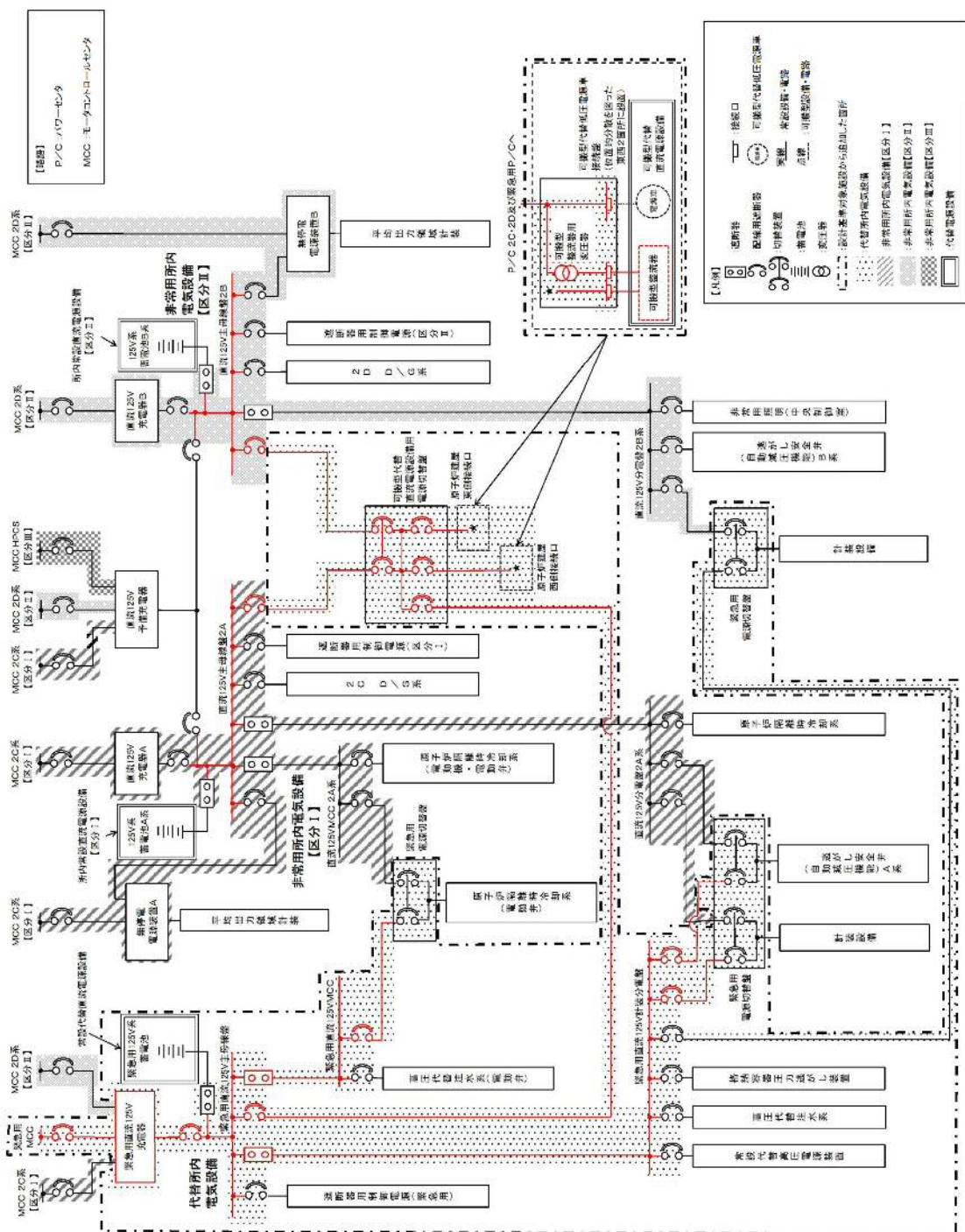
第 57-3-6 图 可搬型代替直流电源设备系统图



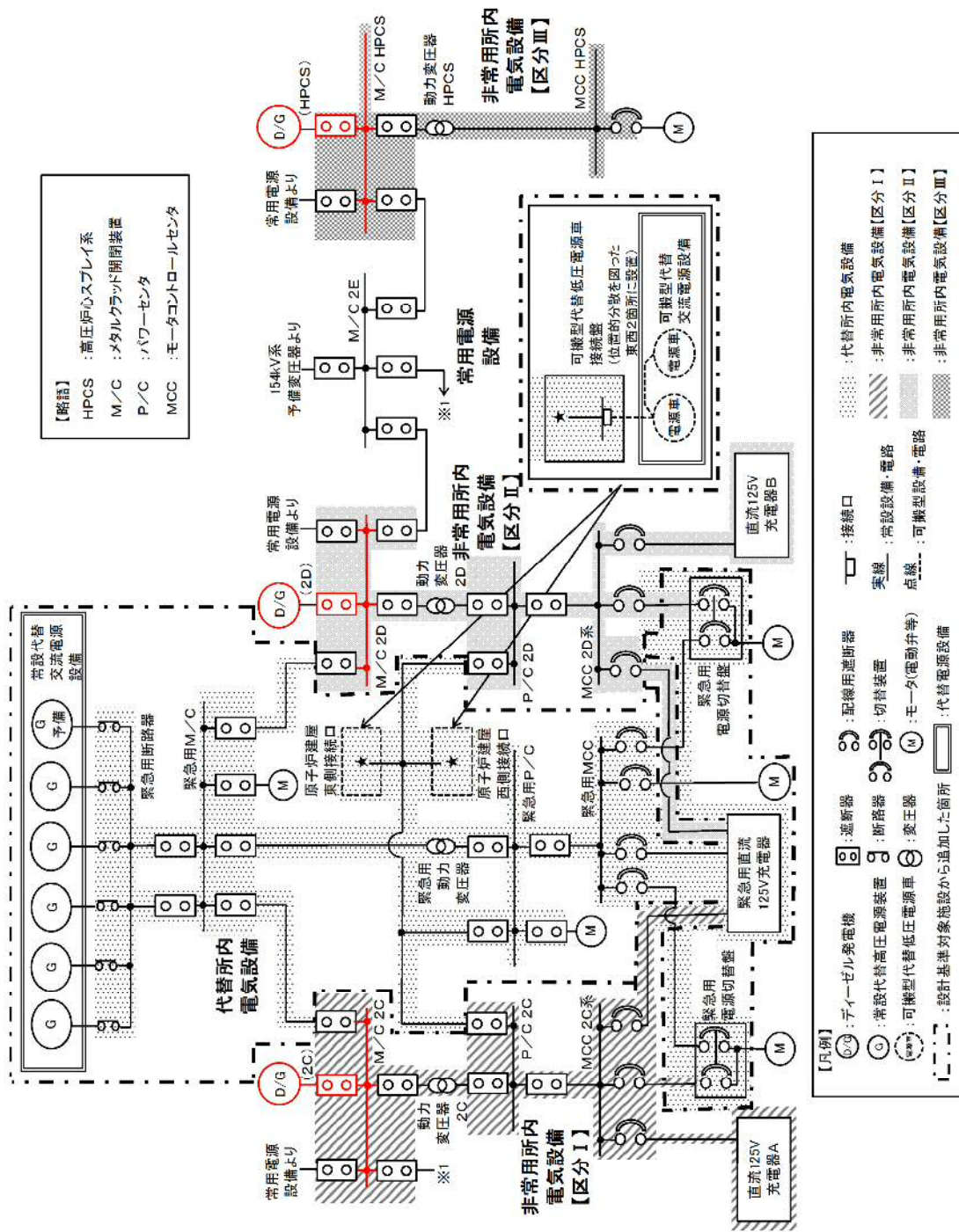
第 57-3-7 図 常設代替直流電源設備系統図



第 57-3-8 図 代替所内電気設備系統図 (1/2)

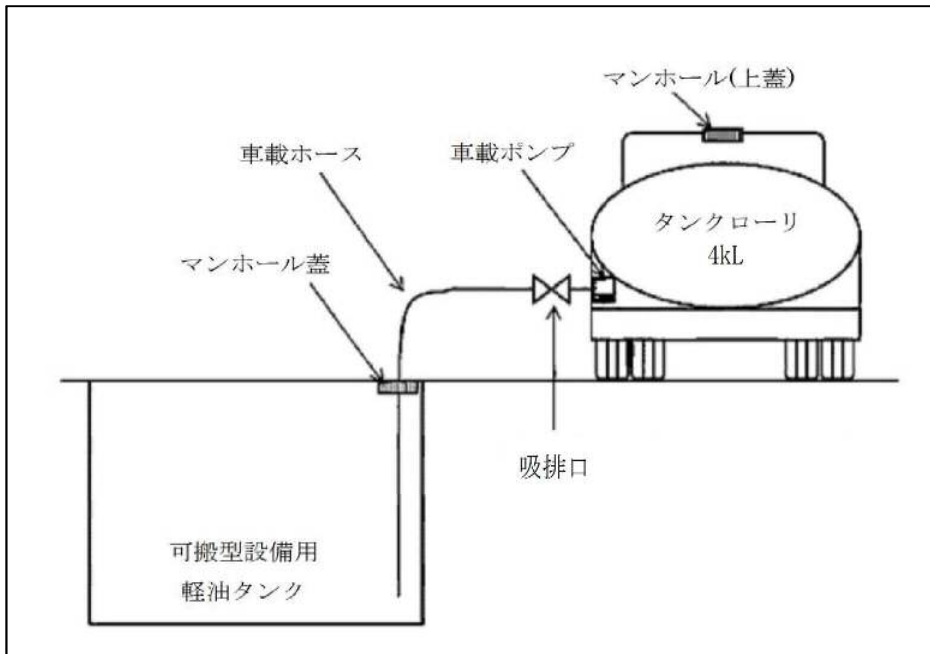


第 57-3-9 図 代替所内電気設備系統図 (2/2)



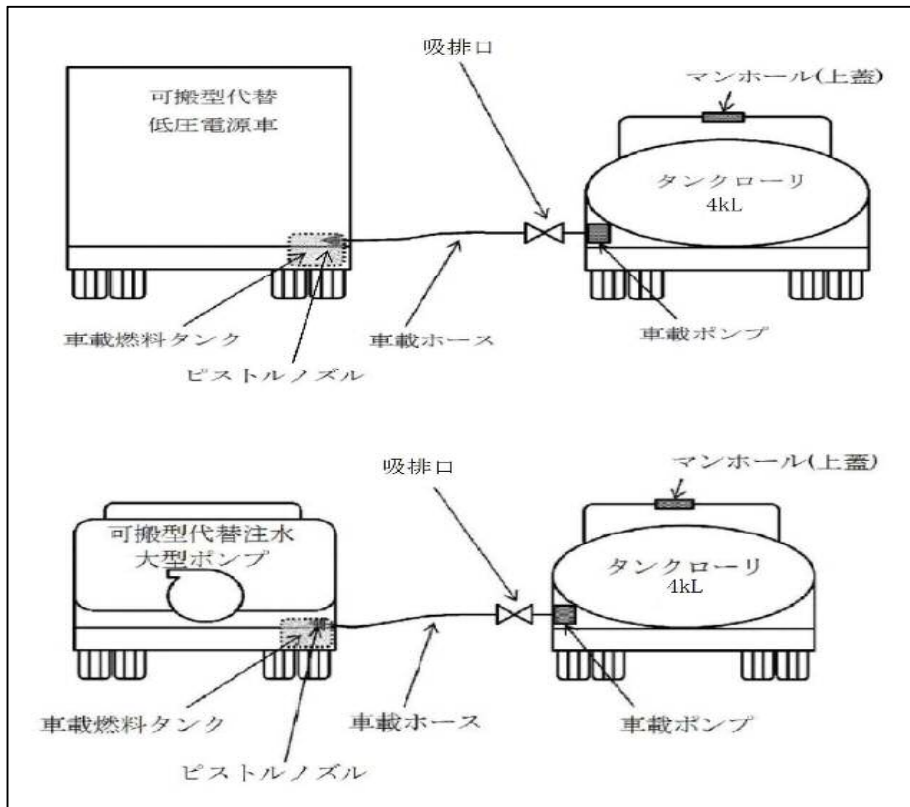
第 57-3-10 図 非常用交流電源設備系統図

タンクローリへの給油

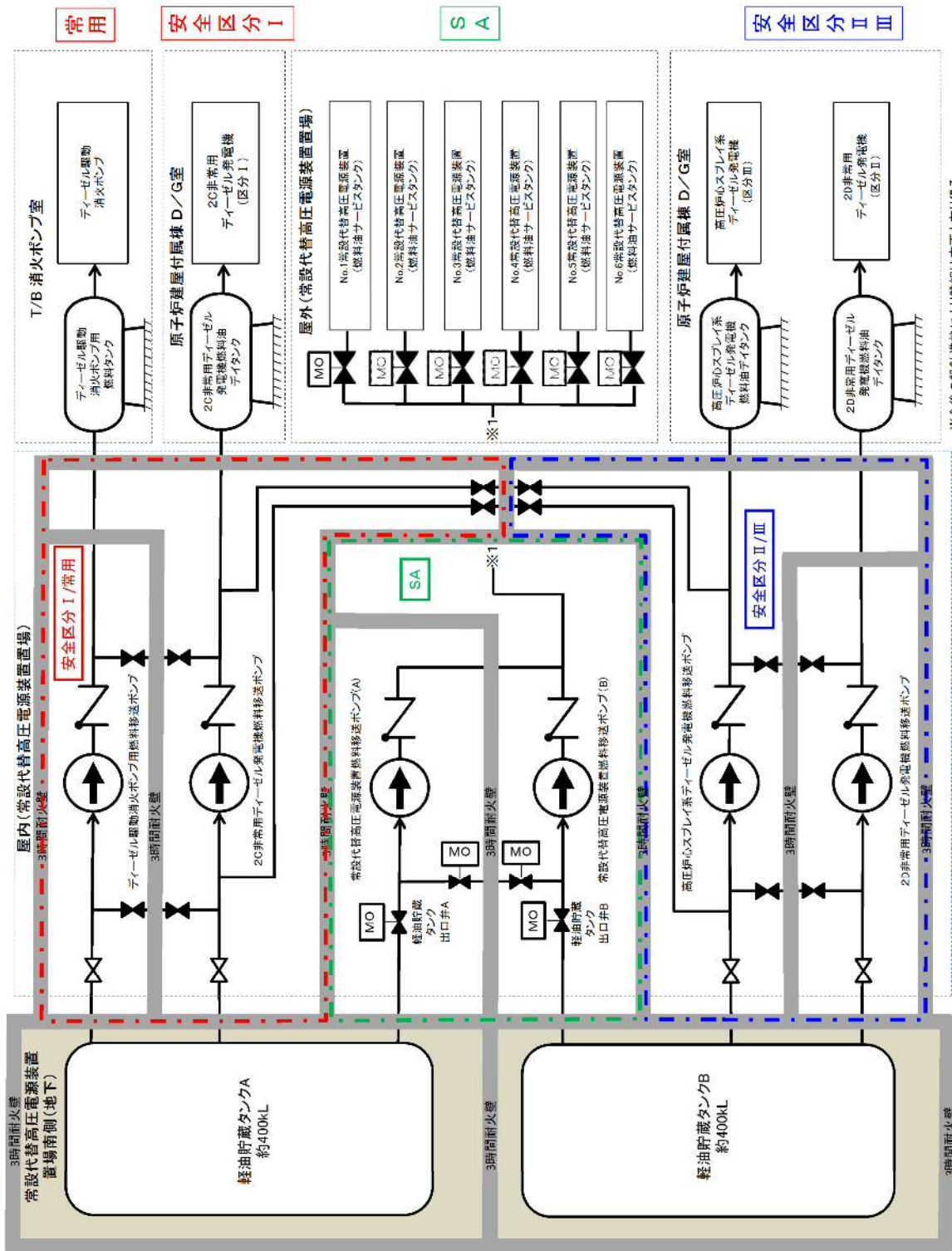


※ 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへ燃料補給する際に必要なエリアは、タンクローリの周りに幅 5m 以上の平坦なスペースを確保している。

各設備への給油

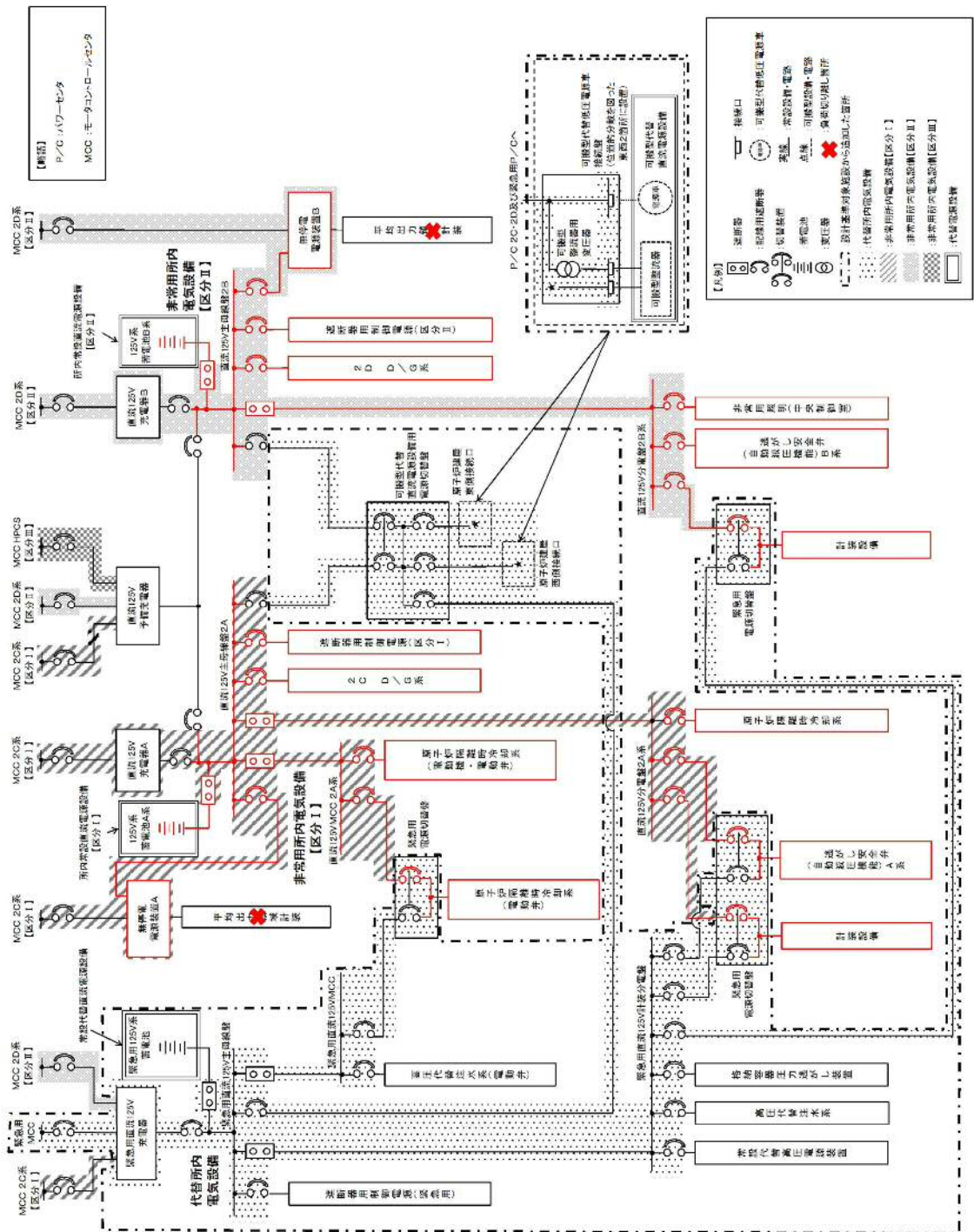


第 57-3-11 図 可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備燃料系統図

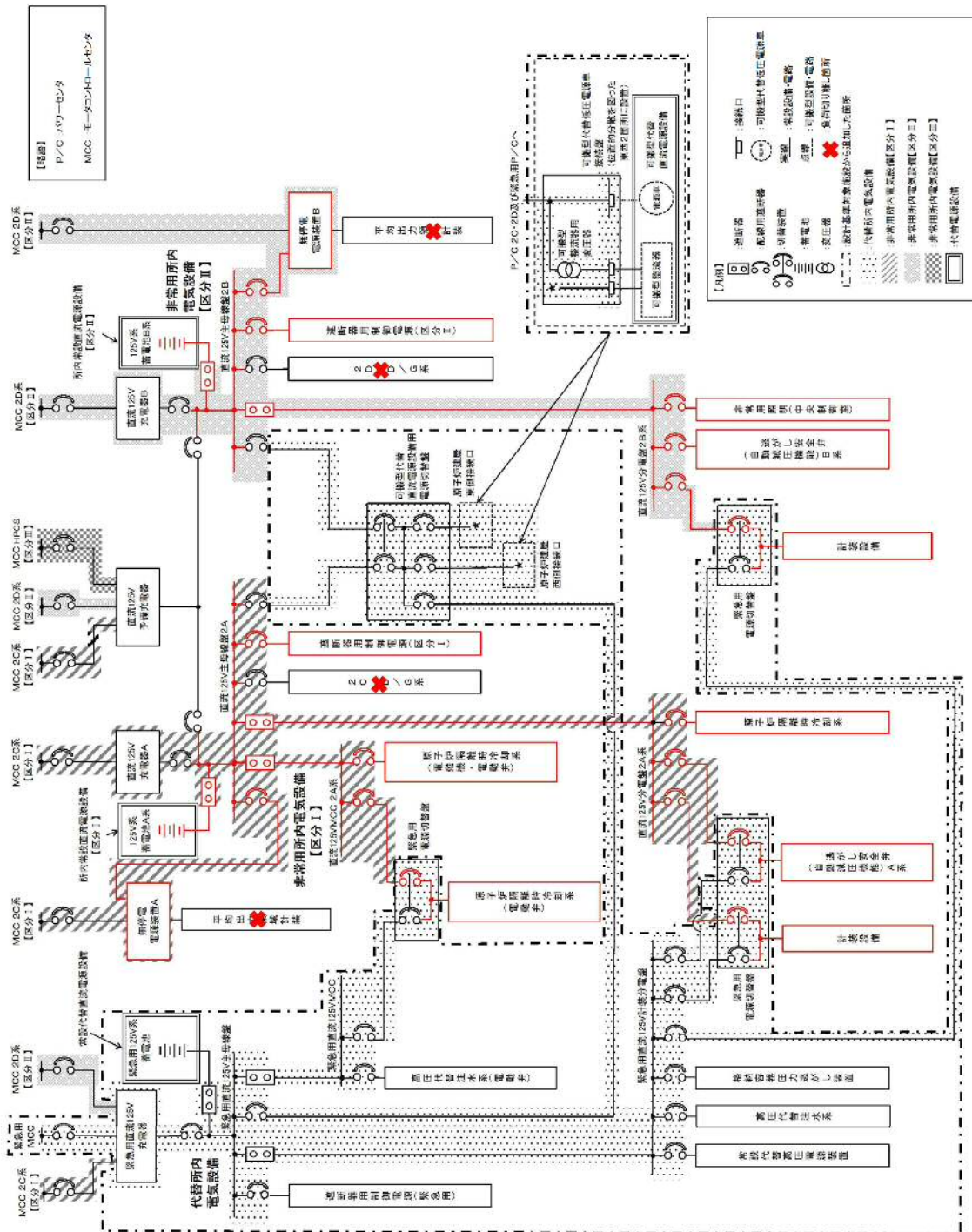


※今後の設計進捗により詳細は変更も有り得る

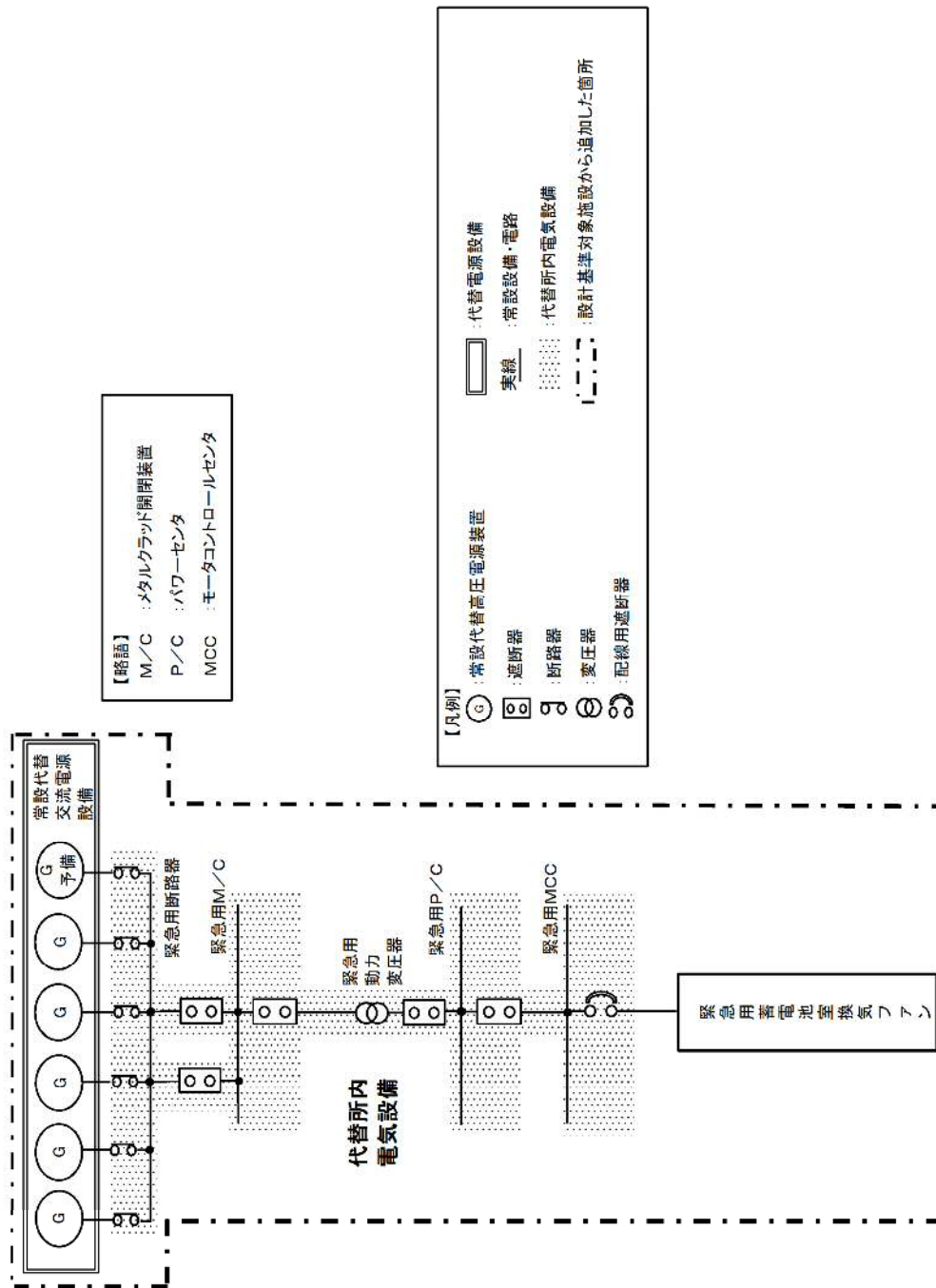
第 57-3-12 図 常設代替交流電源設備燃料系統図



第 57-3-13 図 所内常設直流電源設備系統図
(全交流動力電源喪失後から 1 時間)

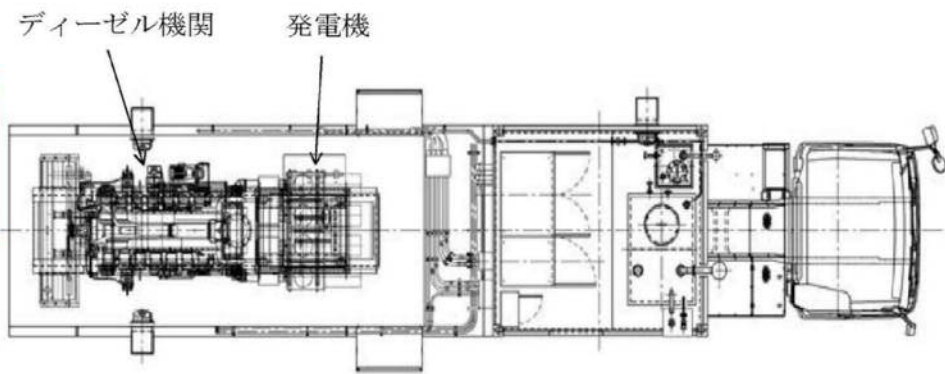


第 57-3-14 図 所内常設直流電源設備系統図
 (全交流動力電源喪失後 1 時間後から 8 時間)

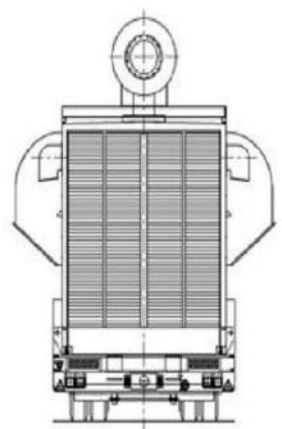
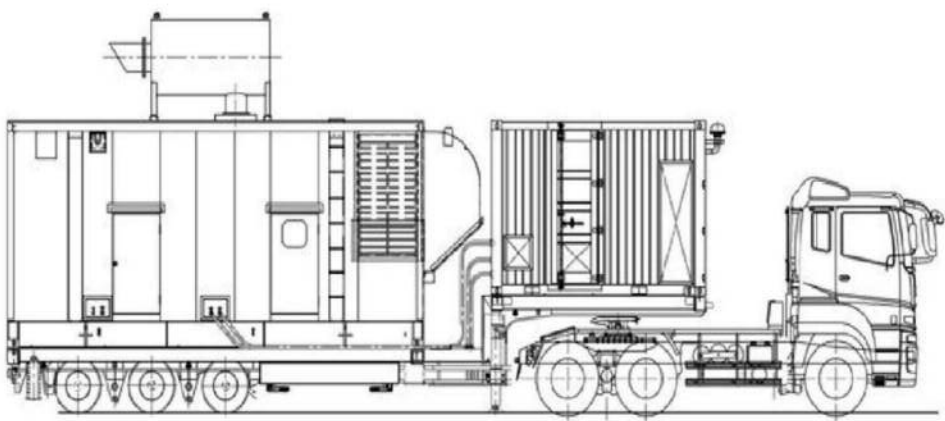


第 57-3-15 図 緊急用蓄電池室換気ファン系統図

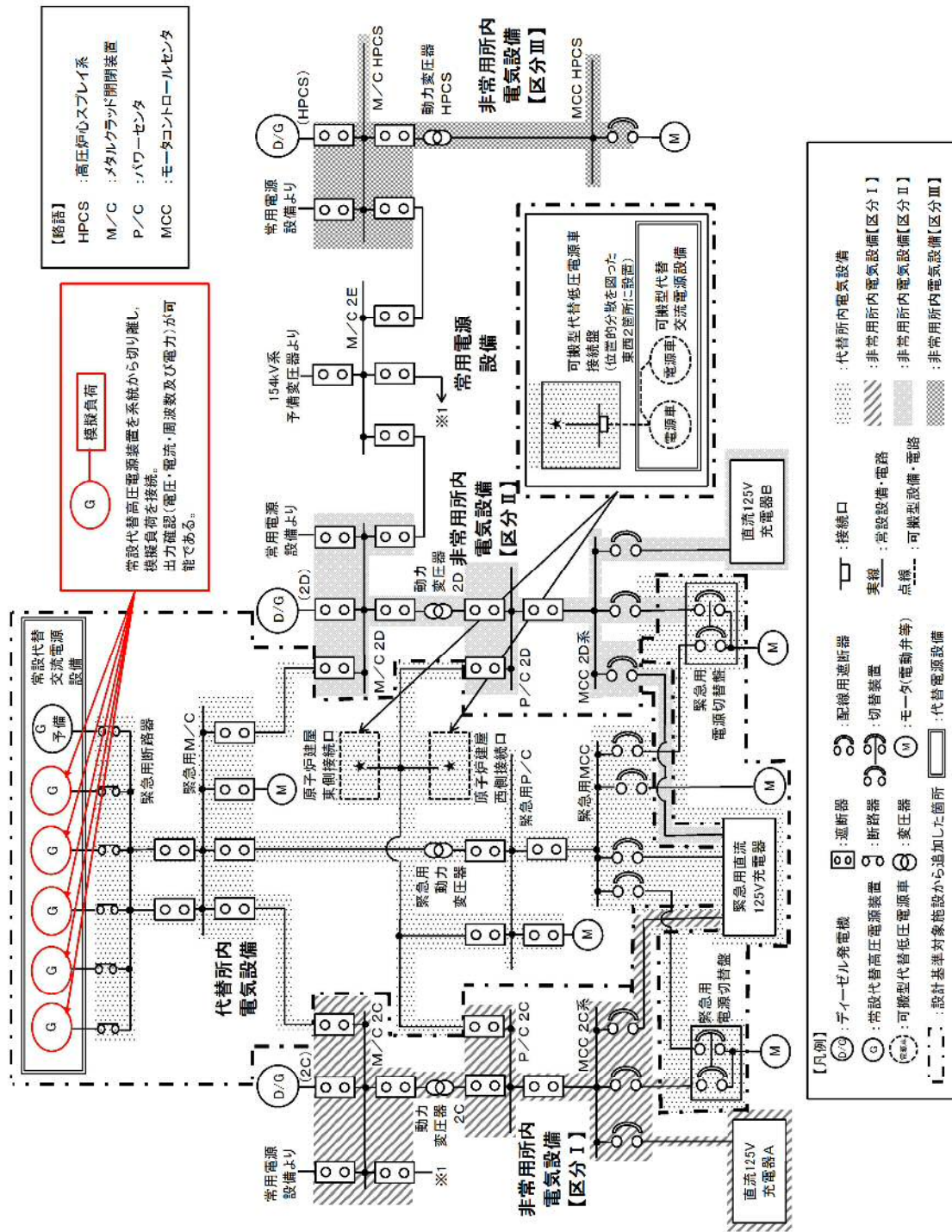
57-4 試驗檢査



部品状態について、性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことを目視により確認を行う。
 常設代替高圧電源装置の絶縁抵抗の確認、模擬負荷接続時の運転状態における発電機電圧、電流、周波数及び電力の確認が可能な設計とする。



第 57-4-1 図 常設代替高圧電源装置外形図



【略語】
 HPCS : 高圧炉心スプレー系
 M/C : メタルクラッド閉閉装置
 P/C : パワーセンタ
 MCC : モータコントロールセンタ

模倣負荷
 常設代替高压電源装置を系統から切り離し、
 模擬負荷を接続し、
 出力確認(電圧・電流・周波数及び電力)が可
 能である。

【凡例】

	：予イーゼル発電機		：配線用遮断器		：代替所内電気設備
	：遮断器		：緊急用遮断器		：非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
	：緊急用直流125V充電器		：緊急用直流125V充電器		：非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
	：緊急用直流125V充電器		：緊急用直流125V充電器		：非常用所内電気設備【区分Ⅲ】

: 接続口
 : 実線
 : 常設設備・電路
 : 点線
 : 可搬型設備・電路
 : 設計基準対象施設から追加した箇所
 : 代替電源設備

第 57-4-2 図 常設代替高压電源装置試験系統図

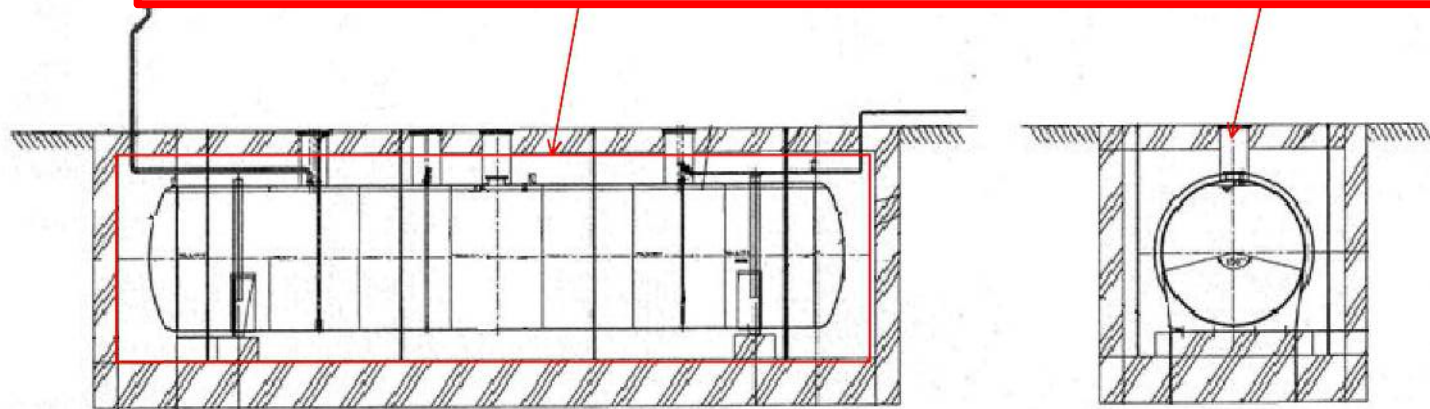
東海第二発電所
点検計画
(第25保全サイクル)

対象項目

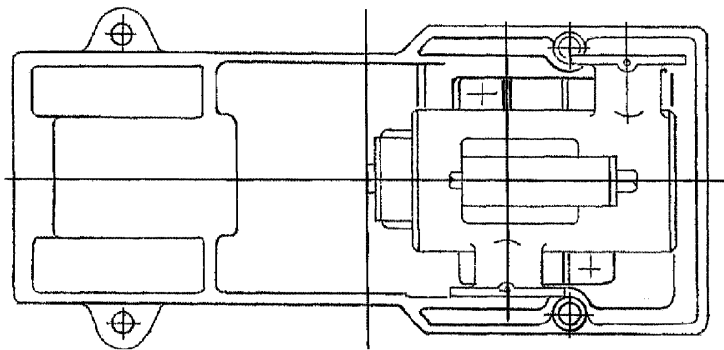
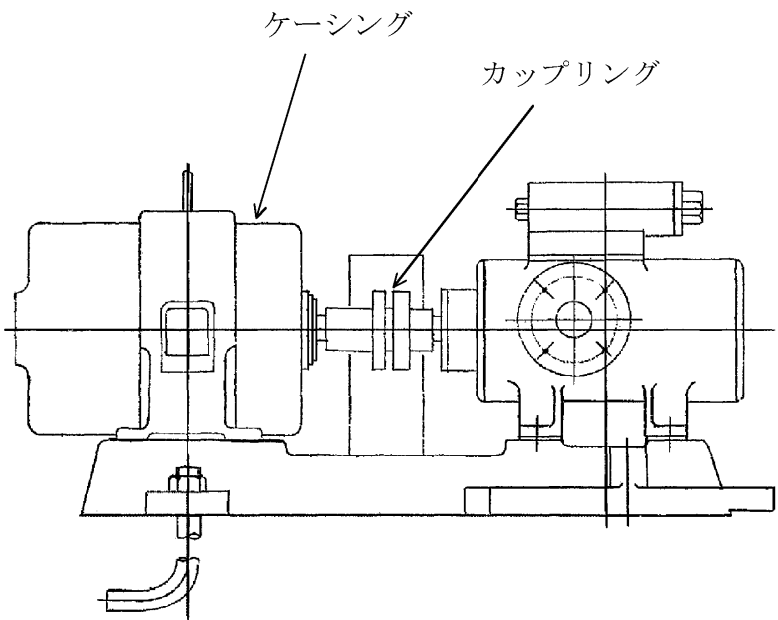
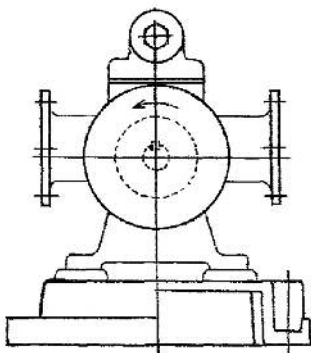
東海第二発電所点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	安全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備考
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスライ系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、高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイスライ系、低圧注水系、残留酸除云系海水系、回流水源系機能検査(高圧炉心スプレイスライ系高圧定格点検検査)	定検停止中
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスラ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
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスラ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
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスライ系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
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスライ系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
高圧炉心スプレイスラ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
高圧炉心スプレイスラ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、高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイスライ系、低圧注水系、残留酸除云系海水系、回流水源系機能検査(高圧炉心スプレイスライ系高圧定格点検検査)	定検停止中
高圧炉心スプレイスライ系ディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスラ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	燃料移送ポンプ投入ロストレーナ(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	燃料移送ポンプ投入ロストレーナ(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	燃料移送ポンプ投入ロストレーナ(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	副露健全性検査(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	副露健全性検査(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))

油量の確認，機能・性能及び漏えいの有無の確認を行う。
開放検査として内部確認が可能なよう，マンホール（上蓋）を設け，軽油を抜き取り，目視により内面の傷，割れ等がないことを確認する。

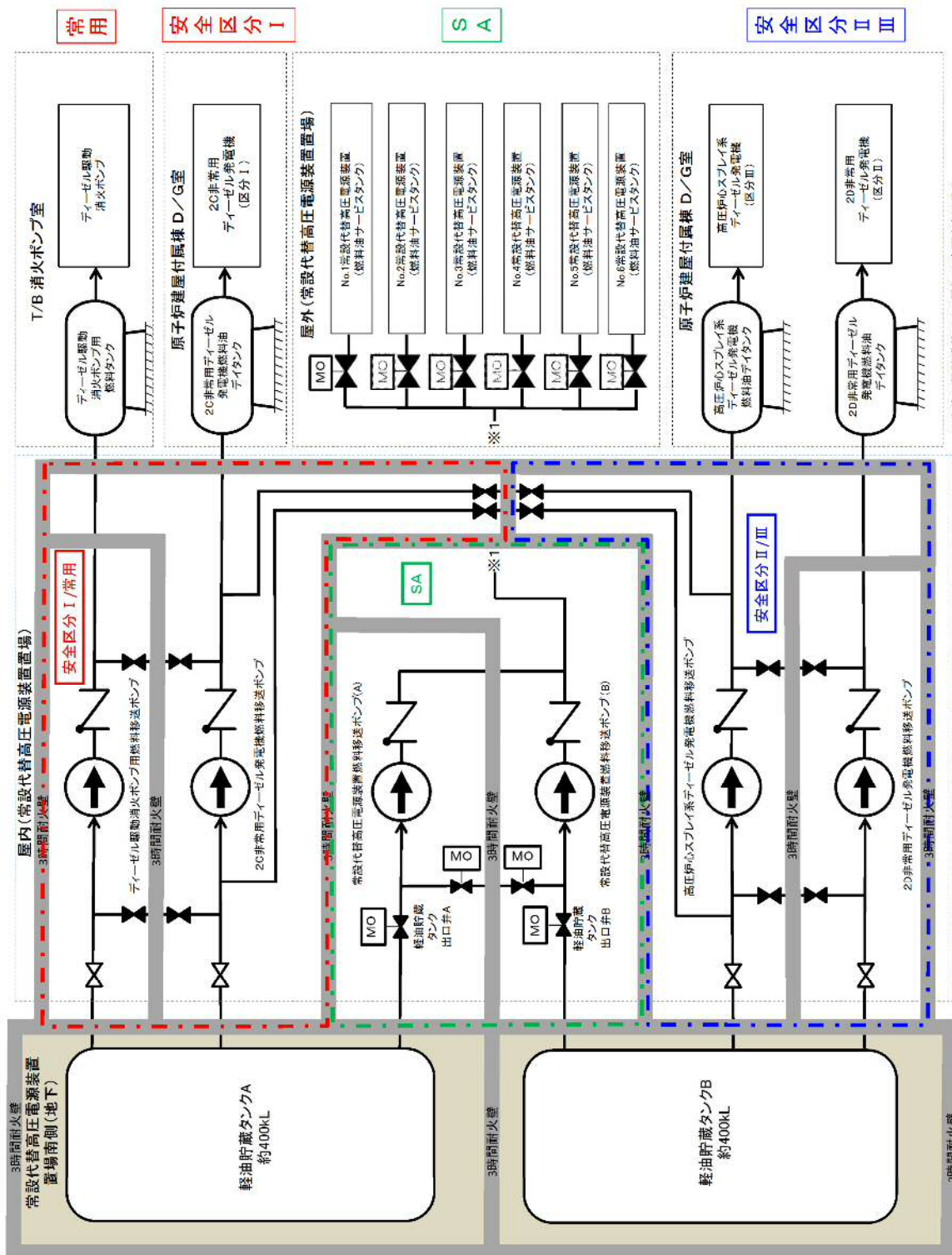


第57-4-3 図 軽油貯蔵タンク外形図



起動試験による機能・性能検査及び漏えいの有無の確認を行う。
また部品状態について、性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等の確認を行う。

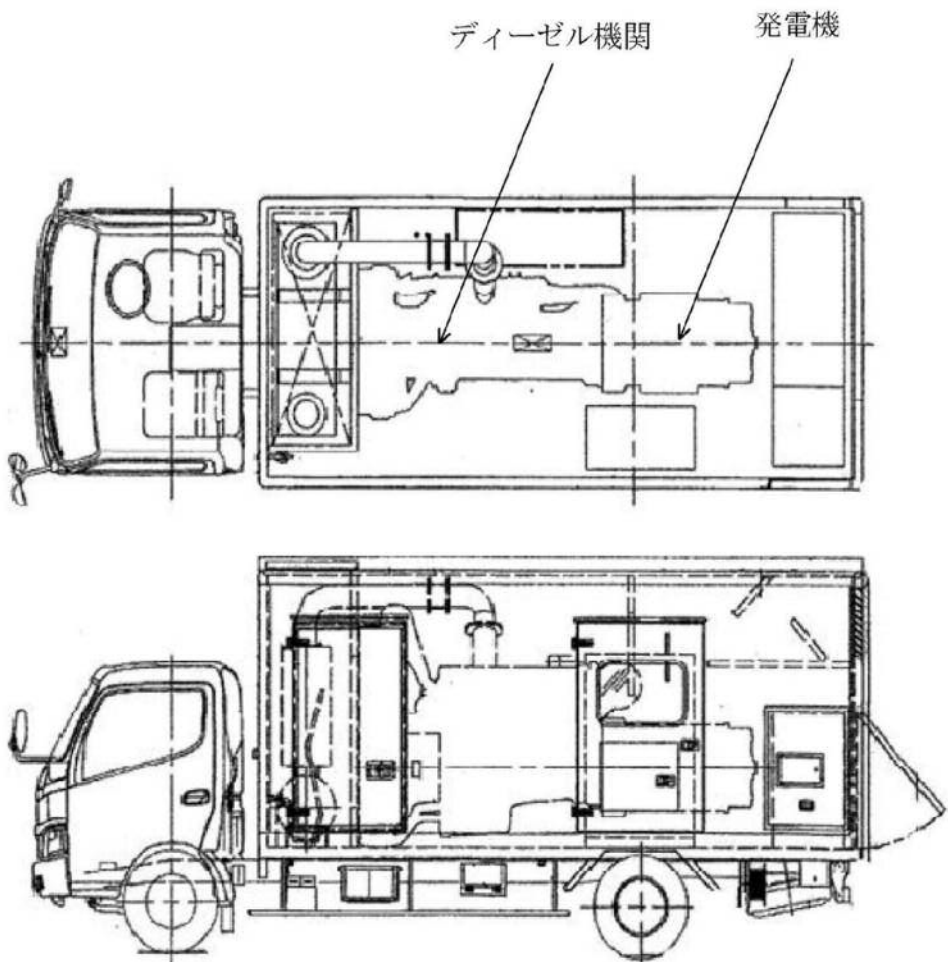
第 57-4-4 図 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ外形図



※今後の設計進捗により詳細は変更も有り得る

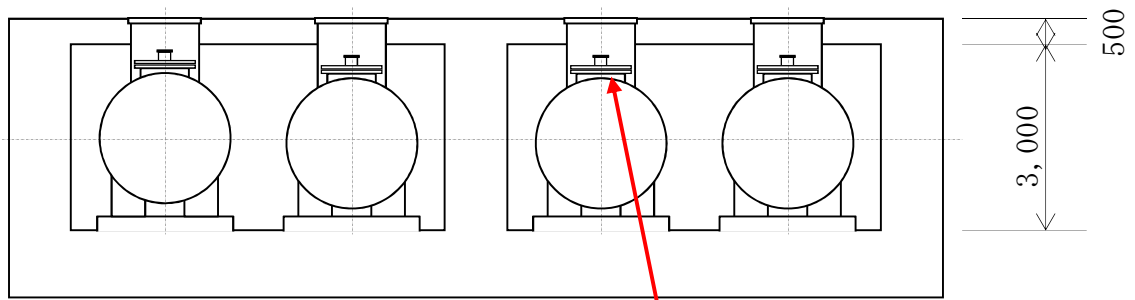
※ 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの試験は、常設代替高圧電源装置の定期試験に合わせ実施する。

第 57-4-5 図 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ系試験系統図



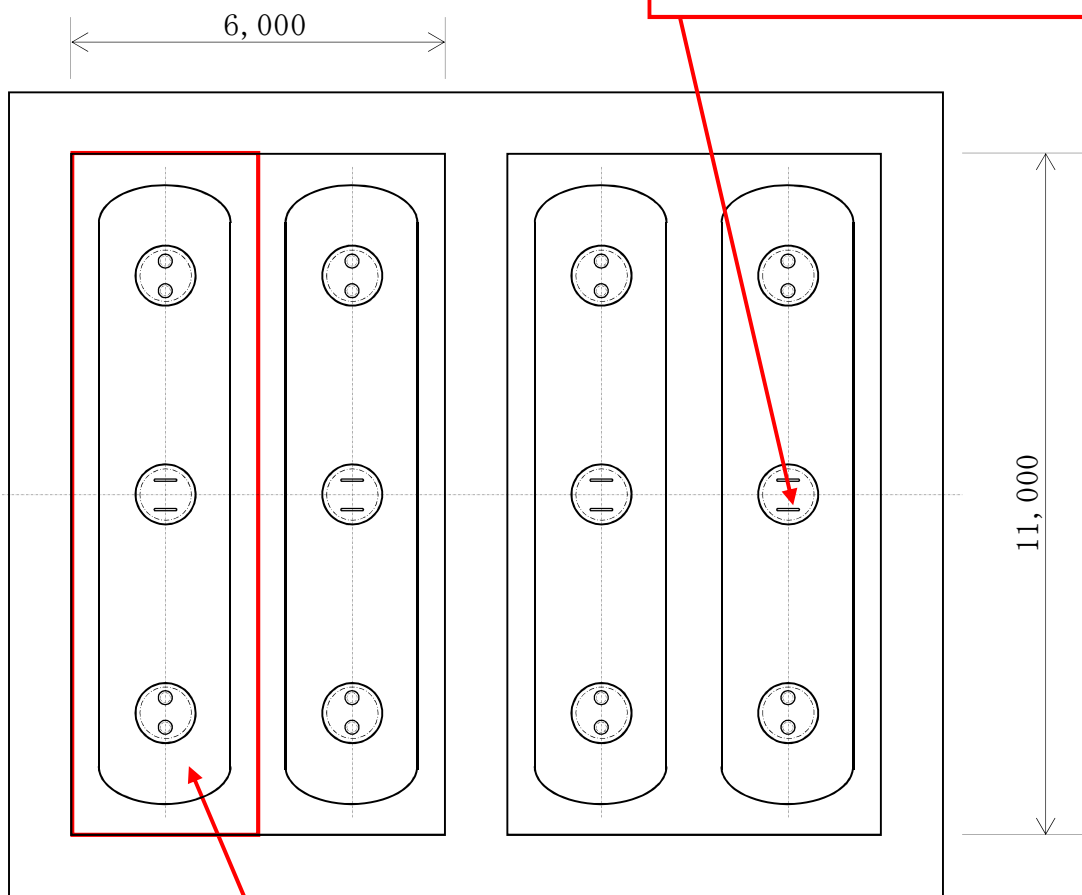
- 外観点検を実施する。
- 各部部品状態を目視により確認する。
- 絶縁抵抗の確認を行う。
- 模擬負荷を接続することにより出力特性の確認を行う。
- 車両の運転状態の確認を行う。

第 57-4-6 図 可搬型代替低圧電源車外形図



(縦断面図)

タンク上部のマンホール(上蓋)を開放することで、タンク内面の状態を目視により確認する。



(横断面図)

点検時に可搬型設備用軽油タンク内の軽油を抜き取り、目視により内部の傷、割れ等がないことを確認する。なお、油面レベルの確認が可能な計器を設けて、油面レベルの確認を行う。

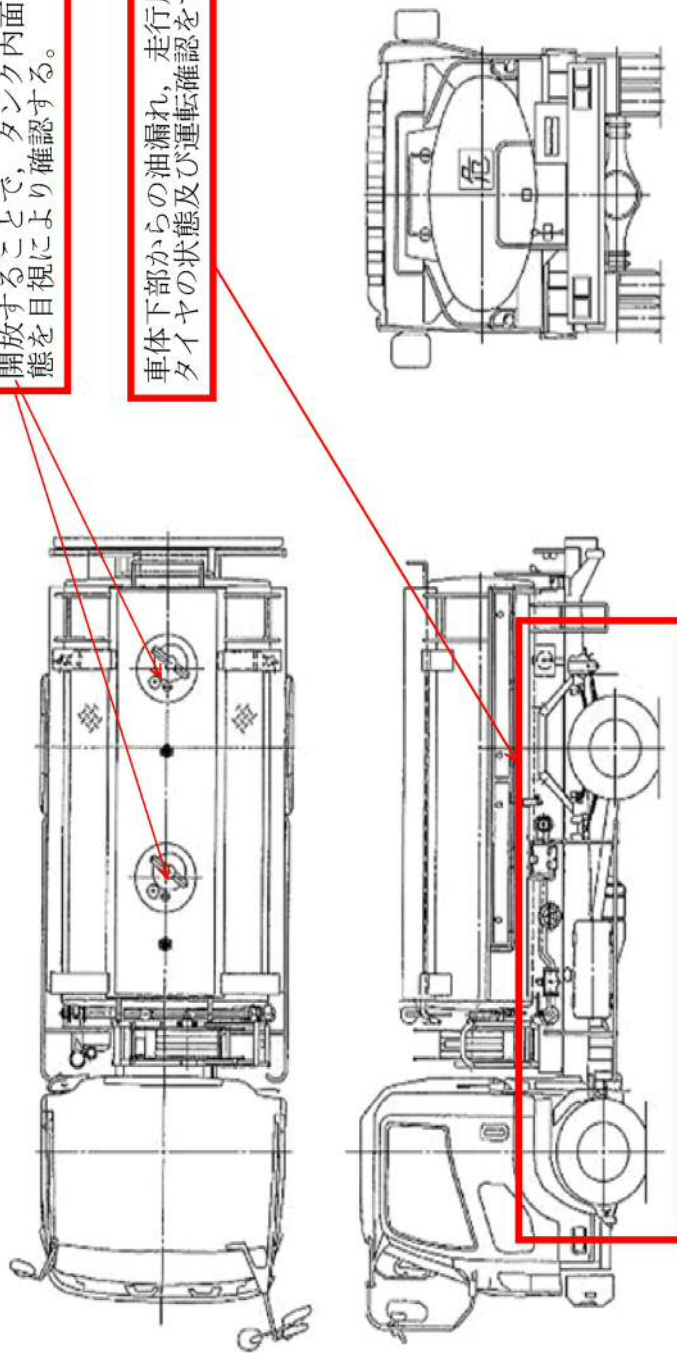
※ 本図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある。

(単位 mm)

第 57-4-7 図 可搬型設備用軽油タンク外形図

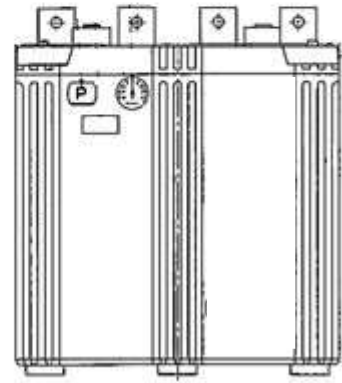
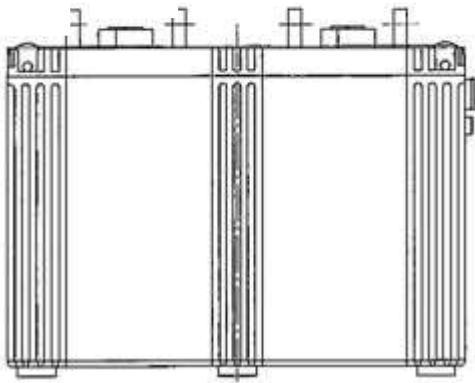
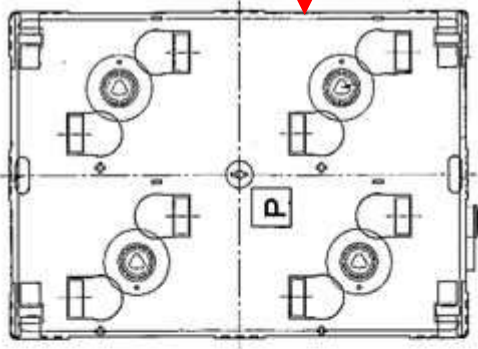
タンク上部のマnhホル(上蓋)を開放することで、タンク内面の状態を目視により確認する。

車体下部からの油漏れ、走行用のタイヤの状態及び運転確認をする。

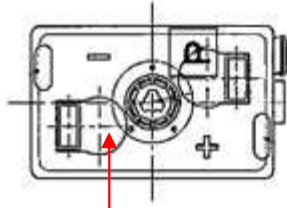


第 57-4-8 図 タンクローリ外形図

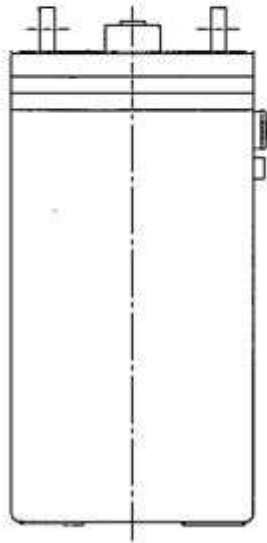
電圧測定が可能である。



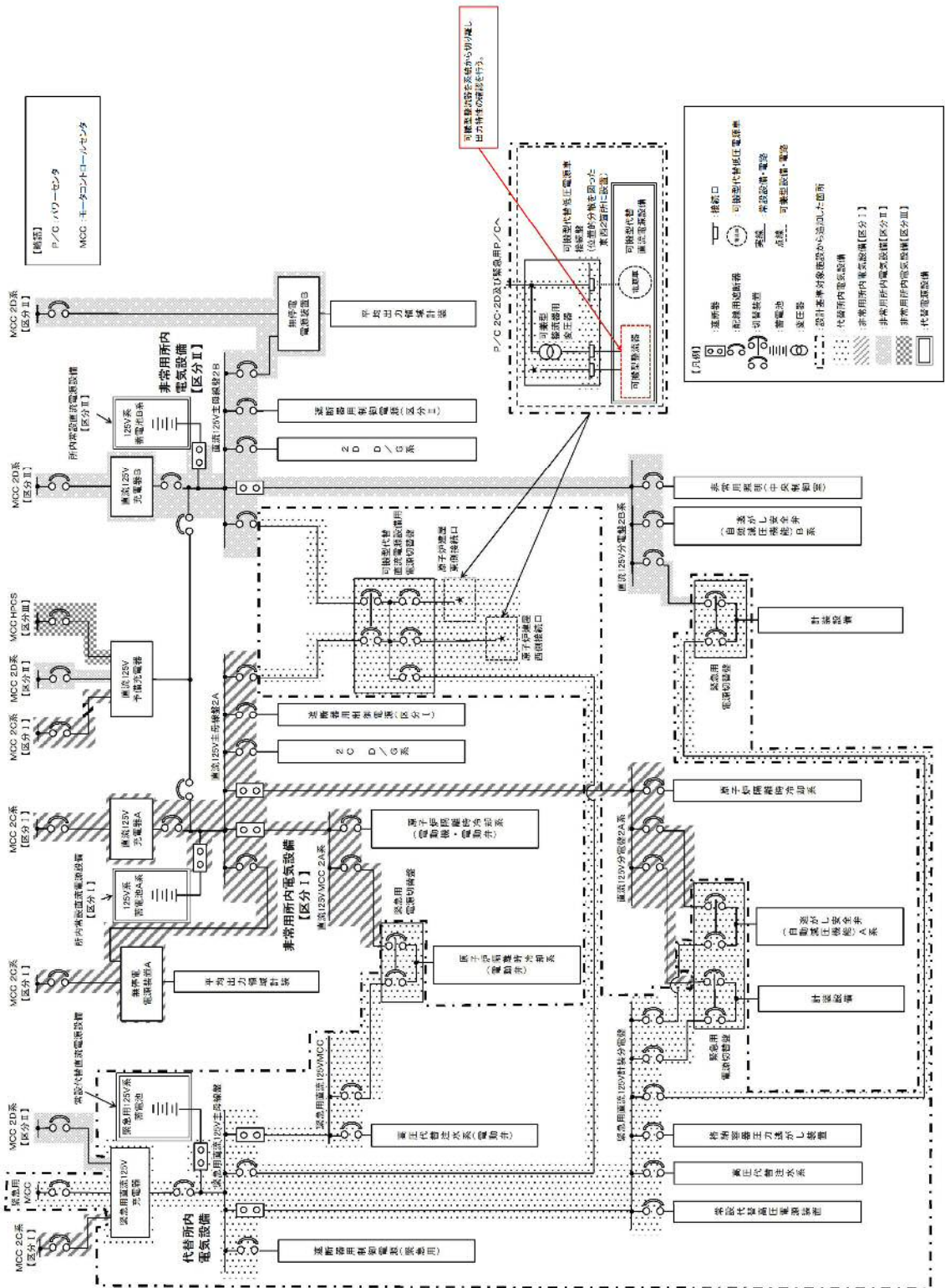
第 57-4-9 図 125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系外形図



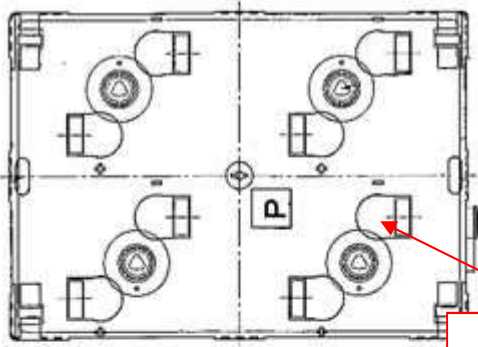
電圧測定が可能である。



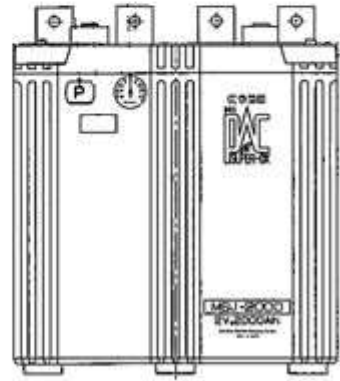
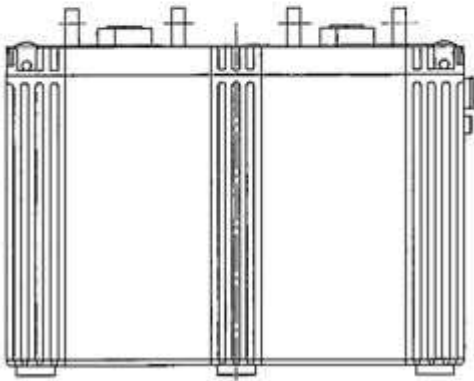
第 57-4-10 図 中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系外形図



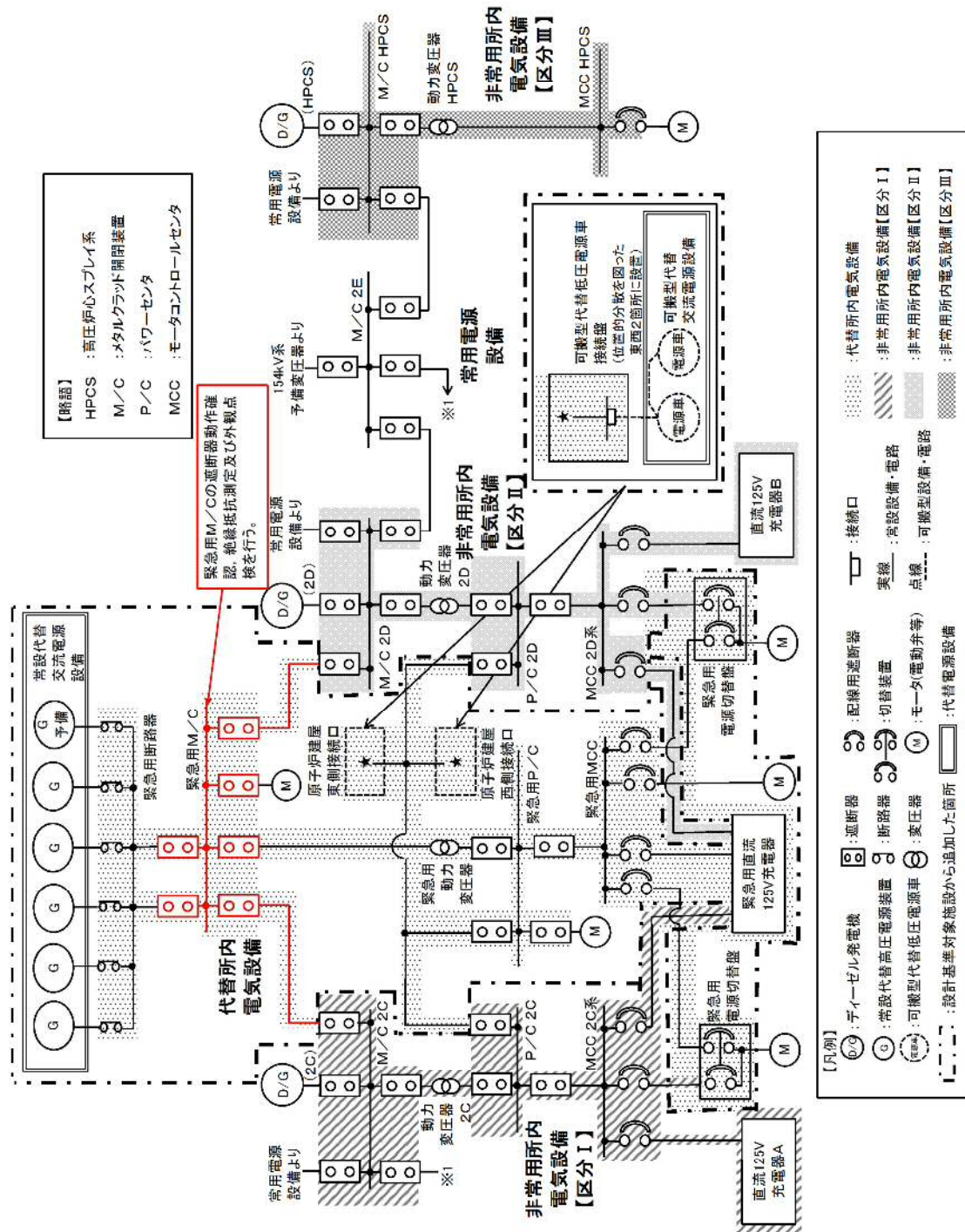
第 57-4-11 図 可搬型整流器試験系統図



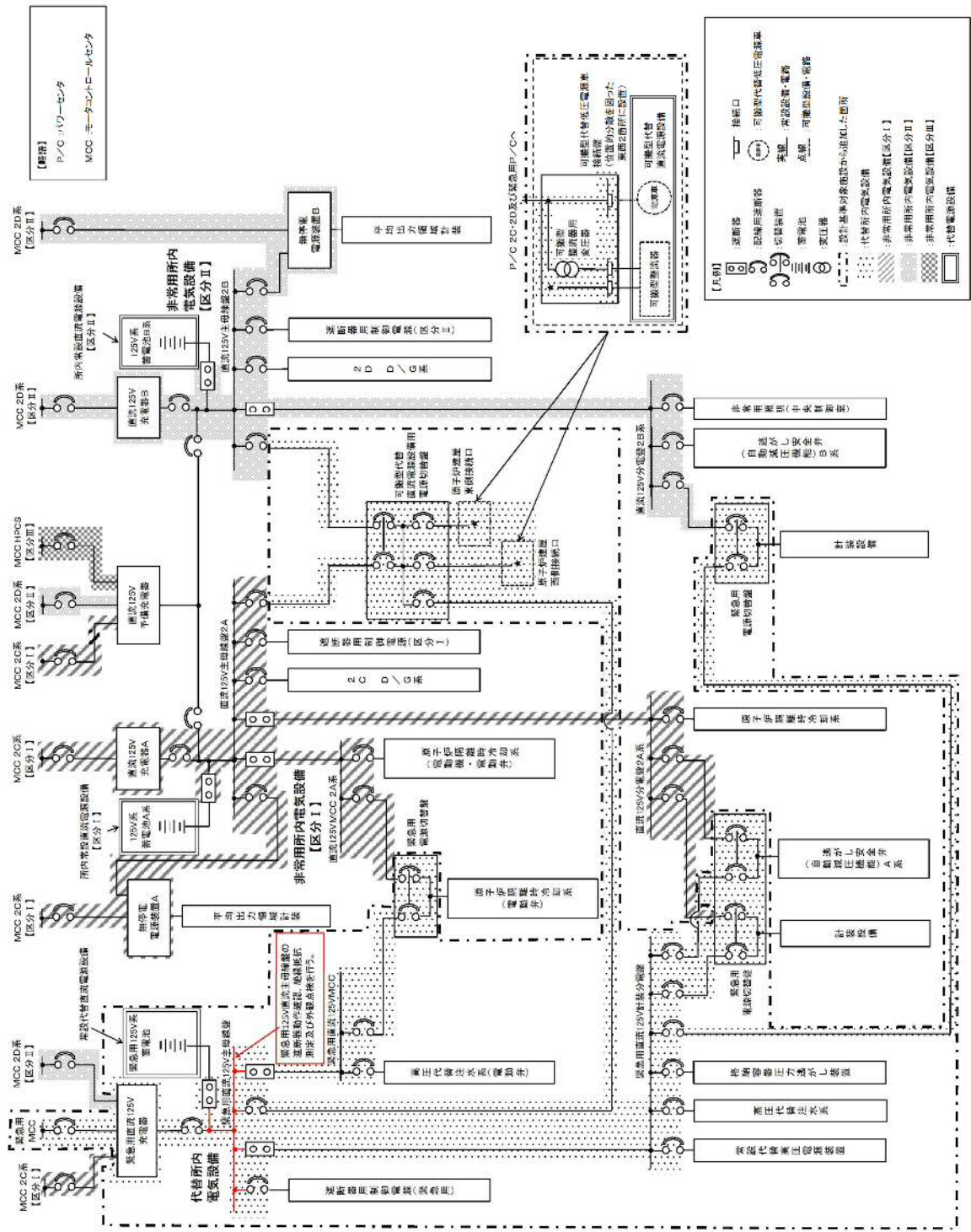
電圧測定が可能である



第 57-4-12 図 緊急用 125V 系蓄電池構造図



第 57-4-13 図 緊急用M/C試験系統図



第 57-4-15 図 緊急用直流 125V 主母線盤試験系統図

57-5 容量設定根拠

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

【設定根拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために可搬型代替低圧電源車を配備する。

1. 容量

可搬型代替低圧電源車の容量は，以下の a) ， b) について必要な負荷を基に設定する。

- a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷
 - i) 非常用所内電気設備への給電の場合
 - ii) 代替所内電気設備への給電の場合
- b) 事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量

a) の設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な i) 及び ii) の場合の負荷をそれぞれ第 57-5-1 表及び第 57-5-2 表のとおりとする。

また，第 57-5-1 図及び第 57-5-2 図に負荷の積み上げを示す。

第 57-5-1 表 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電の場合の負荷（可搬型代替低圧電源車 2 台運転時の最大負荷）

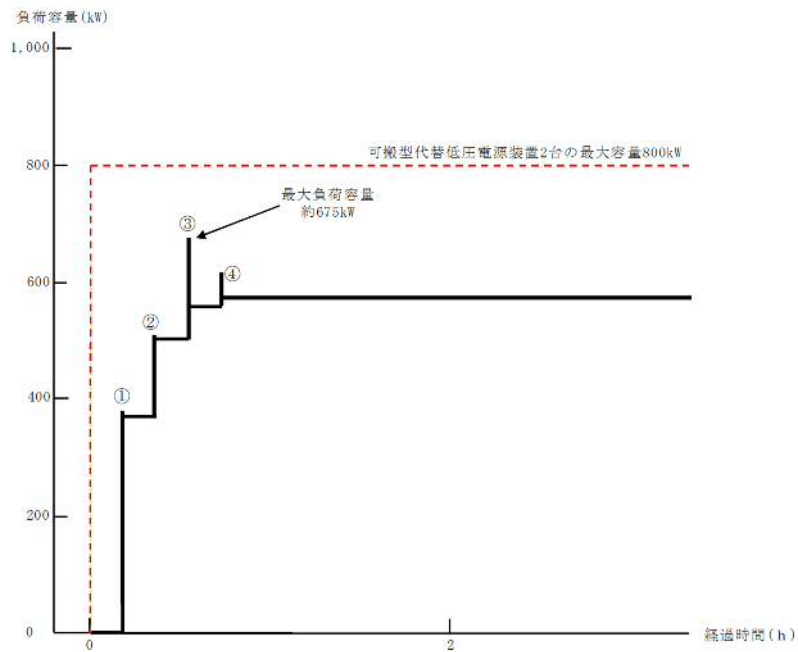
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・ 直流125V充電器 A	約 79
	・ 非常用照明	約 22
	・ 120/240V計装用主母線盤 2 A	約 134
	・ その他不要な負荷*1	約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・ 直流125V充電器 B	約 60
	・ 非常用照明	約 22
	・ その他不要な負荷*2	約 52
③	中央制御室換気系空気調和機ファン	約 45
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	約 8
	(中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	(172)
④	蓄電池室排気ファン	約 8
	蓄電池室排気ファンチラー	約 11
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	約 575 (約 675)

- ※1 ①に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
 通信用分電盤 2 A S / B P H S リモートユニット (C系) , 可燃性
 ガス濃度制御系制御盤, ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティング
 ヒータ A, ほう酸水注入系パイプヒータ, 非常用ガス再循環系トレイ
 ン A スペースヒータ, 非常用ガス処理系トレイン A スペースヒータ,
 使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置
- ※2 ②に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
 非常用ガス再循環系トレイン B スペースヒータ, 非常用ガス処理系ト
 レイン B スペースヒータ

第 57-5-2 表 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
 の場合の負荷 (可搬型代替低圧電源車 2 台運転時の最大負
 荷)

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
②	常設低圧代替注水系ポンプ (起動時)	約190 (485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
④	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷 ^{※3}	約 120 約95
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	約625 (約675)

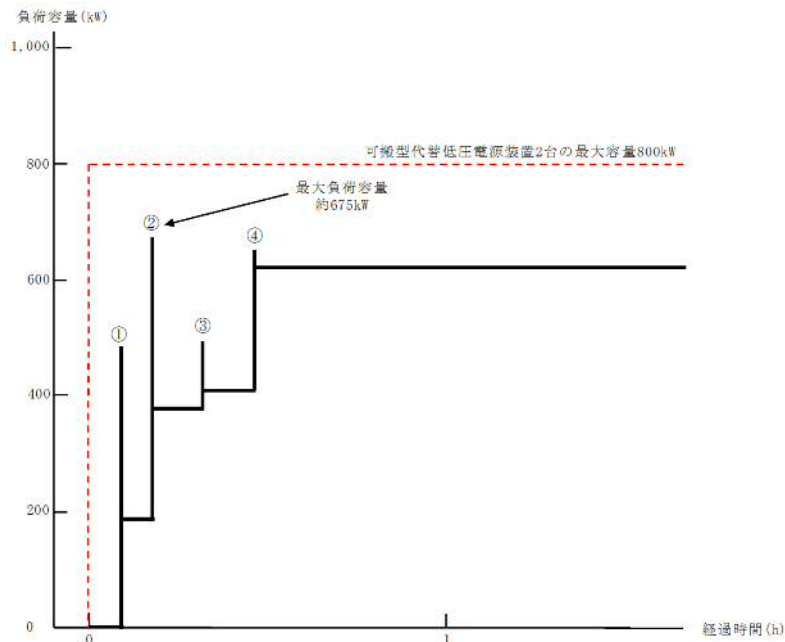
- ※3 ④に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
 H E R M E T I S 制御盤, 原子炉建屋水素濃度計, 使用済燃料プール監
 視カメラ用空冷装置, 緊急用無停電電源装置盤, モニタリングポスト



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

※ 容量については、今後の詳細設計の結果を反映する。

第 57-5-1 図 非常用所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ



可搬型代替低圧電源車の負荷積算イメージ

※ 容量については、今後の詳細設計の結果を反映する。

第 57-5-2 図 代替所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ

したがって、必要容量は、ii) の場合の時の最大負荷約 675kW 及び連続最大負荷約 625kW である。

b) の事象発生後 24 時間の中に必要となる直流電源容量は、a) の直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 B の容量に包含される。

a) 及び b) から、必要容量は以下のとおり、可搬型代替低圧電源車 2 台分の容量約 1,000kVA (最大容量：約 800kW) とする。

$$Q = P \div \text{pf} = 400 \times 2 \div 0.8 = 1,000\text{kVA}$$

Q：発電機の容量 (kVA)

P：発電機の最大容量 (kW) = 800kW

pf：力率 = 0.8

名称		軽油貯蔵タンク
基数	基	2
容量	kL/基	約 400

【設定根拠】

軽油貯蔵タンクは，設計基準事故時は2C・2D D/G及びHPCS D/Gへ燃料を給油し，重大事故等対処時には常設代替高圧電源装置及びディーゼル駆動消火ポンプに燃料を給油する。

1. 容量

軽油貯蔵タンクの容量は，重大事故等対策の有効性評価上，重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（高圧・低圧注水機能喪失，高圧注水・減圧機能喪失，原子炉停止機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失），崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合），LOCA時注水機能喪失，格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA），想定事故1・2）において，その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が7日間（168時間）運転した場合に消費する燃料消費量を基に設定する。

上記条件において使用する機器に対して，保守的に定格出力にて7日間連続運転した場合に消費する燃料消費量を算定すると，第57-5-3表のとおり，755.5kLとなる。

第57-5-3表 事故シナリオの場合の燃料消費量

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
常設代替高圧電源装置 ^{※1}	2		
2C・2D D/G設備 ^{※2}	2		
HPCS D/G設備 ^{※2}	1		
計 (kL)			約 755.5

※1 常設代替高圧電源装置に設置されている燃料油サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※2 2C非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク，2D非常用ディーゼル発電機燃料油デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料油デイトンクの容量は保守的に考慮せず評価

したがって，軽油貯蔵タンクの容量は，約755.5kLに十分余裕のある約800kLとし，約400kLの軽油貯蔵タンクを2基用意することとする。

なお，常設代替高圧電源装置5台を保守的に定格出力にて7日間連続運転した場合に消費する燃料消費量を算定すると，第57-5-4表のとおり約352.8kLとなる。

第 57-5-4 表 常設代替高圧電源装置 5 台起動の場合の燃料消費量

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h)	①×②燃料消費量 (kL/168 時間)
常設代替高圧電源装置※ ¹	5		
計 (kL)			

※¹ 常設代替高圧電源装置に設置されている燃料油サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

上記結果より，常設代替高圧電源装置 5 台使用時の燃料消費量は，約 であることから，軽油貯蔵タンクの容量内である。

名称		可搬型設備用軽油タンク
基数	基	7 (予備 1)
容量	kL/基	約 30

【設定根拠】

可搬型設備用軽油タンクは、重大事故等対処時に、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ等が7日間連続運転した場合に消費する燃料を保有する。

1. 容量

可搬型設備用軽油タンクの容量は、保守的に可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ、窒素供給装置用電源車及びタンクローリ等の可搬型設備を1セット7日間（168時間）運転した場合に消費する燃料消費量を基に設定する。

上記において使用する機器に対して、保守的に定格出力にて7日間連続運転した場合に消費する燃料消費量を算定すると、第57-5-5表のとおり、約168.6kLとなる。

第57-5-5表 可搬型設備を7日間連続運転させた場合の燃料消費量

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替注水 大型ポンプ (注水用+補給用)	1		
可搬型代替注水 大型ポンプ (放水用)	1		
可搬型代替注水 中型ポンプ (注水用+補給用)	2		
窒素供給装置用電源車	1		
その他 ^{※1}	—		
計 (kL)			

※1 タンクローリ（走行用の燃料タンク）への7日間の給油量0.7kLを含む。

なお、タンクローリ（走行用の燃料タンク）は、走行用と燃料給油作業のための燃料タンクを兼ねており、24時間当たりの燃料消費量は次のとおり。

- ・タンクローリ（走行用の燃料タンク）への給油量
 $(\text{タンクローリ (走行用の燃料タンク容量)} (0.1\text{kL})) \times 7 \text{日} = 0.7\text{kL}$

- この中には、タンクローリの車載ポンプを用いて、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油及びタンクローリから可搬型設備への給油を行う際の燃料消費量も含む。
 - タンクローリの車載ポンプは、タンクローリの走行用エンジンを用いて運転するが、給油に際しアクセル操作は不要でありアイドリング状態で給油が可能であることから、時間当たりの燃料消費量より1時間の給油に必要な燃料消費量を約 L とする。
 - 以上より、24時間当たりタンクローリが消費する燃料は、移動のために約 6L、タンクローリの燃料給油作業のために約 48L、合計約 54L となる。よって、24時間に1回 100L の給油を行う設計とする。
- ((移動距離約 km) / (タンクローリの燃費約 km/L) = 約 L)

上記表のとおり、重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の必要容量は、約 168.6kL となる。このため、可搬型設備用軽油タンク容量は十分な余裕を見込んで約 210kL (約 30kL×7基、予備1基) 確保する設計とする。なお、残りの可搬型設備用軽油タンクは、可搬型重大事故等対処設備保管場所(西側)及び可搬型重大事故等対処設備保管場所(南側)に各々4基設置する。

名称		タンクローリ
台数	台	2 (予備 3)
容量	kL/台	約 4.0

【設定根拠】

タンクローリは、重大事故等対処時に、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車等に燃料を給油する。なお、以下の燃料消費が最大となる時のシナリオにおいて、要求されている重大事故等対処設備に対して燃料給油を行うことが可能な設計とする。

1. 容量

燃料消費が最大となる時のシナリオにおいて、タンクローリが燃料を給油する設備として、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車を想定し、以下に容量の評価を行う。

本評価は、以下の条件で評価を行った。

- ・タンクローリが燃料給油を行う際の移動ルートは、可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）に設置する可搬型設備用軽油タンクの燃料が使用できるように、2 か所ある可搬型重大事故等対処設備保管場所を通過するルートとする。
- ・タンクローリが、可搬型設備用軽油タンクから各機器への燃料給油を行う際の移動ルートは、周辺斜面の崩壊や倒壊物の影響を受けないアクセスルートを通過することを基本とする。

[各設備の給油頻度について]

○可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油頻度： n_{G1}

$$n_{G1} = V_{G1} \div C_{G1} = \text{約 } 250\text{L} \div \text{約 } 110\text{L/h} = \text{約 } 2.3\text{h} \rightarrow \text{保守的に } 2.2 \text{ 時間に } 1 \text{ 回給油で評価}$$

V_{G1} ：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=約 250L

C_{G1} ：燃料消費率(L/h)=約 110L/h

○可搬型代替注水大型ポンプへの給油頻度： n_{P1}

$$n_{P1} = V_{P1} \div C_{P1} = \text{約 } 720\text{L} \div \text{約 } 200\text{L/h} = \text{約 } 3.6\text{h} \rightarrow \text{保守的に約 } 3.5 \text{ 時間に } 1 \text{ 回給油で評価}$$

V_{P1} ：可搬型代替注水大型ポンプの燃料タンク容量(L)=約 720L

C_{P1} ：燃料消費率(L/h)=約 200L/h

○可搬型代替注水中型ポンプへの給油頻度： n_{P2}

$$n_{P2} = V_{P2} \div C_{P2} = \text{約 } 125\text{L} \div \text{約 } 35.7\text{L/h} = \text{約 } 3.5\text{h} \rightarrow \text{保守的に約 } 3.5 \text{ 時間に } 1 \text{ 回給油で評価}$$

V_{P2} ：可搬型代替注水中型ポンプの燃料タンク容量(L)=約 125L

C_{P2} ：燃料消費率(L/h)=約 35.7L/h

タンクローリが燃料を給油する各設備の給油頻度は上記のとおり、可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車は、約 2.2 時間（132 分）に 1 回、また、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、約 3.5 時間（210 分）に 1 回となる。

また、燃料給油のシーケンスは以下のとおりであり、可搬型代替低圧電源車及び窒素供給装置用電源車への給油作業としては、73 分～126 分の間に行えることから約 2.2 時間に 1 回の給油は可能である。可搬型代替注水大型ポンプの給油作業としては、68 分～121 分の間に行えることから約 3.5 時間に 1 回の給油は可能である。可搬型代替注水中型ポンプの給油作業としては、73 分～126 分となることから、約 3.5 時間に 1 回の給油は可能である。

なお、タンクローリの容量約 4.0kL は、以下のタンクローリの給油シーケンスで使用する軽油量 3.44kL を満足している。

したがって、タンクローリの必要台数としては、容量約 4.0kL のタンクローリが 1 台である。なお、準備台数としては、2 台と予備 3 台とする。

<可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンス>

以下に最大燃料消費量を示した可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンスとして、①～⑯にそれぞれの作業内容と時間を示す。

- ①タンクローリへの給油準備：11 分
- ②可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリへの給油：30 分
(作業時間 20 分(=約 4kL(約 4,000L)÷約 200L/分)+タンク切替 10 分)
- ③タンクローリへの給油片付け：5 分
- ④可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車まで移動（距離 1.4849km）：9 分（発電所構内においてタンクローリは時速約 10km/h にて移動する。）
- ⑤可搬型代替低圧電源車（1 台目）への給油準備：5 分
- ⑥可搬型代替低圧電源車（1 台目）への給油：3 分
- ⑦可搬型代替低圧電源車（2 台目）への給油準備：3 分
- ⑧可搬型代替低圧電源車（2 台目）への給油：3 分
- ⑨窒素供給装置用電源車への給油準備：3 分
- ⑩窒素供給装置用電源車への給油：3 分
- ⑪給油片付け：5 分
- ⑫可搬型代替低圧電源車（2 台）及び窒素供給装置用電源車から可搬型代替注水大型ポンプまでの移動（距離 0.3613km）：3 分
- ⑬可搬型代替注水大型ポンプへの給油準備：5 分
- ⑭可搬型代替注水大型ポンプへの給油：8 分
- ⑮給油片付け：5 分
- ⑯可搬型代替注水大型ポンプから可搬型代替注水中型ポンプ（2 台）までの移動（距離 0.6876km）：5 分
- ⑰可搬型代替注水中型ポンプ（1 台目）への給油準備：5 分

- ⑱可搬型代替注水中型ポンプ（1台目）への給油:3分
- ⑲可搬型代替注水中型ポンプ（2台目）への給油準備:3分
- ⑳可搬型代替注水中型ポンプ（2台目）への給油:3分
- ㉑給油後片付け:5分
- ㉒可搬型代替注水中型ポンプ（2台）から可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車まで移動（0.9501km）:6分
- ㉓⑤～㉑までの手順を行う。
- ㉔可搬型代替注水中型ポンプ（2台）から可搬型設備用軽油タンクまで移動（距離0.6228km）:4分
- ㉕①の手順に戻る。

<可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプ及び窒素供給装置用電源車への給油に要する時間>

●可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車への給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車への給油に要する時間は，以下の（a）及び（b）の場合が考えられるため，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

- （a）可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油後，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油するために必要な時間

（注意:初回以降の時間）

$$\textcircled{11} + \textcircled{12} + \textcircled{13} + \textcircled{14} + \textcircled{15} + \textcircled{16} + \textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{24} + \textcircled{1} + \textcircled{2} + \textcircled{3} + \textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} = 126 \text{ 分} < 132 \text{ 分}$$

- （b）可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油後，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油するために必要な時間

$$\textcircled{11} + \textcircled{12} + \textcircled{13} + \textcircled{14} + \textcircled{15} + \textcircled{16} + \textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{22} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9} = 73 \text{ 分} < 132 \text{ 分}$$

●可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する時間は以下の（a）及び（b）の場合が考えられるため，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

- （a）可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油するために必要な時間

（注意:初回以降の時間）

$$\textcircled{15} + \textcircled{16} + \textcircled{17} + \textcircled{18} + \textcircled{19} + \textcircled{20} + \textcircled{21} + \textcircled{24} + \textcircled{1} + \textcircled{2} + \textcircled{3} + \textcircled{4} + \textcircled{5} + \textcircled{6} + \textcircled{7} + \textcircled{8} + \textcircled{9}$$

$$+ ⑩ + ⑪ + ⑫ + ⑬ = 121 \text{ 分} < 210 \text{ 分}$$

(b) 可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油後，可搬型代替注水大型ポンプに給油するために必要な時間

$$⑮ + ⑯ + ⑰ + ⑱ + ⑲ + ⑳ + ㉑ + ㉒ + ⑤ + ⑥ + ⑦ + ⑧ + ⑨ + ⑩ + ⑪ + ⑫ + ⑬ = 68 \text{ 分} < 210 \text{ 分}$$

●可搬型代替注水中型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）への給油に要する時間は以下の（a）及び（b）の場合が考えられるため，以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

(a) 可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油後，可搬型設備用軽油タンクにてタンクローリに給油，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油，可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油するために必要な時間

（注意：初回以降の時間）

$$⑳ + ㉔ + ① + ② + ③ + ④ + ⑤ + ⑥ + ⑦ + ⑧ + ⑨ + ⑩ + ⑪ + ⑫ + ⑬ + ⑭ + ⑮ + ⑯ + ⑰ + ⑱ = 126 \text{ 分} < 210 \text{ 分}$$

(b) 可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油後，可搬型代替低圧電源車（2台）及び窒素供給装置用電源車に給油，可搬型代替注水大型ポンプに給油後，可搬型代替注水中型ポンプ（2台）に給油するために必要な時間

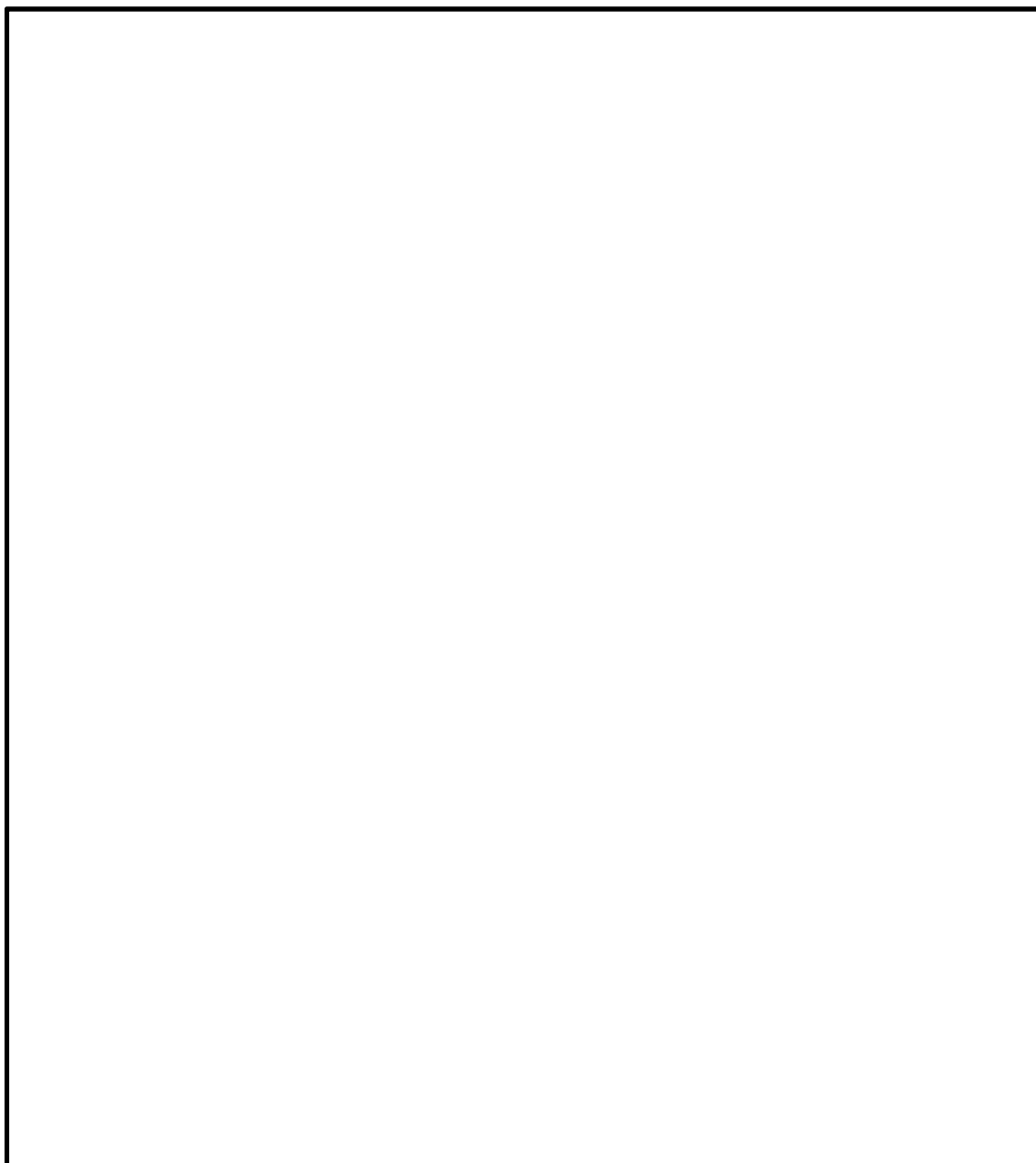
$$㉑ + ㉒ + ⑤ + ⑥ + ⑦ + ⑧ + ⑨ + ⑩ + ⑪ + ⑫ + ⑬ + ⑭ + ⑮ + ⑯ + ⑰ + ⑱ = 73 \text{ 分} < 210 \text{ 分}$$

<タンクローリの給油シーケンスで使用する軽油量>

$$① \sim ③ \text{ で使用する軽油量} = \text{約 } 250\text{L} \times 3 \text{ 台} \times 2 \text{ 回} + \text{約 } 720\text{L} \times 1 \text{ 台} \times 2 \text{ 回} + \text{約 } 125\text{L} \times 2 \text{ 台} \times 2 \text{ 回} = \text{約 } 3.44\text{kL} < \text{約 } 4.0\text{kL}$$

なお，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）にタンクローリは保管，可搬型設備用軽油タンクは設置されていることから，給油準備のために移動することなく作業が可能な設計とする。

(参考:可搬型設備用軽油タンクから各機器への燃料の給油シーケンス概要図)



※ 図中の丸数字は、「可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油の燃料シーケンス」の番号に同じ。
赤矢印と丸数字が、移動ルートと向きを示す。

名称		常設代替高圧電源装置
台数	台	5 (予備 1)
容量	kVA/台	約 1,725

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

1. 容量

有効性評価において最大負荷を想定するシーケンスグループ（全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（TBD、TBU）及び全交流動力電源喪失（TBP））において必要とされる電源容量は、最大負荷約 4,948kW 及び連続最大負荷約 4,510kW である。

常設代替高圧電源装置の負荷を第 57-5-6 表に、常設代替高圧電源装置の負荷積み上げを第 57-5-3 図に示す。

第 57-5-6 表 常設代替高圧電源装置の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷 ^{※1}	約 120 約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ^{※2} ・120/240V計装用主母線盤 2 A ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷 ^{※2, ※3}	約 79 約 108 約 134 約 14 約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ^{※2} ・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷 ^{※2, ※4}	約 60 約 86 約 134 約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ その他必要な負荷 ^{※5}	約584 約3
⑦	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 ^{※6} 停止負荷 ^{※7}	約55 約8 約95 約-52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷 ^{※8}	約45 約8 約183
⑨	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷 ^{※9}	約8 約154
⑩	緊急用海水ポンプ（使用済燃料プール冷却用として起動） その他必要な負荷 ^{※10} （緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計）	約510 約4 （約982）
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
合計 連続最大負荷 （最大負荷）		約4,510 （約4,948）

※1 ①に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。

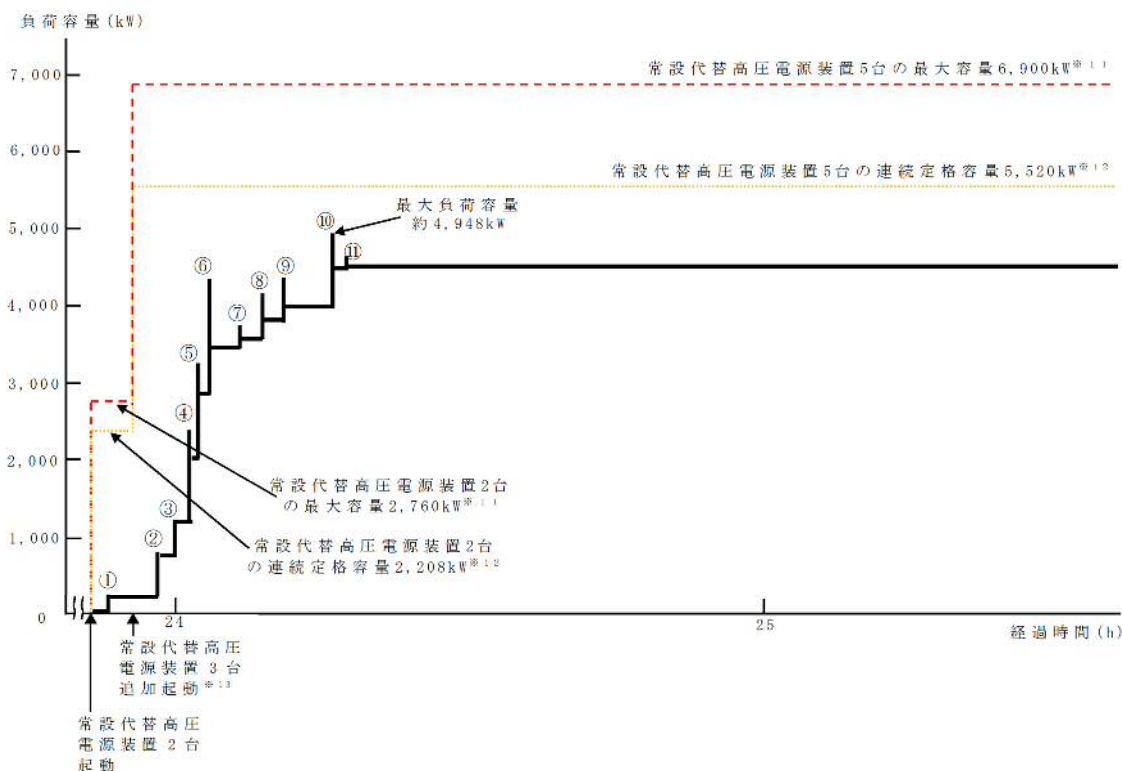
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，HERMETIS制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト

※2 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

※3 ②に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。

通信用分電盤 2 A S/B PHSリモートユニット（C系），通信用無停電電源盤（事務本館 3 階），マイクロ無線装置用電源切替盤 A 系，チェックポイント建屋電源盤，可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータ A，ほう酸水注入系パイプヒータ，P/C 2 C 動力変圧器冷却ファン A，P/C 2 C 動力変圧器冷

- 却ファンB，非常用ガス再循環系トレインAスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインAスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置
- ※4 ③に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。
バイタル交流電源装置，サービス建屋動力制御盤，非常用ガス再循環系トレインBスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインBスペースヒータ
- ※5 ⑥に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
残留熱除去系ポンプA室空調機
- ※6 ⑦に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインAヒータ，非常用ガス処理系トレインAヒータ
- ※7 ②に起動したその他不要な負荷のうち，⑦のタイミングで停止する負荷
- ※8 ⑧に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室チラー圧縮機A・B，中央制御室換気系電気加熱コイル
- ※9 ⑨に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
蓄電池室空気調和機ファン，スイッチギア室空気調和機ファン，スイッチギア室チラー冷水循環ポンプ，スイッチギア室チラーコンデンサファン，スイッチギア室チラー圧縮機A・B
- ※10 ⑩に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
緊急用海水ポンプ室空調ファン



常設代替高圧電源装置の負荷積算イメージ

* 容量については、今後の詳細設計の結果を反映する。

- ※11 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量
(約 1,380kW×運転台数＝最大容量)
- ※12 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の 80%の容量
(約 1,380kW×0.8×運転台数＝連続定格容量)
- ※13 非常用母線の負荷への給電に伴い、負荷容量が増加するため、常設代替高圧電源装置を 3 台追加起動する。

第 57-5-3 図 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電（常設代替高圧電源装置 5 台運転時の最大負荷）

したがって、発電機の出力は最大負荷である、約 4,948kW（連続最大負荷：約 4,510kW）に対し、十分な余裕を有する最大容量 6,900kW（連続定格容量※13：5,520kW）とする。

常設代替高圧電源装置の 5 台当たりの容量は以下のとおり、約 8,625kVA（最大容量：6,900kW）とする。

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

(連続定格容量 : $5,520 \div 0.8 = 6,900$)

Q : 発電機の容量 (kVA)

P : 発電機の最大容量 (kW) = 6,900 (連続定格容量 : 5,520)

pf : 力率 = 0.8

なお、非常用所内電気設備の電源給電機能が喪失した場合に、常設代替高圧電源装置 2 台を使用し、代替所内電気設備へ給電する時の必要とされる電源容量は、最大負荷約 1,579kW 及び連続最大負荷容量約 1,281kW である。

以下に常設代替高圧電源装置 2 台の負荷を第 57-5-7 表に、常設代替高圧電源装置 2 台の負荷積み上げを第 57-5-4 図に示す。

第 57-5-7 表 常設代替高圧電源装置 2 台の負荷

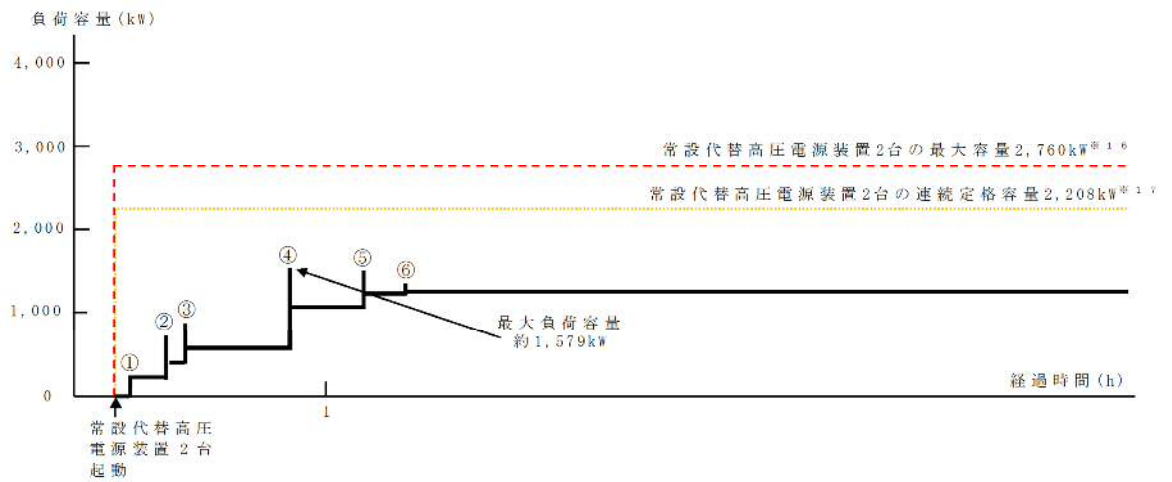
起動順序	主要機器名称	負荷容量 (kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷※14	約 120
		約 97
②	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
③	常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
④	緊急用海水ポンプ (代替循環冷却系及び使用済燃料プール冷却用として起動) その他必要な負荷※15 (緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計)	約510
		約4 (約982)
⑤	代替循環冷却系ポンプ	約140
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約1,281 (約1,579)

※14 ①に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ、HERMETIS 制御盤、原子炉建屋水素濃度計、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置、緊急用無停電電源装置盤、モニタリングポスト

※15 ④に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。

中央制御室チラー冷水循環ポンプ、中央制御室チラーコンデンサファン、中央制御室チラー圧縮機 A・B、中央制御室換気系電気加熱コイル



- ※16 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の容量 ($1,380\text{kW} \times \text{運転台数} = \text{最大容量}$)
- ※17 常設代替高圧電源装置定格出力運転時の80%の容量 ($1,380\text{kW} \times 0.8 \times \text{運転台数} = \text{連続定格容量}$)

* 容量については、今後の詳細設計の結果を反映する。

第57-5-4図 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電
(常設代替高圧電源装置2台運転時の最大負荷)

名称		常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ
台数	台	2
容量	m ³ /h/台	約 3.0
揚程	MPa	約 0.30
原動機出力	kW	約 2

【設定根拠】

常設代替高压電源装置燃料移送ポンプは、重大事故時に軽油貯蔵タンクから常設代替高压電源装置へ燃料を給油するために設置する。なお、常設代替高压電源装置燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

常設代替高压電源装置燃料移送ポンプの容量は、1 台当たり燃料最大消費量 の常設代替高压電源装置 5 台分の燃料消費量 よりも容量の大きい約 3.0m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

常設代替高压電源装置燃料移送ポンプに必要な揚程は、以下のとおり、約 0.30MPa である。

①位置油頭

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として、 と設計する。

③揚程

①と②の合計より、揚程は、以下のとおり となるが、設計上の余裕を見て、設計確認値を上回る 0.30MPa とする。

揚程 = 位置油頭 + 配管・機器圧力損失

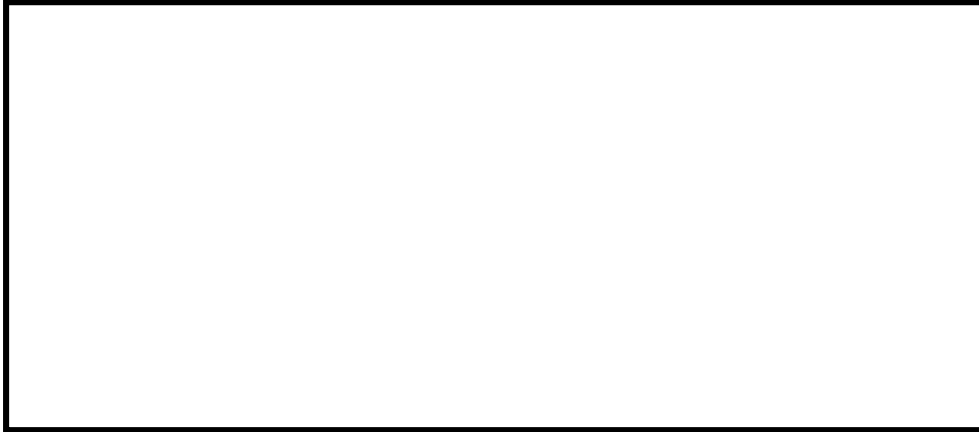
$$= \text{位置油頭} + \text{配管・機器圧力損失}$$

$$= \text{位置油頭} + \text{配管・機器圧力損失}$$

3. 原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり，常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプの必要軸動力は

となるため，原動機出力は，軸動力を上回る出力約2.2kWとする。



名称	単位	所内常設直流電源設備
125V系蓄電池A系	Ah	約6,000
125V系蓄電池B系	Ah	約6,000

【設定根拠】

125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系は、設計基準事故対処設備の電源が喪失してから、1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な負荷以外を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において必要な負荷以外を切り離すことにより残り16時間の合計24時間にわたり、直流電力を給電できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は、以下第57-5-8表から第57-5-9表のとおりとなる。

第57-5-8表 125V系蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1分	1~60分	60~540分 ^{※1}	540~1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2C D/G初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口弁				
その他の負荷 ^{※4}				
合計 (A)	約1,750	約255	約238	約134

※1 事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2 2C D/G初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2C D/G初期励磁電流 はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※3 電動機の起動電流を含む最大値を記載

※4 その他負荷は以下のとおり。

原子炉隔離時冷却系弁、無停電電源装置A、DB/S A分電盤（区分I）（突合せ給電を除く）、DB/S A分電盤（区分I）（突合せ給電）、直流非常灯、主蒸気ラインドレン弁、CUW系 電動弁、FRV S/SGTS CP-6A、DC制御他、負荷余裕

第 57-5-9 表 125V 系蓄電池 B 系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1 分	1~60 分	60~540 分 ^{*1}	540~ 1440 分
M/C・P/C 遮断器の制御電源				
2D D/G 初期励磁				
その他の負荷 ^{*3}				
合計 (A)	約 1,200	約 237	約 220	約 139

※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2 2D D/G 初期励磁は M/C・P/C 遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は 1 分未満である。また、2D D/G 初期励磁電流 は M/C・P/C 遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きい M/C・P/C 遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に 1 分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※3 無停電電源装置 B, DB/S A 分離盤（区分 II）（突合せ給電を除く）、データ伝送装置、直流非常灯、FRVS/SGTS CP-6 B, DC 制御他、負荷余裕

・ 125V 系蓄電池 A 系の容量計算結果^{*}

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1,750) = 1,444\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1,750 + 1.98 \times (255 - 1,750)) = 675\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1,750 + 9.43 \times (255 - 1,750) + 8.72 \times (238 - 255)) = 2,843\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1,750 + 24.31 \times (255 - 1,750) + 23.32 \times (238 - 255) + 15.32 \times (134 - 238)) = 5,284\text{Ah}$$

上記計算より、125V 系蓄電池 A 系の蓄電池容量は約 6,000Ah を選定する。

・ 125V 系蓄電池 B 系の容量計算結果^{*}

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1,200) = 990\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1,200 + 1.98 \times (237 - 1,200)) = 617\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1,200 + 9.43 \times (237 - 1,200) + 8.72 \times (220 - 237)) = 2,624\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1,200 + 24.31 \times (237 - 1,200) + 23.32 \times (220 - 237) + 15.32 \times (139 - 220)) = 5,171\text{Ah}$$

上記計算より、125V系蓄電池B系の蓄電池容量は約6,000Ahを選定する。

※ 蓄電池の計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は次の規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2) 蓄電池温度は+10°Cとする。

(3) 放電終止電圧は1.80V/セル

(4) 保守率は0.8とする。

(5) 容量算出の一般式

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

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 ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間T (分)	容量換算時間K (時)
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1380	23.32
1439	24.31
1440	24.32

名称	単位	常設代替直流電源設備
緊急用 125V 系蓄電池	Ah	約 6,000

【設定根拠】

緊急用 125V 系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）してから、不要な直流負荷の切り離しを行わずに 24 時間にわたり、直流電力を給電できる設計とする。

1. 容量

緊急用 125V 系蓄電池の負荷は、以下第 57-5-10 表のとおりとなる。

第 57-5-10 表 緊急用 125V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0~1 分	1~1440 分
6.9kV 緊急用 M/C トリップ・投入		
480V 緊急用 P/C トリップ・投入		
S A 制御盤, S A 監視盤, S A 変換器盤		
高圧代替注水制御盤		
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤		
計測装置※ ¹		
逃がし安全弁（自動減圧機能）A 系		
安全パラメータ表示システム（S P D S）		
緊急用 125V 系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置※ ²		
緊急用無停電電源装置制御電源		
高圧代替注水系注入弁		
高圧代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計 (A)		

※¹ 計測装置は以下のとおりとする。

格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), DB/S A 分電盤 (区分 I) (突合わせ給電除く), DB/S A 分電盤 (区分 II) (突合わせ給電除く)

※² 緊急用無停電電源装置は以下のとおりとする。

S A 監視操作盤，使用済燃料プール監視カメラ制御盤，S A 監視盤，S P D S 収集盤，可搬型照明（S A），衛星電話設備（固定）
 ※3 高圧代替注水系タービン止め弁は複数回開閉するため，時間当たりの平均電流値として考慮する。

緊急用 125V 系蓄電池の容量計算結果※4

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1,844) = \text{約 } 1,522\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1,844 + 24.31 \times (181 - 1,844)) = \text{約 } 5,524\text{Ah}$$

上記計算より，緊急用 125V 系蓄電池の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。
 なお，緊急用 125V 系蓄電池については，直流 125V 主母線盤 2 A・2 B への給電はできない。

※4 蓄電池の計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は以下の規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」（SBA S 0601-2014）

(2) 蓄電池温度は +10°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 ($i = 1, 2, 3 \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0.66
59	1.98
60	2.00
240	5.30
480	8.72
539	9.43
540	9.44
599	10.32
600	10.32
900	15.32
1380	23.32
1439	24.31
1440	24.32

名称	単位	緊急用M/C
母線電流容量	A	約 2,000
<p>【設定根拠】</p> <p>緊急用M/Cは，常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>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</p> <p>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約 721.5A に対し，十分余裕を有する約 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：約 $1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} =$ 約 144.3A</p> <p>常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：約 $144.3\text{A} \times 5 \text{台} =$ 約 721.5A</p>		

名称		緊急用 P / C
母線電流容量	A	約 4,000

【設定根拠】

緊急用 P / C は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

緊急用 P / C 負荷は、第 57-5-11 表のとおり約 673kW である。

第 57-5-11 表 緊急用 P / C 負荷

負荷名称	容量 (kW)
常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
常設低圧代替注水系ポンプ	約 190
代替循環冷却系ポンプ	約 140
緊急用直流 125V 充電器	約 120
代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	約 2
常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	約 2
合計 (kW)	約 674

したがって、約 1,014A（=約 674kW ÷ 力率 0.8 ÷ $\sqrt{3}$ ÷ 480V）に余裕を考慮し、約 4,000A とする。

なお、緊急用電源切替盤については、緊急用電源切替盤に接続される負荷の容量に合わせた定格電流値を設定する。

名称		可搬型整流器
台数	台	8(予備 1)
容量	kW/台	15

【設定根拠】

可搬型整流器は、重大事故等発生時に、可搬型代替低圧電源車と接続を行い、24時間以上負荷切り離しを行わずに直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

重大事故等発生時に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し、直流電源を給電するために必要な負荷容量として、125V系蓄電池A系、125V系蓄電池B系及び緊急用125V系蓄電池のいずれか一番大きな負荷に耐えられる容量を持つように選定する。

また、可搬型代替直流電源設備は、全交流動力電源喪失発生後、可搬型代替交流電源設備や可搬型整流器を準備して使用することから、全交流動力電源喪失発生後、1時間以降の電流値を基に、必要な可搬型整流器の台数を選定する。

125V系蓄電池の容量

A系 60～540分の電流値：約238A

B系 60～540分の電流値：約220A

緊急用蓄電池の容量

1～1440分の電流値：約181A

上記より、1時間以降で最大負荷の電流値は、約238Aである。

また、計画している可搬型整流器の機器仕様を以下に記載する。

<可搬型整流器の機器仕様>

- ・出力電圧 : 0～150V
- ・出力電流 : 0～100A
- ・最大出力電力：15kW

以上のことを用いて以下に検討を行い、可搬型整流器の必要台数について評価する。

・電流値について

必要な負荷の電流値については、約238Aであり、可搬型整流器の機器仕様より可搬型整流器の電流値は1台あたり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必要となる。

上記評価結果より、可搬型整流器の必要台数は、設計に余裕をもたせて4台用意することとする。

(ただし、これは接続箇所1箇所あたりの台数であり、可搬型代替低圧電源車を接続する箇所は2箇所あることから、計8台の整流器を用意する必要がある。)

名称		非常用ディーゼル発電機
台数	台	2
容量	kW/台	約 5,200

【設定根拠】

2C・2D D/Gは、重大事故等時において故障等が見られない場合に使用し、必要な負荷に電力を給電できる設計とする。

1. 容量

2C・2D D/Gの積み上げについては、それぞれ以下の1), 2)のとおりとする。

1) 2C D/Gより非常用所内電気設備に給電する際の負荷

2C D/Gの負荷は、第57-5-12表のとおり最大負荷約4,859kWである。

第57-5-12表 2C D/Gの負荷

主要機器名称	負荷容量 (kW)
低圧炉心スプレイ系ポンプ	約 1,078
残留熱除去系ポンプ	約 584
残留熱除去系海水ポンプ (2台)	約 1,674
非常用ガス処理系装置	約 48
ディーゼル室換気設備	約 38
その他負荷 ^{※1}	約 1,437
負荷合計	約 4,859

※1 その他負荷については以下のとおり。

120V/240V 計装用主母線盤A, 直流125V充電器A, 通信連絡設備等

2) 2D D/Gより非常用所内電気設備に給電する際の負荷

2D D/Gの負荷は、以下第57-5-13表のとおり最大負荷約4,427kWである。

第57-5-13表 2D D/Gの負荷

主要機器名称	負荷容量 (kW)
残留熱除去系ポンプ (2台)	約 1,168
残留熱除去系海水ポンプ (2台)	約 1,674
非常用ガス処理系装置	約 48
ディーゼル室換気設備	約 38
その他負荷 ^{※2}	約 1,499
負荷合計	約 4,427

※2 その他負荷については以下のとおり。

120V/240V 計装用主母線盤B, 直流125V充電器B, 通信連絡設備, モニタリングポスト等

したがって、2C・2D非常用ディーゼル発電機は、それぞれ上記1), 2)の負荷合計より、設計基準対象設備として使用する時と同様の容量約5,200kWとする。

名称		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機
台数	台	1
容量	kW	約 2,800

【設定根拠】

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dへの給電ができない場合は、設計基準事故対処設備であるHPCS D/G、非常用所内電気設備であるM/C HPCS及び非常用所内電気設備であるM/C 2Eの使用が可能であって、さらにM/C HPCSの負荷であるHPCSポンプの停止が可能な場合は、2C・2D D/Gの電源給電機能の代替手段として、HPCS D/GからM/C HPCS及びM/C 2Eを経由して非常用所内電気設備であるM/C 2C（又は2D）へ給電する。

1. 容量

外部電源喪失及び2C・2D D/Gの故障により、非常用所内電気設備であるM/C 2C・2Dへの給電ができない場合に必要となる負荷は、第57-5-14表のとおり最大負荷約675kWである。

したがって、最大負荷約675kWに対して、HPCS D/Gの容量約2,800kWは十分な容量を満足しているため、HPCS D/GによるM/C 2C（又はM/C 2D）への給電は使用可能である。

第57-5-14表 HPCS D/Gの負荷

主要機器名称	負荷容量 (kW)
非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器A ・非常用照明 ・120V AC計装用電源2A ・その他負荷 ^{※1}	約79 約22 約134 約134
非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器B ・非常用照明 ・その他負荷 ^{※2}	約60 約22 約52
中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン (中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	約45 約8 (約172)
蓄電池室排気ファン 蓄電池室空気調和機ファン	約8 約11
合計 連続最大負荷 (最大負荷)	約575 (約675)

※1 ①に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。

通信用分電盤2A S/B PHSリモートユニット(C系)、可燃性ガス濃度制御系制御盤、ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータA、ほう酸水注入系パイプヒータ、非常用ガス再循環系トレインAスペースヒータ及び非常用ガス処理系トレインAスペースヒータ

※2 ②に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインBスペースヒータ及び非常用ガス処理系トレインBスペースヒータ

名称	緊急用直流 125V 主母線盤	
容量	A	約 2,000

【設定根拠】

緊急用直流 125V 主母線盤は、常設重大事故等対処設備として設置する。緊急用直流 125V 主母線盤は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために緊急用 125V 系蓄電池から負荷へ必要な直流電力を給電できる設計とする。

1. 容量

緊急用直流 125V 主母線盤の定格電流容量は、緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流の値に対して、それ以上の電流容量に設定する。

緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流については、第 57-5-15 表のとおり。

第 57-5-15 表 緊急用 125V 系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0~1 分	1~1440 分
6.9kV 緊急用 M/Cトリップ・投入		
480V 緊急用 P/Cトリップ・投入		
S A制御盤, S A監視盤, S A変換器盤		
高圧代替注水系制御盤		
常設代替高圧電源装置操作盤		
計測装置 ^{※1}		
逃がし安全弁 (自動減圧機能) A系		
安全パラメータ表示システム (SPDS)		
緊急用 125V 系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置 ^{※2}		
緊急用無停電電源装置制御電源		
高圧代替注水系注入弁		
高圧代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
高圧代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計 (A)	約 1,844	約 181

緊急用 125V 系蓄電池の最大負荷電流値は、0～1 分の時に流れる負荷電流約 1,844A の値であり、緊急用直流 125V 主母線盤の容量を十分余裕のある約 2,000A とする。

名称		2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ
台数	台	1
容量	m ³ /h	約 2.0
揚程	MPa	約 0.25
原動機出力	kW	約 1.2

【設定根拠】

2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、重大事故時に軽油貯蔵タンクから 2 C D/G へ燃料を給油するために設置する。なお、2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの容量は、2 C D/G の燃料消費量約 よりも容量の大きい約 2.0m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

2 C 非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプに必要な揚程は、以下のとおり、約 0.25MPa である。

①位置油頭

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として、約 と設計する。

③揚程

①と②の合計より、揚程は、以下のとおり約 となるが、設計上の余裕を見て、設計確認値を上回る約 0.25MPa とする。

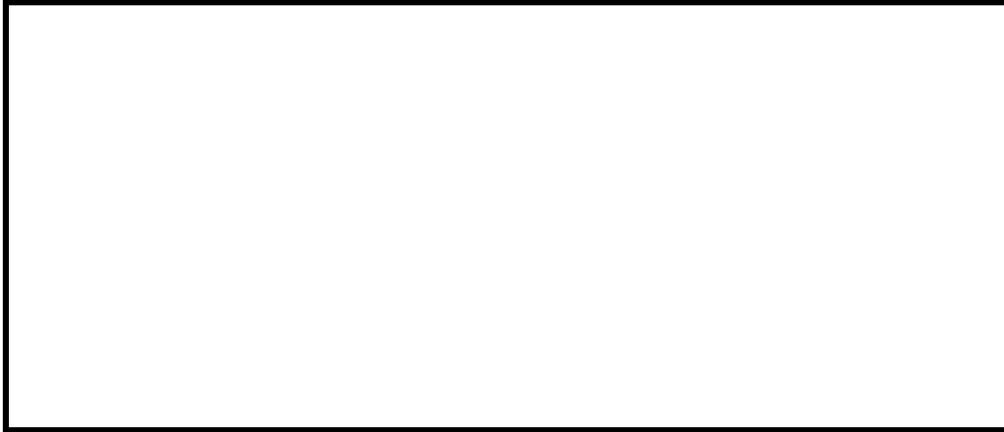
揚程 = 位置油頭 + 配管・機器圧力損失

$$= \text{位置油頭} + \text{配管・機器圧力損失}$$

$$= \text{位置油頭} + \text{配管・機器圧力損失}$$

3. 原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり、2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの必要軸動力は約 となるため、原動機出力は、軸動力を上回る出力約 1.2kW とする。



名称		2D非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ
台数	台	1
容量	m ³ /h	約 2.0
揚程	MPa	約 0.25
原動機出力	kW	約 1.2

【設定根拠】

2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、重大事故時に軽油貯蔵タンクから2D D/Gへ燃料を給油するために設置する。なお、2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプは供給系統1系列あたり、100%容量を1台設置する。

1. 容量の設定根拠

2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの容量は、2D D/Gの燃料消費量約 よりも容量の大きい約 2.0m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプに必要な揚程は、以下のとおり、約 0.25MPa である。

①位置油頭

②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として、約 と設計する。

③揚程

①と②の合計より、揚程は、以下のとおり約 となるが、設計上の余裕を見て、設計確認値を上回る約 0.25MPa とする。

揚程 = 位置油頭 + 配管・機器圧力損失

$$= \text{位置油頭} + \text{配管・機器圧力損失}$$

$$= \text{位置油頭} + \text{配管・機器圧力損失}$$

3. 原動機出力の設定根拠

以下に示すとおり、2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプの必要軸動力は約 となるため、原動機出力は、軸動力を上回る出力約 1.2kW とする。



名称		高圧炉心スプレイ系 ディーゼル発電機燃料移送ポンプ
台数	台	1
容量	m ³ /h	約 2.0
揚程	MPa	約 0.25
原動機出力	kW	約 1.2

【設定根拠】

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは、重大事故時に軽油貯蔵タンクからHPCS D/Gへ燃料を給油するために設置する。なお、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプは供給系統1系列あたり、100%容量を1台設置する。

1. 容量の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプの容量は、HPCS D/Gの燃料消費量約 [] よりも容量の大きい約 2.0m³/h とする。

2. 揚程の設定根拠

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプに必要な揚程は、以下のとおり、約 0.25MPa である。

①位置油頭



②配管・機器圧力損失

配管・機器圧力損失として、約 [] と設計する。

③揚程

①と②の合計より、揚程は、以下のとおり約 [] となるが、設計上の余裕を見て、設計確認値を上回る約 0.25MPa とする。

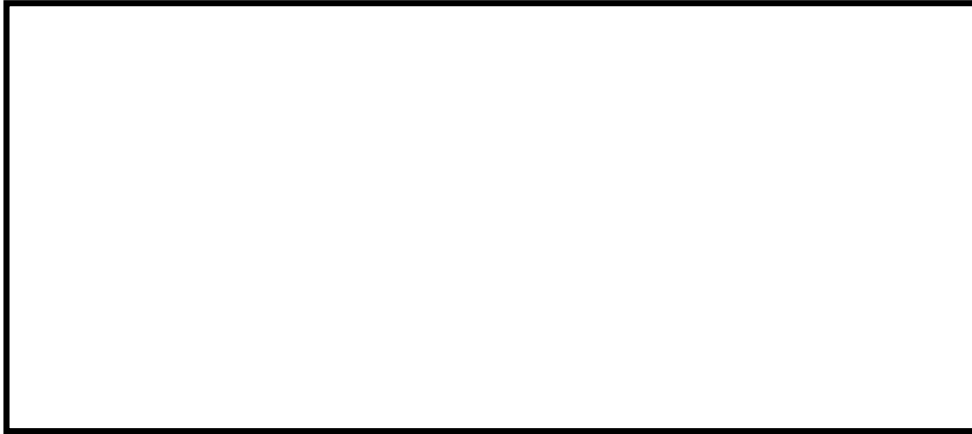
揚程 = 位置油頭 + 配管・機器圧力損失

= []

= []

3. 原動機出力の設定根拠

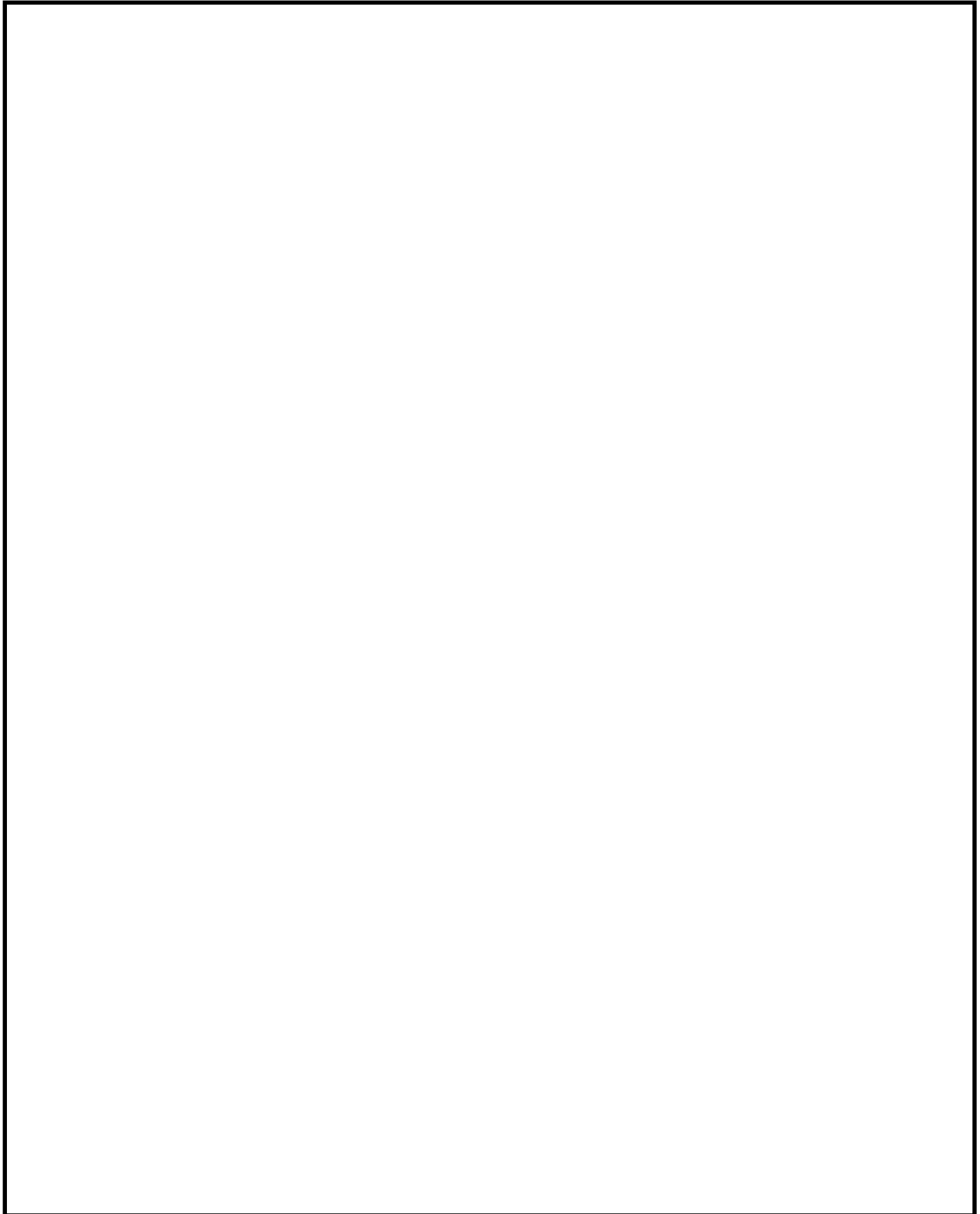
以下に示すとおり、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプの必要軸動力は約 となるため、原動機出力は、軸動力を上回る出力約 1.2kW とする。



57-6 アクセスルート図

1. 屋外アクセスルート 現場確認結果について

屋外アクセスルートの現場確認結果を第 57-6-1 図に示す。



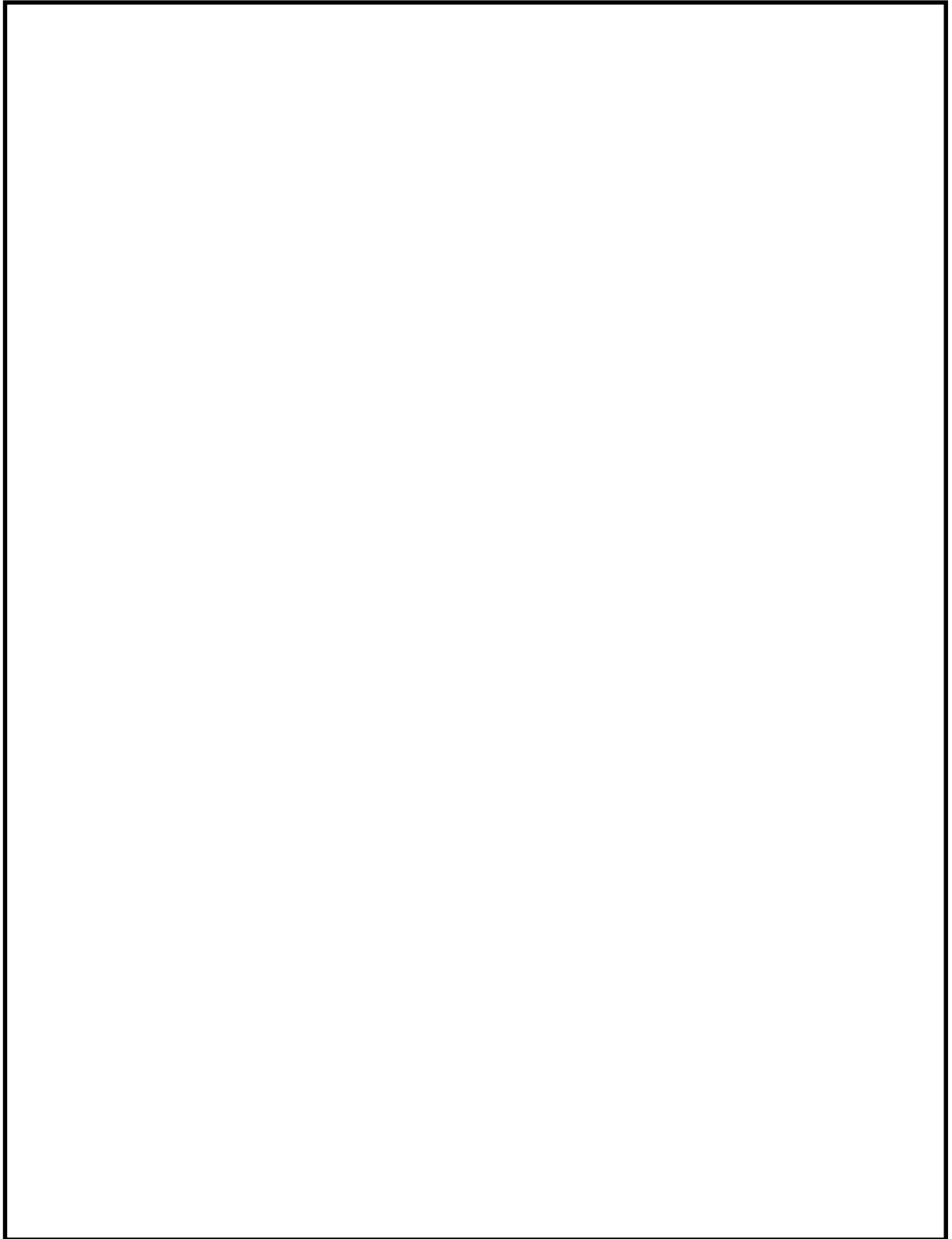
第 57-6-1 図 屋外アクセスルート 現場確認結果

1. 屋内アクセスルート 現場確認結果について

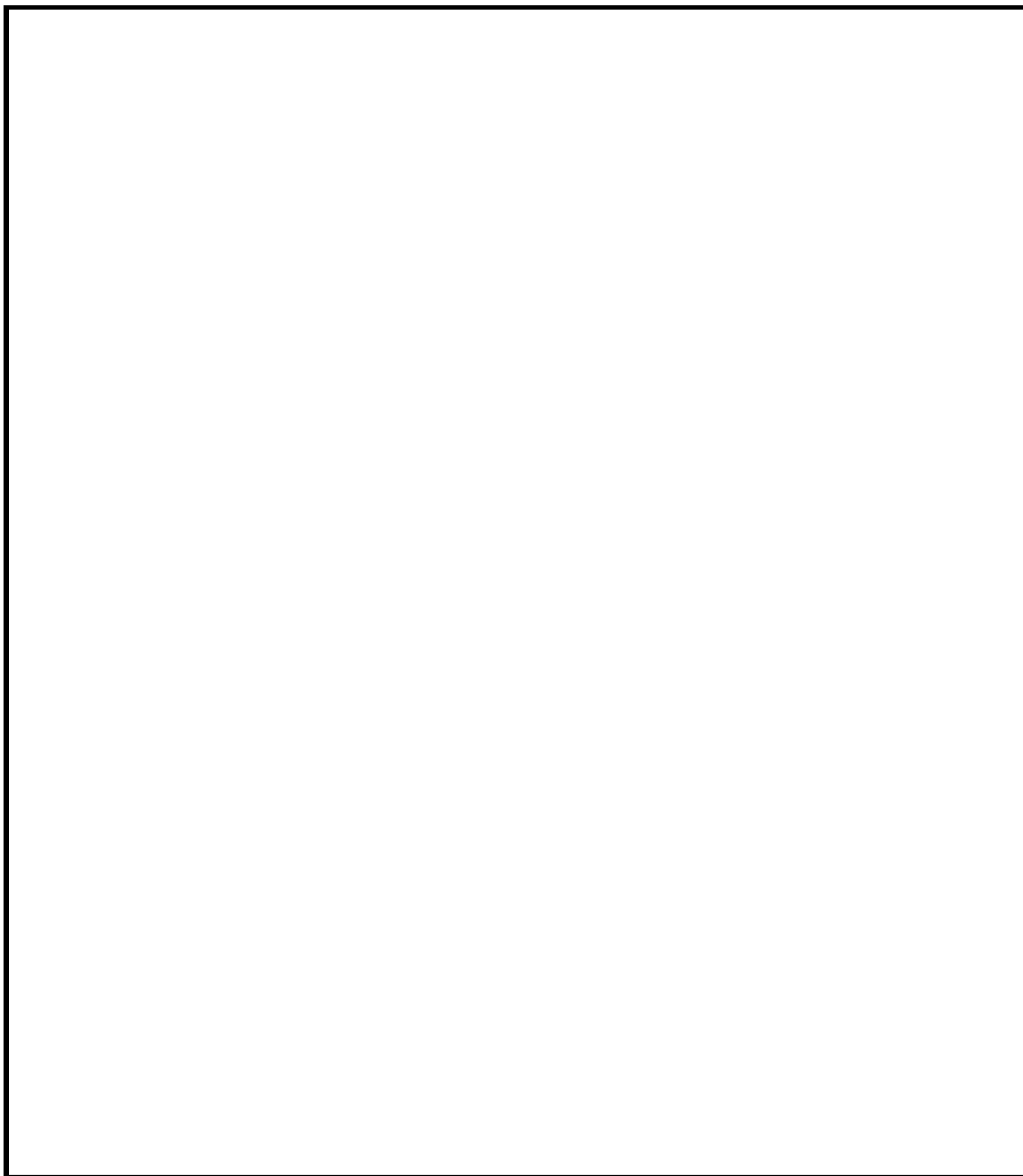
屋内アクセスルートの現場確認結果を第 57-6-2 図に示す。



第 57-6-2 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 4 階, 原子炉建屋付属棟 4 階)



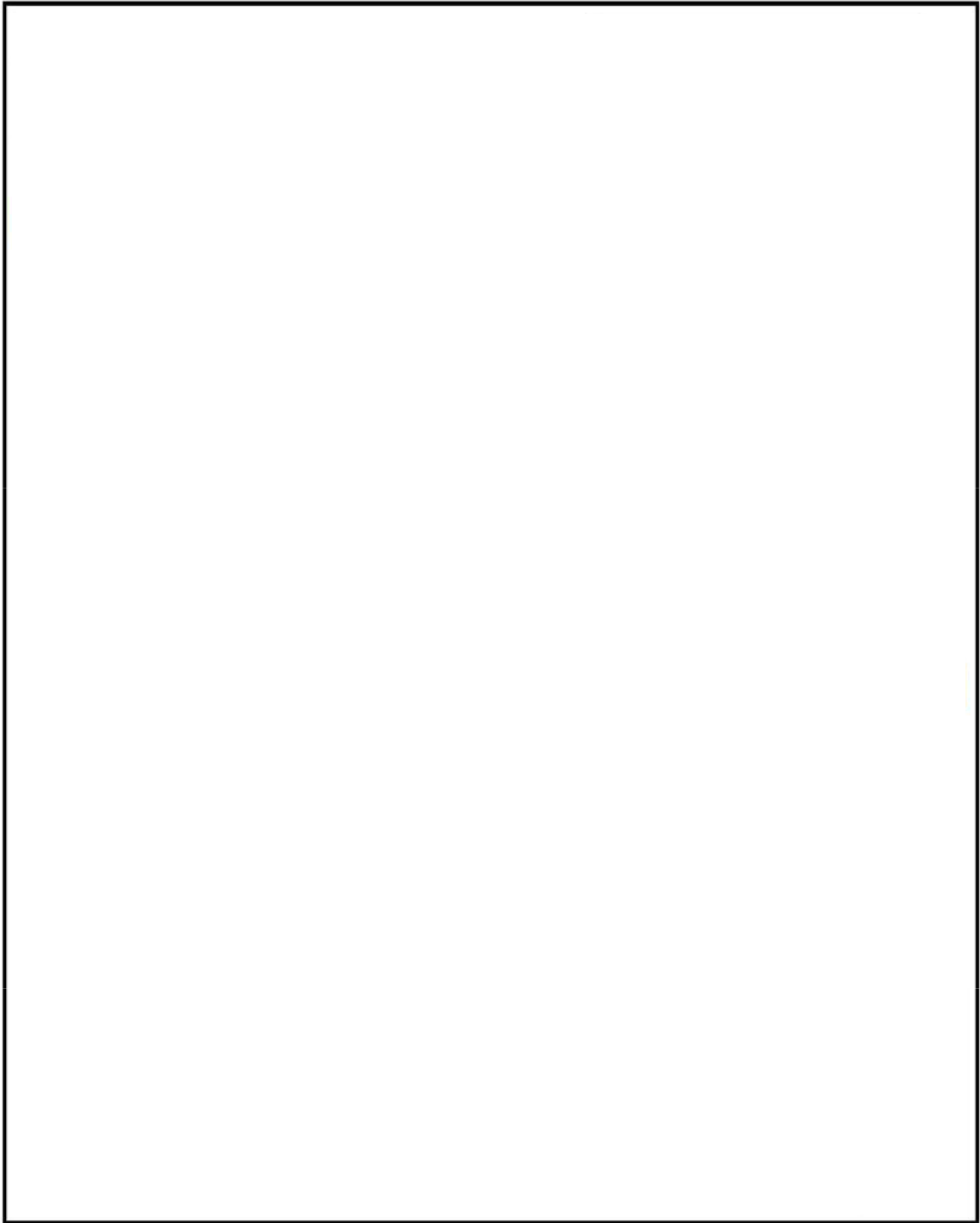
第 57-6-3 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 3 階, 原子炉建屋付属棟 3 階, 廃棄物処理棟 3 階)



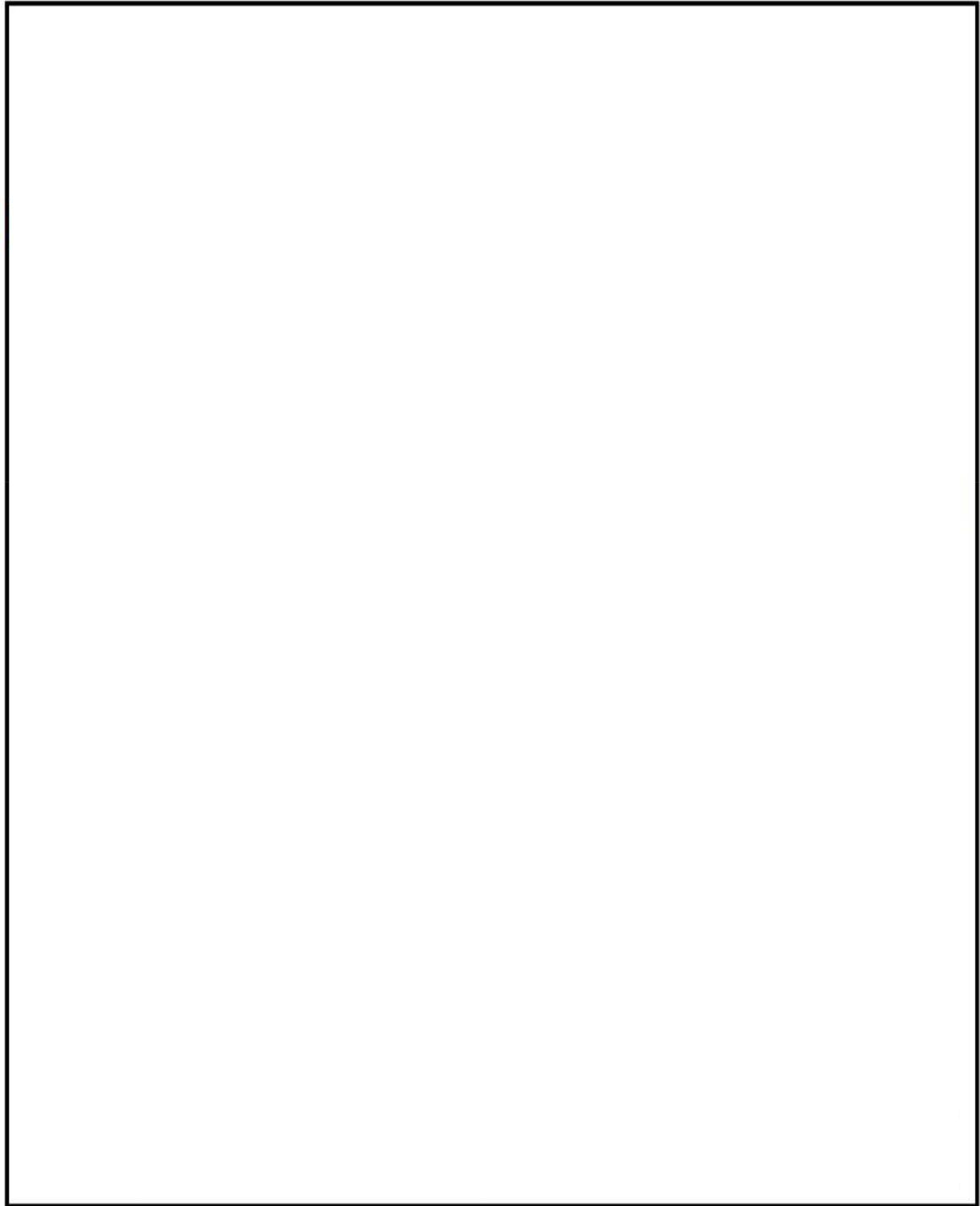
第 57-6-4 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 2 階, 原子炉建屋付属棟中 2 階, 廃棄物処理棟 2 階)



第 57-6-5 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟 1 階, 原子炉建屋付属棟 1 階, 廃棄物処理棟 1 階)



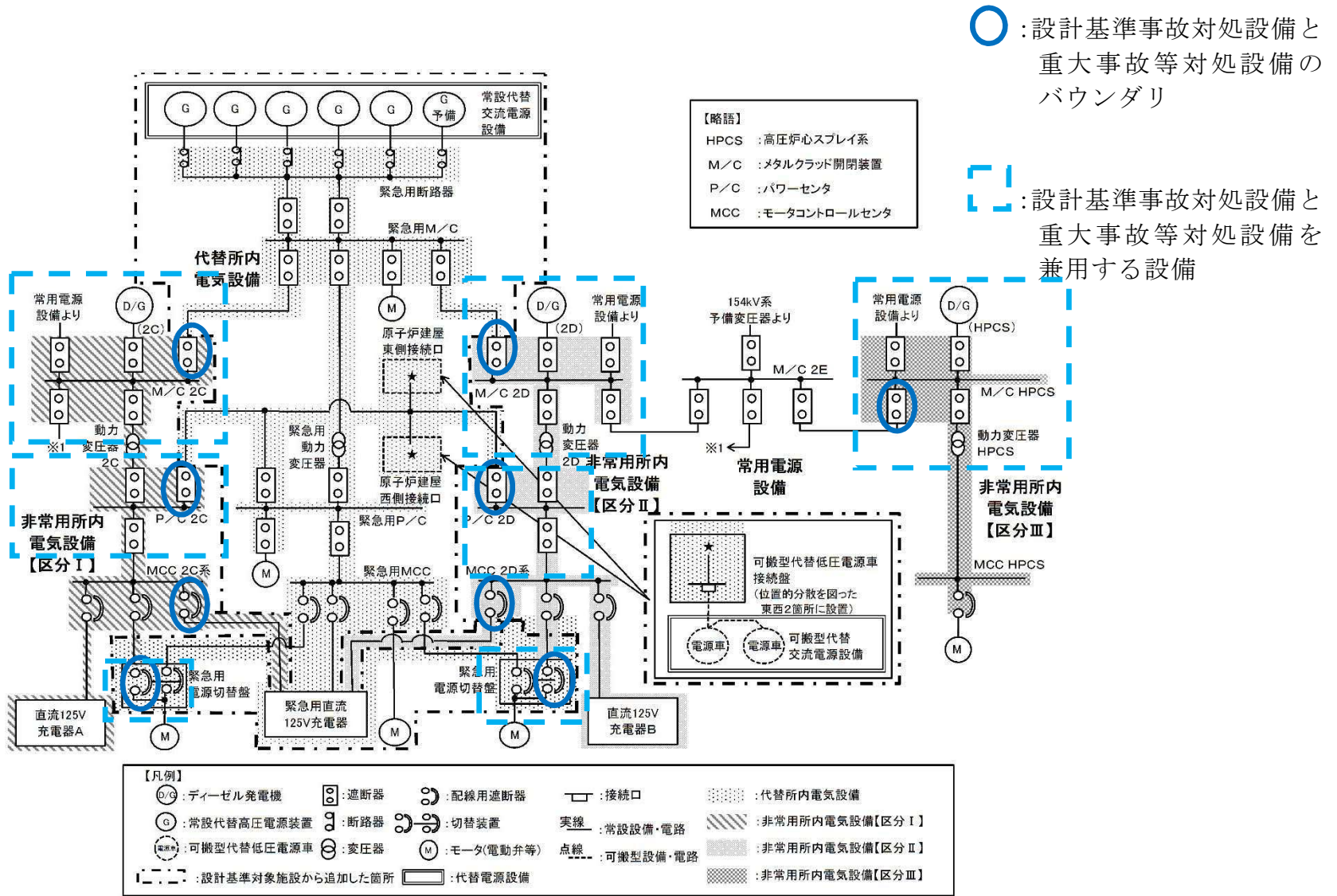
第 57-6-6 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 原子炉建屋付属棟地下 1 階, 廃棄物処理棟地下 1 階)

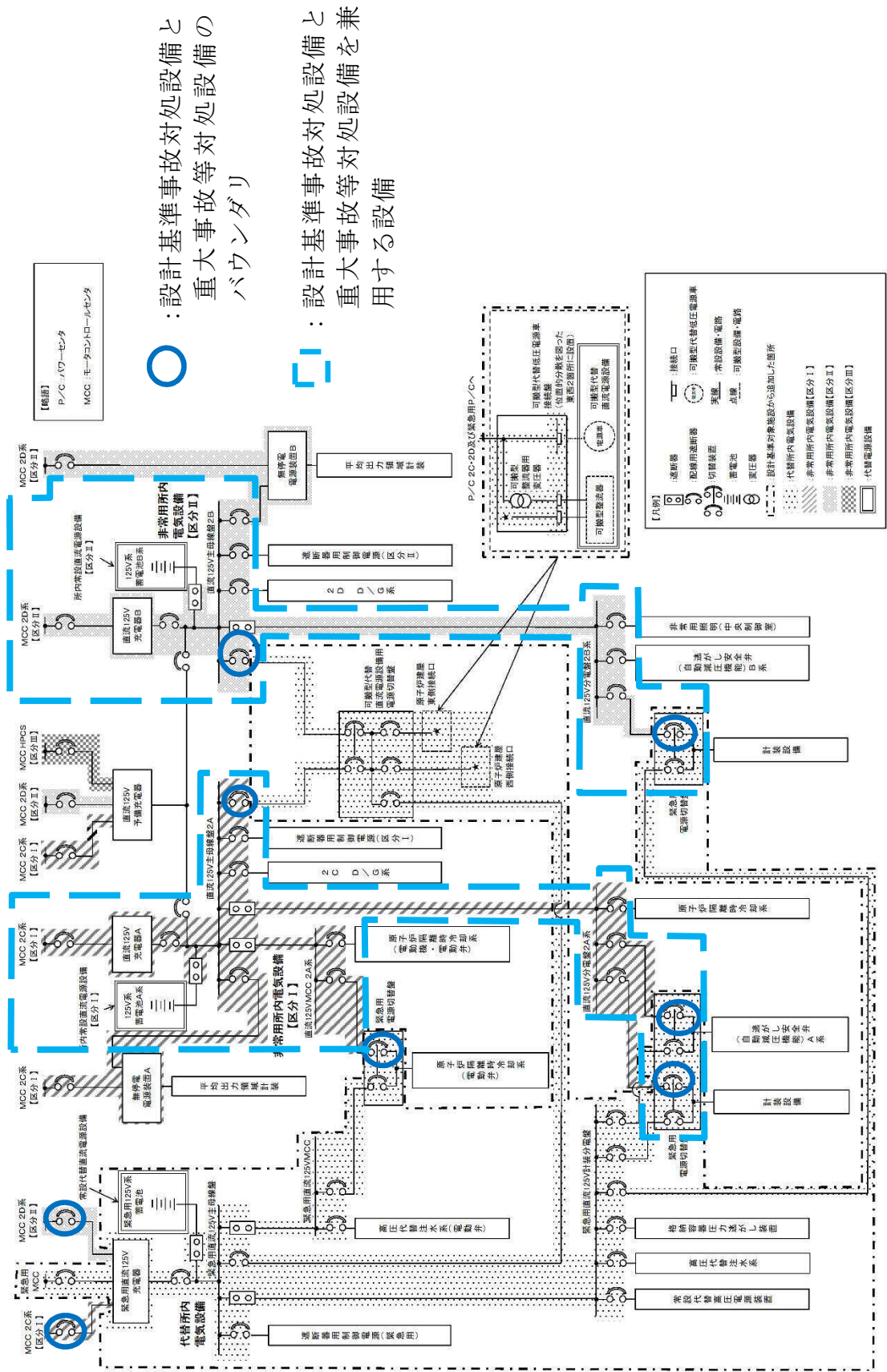


第 57-6-7 図 屋内アクセスルート 現場確認結果
(原子炉建屋原子炉棟地下 2 階, 原子炉建屋附属棟地下 2 階, 廃棄物処理棟地下 2 階)

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

第 57-7-1 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系
 統図 (交流電源)

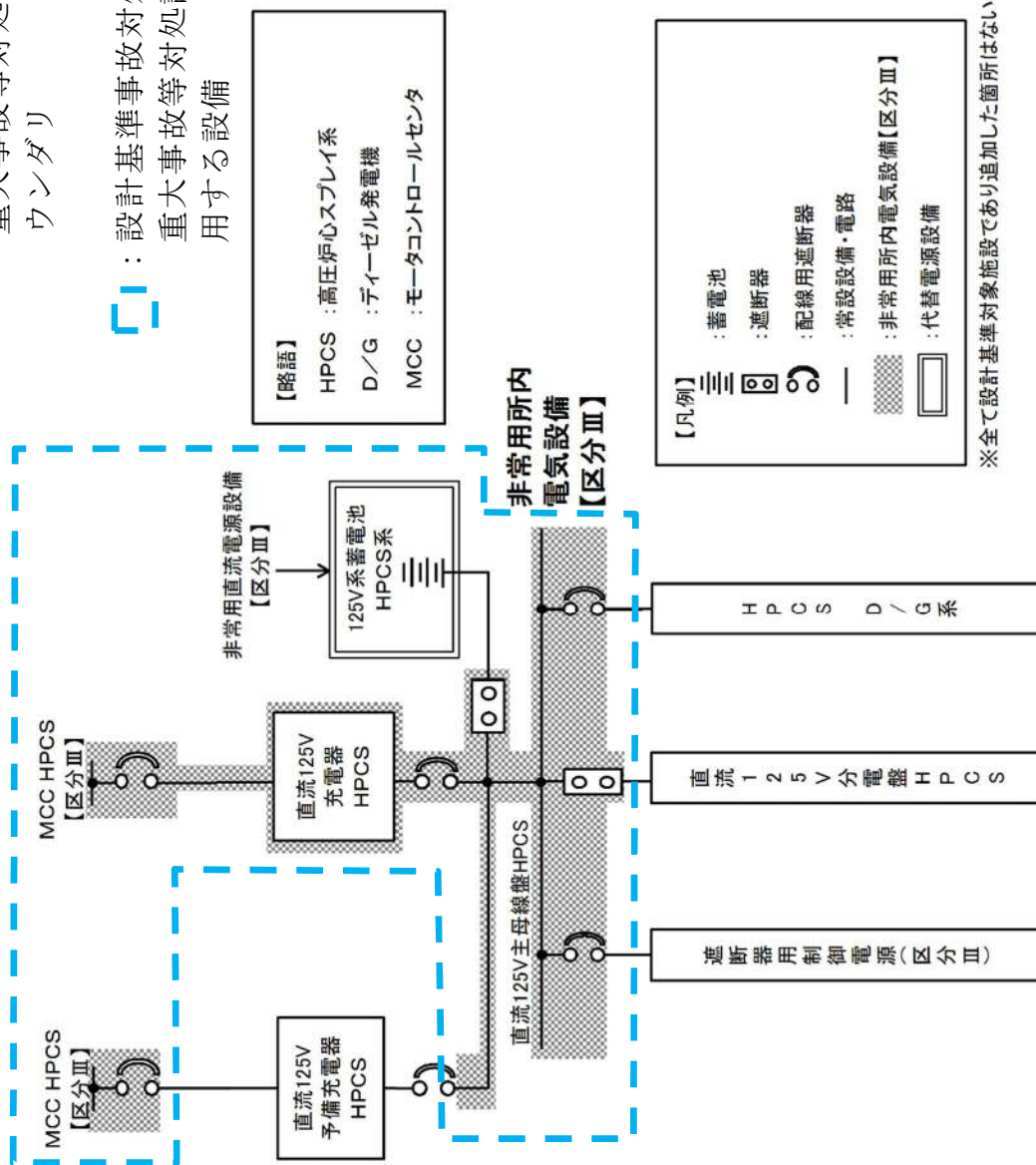




第 57-7-2 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図（直流電源）（直流 125V 系蓄電池 A 系及び B 系）

○ : 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

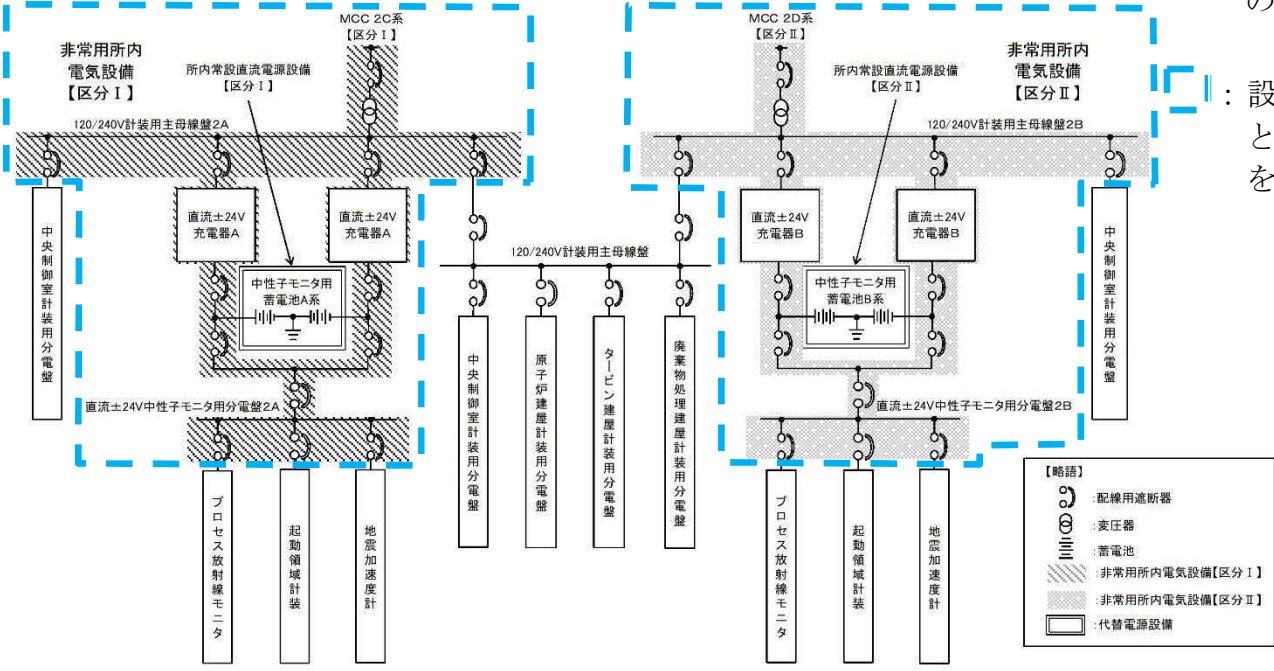
□ : 設計基準事故対処設備と
重大事故等対処設備を兼
用する設備



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) (直流 125V 系蓄電池 HPCS 系)

○ : 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

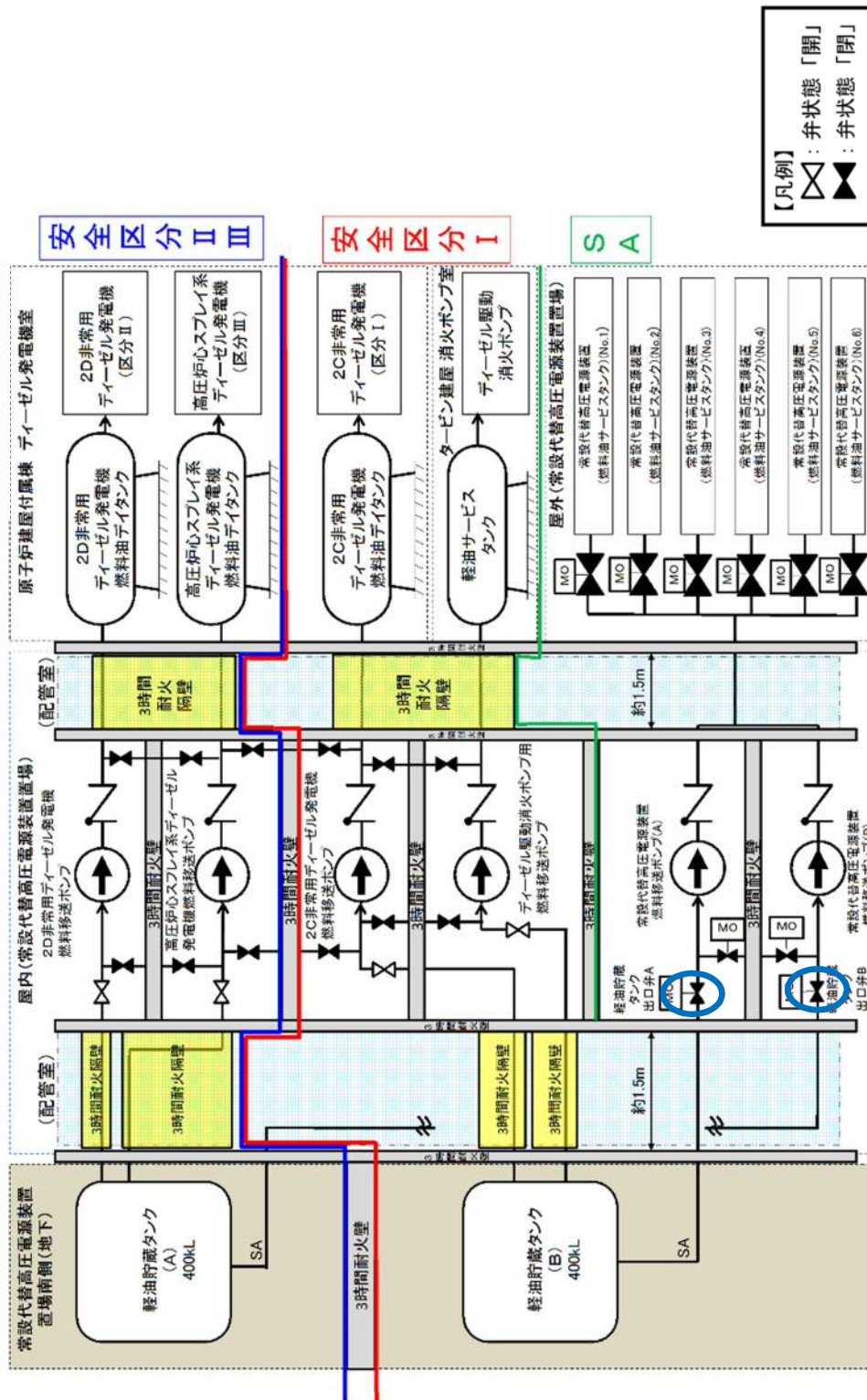
□ : 設計基準事故対処設備
と重大事故等対処設備
を兼用する設備



※全て設計基準対象施設であり追加した箇所はない

第 57-7-4 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系
統図 (直流電源) (中性子モニタ用蓄電池 A 系及び B 系)

○：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 57-7-5 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図 (軽油貯蔵タンク)

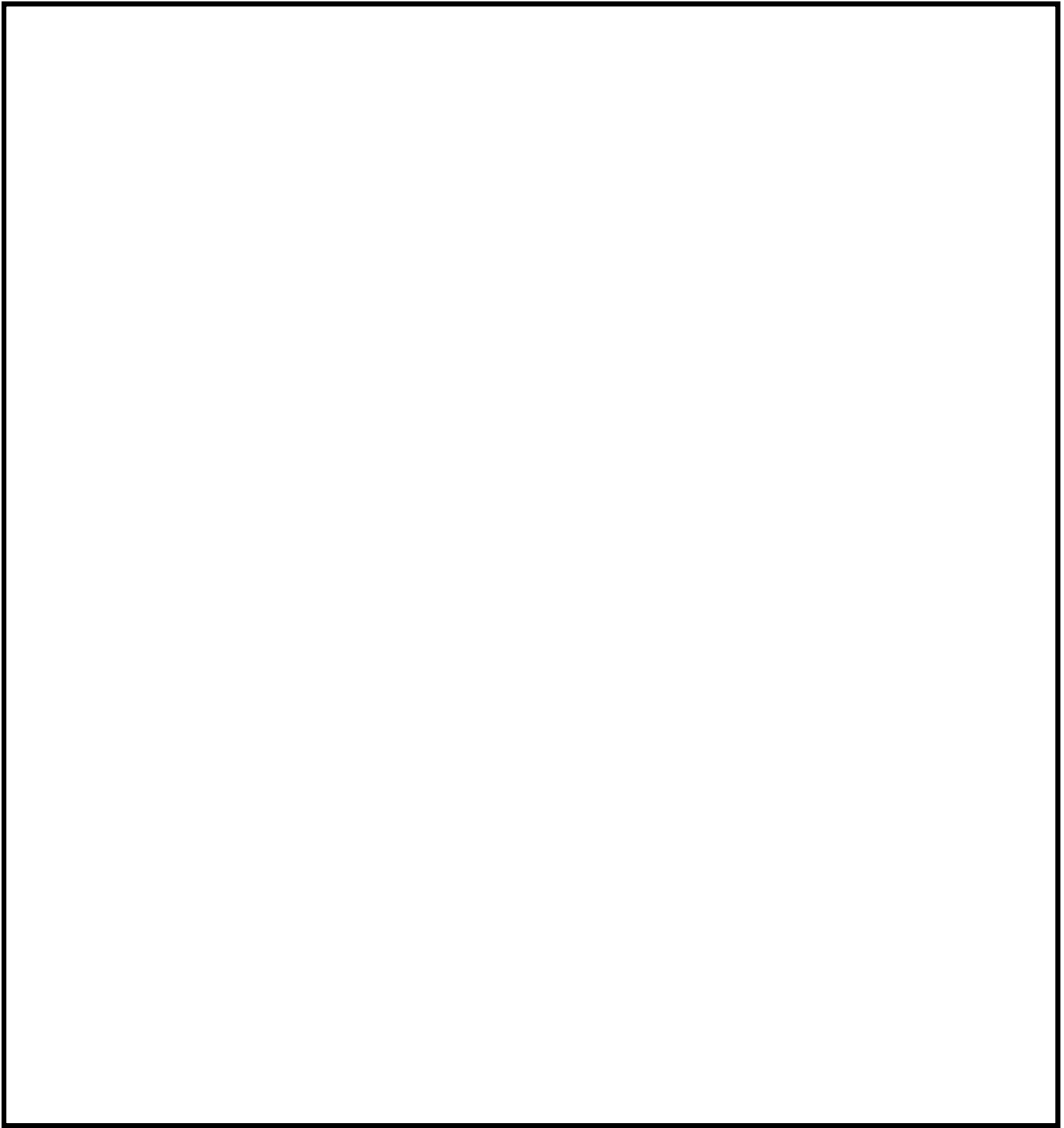
57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

1. 可搬型代替低圧電源車接続方法について

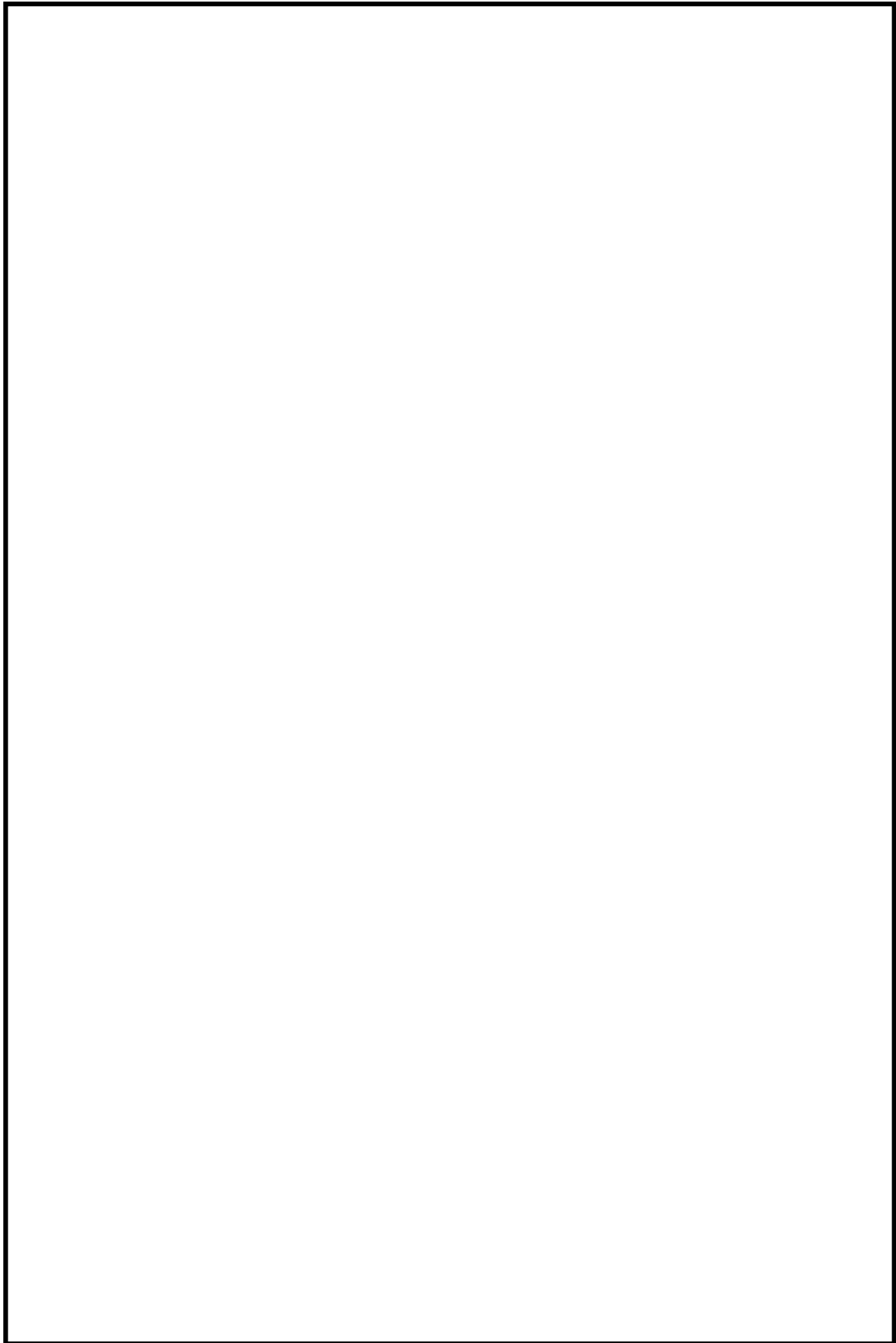
可搬型代替低圧電源車は、以下の2箇所の接続口にて接続可能な設計とする。

- ① 原子炉建屋西側接続口
- ② 原子炉建屋東側接続口

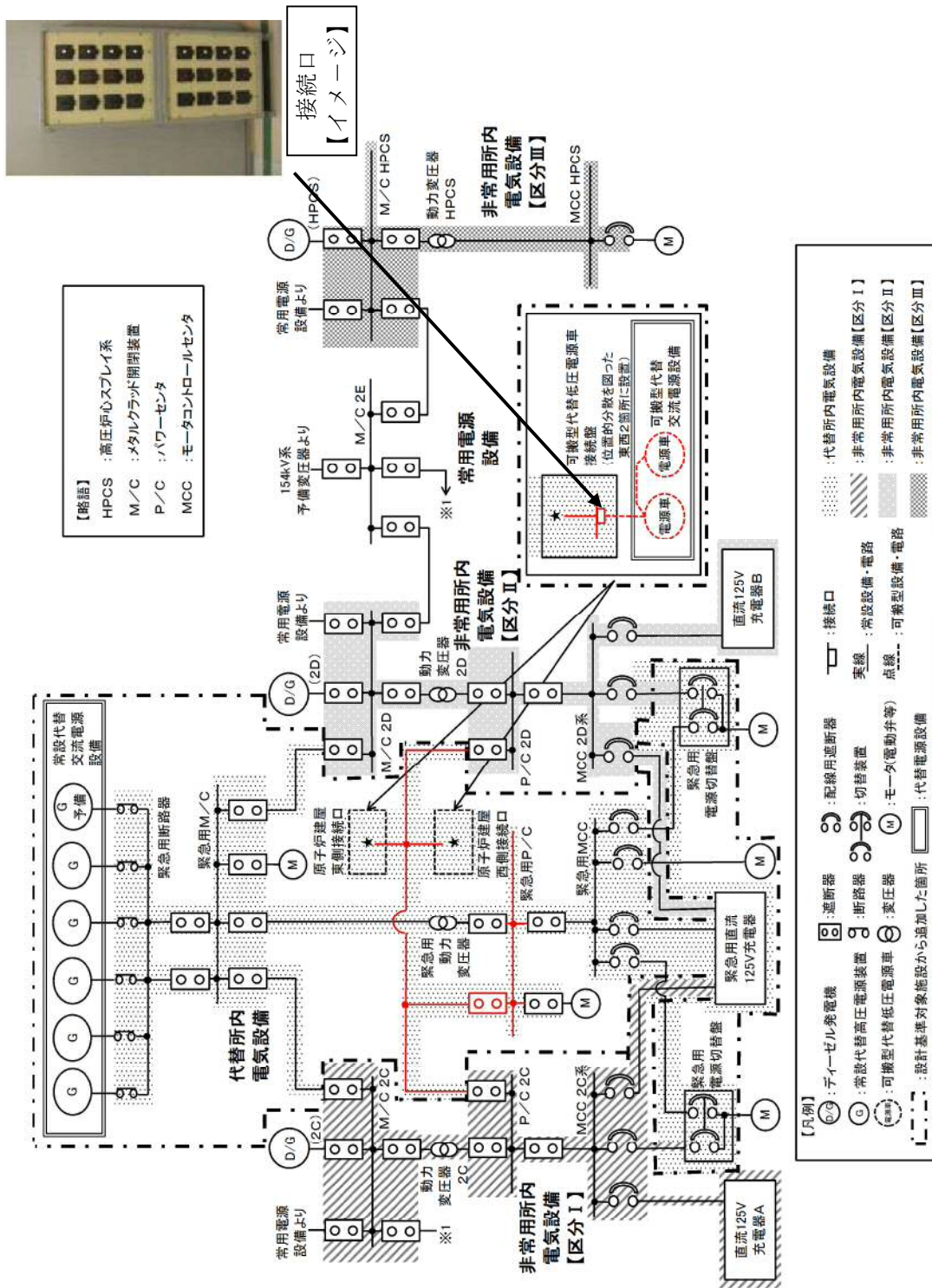
可搬型代替低圧電源車配置図を第57-8-1図に、原子炉建屋西側・東側接続口概要図を第57-8-2図に、接続ルート概略図を第57-8-3図と第57-8-4図に示す。



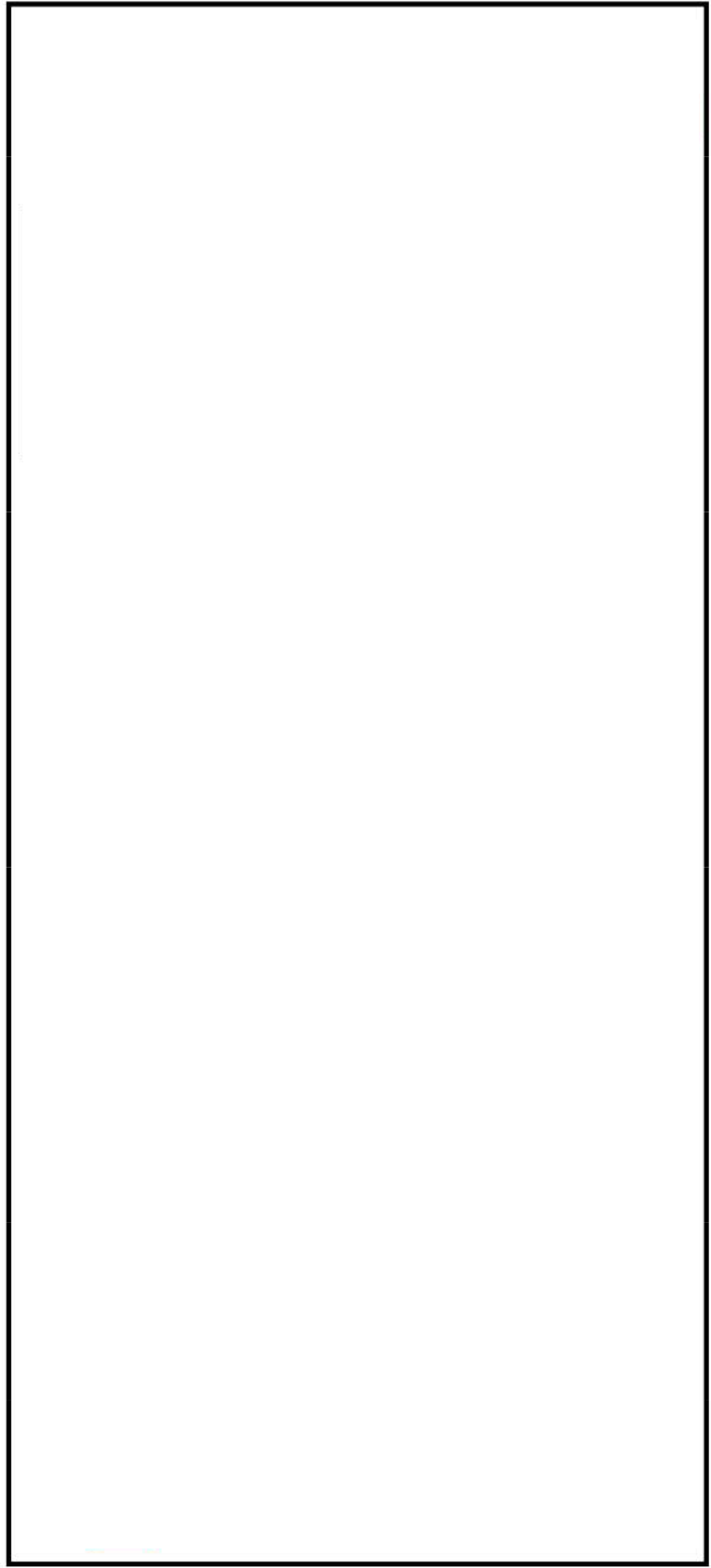
第 57-8-1 図 可搬型代替低圧電源車配置図



第 57-8-2 図 原子炉建屋西側・東側接続口 概要図（重大事故等対処設備
へ接続）



第 57-8-3 図 接続ルート概略図 (系統) (重大事故等対処設備へ接続)



原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階

原子炉建屋付属棟地下 1 階

第 57-8-4 図 接続ルート概略図（機器配置）（重大事故等対処設備へ接続）

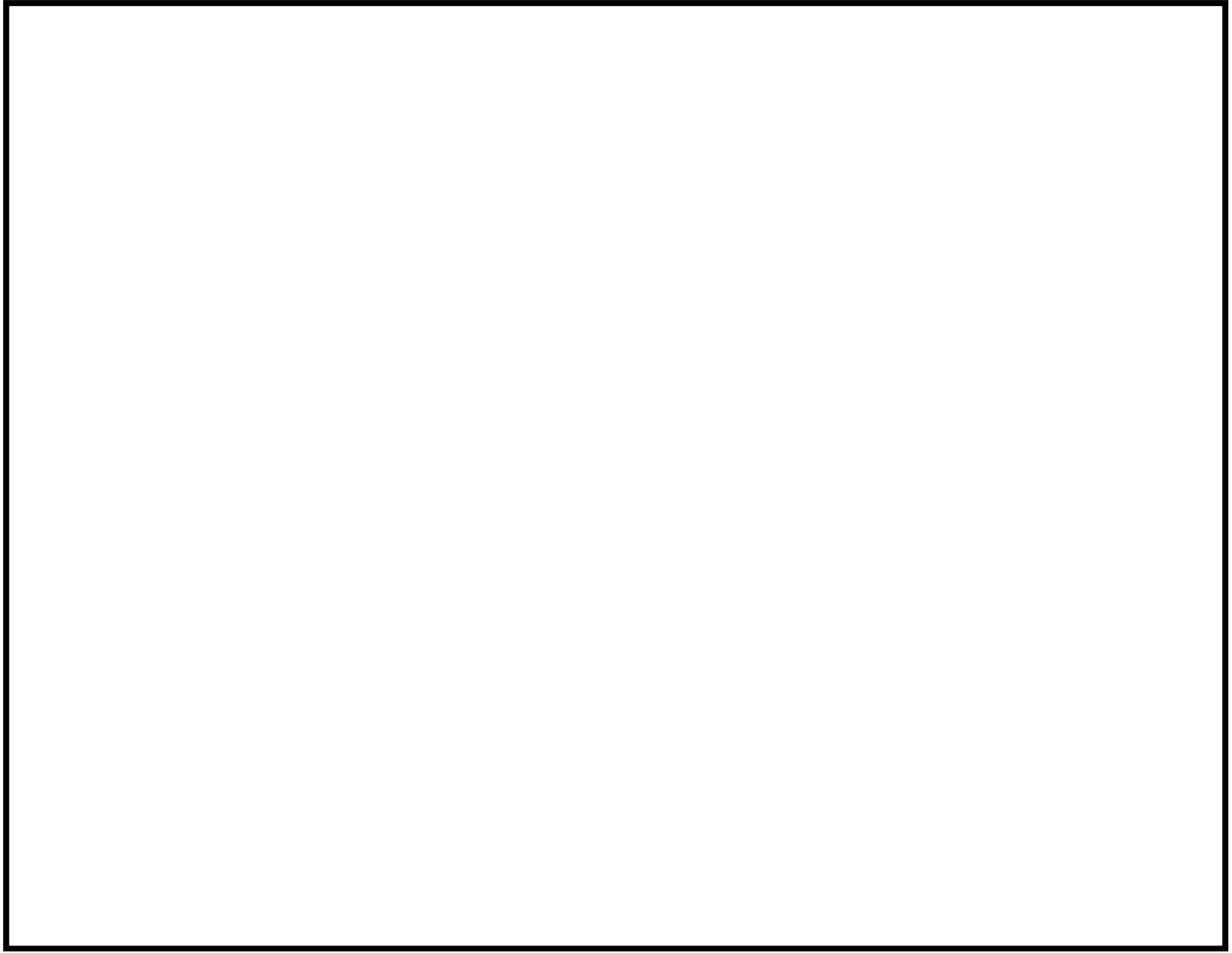
57-9 代替電源設備について

1. 代替電源設備について
 - 1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給
 - 1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給
 - 1.3 代替所内電気設備による給電

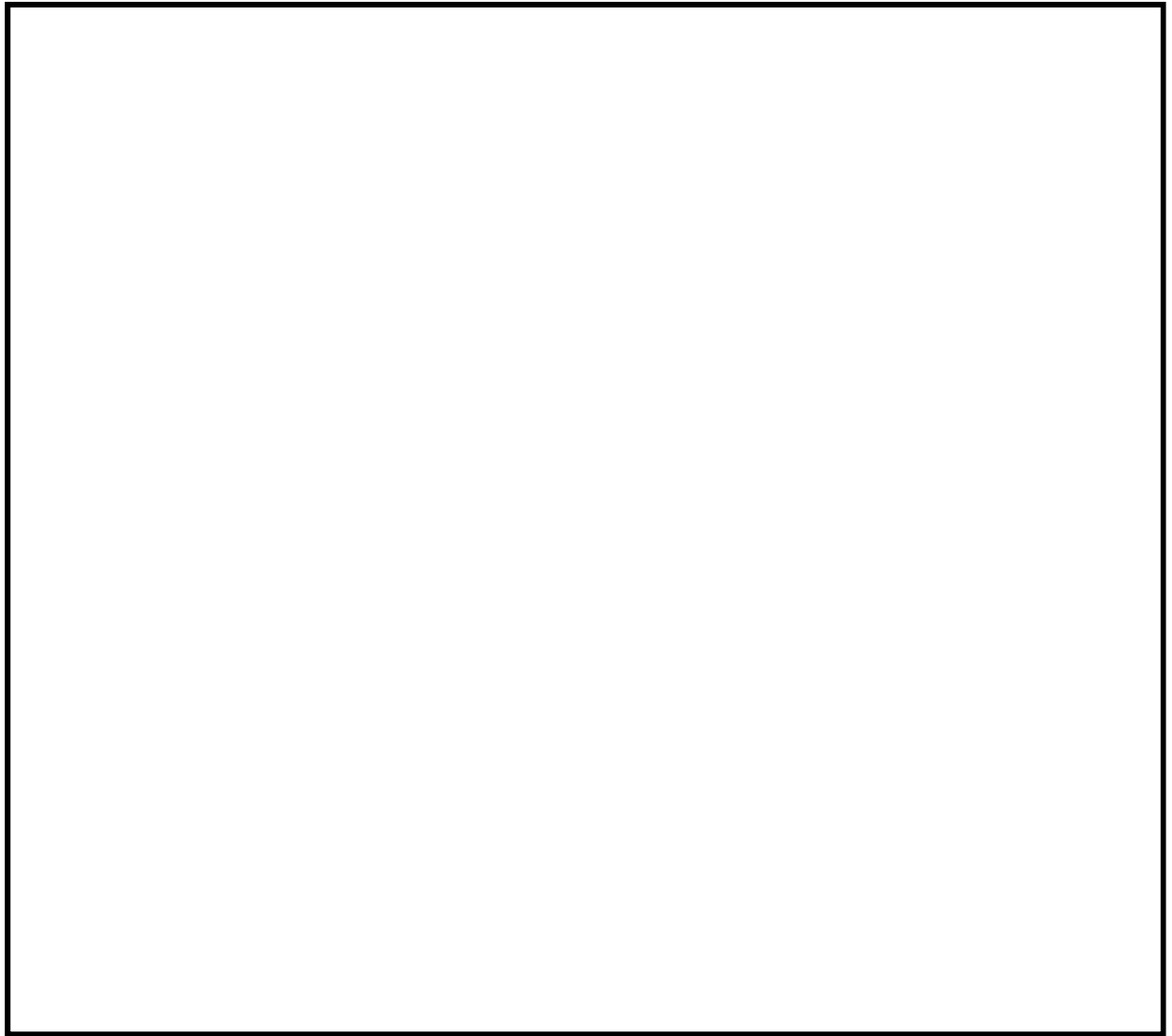
1. 代替電源設備について

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及びM/C等は津波の浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

設計基準対象施設としてディーゼル発電機及びメタクラ等の所内電気設備を設置している。これらの電気設備は、防潮堤を設置することで基準津波による影響を受けず、かつ隔壁によって区画化された電気室に設置し、多重化を図るとともに互いに独立させており、共通要因により同時に機能喪失することなく、人の接近性を確保できる設計としている。（第57-9-1～2図）



第 57-9-1 図 2C・2D D/G及びHPCS D/Gの配置



第 57-9-2 図 125V 系蓄電池 A 系・B 系・H P C S 系及び中性子モニタ用蓄電池 A 系・B 系の配置

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

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

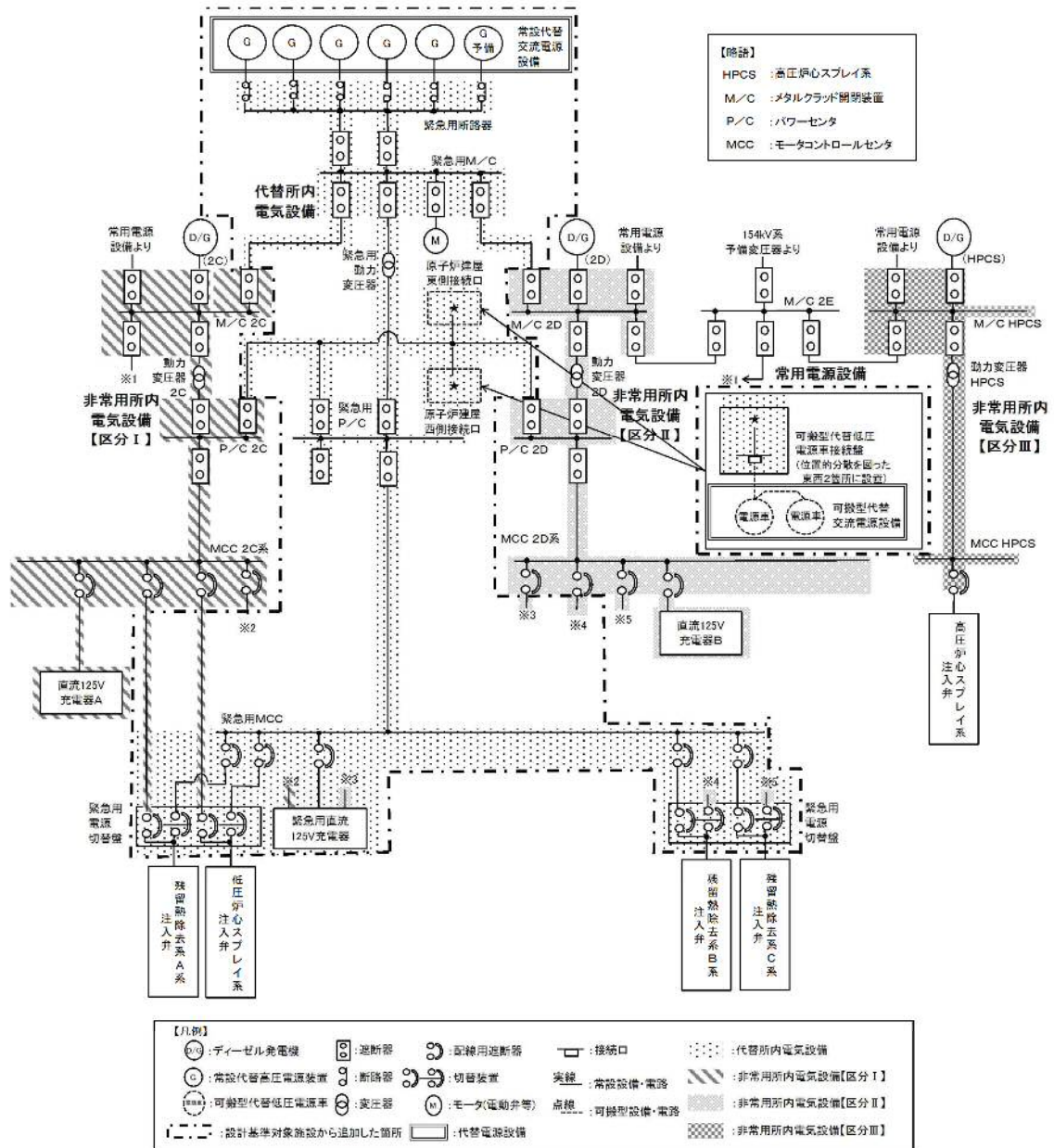
また、設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条以外で、代替電源からの給電が要求される条文を、第57-9-1表に示す。

また、代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記に示す。

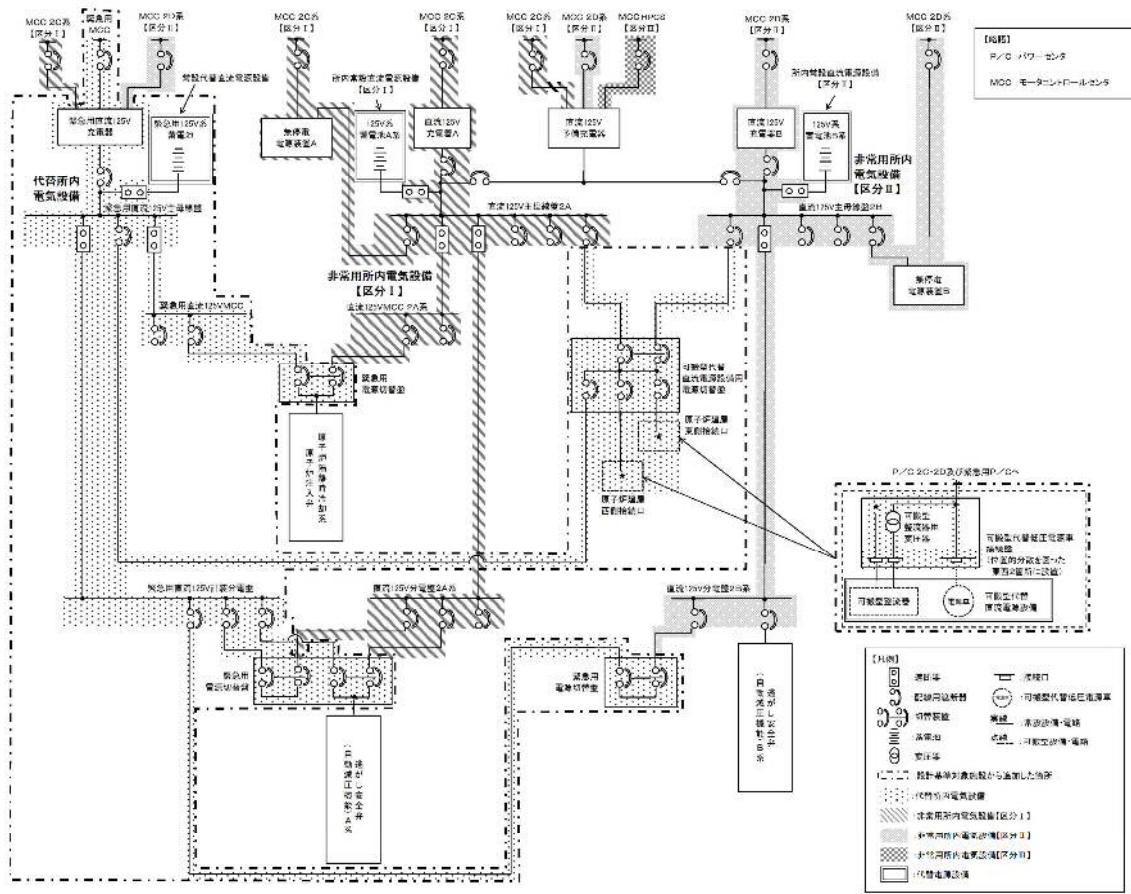
設置許可基準規則46条/技術基準規則第61条	第57-9-(46-1)図
設置許可基準規則51条/技術基準規則第66条	第57-9-(51-1)図
設置許可基準規則52条/技術基準規則第67条	第57-9-(52-1)図
設置許可基準規則53条/技術基準規則第68条	第57-9-(53-1)図
設置許可基準規則54条/技術基準規則第69条	第57-9-(54-1)図
設置許可基準規則59条/技術基準規則第74条	第57-9-(59-1)図
設置許可基準規則60条/技術基準規則第75条	第57-9-(60-1)図
設置許可基準規則62条/技術基準規則第77条	第57-9-(62-1)図

第 57-9-1 表 代替電源からの給電が要求される条文

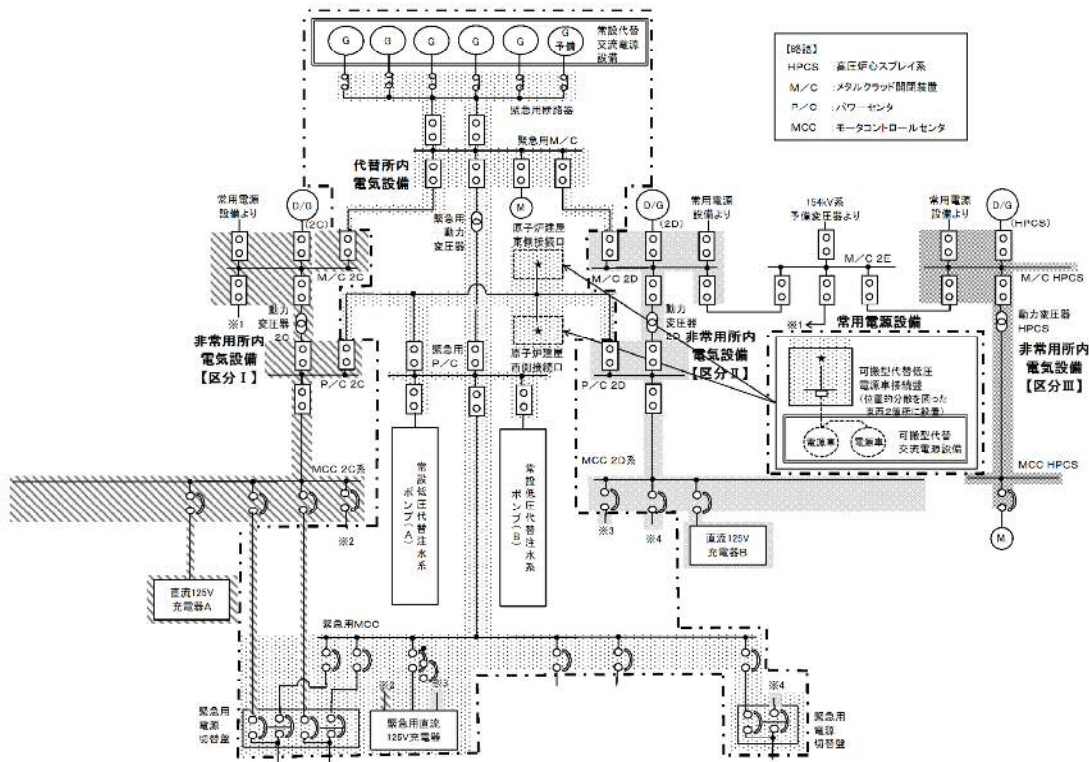
設置許可基準規則／技術基準条文番号		記載内容	備考	
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	・交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・原子炉制御室（中央制御室）用の電源（空調及び照明）等は、代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため、3.18 緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18 緊急時対策所で示す。



第 57-9-(46-1) 図 単線結線図 (第 46 条) (1/2)



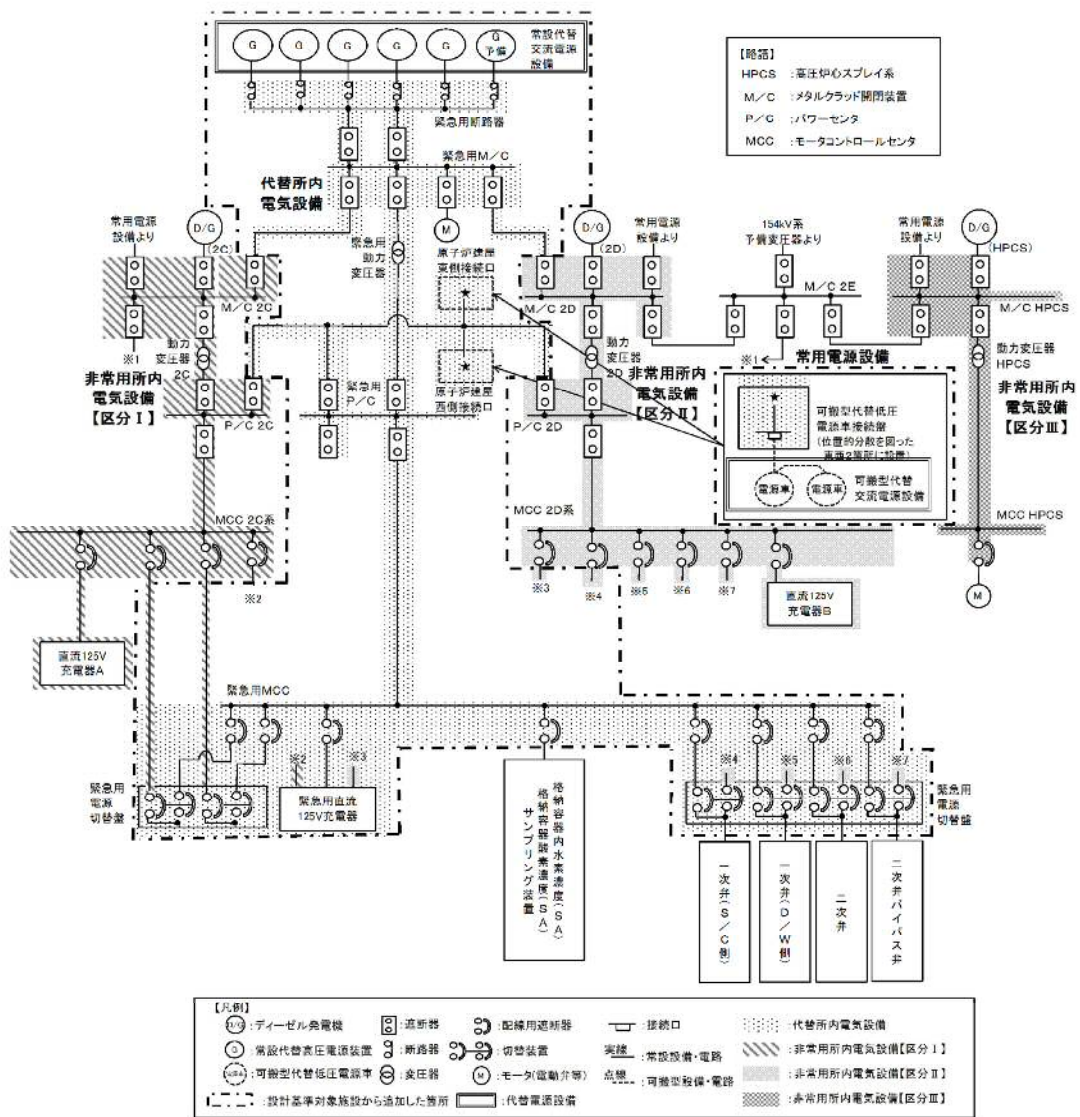
第 57-9-(46-1) 図 単線結線図 (第 46 条) (2/2)



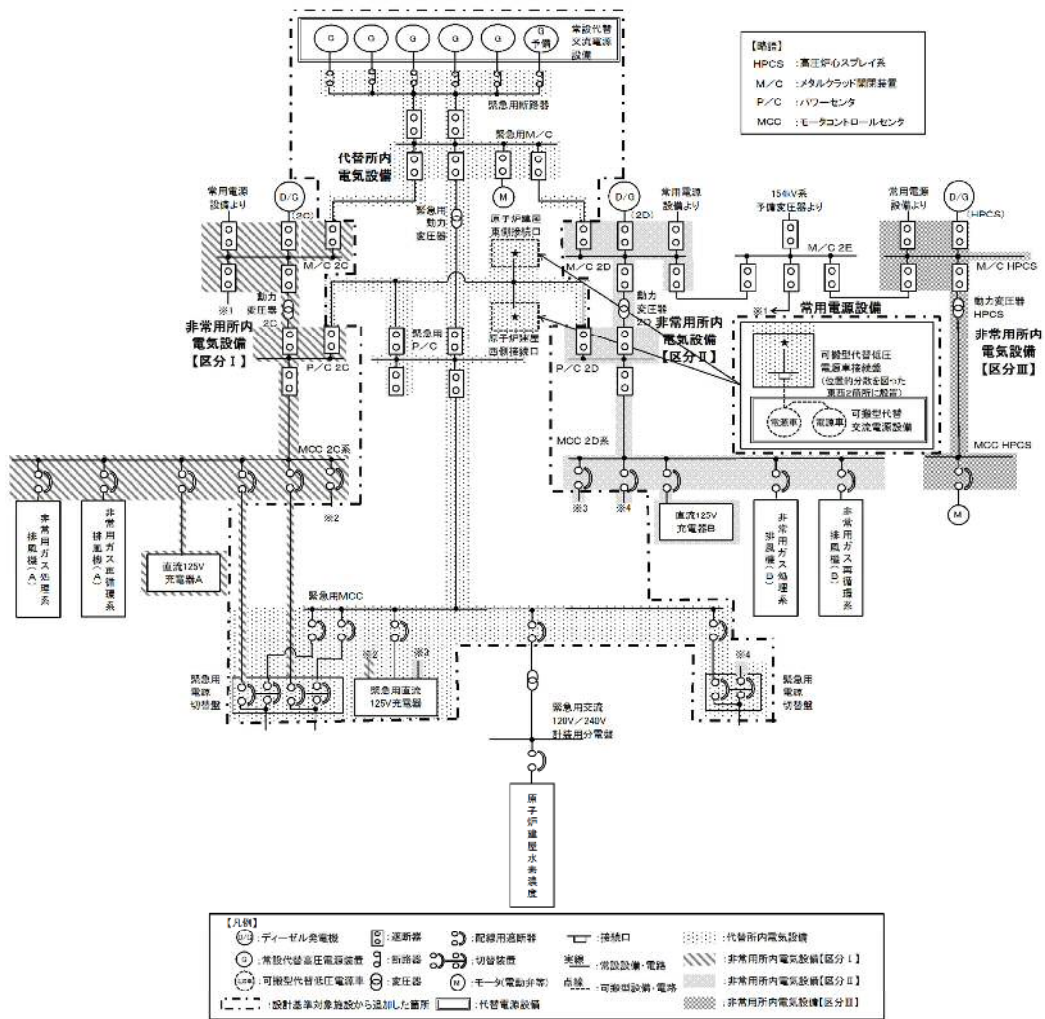
【略号】
 HPCS 高圧炉心スプレイ系
 M/C メタルクラッド開閉装置
 P/C パワーセンタ
 MCC モータコントロールセンタ

【凡例】
 (G) : ディーゼル発電機 (B) : 遮断器 (D) : 応答用遮断器 () : 接続口 () : 代替所内電気設備
 (C) : 常設代替高圧電源装置 (S) : 断路器 (C) : 切替装置 () : 突線 : 突線設備・電線 () : 非常用所内電気設備【区分Ⅰ】
 (M) : 可搬型代替低圧電源装置 (T) : 変圧器 (M) : モータ(電動弁等) () : 突線 : 可搬型設備・電線 () : 非常用所内電気設備【区分Ⅱ】
 () : 設計基準別表動脈から追加した箇所 () : 代替電源設備 () : 非常用所内電気設備【区分Ⅲ】

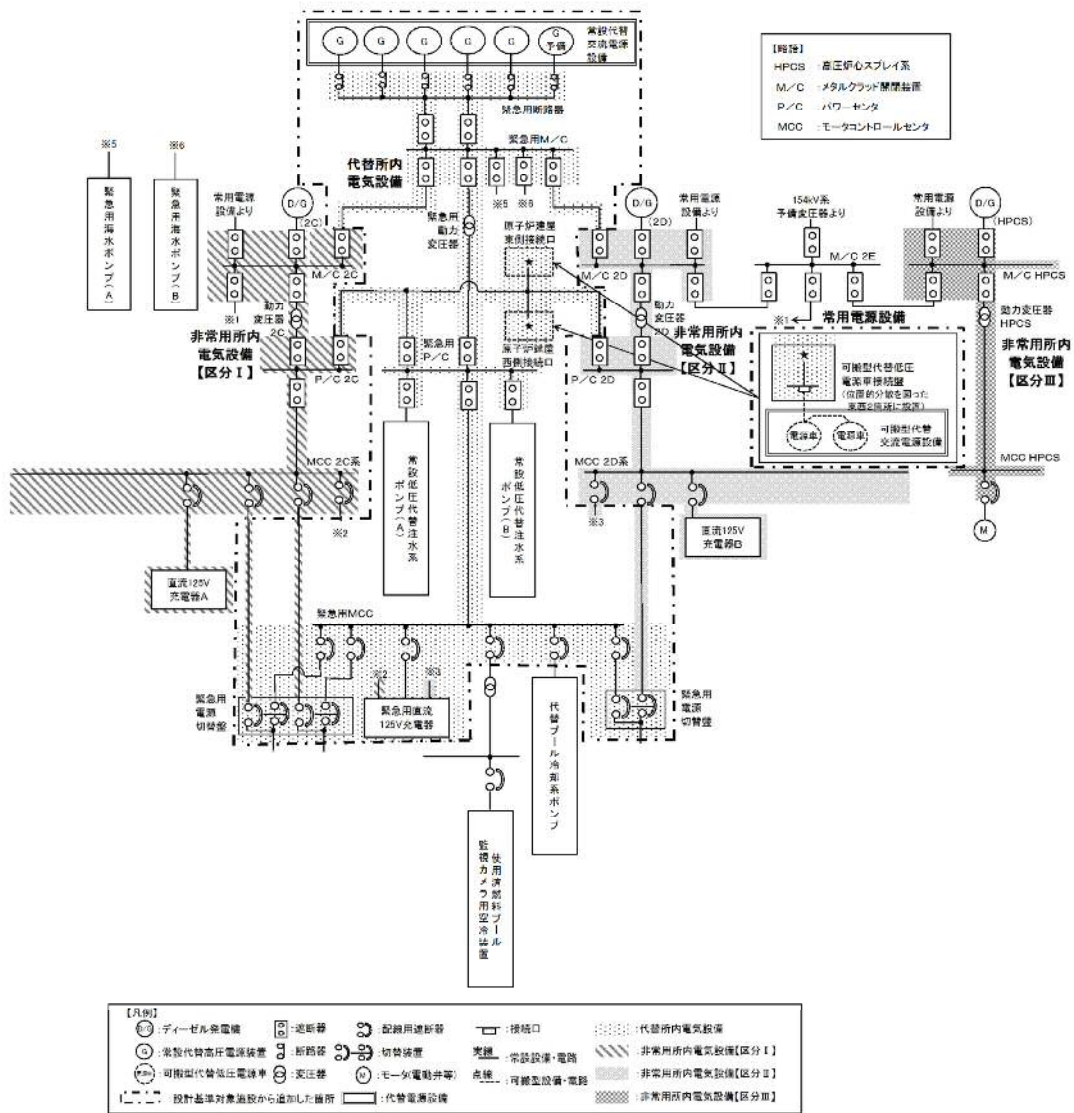
第 57-9-(51-1) 図 単線結線図 (第 51 条)



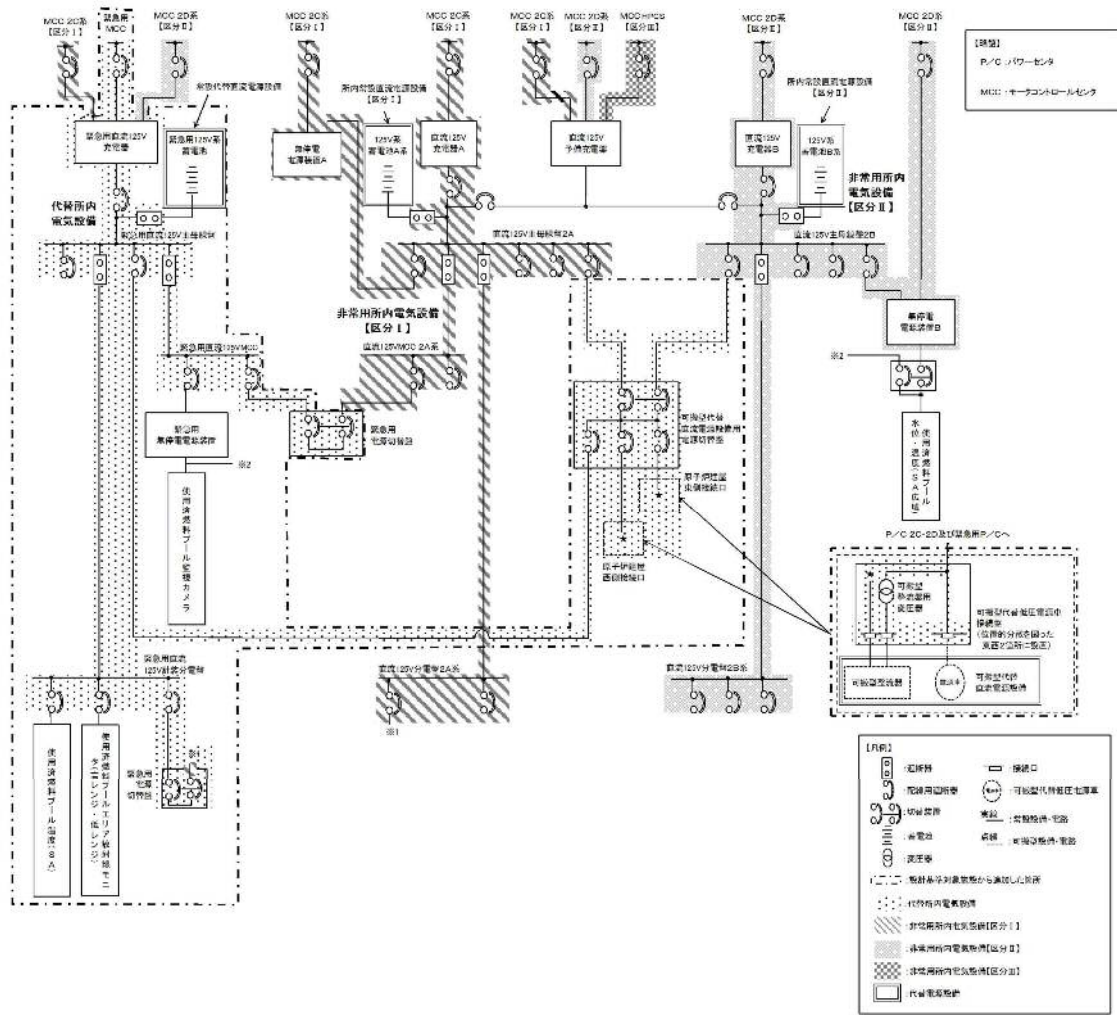
第 57-9-(52-1) 図 単線結線図 (第 52 条)



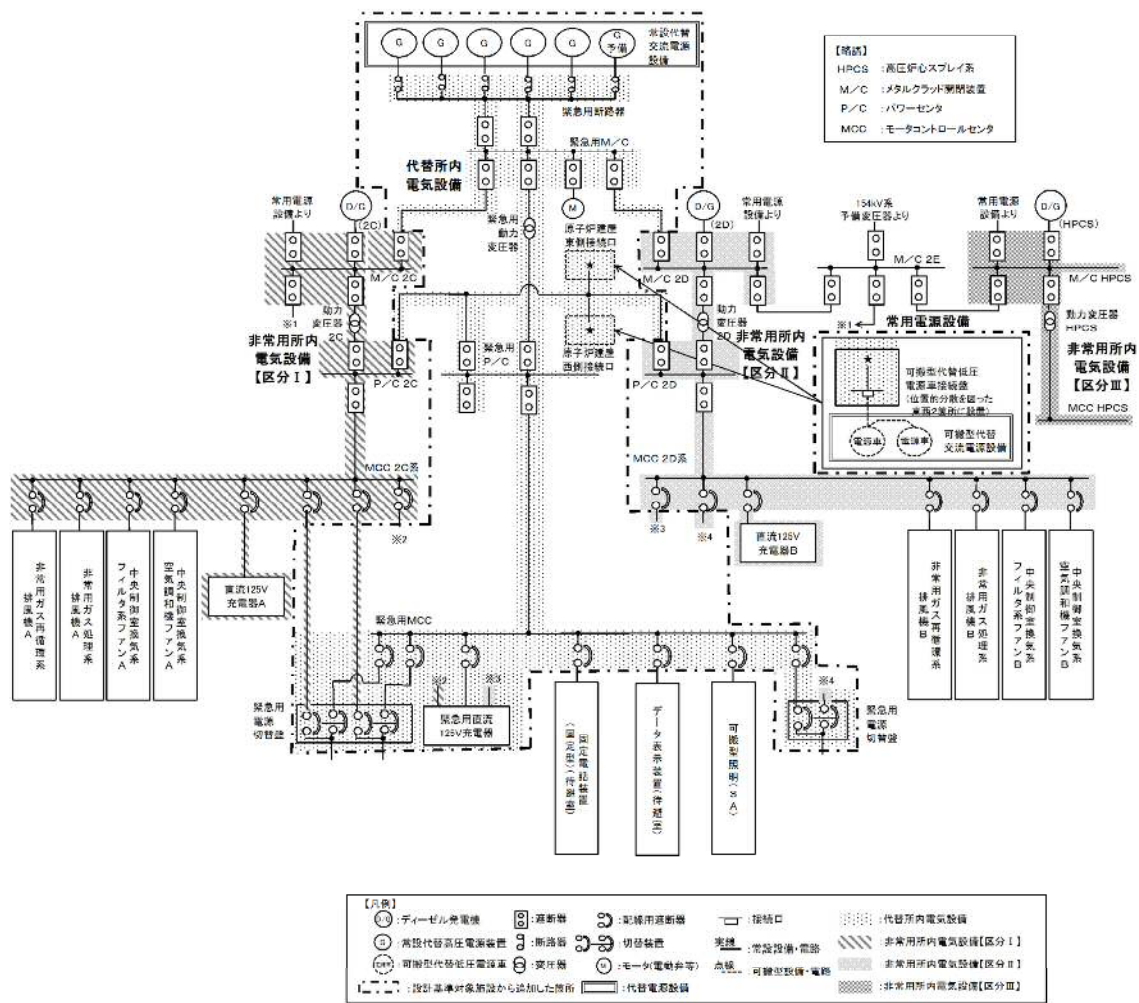
第 57-9-(53-1) 図 単線結線図 (第 53 条) (1/2)



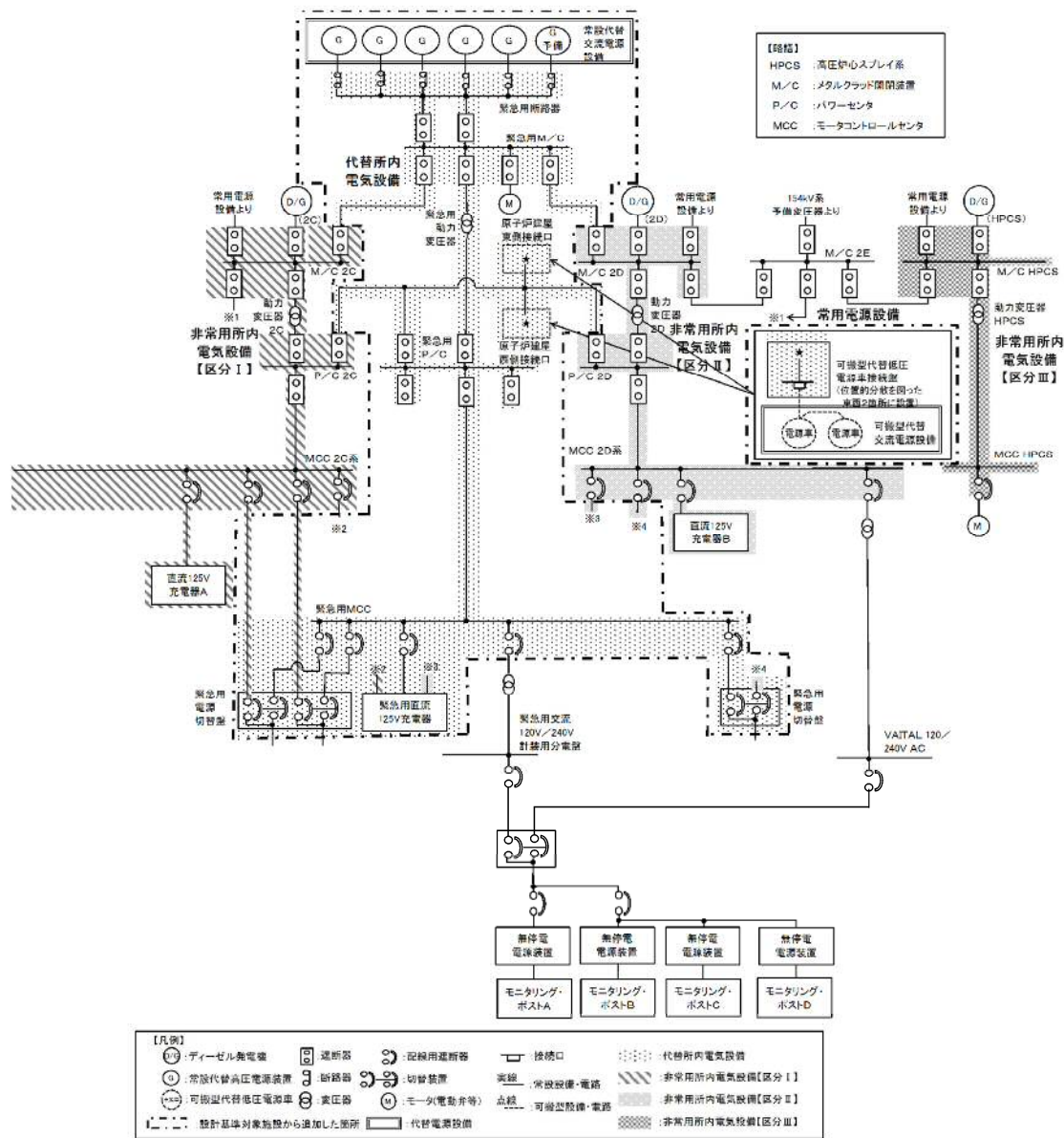
第 57-9-(54-1) 図 単線結線図 (第 54 条) (1/2)



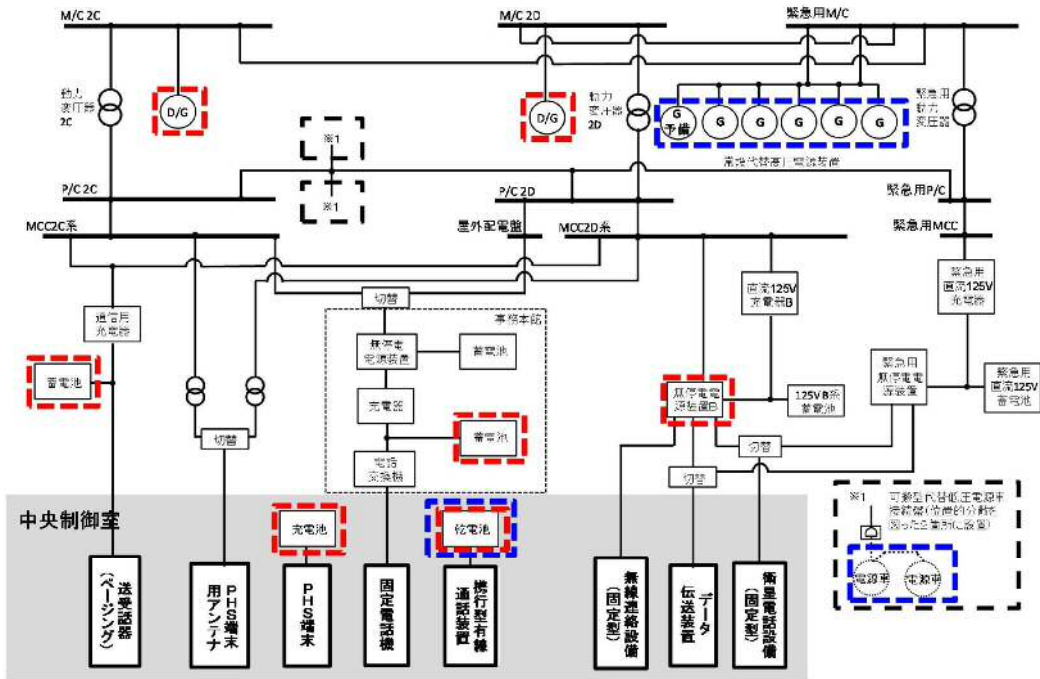
第 57-9-(54-1) 図 単線結線図 (第 54 条) (2/2)



第 57-9-(59-1) 図 単線結線図 (第 59 条)



第 57-9-(60-1) 図 単線結線図 (第 60 条)



- 【凡例】
- : 非常用所内電源又は無停電電源（蓄電池を含む。）
 - : 代替電源設備
 - : 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備として使用する通信連絡設備

第 57-9-(62-1) 図 単線結線図 (第 62 条)

1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の給電

1.1.1 常設代替高圧電源装置

常設代替交流電源設備は、外部電源喪失及び設計基準事故対処設備である2C・2D D/Gの交流電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉格内燃料体の著しい損傷を防止するために設置するものであり、常設代替交流電源設備として常設代替高圧電源装置を設置する設計とする。

常設代替高圧電源装置は、2C・2D D/Gと異なり、空冷式とすることで2C・2D非常用ディーゼル発電機海水系を必要とせずに装置単独で起動できるとともに、常設代替高圧電源装置を使用した代替電源系統は、常設代替高圧電源装置からM/C 2C・2Dまでの系統において、独立した電路で系統構成することにより、2C・2D D/GからM/C 2C・2Dまでの電源系統に対して、独立した設計とする。

また、常設代替高圧電源装置は、屋外（常設代替高圧電源装置置場）に設置し、原子炉建屋付属棟内の2C・2D D/Gと位置的分散を図る設計としていることから、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台当たり1,380kW（連続定格容量^{*1}：1,104kW）の発電装置を最大5台運転することで、6,900kW（連続定格容量：5,520kW）の容量となることから、有効性評価において最大負荷を想定するシーケンスグループ（全交流動力電源喪失（長期TB）、全交流動力電源喪失（TBD、TBU）及び全交流動力電源喪失（TBP））

において必要とされる電源容量（最大負荷約4,948kW，連続最大負荷約4,510kW）に対し，十分な容量を確保している。

常設代替高圧電源装置の負荷を，第57-9-(1.1.1-1)表に，常設代替高圧電源装置負荷積み上げを，第57-9-(1.1.1-1)図に，各シーケンスに応じた常設代替高圧電源装置の負荷リストを，添付資料57-9-1，57-9-2に示す。

※1 連続定格容量：定格出力運転時の80%の容量をいう。

第57-9-(1.1.1-1)表 常設代替高圧電源装置の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器 ・その他必要な負荷 ^{※2}	約 120 約 97
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・直流125V充電器 A ・非常用照明 ^{※3} ・120/240V計装用主母線盤 2 A ・その他必要な負荷 ・その他不要な負荷 ^{※3, ※4}	約 79 約 108 約 134 約 14 約 234
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・直流125V充電器 B ・非常用照明 ^{※3} ・120/240V計装用主母線盤 2 B ・その他不要な負荷 ^{※3, ※5}	約 60 約 86 約 134 約 135
④	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑤	残留熱除去系海水系ポンプ	約 837
⑥	残留熱除去系ポンプ その他必要な負荷 ^{※6}	約584 約3
⑦	非常用ガス再循環系排風機 非常用ガス処理系排風機 その他必要な負荷 ^{※7} 停止負荷 ^{※8}	約55 約8 約95 約-52
⑧	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン その他必要な負荷 ^{※9}	約45 約8 約 183
⑨	蓄電池室排気ファン その他必要な負荷 ^{※10}	約8 約 154
⑩	緊急用海水ポンプ（使用済燃料プール冷却用として起動） その他必要な負荷 ^{※11} （緊急用海水ポンプ及びその他負荷の起動時の合計）	約510 約4 (約982)
⑪	代替燃料プール冷却系ポンプ	約 30
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		約4,510 (約 4,948)

※2 ①に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。

常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ，HERMETIS制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト

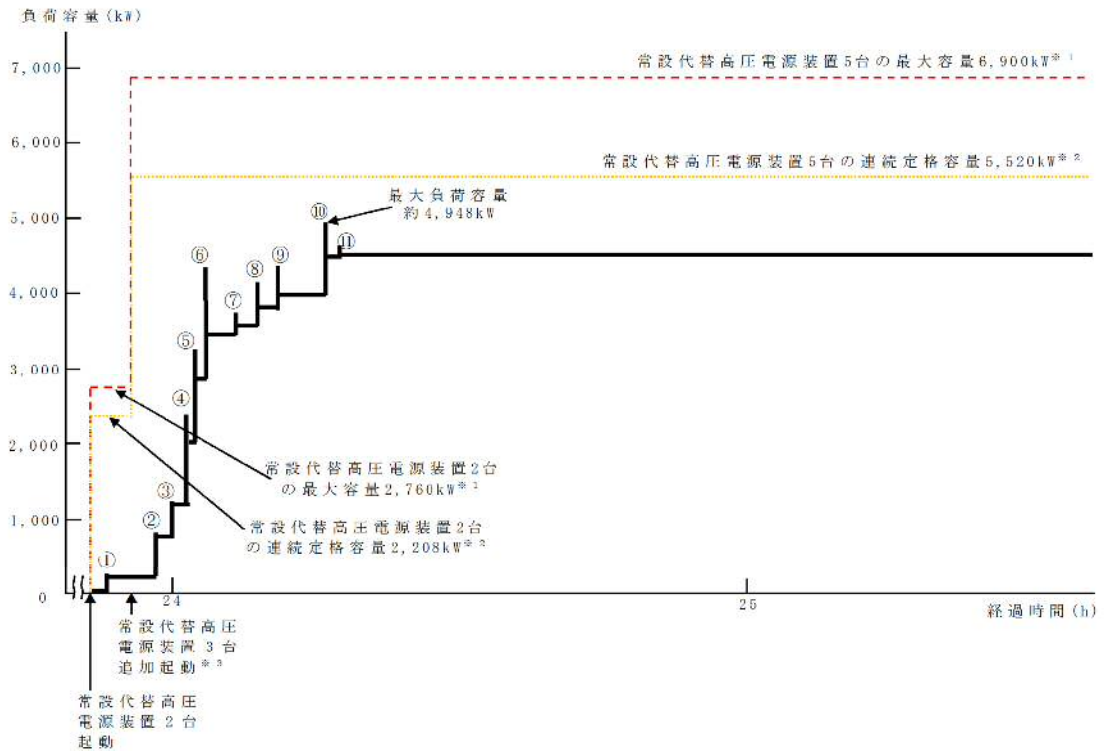
※3 有効性評価で期待していないが電源供給される不要な負荷

※4 ②に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。

通信用分電盤 2 A S/B PHSリモートユニット（C系），通信用無停電電源盤（事務本館 3 階），マイクロ無線装置用電源切替盤 A 系，チェックポイント建屋電源盤，可燃性ガス濃度制御系制御盤，ほう酸水注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータ A，ほう酸水注入系パイプヒータ，P/C 2 C 動力変圧器冷却ファン A，P/C 2 C

動力変圧器冷却ファンB，非常用ガス再循環系トレインAスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインAスペースヒータ，使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置

- ※5 ③に記載するその他不要な負荷は以下のとおりとする。
バイタル交流電源装置，サービス建屋動力制御盤，非常用ガス再循環系トレインBスペースヒータ，非常用ガス処理系トレインBスペースヒータ
- ※6 ⑥に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
残留熱除去系ポンプA室空調機
- ※7 ⑦に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレインAヒータ，非常用ガス処理系トレインAヒータ
- ※8 ②に起動したその他不要な負荷のうち，⑦のタイミングで停止する負荷
- ※9 ⑧に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
中央制御室チラー冷水循環ポンプ，中央制御室チラーコンデンサファン，中央制御室チラー圧縮機A・B，中央制御室換気系電気加熱コイル
- ※10 ⑨に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
蓄電池室空気調和機ファン，スイッチギア室空気調和機ファン，スイッチギア室チラー冷水循環ポンプ，スイッチギア室チラーコンデンサファン，スイッチギア室チラー圧縮機A・B
- ※11 ⑩に記載するその他必要な負荷は以下のとおりとする。
緊急用海水ポンプ室空調ファン



* グラフ中の丸数字は、第 57-9-(1.1.1-1)表の起動順序の丸数字を指す。

第57-9-(1.1.1-1)図 常設代替高圧電源装置負荷積み上げ

なお、常設代替高圧電源装置の燃料については、常設代替高圧電源装置置場南側（地下）に設けた軽油貯蔵タンクにより重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保するとともに、燃料給油設備による給油手順を整備する。

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系統構成については、補足説明資料 57-3 系統図に示す。

1.1.2 可搬型代替低圧電源車

重大事故等対処設備として設置している常設代替高圧電源装置との多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として、可搬型代替低圧電源車を配備する設計とする。

可搬型代替低圧電源車は、以下の2つのケースにおいて必要な負荷へ給電できる設計としている。

- a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷
- b) 事象発生後24時間の間に必要となる直流電源容量

具体的な負荷は、以下のとおりである。

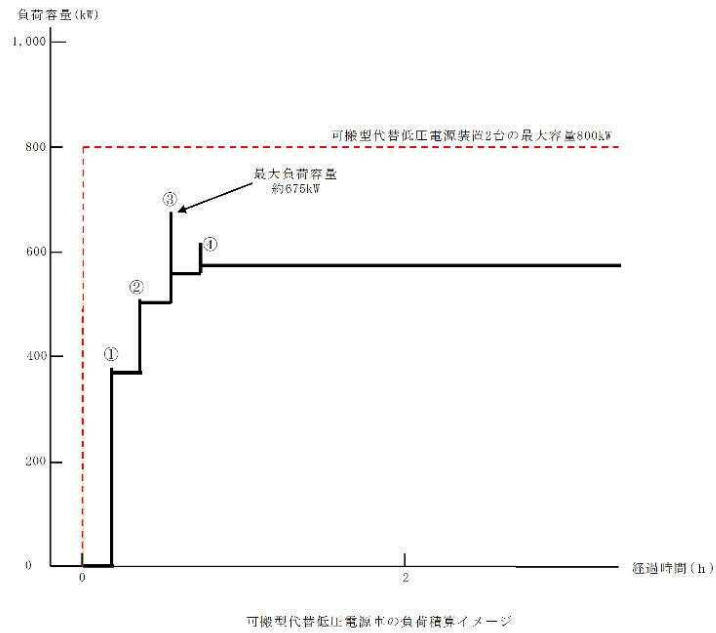
- a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷は、以下のとおり
 - i) 及び ii) の場合がある。
 - i) 非常用所内電気設備への給電の場合
 - ii) 代替所内電気設備への給電の場合
 - i) 非常用所内電気設備への給電の場合の負荷は、第57-9-(1.1.2-1)表のとおり、最大負荷約675kW及び連続最大負荷約575kWである。

また、非常用所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げを、第57-9-(1.1.2-1) 図に示す。

第 57-9-(1.1.2-1)表 非常用所内電気設備への給電の場合の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	非常用母線 2 C 自動起動負荷 ・ 直流125V充電器 A ・ 非常用照明 ・ 120V AC 計装用電源 2 A ・ その他負荷 ^{※1}	約 79 約 22 約 134 約 134
②	非常用母線 2 D 自動起動負荷 ・ 直流125V充電器 B ・ 非常用照明 ・ その他負荷 ^{※2}	約 60 約 22 約 52
③	中央制御室換気系空気調和機ファン 中央制御室換気系フィルタ系ファン (中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンの起動時合計)	約 45 約 8 (約 172)
④	蓄電池室排気ファン 蓄電池室空気調和機ファン	約 8 約 11
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	約 575 (約 675)

- ※1 ①に記載するその他負荷は以下のとおりとする。
通信用分電盤 2 A S/B PHS リモートユニット (C系), 可燃性ガス濃度制御系制御盤, ほう酸注入系貯蔵タンクオペレーティングヒータ A, ほう酸水注入系パイプヒータ, 非常用ガス再循環系トレイン A スペースヒータ, 非常用ガス処理系トレイン A スペースヒータ, 使用済燃料乾式貯蔵建屋電源装置
- ※2 ②に記載するその他負荷は以下のとおりとする。
非常用ガス再循環系トレイン B スペースヒータ, 非常用ガス処理系トレイン B スペースヒータ



* グラフ中の丸数字は、第57-9-(1.1.2-1)表の起動順序の丸数字を指す。

第57-9-(1.1.2-1) 図 非常用所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ

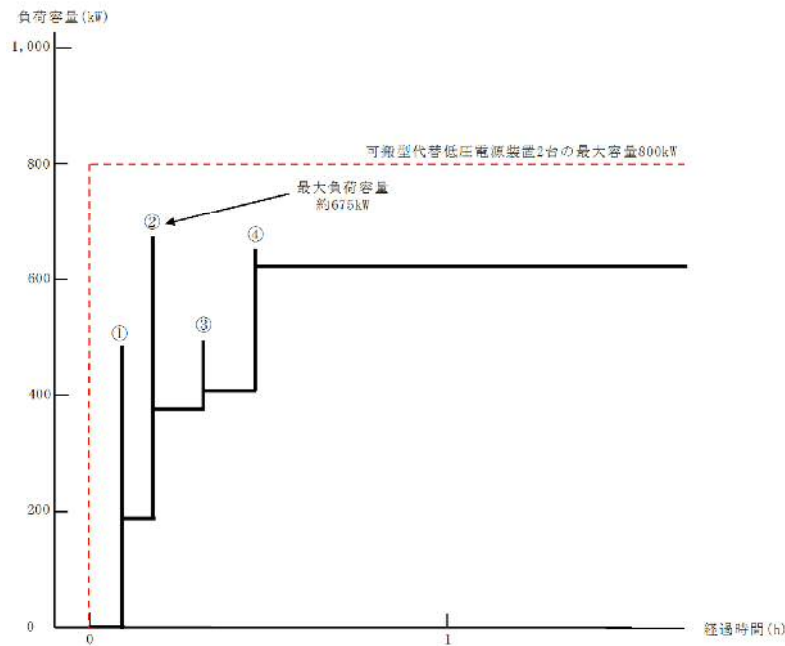
ii) 代替所内電気設備への給電の場合の負荷は、第57-9-(1.1.2-2)表のとおり、最大負荷約675kW及び連続最大負荷約625kWである。

また、代替所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げを、第57-9-(1.1.2-2)図に示す。

第57-9-(1.1.2-2)表 代替所内電気設備への給電の場合の負荷

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	常設低圧代替注水系ポンプ	約190
②	常設低圧代替注水系ポンプ (起動時)	約190 (485)
③	代替燃料プール冷却系ポンプ	約30 (約109)
④	緊急用母線自動起動負荷 ・ 緊急用直流125V充電器 ・ その他負荷※ ¹	約120 約95
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	約 625 (約 675)

※1 ④に記載するその他の負荷は以下のとおりとする。
HERMETIS制御盤，原子炉建屋水素濃度計，使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置，緊急用無停電電源装置盤，モニタリングポスト



* グラフ中の丸数字は、第57-9-(1.1.2-2)表の起動順序の丸数字を指す。

第57-9-(1.1.2-2) 図 代替所内電気設備への給電の場合の負荷積み上げ

b) 事象発生後24時間の間に必要な直流電源容量は、「a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事

故等を想定した場合に必要な負荷」の直流125V充電器A，直流125V充電器B及び緊急用直流125V充電器に包含される。

したがって，必要容量は，最大負荷約675kWを上回る可搬型代替低圧電源車2台分の最大容量800kWとする。

可搬型代替低圧電源車は，ケースa)，b)において，常設代替高圧電源装置等が使用できない場合に，接続に時間を要するものの，保管場所を分散しており，2ヶ所設けた接続口の一方から可搬型代替低圧電源車による給電を行う。

(57-8)

なお，可搬型代替低圧電源車の燃料については，構内に設けた可搬型設備用軽油タンクにより重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を確保するとともに，燃料給油設備であるタンクローリーによる給油手順を整備する。

(57-6)

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系統構成については，補足説明資料 57-3 系統図に示す。

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の給電

1.2.1 125V系蓄電池A系・B系

全交流動力電源喪失時に直流電源を給電する所内常設直流電源設備として、125V系蓄電池A系・B系の2系統2組の蓄電池をそれぞれ独立した構成で設置している。

所内常設直流電源設備のうち、125V系蓄電池A系・B系は、非常用所内電気設備への交流入力電源喪失から1時間以内に中央制御室において簡易な操作でプラントの状態監視に必要な直流負荷を切り離すことにより8時間、その後、中央制御室外において不要な直流負荷を切り離すことにより残り16時間の合計24時間にわたり、直流電力を給電できる設計とする。

非常用所内電気設備への給電が喪失して1時間以内に中央制御室にて、8時間以降に原子炉建屋付属棟1階電気室の直流125V主母線盤2A・2B及び直流125V分電盤2A-1・2B-1にて125V系蓄電池A系・B系の不要負荷の切り離しを行うことで、合計24時間以上にわたって直流電源を給電することが可能な設計とする。これは、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち、「全交流動力電源喪失（長期TB）」における評価条件（24時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するものである。

各蓄電池の容量評価については、補足説明資料 57-5 容量設定根拠に示す。

所内常設直流電源設備の系統構成については、補足説明資料 57-3 系統図に示す。

1.2.2 可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器

設計基準対処設備である2C・2D D/Gとの多様化を図り、機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用所内電気設備への給電が喪失し、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が故障又は枯渇するおそれがある場合に、直流電源を必要な機器に給電する。

可搬型整流器の容量は、125V系蓄電池A系・B系及び緊急用125V系蓄電池の1時間以降のいずれか一番大きな負荷（A系：238A，B系：220A，緊急用：181A）に対し、十分な容量（400A）を確保しており、また可搬型代替低圧電源車へは継続的に燃料給油を行うことで、24時間以上にわたって直流電源を給電できる設計とする。

なお、可搬型代替低圧電源車の燃料については、構内に設けた可搬型設備用軽油タンクにより重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を確保するとともに、燃料給油設備であるタンクローリによる給油手順を整備する。

可搬型整流器の容量評価については、補足説明資料 57-5 容量設定根拠に示す。

可搬型代替直流電源設備の系統構成については、補足説明資料 57-3 系統図に示す。

1.3 代替所内電気設備からの給電

設置許可基準規則の第47条、48条及び49条の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを要求されている。

このため、「第47条の低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）」、「第48条の緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系」及び「第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替カウの容器スプレイ冷却系（可搬型）」への給電については、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合にも、必要な重大事故防止設備へ給電するため、非常用所内電気設備と多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

また、設置許可基準規則第51条の格納容器下部注水系における格納容器下部注水系ペ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注水流量調整弁については、多様性及び独立性を有し、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する。

【機能喪失を想定する非常用所内電気設備】

原子炉建屋付属棟1階～地下2階に設置する電気室の非常用所内電気設備

- ・ M/C 2C・2D・HPCS
- ・ P/C 2C・2D

この場合、非常用所内電気設備のM/C 2C・2D・HPCS, P/C 2C・2D及び直流125V主母線盤2A・2B・HPCSが機能を喪失しても、代替所内電気設備を使用することにより、原子炉又は原子炉格納容器を安定状態に収束させることが可能な設計とする。

代替交流電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備）による代替所内電気設備への給電に使用する主要設備は以下のとおりである。（第57-9-(1.3-1)図）

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 可搬型代替低圧電源車
- ・ 緊急用M/C
- ・ 緊急用P/C

(1) 多様性

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように，多様性を図った設計とする。常設代替交流電源設備の多様性を，第57-9-(1.3-1)表に，可搬型交流電源設備の多様性を，第57-9-(1.3-2)表に，代替所内電気設備の多様性を，第57-9-(1.3-3)表に示す。

第57-9-(1.3-1)表 常設代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
主要設備	2C・2D D/G	常設代替高圧電源装置
冷却方式	水冷式 (2C・2D非常用ディーゼル 電機海水系)	空冷式

第57-9-(1.3-2)表 可搬型代替交流電源設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
主要設備	2C・2D D/G	可搬型代替低圧電源車
冷却方式	水冷式 (2C・2D非常用ディーゼル 発電機海水系)	空冷式

第57-9-(1.3-3)表 代替所内電気設備の多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
主要設備 <電源元>	<ul style="list-style-type: none"> ・M/C 2C ・P/C 2C <2C D/G> ・M/C 2D ・P/C 2D <2D D/G> 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用M/C ・緊急用P/C <常設代替高圧電源装置>

(2) 独立性

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備の独立性を，第57-9-(1.3-4)表に示す。

第57-9-(1.3-4)表 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 代替所内電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備は耐震Sクラス設計とし，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は基準地震動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及び非常用所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備に加え，水密化された常設代替高圧電源装置置場及び高台の可搬型保管場所に設置することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(3) 位置的分散

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び代替所内電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備と位置的分散を図っている。常設代替交流電源設備の位置的分散を，第57-9-(1.3-5)表に，可搬型代替交流電源設備の位置的分散を，第57-9-(1.3-6)表に，代替所内電気設備の位置的分散を，第57-9-(1.3-7)表に示す。具体的な電源設備の単線結線図を，第57-9-(1.3-1)図に示す。

第57-9-(1.3-5)表 常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
主要設備 ＜設置場所＞	2C・2D D/G ＜原子炉建屋付属棟地下1階＞	常設代替高圧電源装置 ＜屋外（常設代替高圧電源装置置場）＞

第57-9-(1.3-6)表 可搬型代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
主要設備 ＜設置場所 又は 保管場所＞	2C・2D D/G ＜原子炉建屋付属棟地下1階＞	可搬型代替低圧電源車 ＜西側保管場所及び南側保管場所＞

第57-9-(1.3-7)表 代替所内電気設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
主要設備 ＜設置場所＞	<ul style="list-style-type: none"> ・M/C 2C ＜原子炉建屋付属棟地下2階＞ ・M/C 2D ＜原子炉建屋付属棟地下1階＞ ・P/C 2C ＜原子炉建屋付属棟地下2階＞ ・P/C 2D ＜原子炉建屋付属棟地下1階＞ 	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用M/C ＜屋内（常設代替高圧電源装置置場）＞ ・緊急用P/C ＜屋内（常設代替高圧電源装置置場）＞

(4) 接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替交流電源からの電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋付属棟地下1階～地下2階に設置している非常用所内電気設備へアクセスする設計とし、接近性を確保する設計とする。

屋内のアクセスマークに影響を与えるおそれがある地震時に想定される事象について、以下のとおり評価した。

- a. 地震時の影響・・・プラントウォークダウンによる確認を実施し、アクセスルート近傍に転倒する可能性のある常置品がある場合、固縛や転倒防止処置によりアクセス性に与える影響がないことを確認した。また、万一、周辺にある常置品が転倒した場合であっても、通行可能な幅があるか、道路幅がない場合は移設・撤去を行うため、アクセス性に与える影響がないことを確認した。
- b. 地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されているが、基準地震動に対して耐震性が確保されていることから、危機が転倒し、火災となることはない。
- c. 地震随伴溢水の影響・・・アクセスルートにおける最大溢水水位は、堰高さ（15cm）以下であることから、胴長靴等を装備することで、地震により溢水が発生してもアクセスルートの通行は可能である。

詳細は「1.0 重大事故等対処における共通事項 1.0.2 共通事項

(1) 重大事故等対処設備 ②アクセスルートの確保」参照

なお、万一、原子炉建屋付属棟1階～地下2階への接近性が失われることを考慮して、同地下1階を經由せず、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の1階に設置することにより、

接近性の向上を図る設計とする。

(5) 電動弁への給電

「第47条 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）」、「第48条 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系」及び「第49条 代替格納容器スプレー冷却系（常設）及び代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）」の電動弁は，代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

「第48条 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系」の電動弁は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から非常用所内電気設備を経由し受電する設計とする。一方，非常用所内電気設備が使用不能となる場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置の電動弁は，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

(6) 計装装置への給電

計装装置への給電は，緊急用125VM C C（緊急用直流125V充電器含む）から給電が可能な設計とする。

1.3.1 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）[47条]

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

低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の概要図を，第57-9-(1.3.1-1)～第57-9-(1.3.1-5)図に示す。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備を，第57-9-(1.3.1-1)表に示す。

第57-9-(1.3.1-1)表 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備について（1/3）

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
		<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）
ポンプ	<p><低圧代替注水系（常設）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設低圧代替注水系ポンプ（A） ・常設低圧代替注水系ポンプ（B） <p><低圧代替注水系（可搬型）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ 	<p><低圧炉心スプレイ系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧炉心スプレイ系ポンプ ・残留熱除去系海水ポンプ（A） ・残留熱除去系海水ポンプ（C） <p><残留熱除去系（低圧注水系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系ポンプ（C） ・残留熱除去系海水ポンプ（A） ・残留熱除去系海水ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（C） ・残留熱除去系海水ポンプ（D） <p><残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（A） ・残留熱除去系海水ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（C） ・残留熱除去系海水ポンプ（D）
電動弁 (状態表示を含む)	<p><低圧代替注水系（常設）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水弁 ・原子炉压力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系C系注入弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 <p><低圧代替注水系（可搬型）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水弁 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・原子炉压力容器注水流量調整弁 ・原子炉注水弁 ・原子炉压力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系C系注入弁 	<p><低圧炉心スプレイ系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p><残留熱除去系（低圧注水系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系A系注入弁 ・残留熱除去系B系注入弁 ・残留熱除去系C系注入弁 <p><残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（A）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）入口弁 ・残留熱除去系外側隔離弁 ・残留熱除去系内側隔離弁

第57-9-(1.3.1-1)表 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備について（2/3）

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
		<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型）
電動弁 (状態表示を含む)	<p><低圧代替注水系（常設）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系C系注入弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 <p><低圧代替注水系（可搬型）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水弁 ・低圧炉心スプレイ系注入弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・原子炉注水弁 ・原子炉圧力容器注水流量調整弁 ・残留熱除去系C系注入弁 	<p><残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（A）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）入口弁 ・残留熱除去系外側隔離弁 ・残留熱除去系内側隔離弁 ・残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁 ・残留熱除去系ポンプ（B）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（B）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却ライン入口弁 ・残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却注入弁
計装設備	<p><低圧代替注水系（常設）></p> <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（常設ライン用） ・代替淡水貯槽水位 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐圧力出圧力 	<p><低圧炉心スプレイ系></p> <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） ・低圧炉心スプレイ系系統流量 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

第57-9-(1.3.1-1)表 低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の重大事故等対処設備について（3/3）

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） <ul style="list-style-type: none"> <低圧代替注水系（可搬型）> ・原子炉水位（広帯域） ・原子炉水位（燃料域） ・原子炉水位（SA広帯域） ・原子炉水位（SA燃料域） ・原子炉圧力 ・原子炉圧力（SA） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン） ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯槽水設備水位

常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは原子炉建屋原子炉棟地下2階に設置し、位置的分散を図る設計とする。(第57-9-(1.3.1-6)～(1.3.1-7)図)

低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、第57-9-(1.3.1-8)図のとおり屋外(常設代替高圧電源装置置場)に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水系)及び残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)は、第57-9-(1.3.1-8)図及び第57-9-(1.3.1-9)図のとおり原子炉建屋付属棟地下1階に設置する2C・2D D/Gから非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、常設代替高圧電源装置と2C・2D D/G、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図る設計とする。

また、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)の使用時の機器への電路と低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系(低圧注水系)及び残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会(IEEE)規格384(1992年版)の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。

具体的な電路として、単線結線図及び電路ルート図の一覧を、第57-9-(1.3.1-2)表に示す。

第57-9-(1.3.1-2)表 単線結線図及び電路ルート図の一覧 低圧代替注
水系 (47条)

	図番号	頁
計装設備用 (第57-9-(1.3.1-3)表)	第57-9-(47-1~5)図	57-9-79~83
動力用 (第57-9-(1.3.1-5)図) (第57-9-(1.3.1-4)表)	第57-9-(47-6~12)図	57-9-84~90

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-(1.3.1-9)~(1.3.1-10)図)

第57-9-(1.3.1-3)表 計装設備用電路 低圧代替注水系（常設）及び低
 圧代替注水系（可搬型）（47条）（1/2）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉圧力 (PT-B22- N051A)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D1	残留熱除去 系(A) 系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S2	原子炉圧力 (PT-B22- N051B)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D2	残留熱除去 系ポンプ (A) 吐出圧力	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S3	原子炉圧力 (SA) (PT-B22- N071B)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D3	残留熱除去 系(B) 系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S4	原子炉圧力 (SA) (PT-B22- N071D)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D4	残留熱除去 系ポンプ (B) 吐出圧力	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S5	原子炉水位 (広帯域) (LT-B22- N091A)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D5	残留熱除去 系(C) 系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S6	原子炉水位 (広帯域) (LT-B22- N091B)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D6	残留熱除去 系ポンプ (C) 吐出圧力	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S7	原子炉水位 (SA 広帯域)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟3階	D7	低圧炉心 スプレイ系 系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S8	原子炉水位 (燃料域) (LT-B22- N044A)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟2階	D8	低圧炉心ス プレイ系ポ ンプ吐出圧 力	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S9	原子炉水位 (燃料域) (LT-B22- N044B)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟2階	-	-	-	-
S10	原子炉水位 (SA 燃料域)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟2階	-	-	-	-

※1：供給元：常設／可搬

※2：狭帯域流量

※3：供給元：可搬

第57-9-(1.3.1-3)表 計装設備用電路 低圧代替注水系（常設）及び低
 圧代替注水系（可搬型）（47条）（2/2）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S11	低圧代替注水系原子炉注水流量 (FT-210) ※ ¹	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	-	-	-	-
S12	低圧代替注水系原子炉注水流量 (FT-220) ※ ²	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	-	-	-	-
S13	低圧代替注水系原子炉注水流量 (FT-402) ※ ³	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	-	-	-	-
S14	代替淡水貯槽水位	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	-	-	-	-
S15	常設低圧代替注水系ポンプ(A)吐出圧力	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	-	-	-	-
S16	常設低圧代替注水系ポンプ(B)吐出圧力	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	-	-	-	-

※1：供給元：常設／可搬

※2：狭帯域流量

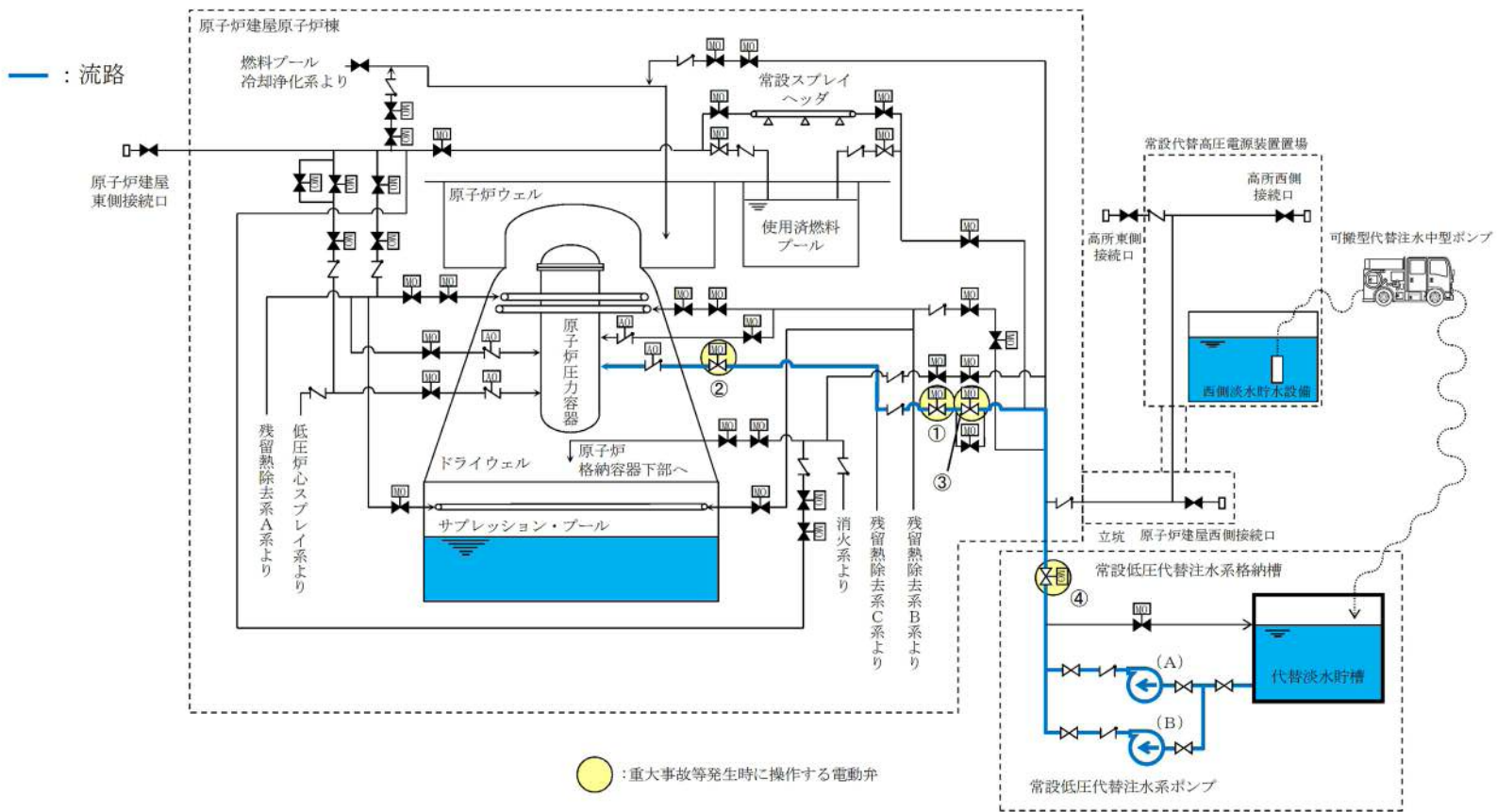
※3：供給元：可搬

第57-9-(1.3.1-4)表 動力用電路 低圧代替注水系（常設）及び低圧代
替注水系（可搬型）（47条）（1/2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M/C ～緊急用P/C～緊急用MCC		DC0	2C D/G～M/C 2C ～P/C 2C	
S1	緊急用MCC	残留熱除去系C系 注入弁	DD0	2D D/G～M/C 2D ～P/C 2D	
S2	緊急用MCC	常設代替注水系 系統分離弁	DC3	P/C 2C～MCC 2C-3	
S3	緊急用MCC	原子炉注水弁	DC5	P/C 2C～MCC 2C-5	
S4	緊急用MCC	原子炉圧力容器 注水流量調整弁	DC8	P/C 2C～MCC 2C-8	
S5	緊急用P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ（A）	DD3	P/C 2D～MCC 2D-3	
S6	緊急用P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ（B）	DD5	P/C 2D～MCC 2D-5	
S7	緊急用MCC	低圧炉心スプレイ系 注入弁	DD7	P/C 2D～MCC 2D-7	
S8	緊急用MCC	原子炉注水弁	DD8	P/C 2D～MCC 2D-8	
S9	緊急用MCC	原子炉圧力容器 注水流量調整弁	D1	MCC 2C-3/11B	原子炉再循環ポンプ （A）出口弁
-	-	-	D2	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系熱交換器 （A）入口弁
-	-	-	D3	直流 125VMCC 2A-2/1A	残留熱除去系 外側隔離弁
-	-	-	D4	MCC 2C-8/2D	残留熱除去系A系 注入弁
-	-	-	D5	MCC 2D-3/2D	残留熱除去系 内側隔離弁
-	-	-	D6	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系熱交換器 （B）入口弁
-	-	-	D7	MCC 2C-3/3D	残留熱除去系ポンプ （A）停止時冷却 ライン入口弁
-	-	-	D8	MCC 2D-7/5A	残留熱除去系C系 注入弁
-	-	-	D9	MCC 2D-8/2C	残留熱除去系B系 注入弁
-	-	-	D10	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ （A）
-	-	-	D11	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ （B）
-	-	-	D12	M/C 2D/3	残留熱除去系ポンプ （C）
-	-	-	D13	M/C 2C/9	低圧炉心スプレイ系 ポンプ

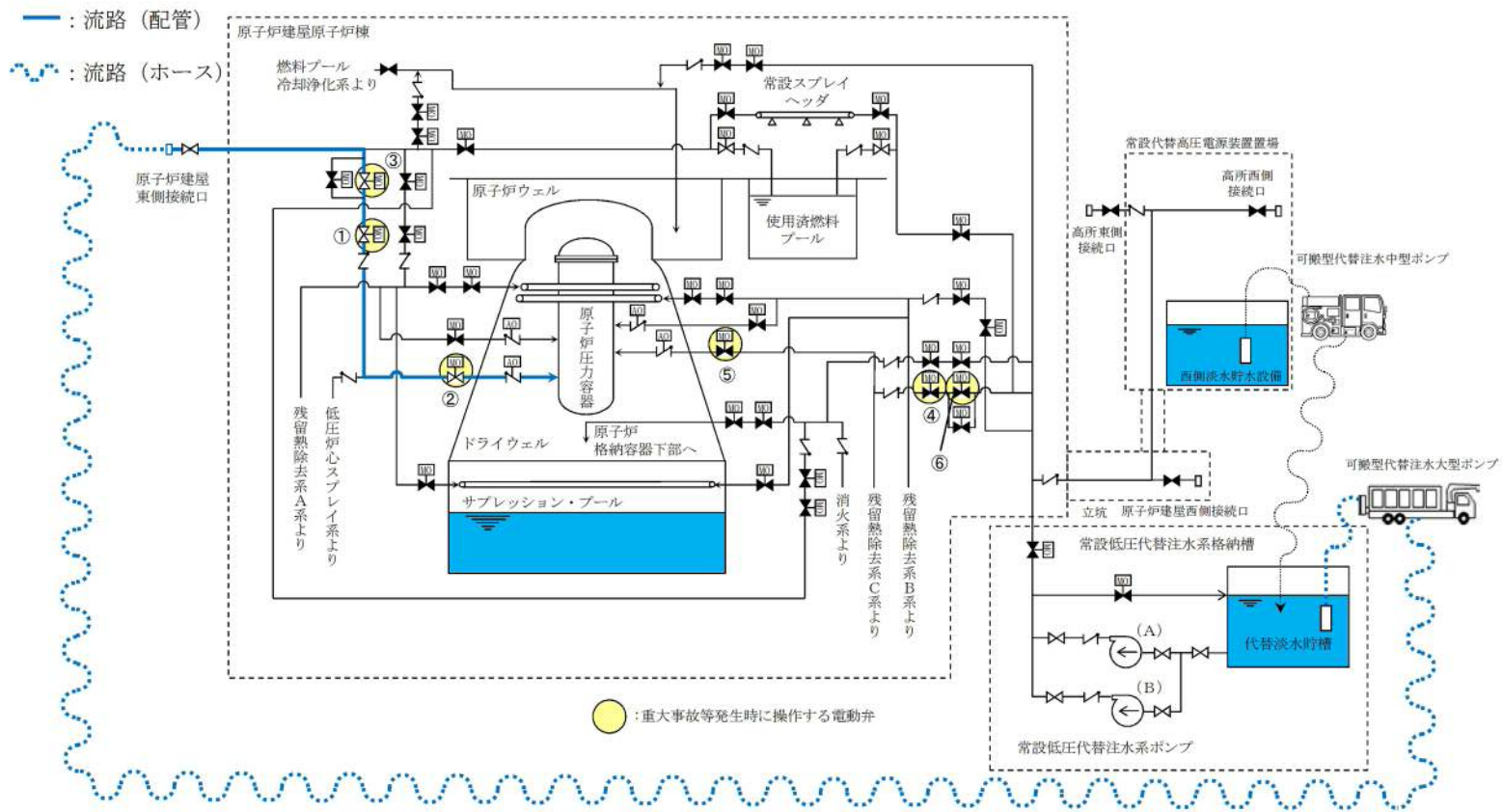
第57-9-(1.3.1-4)表 動力用電路 低圧代替注水系（常設）及び低圧代
替注水系（可搬型）（47条）（2/2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
-	-	-	D14	MCC 2C-8/9D	低圧炉心スプレイ 系 注入弁
-	-	-	D15	MCC 2C-5/4E	低圧炉心スプレイ 系ポンプ入口弁
-	-	-	D16	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポン プ（A）入口弁
-	-	-	D17	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポン プ（B）入口弁
-	-	-	D18	MCC 2C-3/5C	残留熱除去系ポン プ（A）停止時冷却 注入弁
-	-	-	D19	MCC 2D-3/11B	原子炉再循環ポン プ（B）出口弁
-	-	-	D20	MCC 2D-3/3D	残留熱除去系ポン プ（B）停止時冷却 ライン入口弁
-	-	-	D21	MCC 2C-3/11C	残留熱除去系ポン プ（B）停止時冷却 注入弁
-	-	-	D22	M/C 2C/6	残留熱除去系 海水ポンプ（A）
-	-	-	D23	M/C 2D/7	残留熱除去系 海水ポンプ（B）
-	-	-	D24	M/C 2C/7	残留熱除去系 海水ポンプ（C）
-	-	-	D25	M/C 2D/8	残留熱除去系 海水ポンプ（D）



弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系C系注入弁
③原子炉圧力容器注水流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁

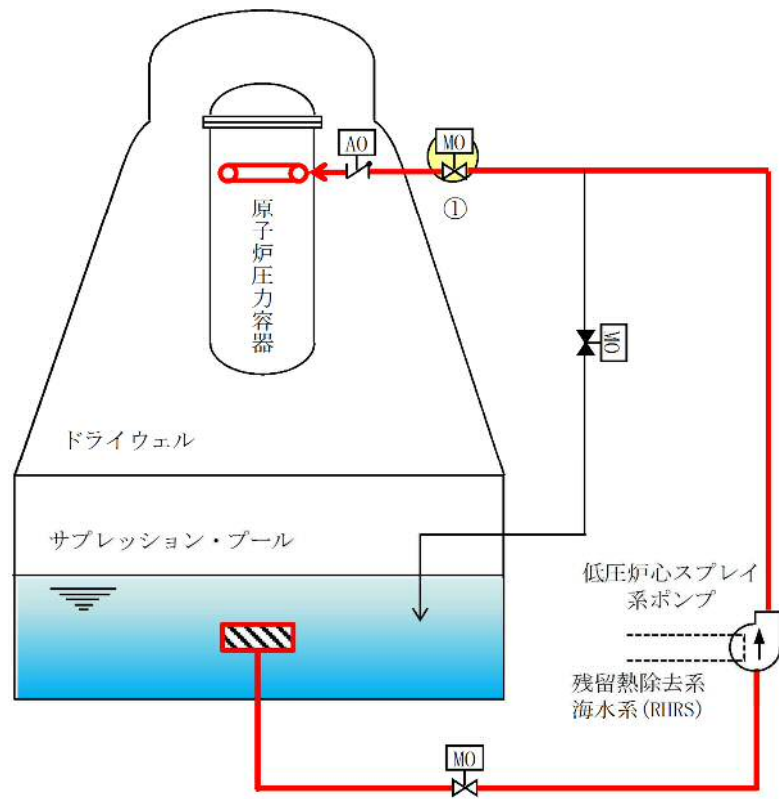
第57-9-1 (1.3.1-1) 図 低圧代替注水系 (常設) の概要図



第57-9-1 (1.3.1-2) 図 低圧代替注水系 (可搬型) の概要図

(原子炉建屋東側接続口から注水する場合)

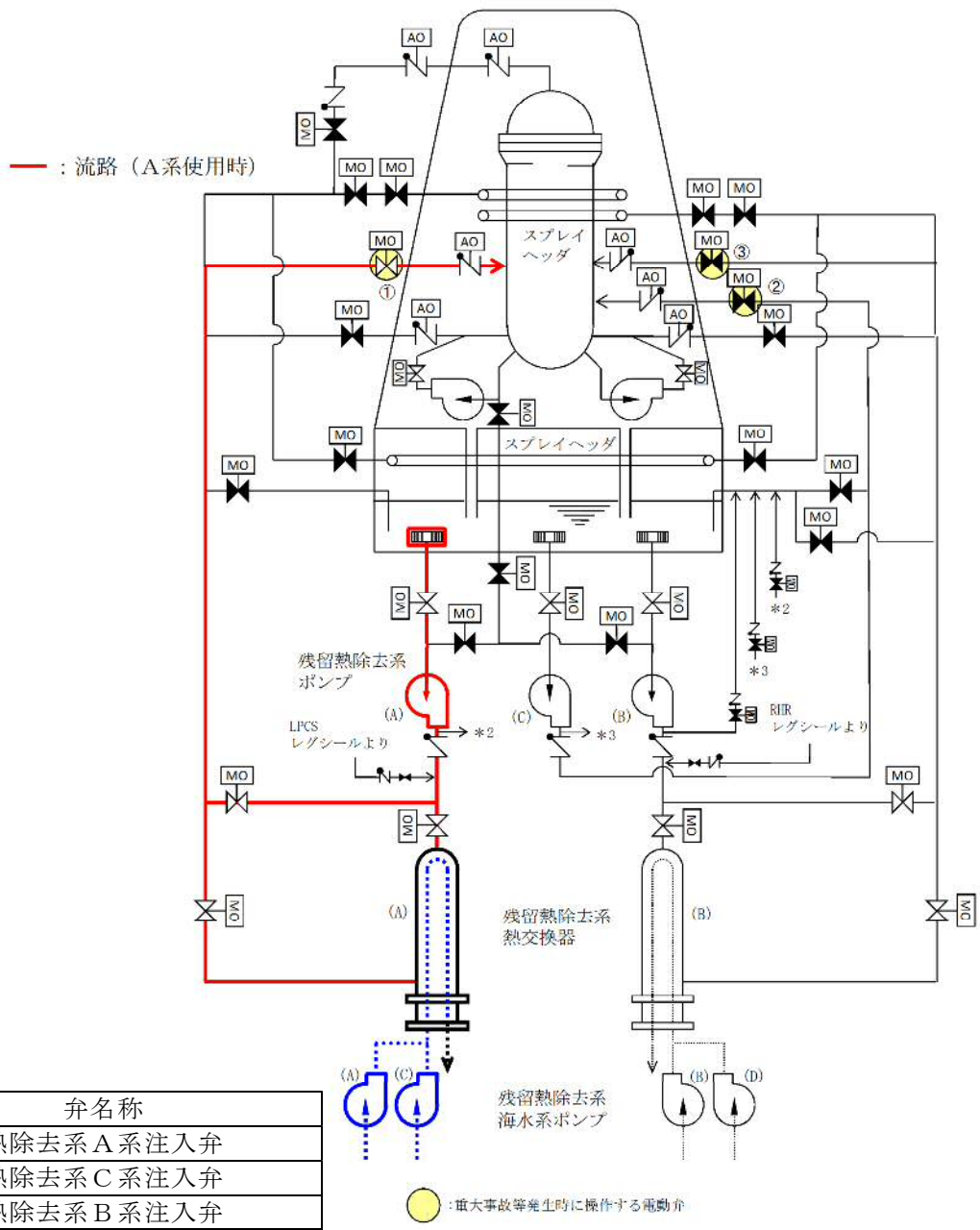
弁名称	弁名称
①原子炉注水弁	⑤原子炉注水弁
②低圧炉心スプレイ系注入弁	⑥残留熱除去系C系注入弁
③原子炉圧力容器注水流量調整弁	⑦原子炉圧力容器注水流量調整弁



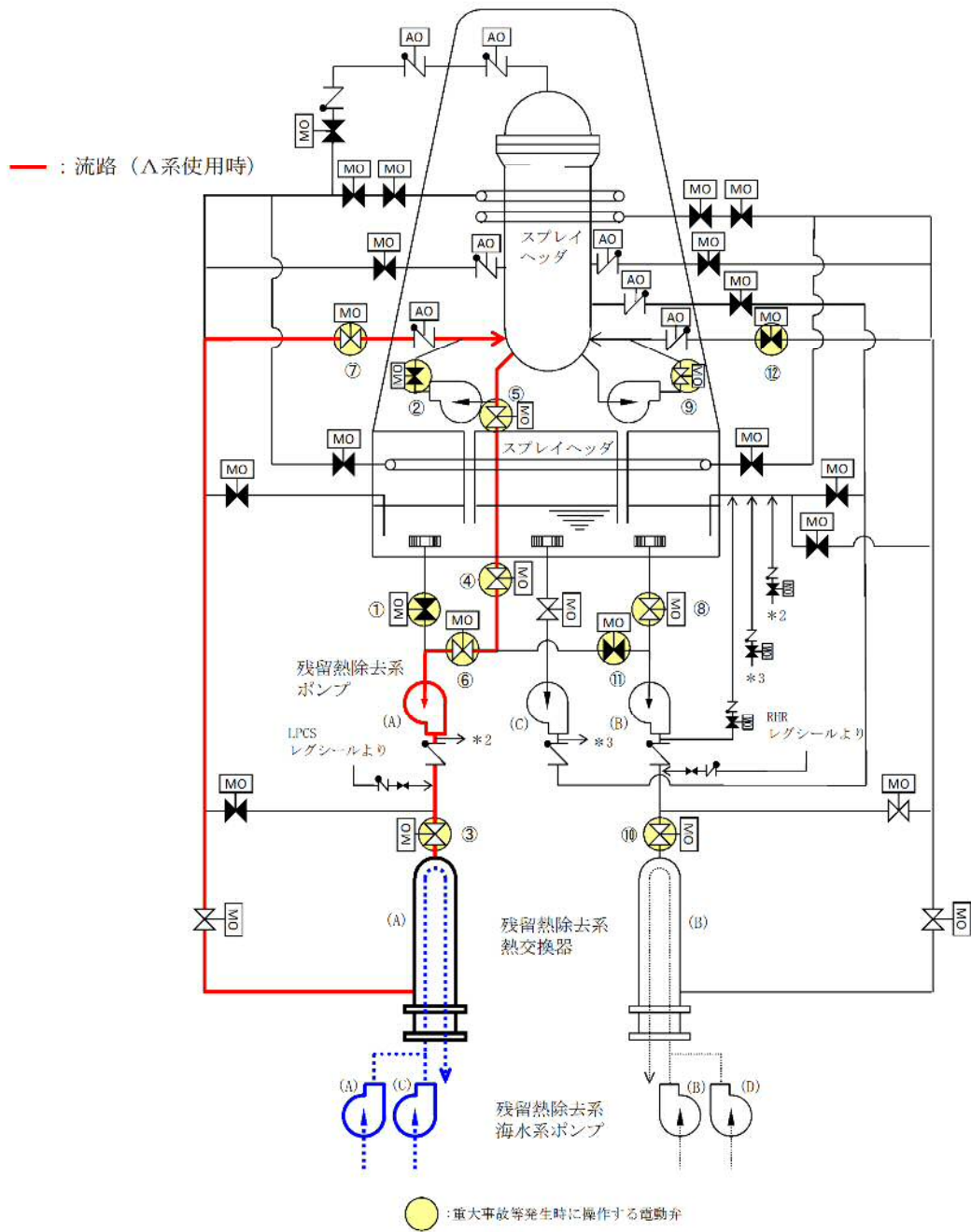
● : 重大事故等発生時に操作する電動弁

弁名称
①低圧炉心スプレイ系注入弁

第57-9-(1.3.1-3) 図 低圧炉心スプレイ系の概要図



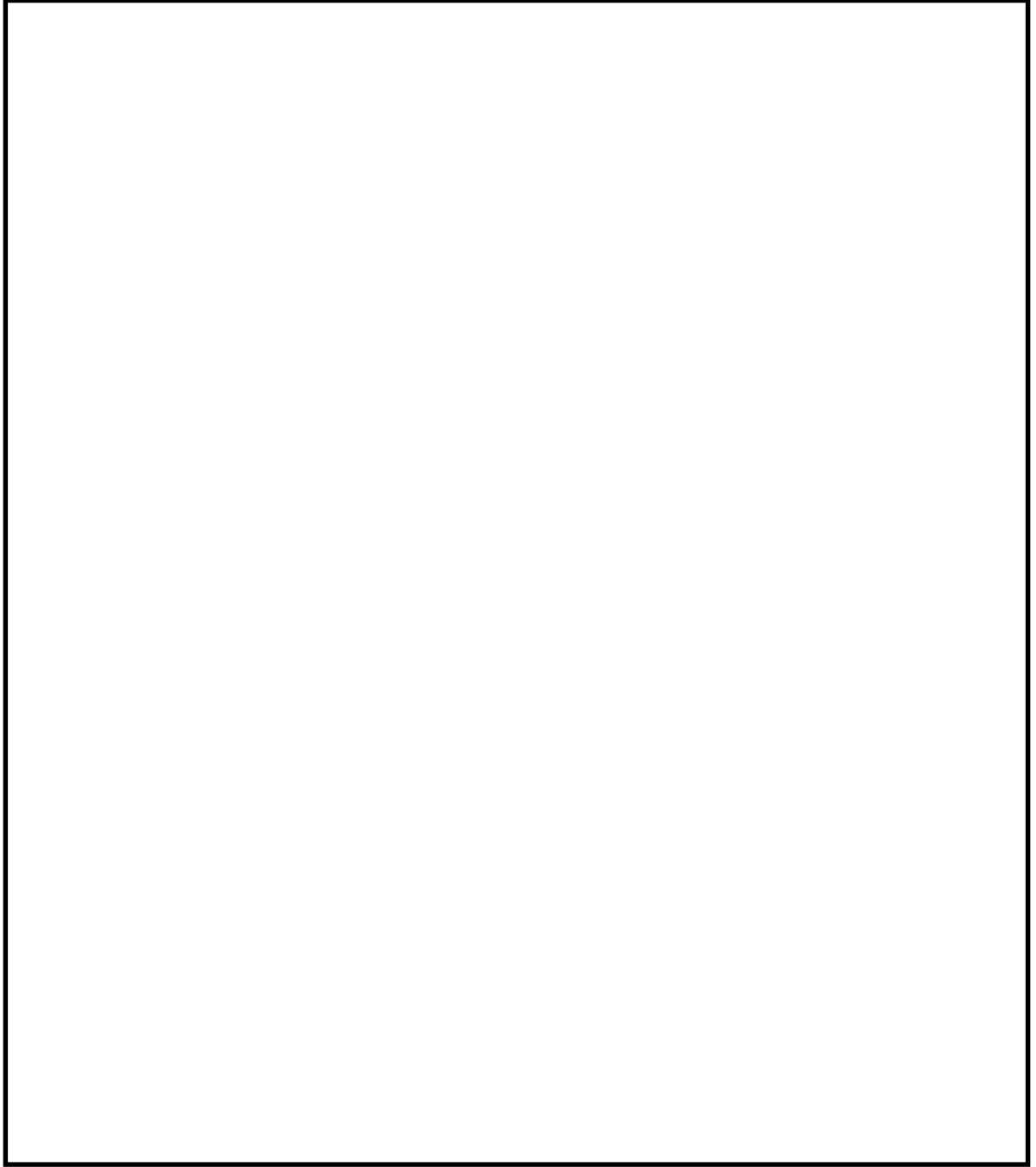
第57-9-(1.3.1-4)図 残留熱除去系 (低圧注水系) の概要図



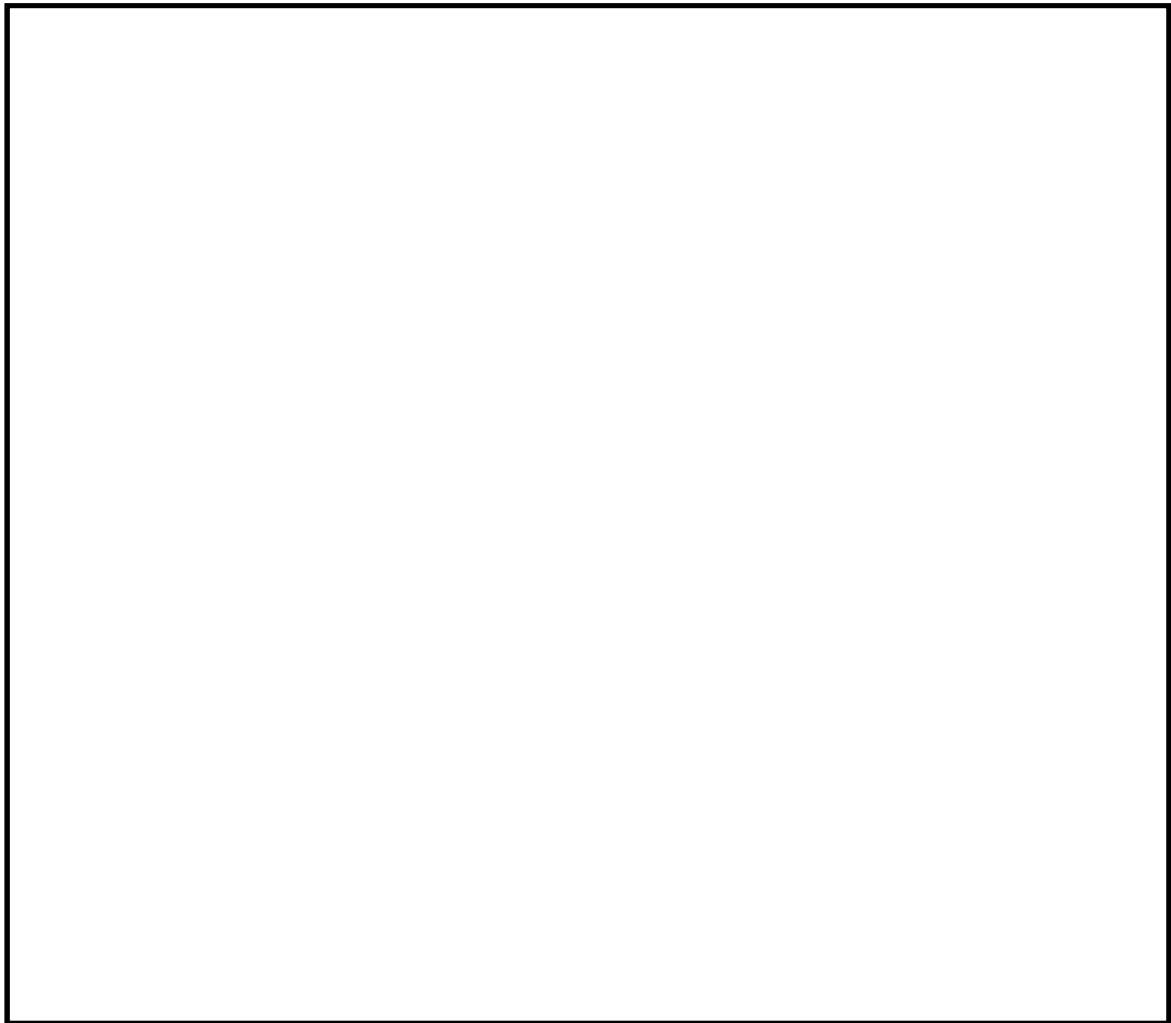
弁名称	弁名称
① 残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁	⑦ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却注入弁
② 原子炉再循環ポンプ (A) 出口弁	⑧ 残留熱除去系ポンプ (B) 入口弁
③ 残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁	⑨ 原子炉再循環ポンプ (B) 出口弁
④ 残留熱除去系外側隔離弁	⑩ 残留熱除去系熱交換器 (B) 入口弁
⑤ 残留熱除去系内側隔離弁	⑪ 残留熱除去系ポンプ (B) 停止時冷却ライン入口弁
⑥ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却ライン入口弁	⑫ 残留熱除去系ポンプ (B) 停止時冷却注入弁

第57-9-(1.3.1-5) 図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の系統概略

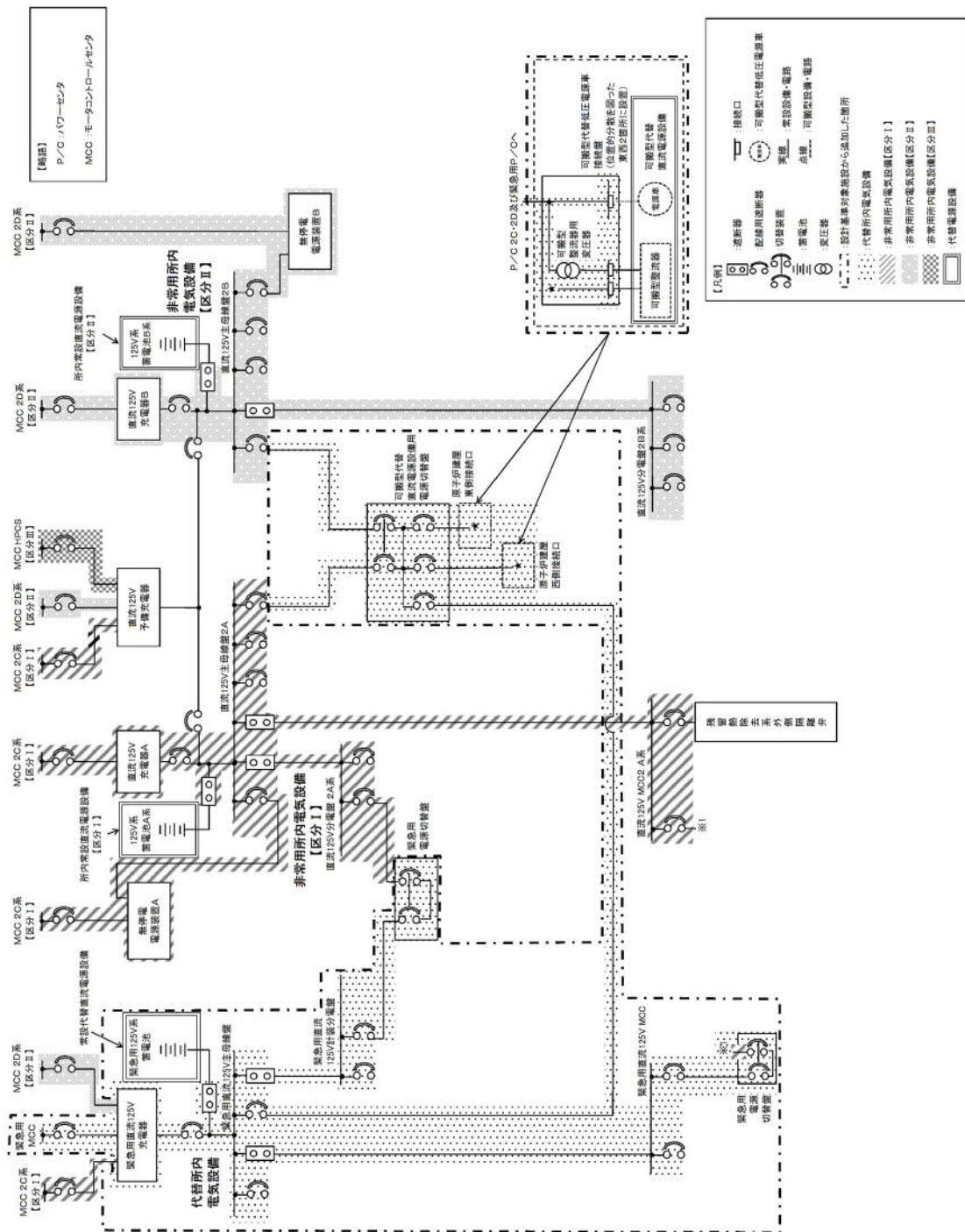
図



第57-9-(1.3.1-6)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低圧
炉心スプレイ冷却系の配置図（原子炉建屋
EL. -4.0m）



第57-9-(1.3.1-7)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低圧
炉心スプレイ冷却系の配置図（常設低圧代替注水
系格納槽 原子炉建屋南側 T.P. +8.2m）



第 57-9-(1.3.1-9) 図 低压代替注水系[47 条] 単線結線図

1.3.2 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系海水系，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）」である。

緊急用海水系の概要図を第57-9-(1.3.2-1)図に，格納容器圧力逃がし装置の概要図を第57-9-(1.3.2-2)図に，耐圧強化ベント系の概要図を第57-9-(1.3.2-3)図に示す。

緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備を第57-9-(1.3.2-1)表に示す。

第57-9-(1.3.2-1)表 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(1/4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用海水系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系海水系 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・ 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系） ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
ポンプ	<緊急用海水系> <ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用海水ポンプ（A） ・ 緊急用海水ポンプ（B） ・ 残留熱除去系ポンプ（A） ・ 残留熱除去系ポンプ（B） <格納容器圧力逃がし装置> — <耐圧強化ベント系> —	<残留熱除去系海水系> <ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系海水ポンプ（A） ・ 残留熱除去系海水ポンプ（B） ・ 残留熱除去系海水ポンプ（C） ・ 残留熱除去系海水ポンプ（D）

第57-9-(1.3.2-1)表 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(2/4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
		<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系
ポンプ	<p><緊急用海水系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水ポンプ（A） ・緊急用海水ポンプ（B） ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） <p><格納容器圧力逃がし装置></p> <p>—</p> <p><耐圧強化ベント系></p> <p>—</p>	<p><残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（A） ・残留熱除去系海水ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（C） ・残留熱除去系海水ポンプ（D） <p><残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（A） ・残留熱除去系海水ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（C） ・残留熱除去系海水ポンプ（D） <p><残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A） ・残留熱除去系ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（A） ・残留熱除去系海水ポンプ（B） ・残留熱除去系海水ポンプ（C） ・残留熱除去系海水ポンプ（D）
電動弁 (状態表示を含む)	<p><緊急用海水系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（A） ・緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁（B） ・緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（A） ・緊急用海水系 RHR 補機隔離弁（B） ・残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁 	<p><残留熱除去系海水系></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）海水流量調整弁 <p><残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）></p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系ポンプ（A）入口弁 ・原子炉再循環ポンプ（A）出口弁 ・残留熱除去系熱交換器（A）入口弁

第57-9-(1.3.2-1)表 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(3/4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 緊急用海水系 ・ 格納容器圧力逃がし装置 ・ 耐圧強化ベント系 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系海水系 ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） ・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系） ・ 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
<p>電動弁 (状態表示を含む)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <緊急用海水系> ・ 残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A） ・ 残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B） <格納容器圧力逃がし装置> ・ 一次弁（S/C側） ・ 一次弁（D/W側） ・ 二次弁 ・ 二次弁バイパス弁 <耐圧強化ベント系> ・ 一次弁（S/C側） ・ 一次弁（D/W側） ・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁 ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系外側隔離弁 ・ 残留熱除去系内側隔離弁 ・ 残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却ライン入口弁 ・ 残留熱除去系ポンプ（A）停止時冷却注入弁 ・ 残留熱除去系ポンプ（B）入口弁 ・ 原子炉再循環ポンプ（B）出口弁 ・ 残留熱除去系熱交換器（B）入口弁 ・ 残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却ライン入口弁 ・ 残留熱除去系ポンプ（B）停止時冷却注入弁 <残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）> ・ 残留熱除去系A系テスト弁 ・ 残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁 ・ 残留熱除去系B系テスト弁 ・ 残留熱除去系熱交換器（B）バイパス弁 <残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）> ・ 残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁 ・ 残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁 ・ 残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁 ・ 残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁 ・ 残留熱除去系B系S/Pスプレイ弁 ・ 残留熱除去系熱交換器（B）バイパス弁

第57-9-(1.3.2-1)表 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の重大事故等対処設備について

(4/4)

項目	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
	計装設備	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急用海水系 ・格納容器圧力逃がし装置 ・耐圧強化ベント系
	<ul style="list-style-type: none"> <緊急用海水系> ・緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ・緊急用海水系流量（残留熱除去系補機） ・サブプレッション・プール水温度 <格納容器圧力逃がし装置> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・ドライウエル雰囲気温度 ・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> ・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 ・耐圧強化ベント系出口放射線モニタ 	<ul style="list-style-type: none"> <残留熱除去系海水系> ・残留熱除去系海水系系統流量 ・サブプレッション・プール水温度 <残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）> ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度 ・ドライウエル雰囲気温度 ・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 <残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）> ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・サブプレッション・プール水温度 ・サブプレッション・プール水位 <残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）> ・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ドライウエル雰囲気温度 ・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

耐圧強化ベント系，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，原子炉建屋原子炉棟内に設置，格納容器圧力逃がし

装置は格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽に設置し、位置的分散を図る設計とする。また、残留熱除去系海水系は、海水ポンプ室に設置、緊急用海水系は、緊急用海水ポンプピットに設置し、位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.2-4)図～第57-9-(1.3.2-5)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、電力を受電することが可能な設計とする。一方、電源が喪失した場合を想定し、動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

また、緊急用海水系の電動弁は、常設代替高压電源装置から代替所内電気設備を軽油し、電力を受電することが可能な設計とする。

緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベントの計装設備は、第57-9-(1.3.2-6)～(1.3.2-8)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、残留熱除去系海水系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、第57-9-(1.3.2-6)～(1.3.2-8)図に示す原子炉建屋付属棟地下1階に設置する2C・2D D/Gから非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計とし、常設代替高压電源装置と2C・2D D/G、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図る設計とする。また、緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系使用時の機器への電路と残留熱除去系海水系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.2-6)～(1.3.2-8)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 緊急用海水系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置(48条)

	図番号	頁
計装設備用 (第57-9-(1.3.2-3)表)	第57-9-(48-1～7)図	57-9-91～97
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-(48-8～15)図	57-9-98～105

第57-9-(1.3.2-3)表 計装用電路 緊急用海水系, 耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置 (48条) (1/2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ドライウェル 雰囲気温度 (フランジ 高さ)	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D1	残留熱除去 系 (A) 系統流量 (FT-E12- N015A)	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 地下1階
S2	ドライウェル 雰囲気温度 (フランジ 高さ)	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D2	残留熱除去 系ポンプ (A) 吐出圧力 (PT-E12- N056A)	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 地下1階
S3	ドライウェル 雰囲気温度 (TAF 高さ)	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D3	残留熱除去 系 (B) 系統流量 (FT-E12- N015B)	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 地下1階
S4	ドライウェル 雰囲気温度 (TAF 高さ)	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D4	残留熱除去 系ポンプ (B) 吐出圧力 (PT-E12- N056B)	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 地下1階
S5	ドライウェル 雰囲気温度 (機器ハッ チ高さ)	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D5	残留熱除去 系熱交換器 (A) 入口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟1階
S6	ドライウェル 雰囲気温度 (機器ハッ チ高さ)	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D6	残留熱除去 系熱交換器 (A) 出口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S7	サプレッシ ョン・チェ ンバ 雰囲気温度	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D7	残留熱除去 系熱交換器 (B) 入口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟1階
S8	サプレッシ ョン・チェ ンバ 雰囲気温度	中央 制御室	現場計器 原子炉格 納容器内	D8	残留熱除去 系熱交換器 (B) 出口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下1 階
S9	ドライウェル 圧力 (PT- 26-79.60)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟4階	-	-	-	-

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

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S10	サブプレッショ ン・チェンバ 圧力 (PT-26- 79.61)	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 1 階	-	-	-	-
S11	フィルタ装置 水位	中央制 御室	現場計器 格納容器 圧力逃が し装置格 納槽	-	-	-	-
S12	フィルタ装置 水位	中央 制御室	現場計器 格納容器 圧力逃が し装置格 納槽	-	-	-	-
S13	フィルタ装置 圧力	中央 制御室	現場計器 格納容器 圧力逃が し装置格 納槽	-	-	-	-
S14	フィルタ装置 スクラビング 水温度	中央 制御室	現場計器 格納容器 圧力逃が し装置格 納槽	-	-	-	-
S15	フィルタ装置 出口放射線 モニタ (高レンジ)	中央 制御室	現場計器 廃棄物処 理棟 1 階	-	-	-	-
S16	フィルタ装置 出口放射線 モニタ (低レンジ)	中央 制御室	現場計器 廃棄物処 理棟 1 階	-	-	-	-
S17	フィルタ装置 出口放射線 モニタ (高レンジ)	中央 制御室	現場計器 屋外 (原子 炉建屋南側 外壁面)	-	-	-	-
S18	フィルタ装置 入口水素濃度	中央 制御室	現場計器 廃棄物処 理棟 3 階	-	-	-	-
S19	フィルタ装置 入口水素濃度	中央 制御室	現場計器 廃棄物処 理棟 3 階	-	-	-	-
S20	耐圧強化 ベント系 放射線 モニタ	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 5 階	-	-	-	-

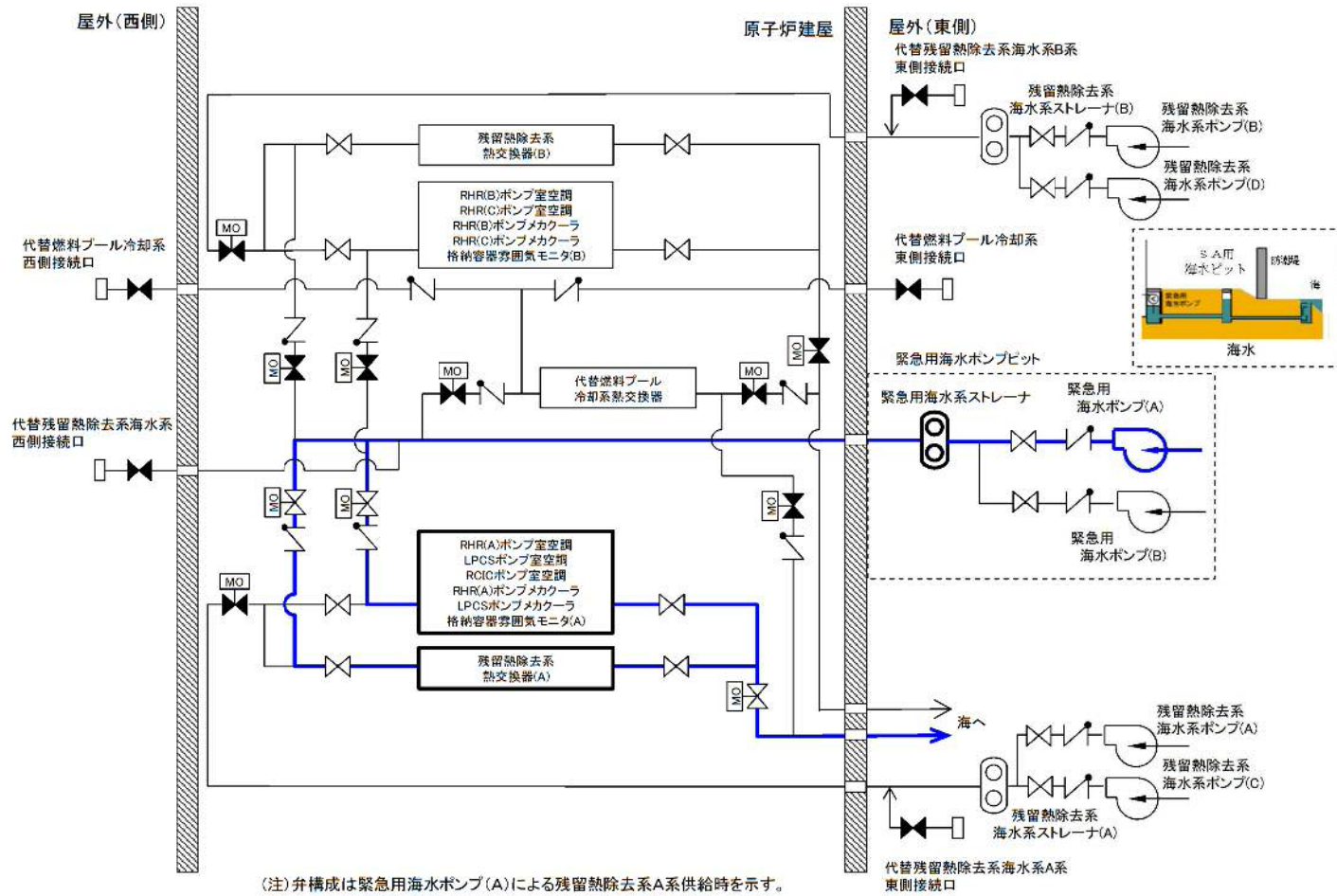
第57-9-(1.3.2-4)表 動力用電路 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし
装置及び耐圧強化ベント系（48条）（1/2）

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備			
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M/C～ 緊急用P/C～緊急用MCC	DC0	2C D/G～M/C 2C ～P/C 2C		
S1	緊急用MCC	一次弁 (S/C側)	DD0	2D D/G～M/C 2D ～P/C 2D	
S2	緊急用MCC	一次弁 (D/W側)	DC3	P/C 2C～MCC 2C-3	
S3	緊急用MCC	二次弁	DC5	P/C 2C～MCC 2C-5	
S4	緊急用MCC	二次弁バイパス弁	DC9	P/C 2C～MCC 2C-9	
S5	緊急用MCC	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	DD3	P/C 2D～MCC 2D-3	
S6	緊急用MCC	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	D1	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系A系 D/Wスプレイ弁 (A)
S7	緊急用M/C	緊急用海水ポンプ (A)	D2	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁 (A)
S8	緊急用M/C	緊急用海水ポンプ (B)	D3	MCC 2C-5/4C	残留熱除去系A系 S/Pスプレイ弁
S9	緊急用MCC	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (A)	D4	MCC 2D-3/6E	残留熱除去系B系 S/Pスプレイ弁
S10	緊急用MCC	緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (B)	D5	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系A系 D/Wスプレイ弁 (B)
S11	緊急用MCC	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (A)	D6	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁 (B)
S12	緊急用MCC	緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (B)	D7	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
S13	緊急用MCC	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁	D8	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
S14	緊急用MCC	残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁	D9	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
S15	緊急用MCC	残留熱除去系-緊急用 海水系系統分離弁 (A)	D10	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ (B) 入口弁
S16	緊急用MCC	残留熱除去系-緊急用 海水系系統分離弁 (B)	D11	MCC 2C-3/11 B	原子炉再循環ポンプ (A) 出口弁
-	-	-	D12	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系 熱交換器 (A) 入口弁
-	-	-	D13	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
-	-	-	D14	MCC 2D-3/11 B	原子炉再循環ポンプ (B) 出口弁
-	-	-	D15	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系 熱交換器 (B) 入口弁

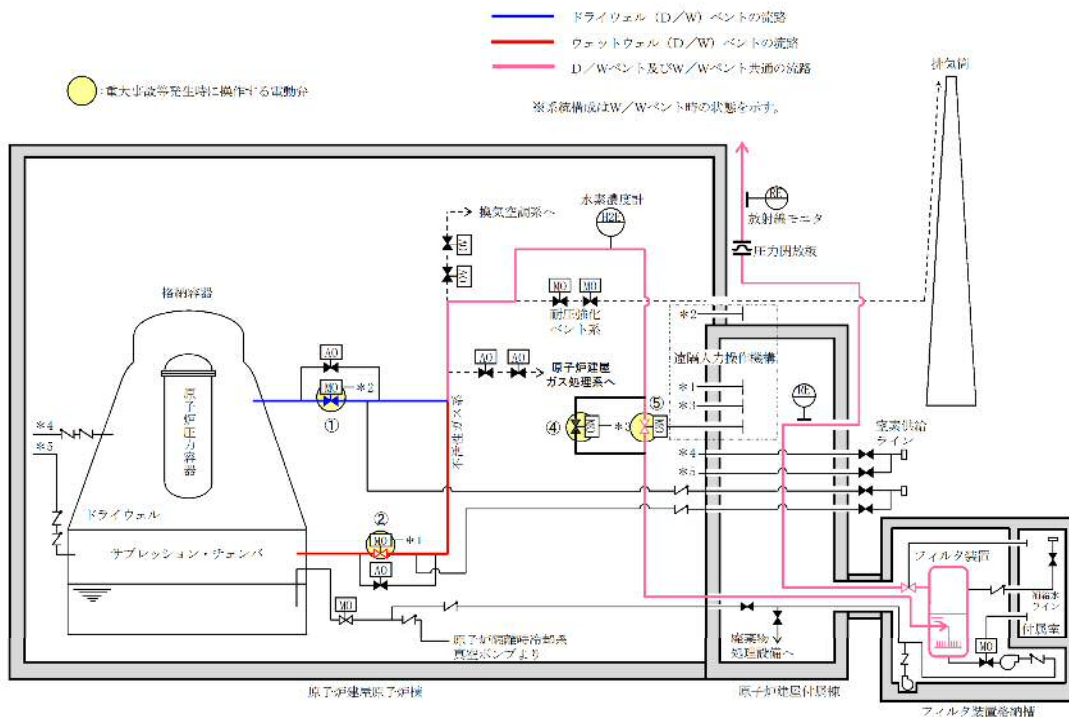
第57-9-(1.3.2-4)表 動力用電路 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし
装置及び耐圧強化ベント系（48条）（2/2）

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
-	-	-	D16	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁
-	-	-	D17	MCC 2C-5/7D	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁
-	-	-	D18	MCC 2D-3/4D	残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁
-	-	-	D19	直流 125VMCC 2A-2/1A	残留熱除去系 外側隔離弁
-	-	-	D20	MCC 2D-3/2D	残留熱除去系 内側隔離弁
-	-	-	D21	MCC 2C-3/3D	残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却 ライン入口弁
-	-	-	D22	MCC 2C-3/5C	残留熱除去系ポンプ (A) 停止時冷却 注入弁
-	-	-	D23	MCC 2D-3/3D	残留熱除去系ポンプ (B) 停止時冷却 ライン入口弁
-	-	-	D24	MCC 2C-3/11 C	残留熱除去系ポンプ (B) 停止時冷却 注入弁
-	-	-	D25	MCC 2C-5/5D	残留熱除去系A系 テスト弁
-	-	-	D26	MCC 2D-9/6B	残留熱除去系B系 テスト弁
-	-	-	D27	M/C 2C/6	残留熱除去系 海水ポンプ (A)
-	-	-	D28	M/C 2D/7	残留熱除去系 海水ポンプ (B)
-	-	-	D29	M/C 2C/7	残留熱除去系 海水ポンプ (C)
-	-	-	D30	M/C 2D/8	残留熱除去系 海水ポンプ (D)

第 57-9-1 (1.3.2-1) 緊急用海水系 概要図

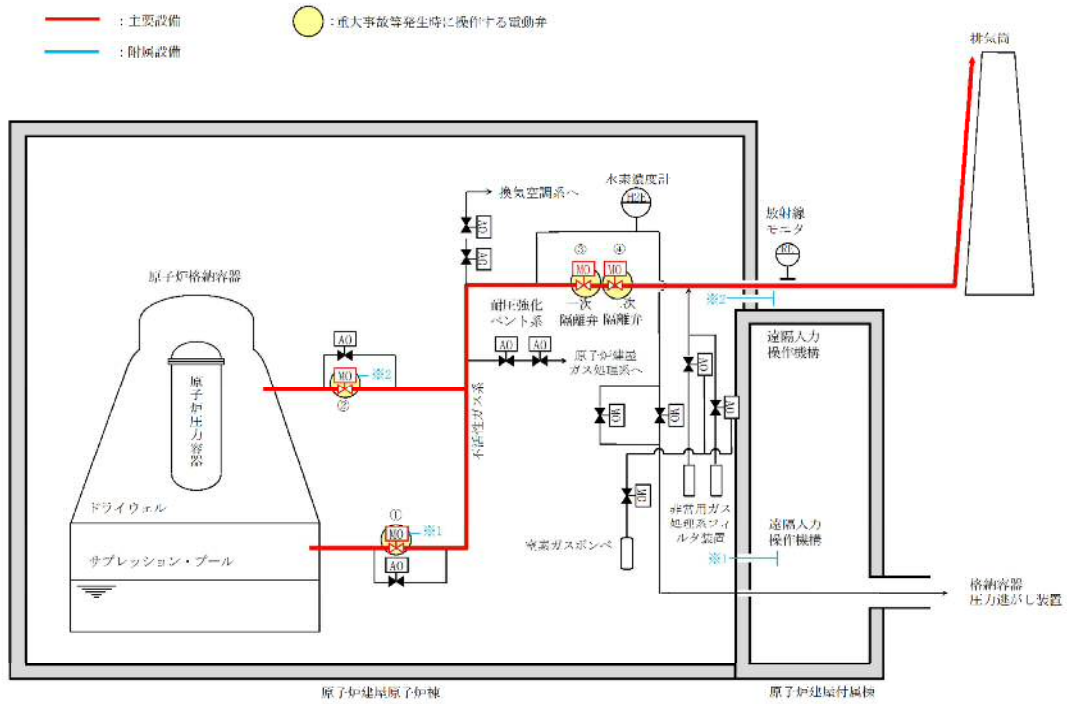


弁名称	弁名称
①緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (A)	⑦緊急用海水系 RHR 熱交換器隔離弁 (B)
②緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (A)	⑧緊急用海水系 RHR 補機隔離弁 (B)
③残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調節弁	⑨残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調節弁
④残留熱除去系-緊急用海水系系統分離隔離弁 (A)	⑩残留熱除去系-緊急用海水系系統分離隔離弁 (B)



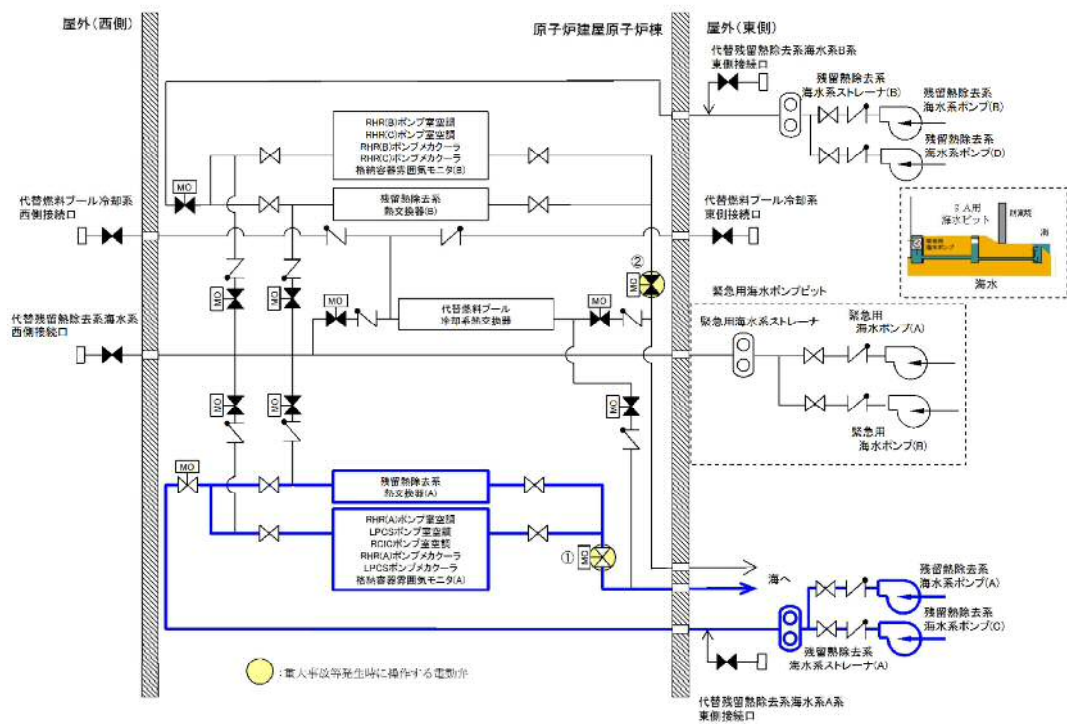
弁名称
① 第一弁 (S/C側)
② 第一弁 (D/W側)
③ 第二弁
④ 第二弁バイパス弁

第 57-9-(1.3.2-2) 図 格納容器圧力逃がし装置 概要図



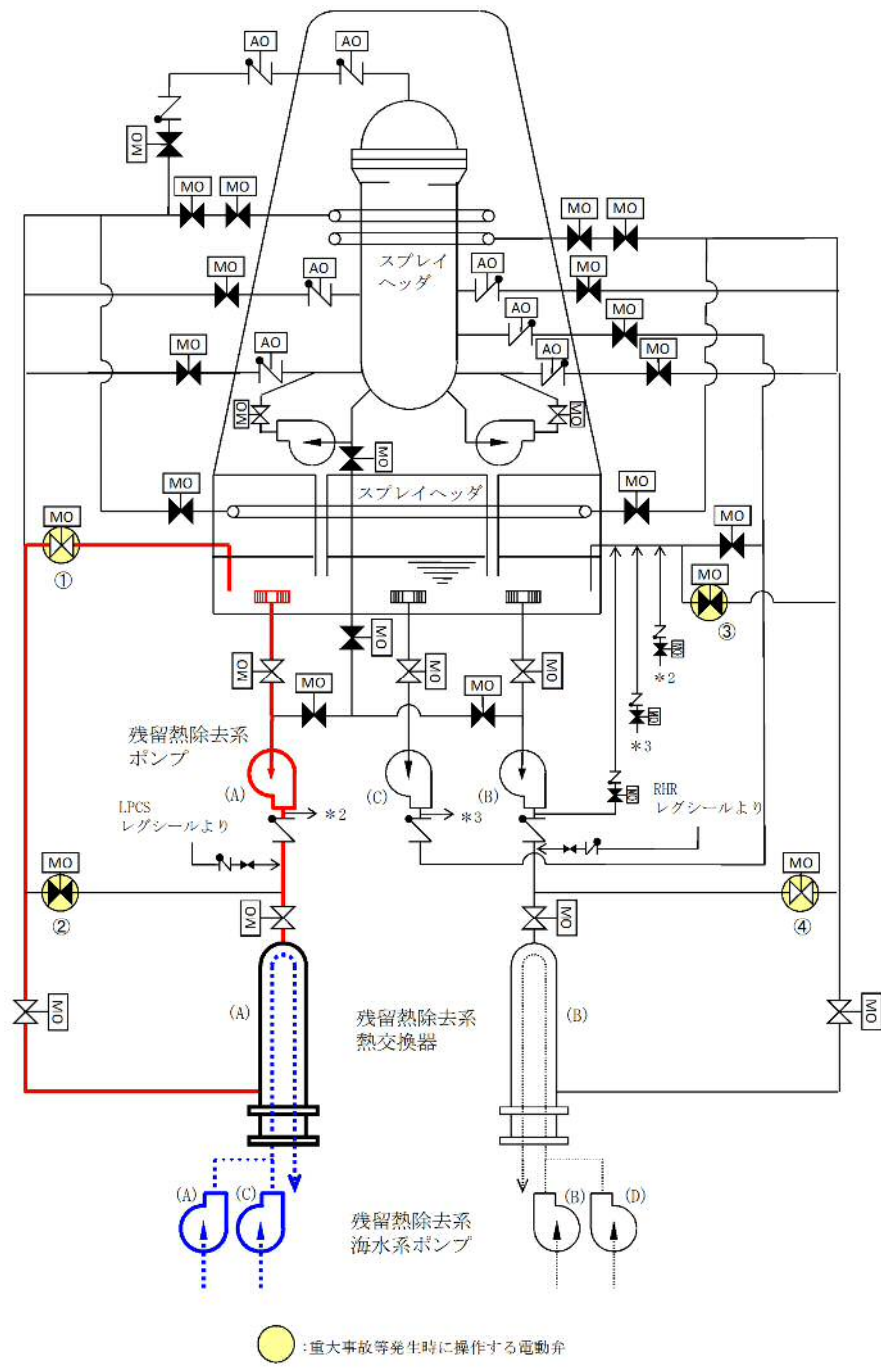
弁名称
①第一弁 (S/C側)
②第一弁 (D/W側)
③耐圧強化ベント系一次隔離弁
④耐圧強化ベント系二次隔離弁

第 57-9-(1.3.2-3) 図 耐圧強化ベント系 概要図



弁名称
① 残留熱除去系熱交換器 (A) 海水流量調整弁
② 残留熱除去系熱交換器 (B) 海水流量調整弁

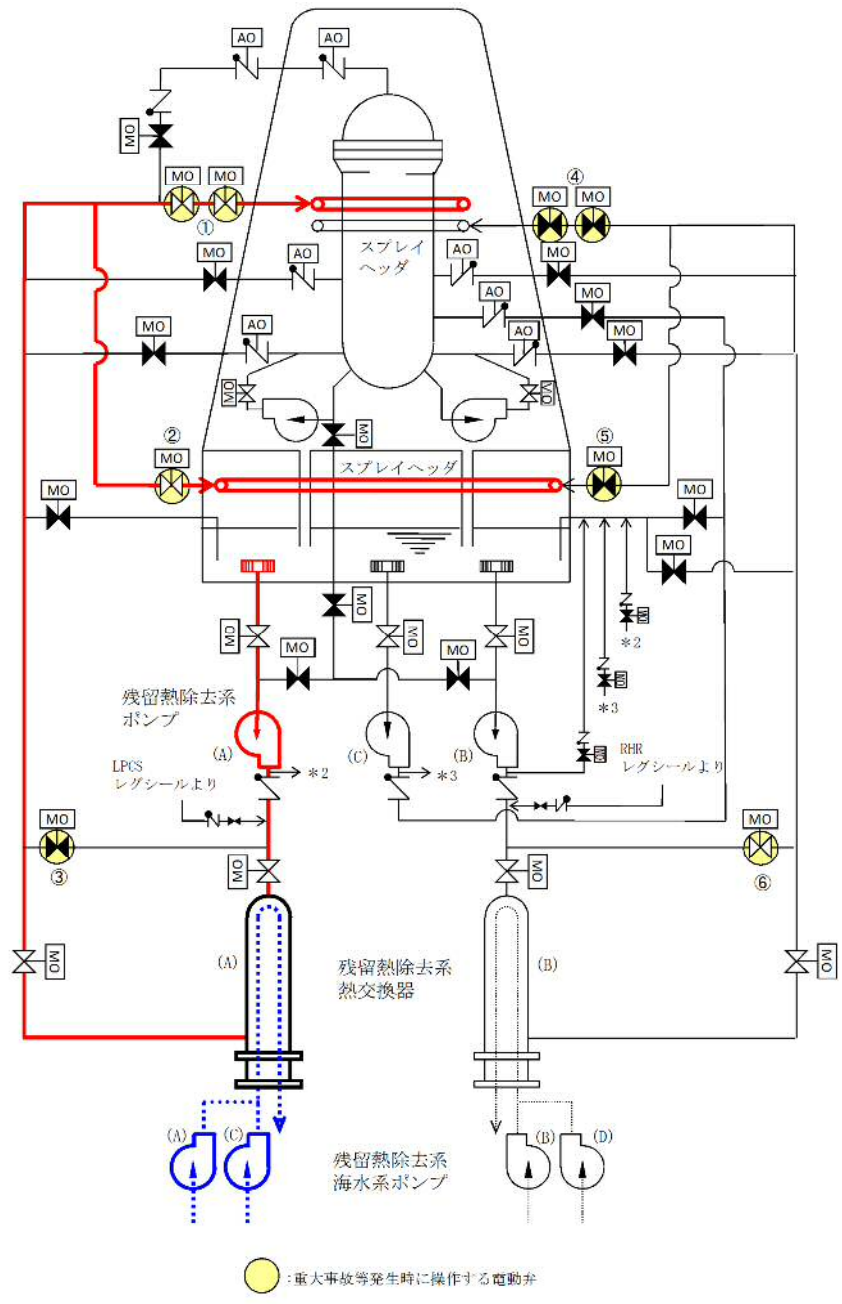
第 57-9-(1.3.2-4) 図 残留熱除去系海水系 概要図



● : 重大事故等発生時に操作する電動弁

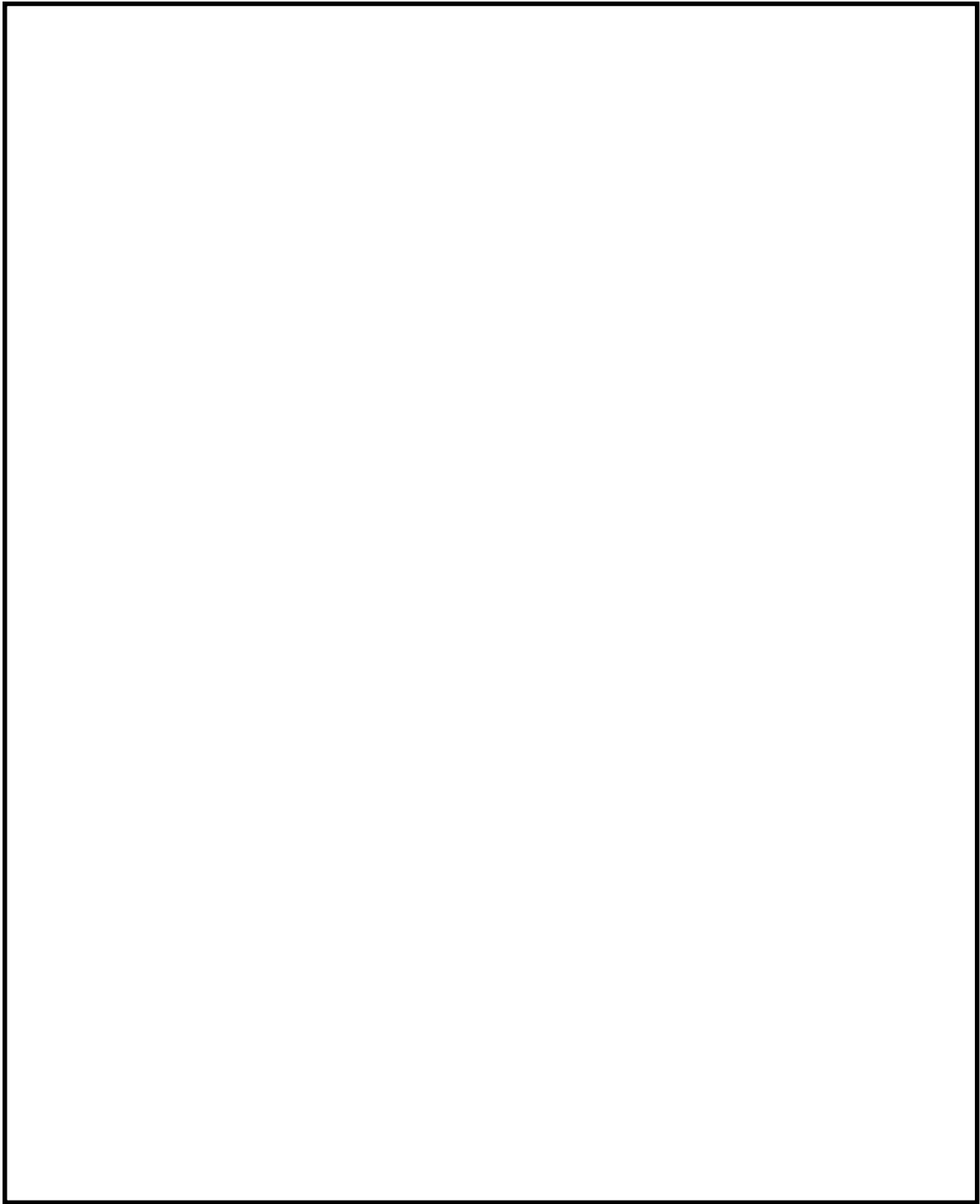
弁名称
① 残留熱除去系 A 系テスト弁
② 残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
③ 残留熱除去系 B 系テスト弁
④ 残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁

第 57-9-(1.3.2-5) 図 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 概要図

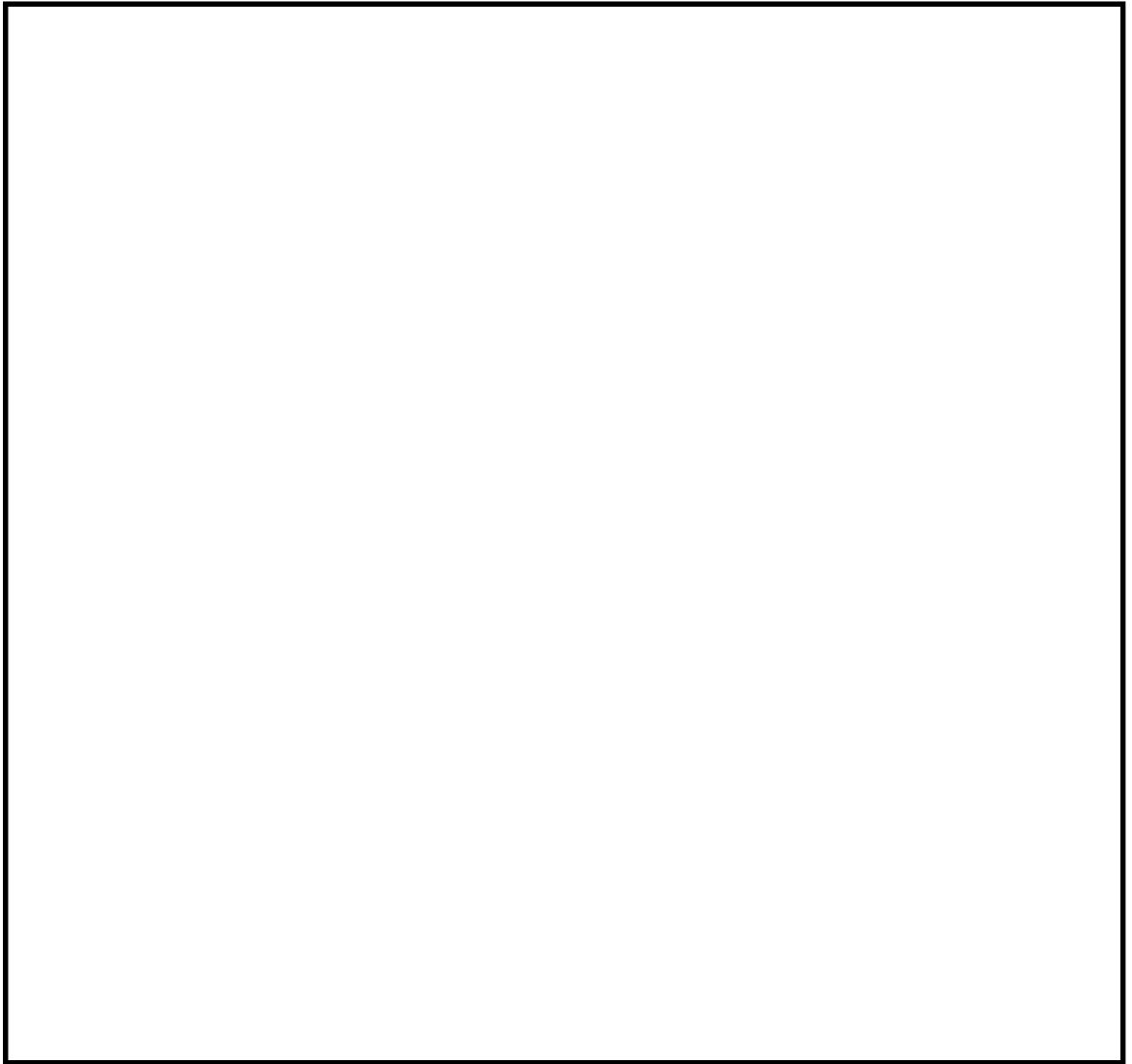


弁名称	弁名称
① 残留熱除去系 A 系 D/W スプレー弁	④ 残留熱除去系 B 系 D/W スプレー弁
② 残留熱除去系 A 系 S/P スプレー弁	⑤ 残留熱除去系 B 系 S/P スプレー弁
③ 残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁	⑥ 残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁

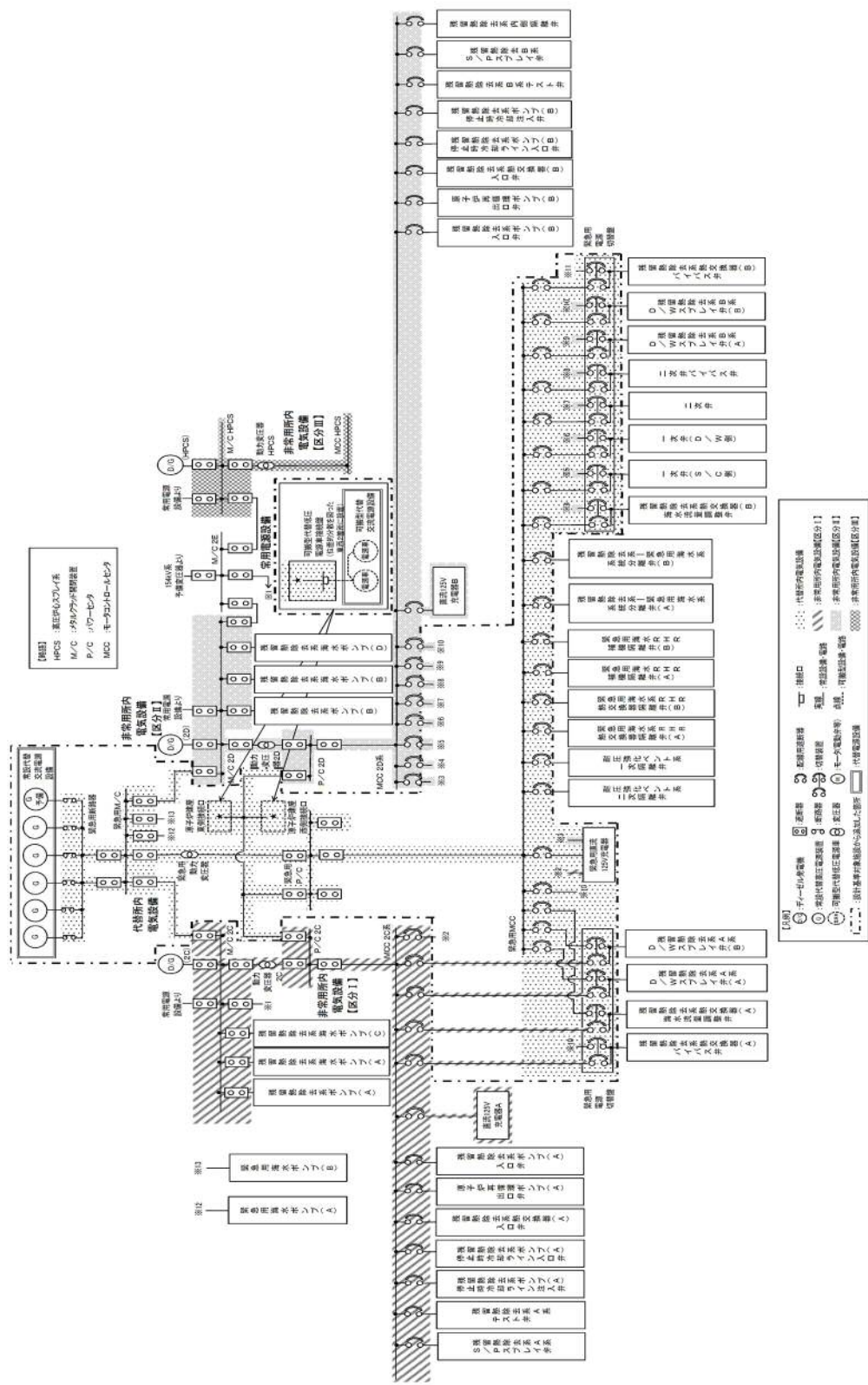
第 57-9-(1.3.2-6) 図 残留熱除去系 (格納容器スプレー冷却系) 概要図



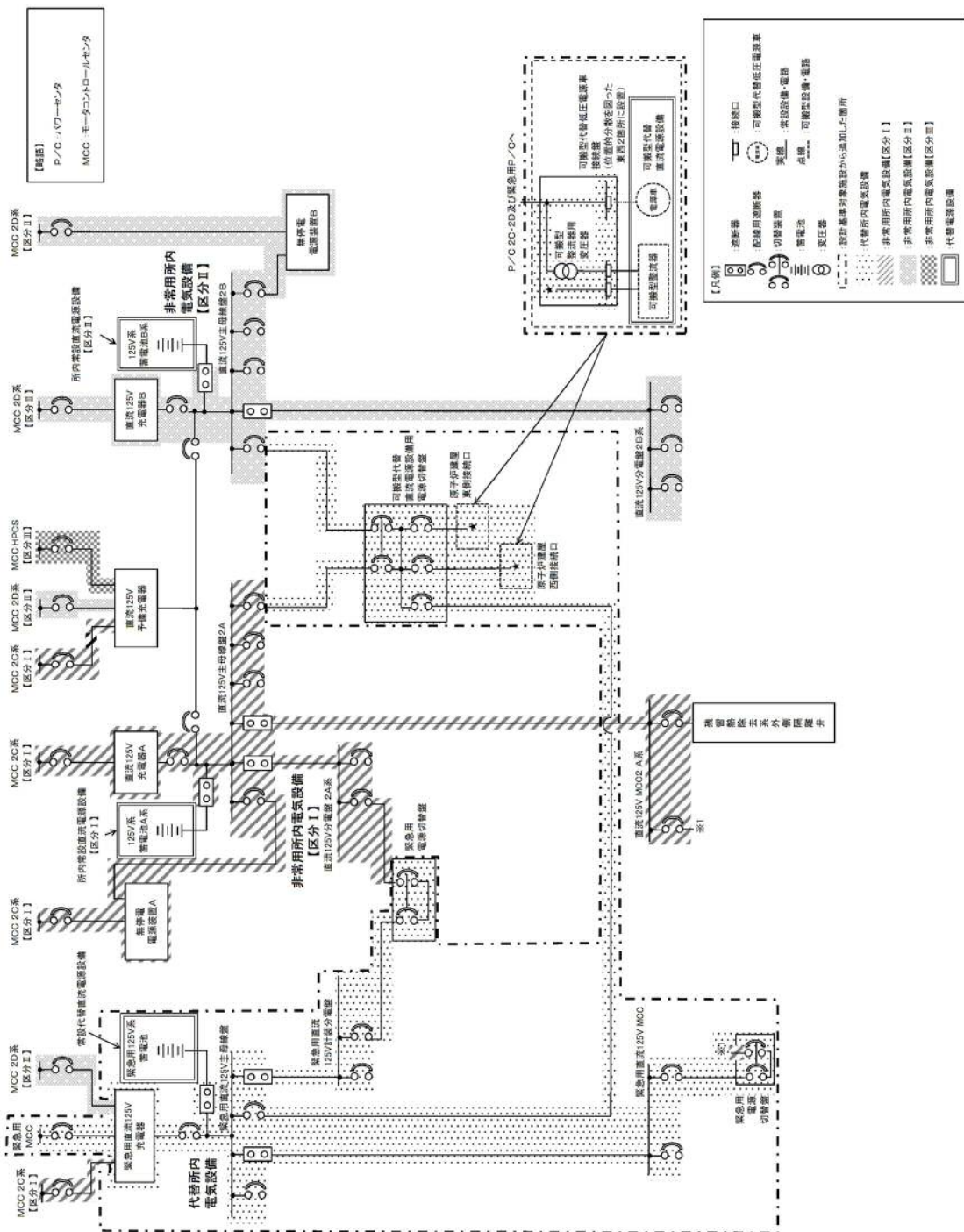
第57-9-(1.3.2-7)図 緊急用海水系, 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の配置図 (原子炉建屋 EL. -4.0m)



第57-9-(1.3.2-8)図 緊急用海水系の配置図 (緊急用海水ポンプピット
T. P. +8.0m)



第57-9-(1.3.2-9)図 緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条） 単線結線図



第57-9-(1.3.2-10)図 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系
(48条) 単線結線図

1.3.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）（49条）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は重大事故等時に原子炉格納容器内を冷却するための設備であり，当該設備が対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の概要図を，第57-9-(1.3.3-1)図に，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の概要図を，第57-9-(1.3.3-2)図に，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の概要図を，第57-9-(1.3.2-6)図に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の重大事故等対処設備を，第57-9-(1.3.3-1)表に示す。

第57-9-(1.3.3-1)表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の重大事故等対処設備について

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"> 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 	<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"> <代替格納容器スプレイ冷却系（常設）> 常設低圧代替注水系ポンプ（A） 常設低圧代替注水系ポンプ（B） <代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）> 可搬型代替注水大型ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系ポンプ（A） 残留熱除去系ポンプ（B） 残留熱除去系海水ポンプ（A） 残留熱除去系海水ポンプ（B） 残留熱除去系海水ポンプ（C） 残留熱除去系海水ポンプ（D）
電動弁（状態表示を含む）	<ul style="list-style-type: none"> <代替格納容器スプレイ冷却系（常設）> 代替格納容器スプレイ注水弁 残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁 	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁 残留熱除去系A系S/Pスプレイ弁 残留熱除去系熱交換器（A）バイパス弁

	<ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイ流量調整弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 <代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）> ・残留熱除去系 A系D/Wスプレイ弁 ・代替格納容器スプレイ注水弁 ・代替格納容器スプレイ流量調整弁 ・残留熱除去系 B系D/Wスプレイ弁 ・代替格納容器スプレイ注水弁 ・代替格納容器スプレイ流量調整弁 	<ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系 B系D/Wスプレイ弁 ・残留熱除去系 B系S/Pスプレイ弁 ・残留熱除去系熱交換器（B）バイパス弁
計装設備	<ul style="list-style-type: none"> <代替格納容器スプレイ冷却系（常設）> ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ドライウエル雰囲気温度 ・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 ・代替淡水貯槽水位 <代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）> ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ・低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬型ライン用） ・ドライウエル雰囲気温度 ・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 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位 	<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 ・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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）のポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に設置，残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）は原子炉建屋原子炉棟に設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.3-2)～(1.3.3-3)図）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，第57-9-(1.3.3-4)図のとおり屋外（常設代替高圧電源装置）に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を經由し，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付属棟地下1階に設置する2C・2D D/Gから非常用所内電気設備を經由して電源を受電できる設計としており，常設代替高圧電源装置と2C・2D D/G，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図る設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（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（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
 (49条)

	図番号	頁
計装設備用 （第 57-9-(1.3.3-3)表）	第57-9-(49-1~8)図	57-9-106~113
動力用 （第 57-9-(1.3.3-4)図） （第 57-9-(1.3.3-4)表）	第57-9-(49-9~15)図	57-9-114~120

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

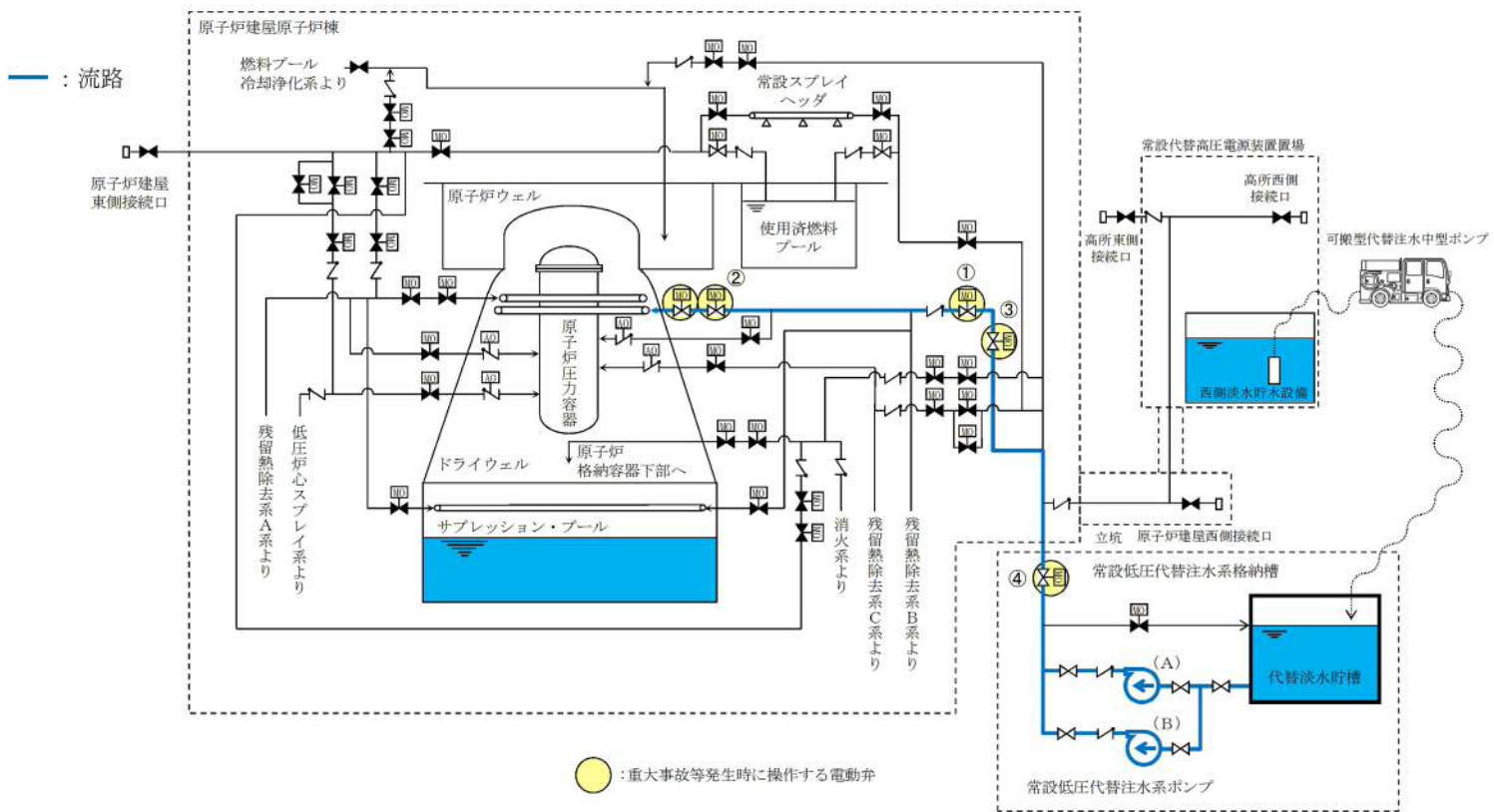
(49条) (2/2)

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- 79.61)	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- 79.60)	中央 制御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下2 階	-	-	-	-
S14	常設低圧代替 注水系ポンプ (A) 吐出圧力	中央 制御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	-	-	-	-
S15	常設低圧代替 注水系ポンプ (B) 吐出圧力	中央 制御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	-	-	-	-
S16	代替淡水貯槽 水位	中央 制御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	-	-	-	-

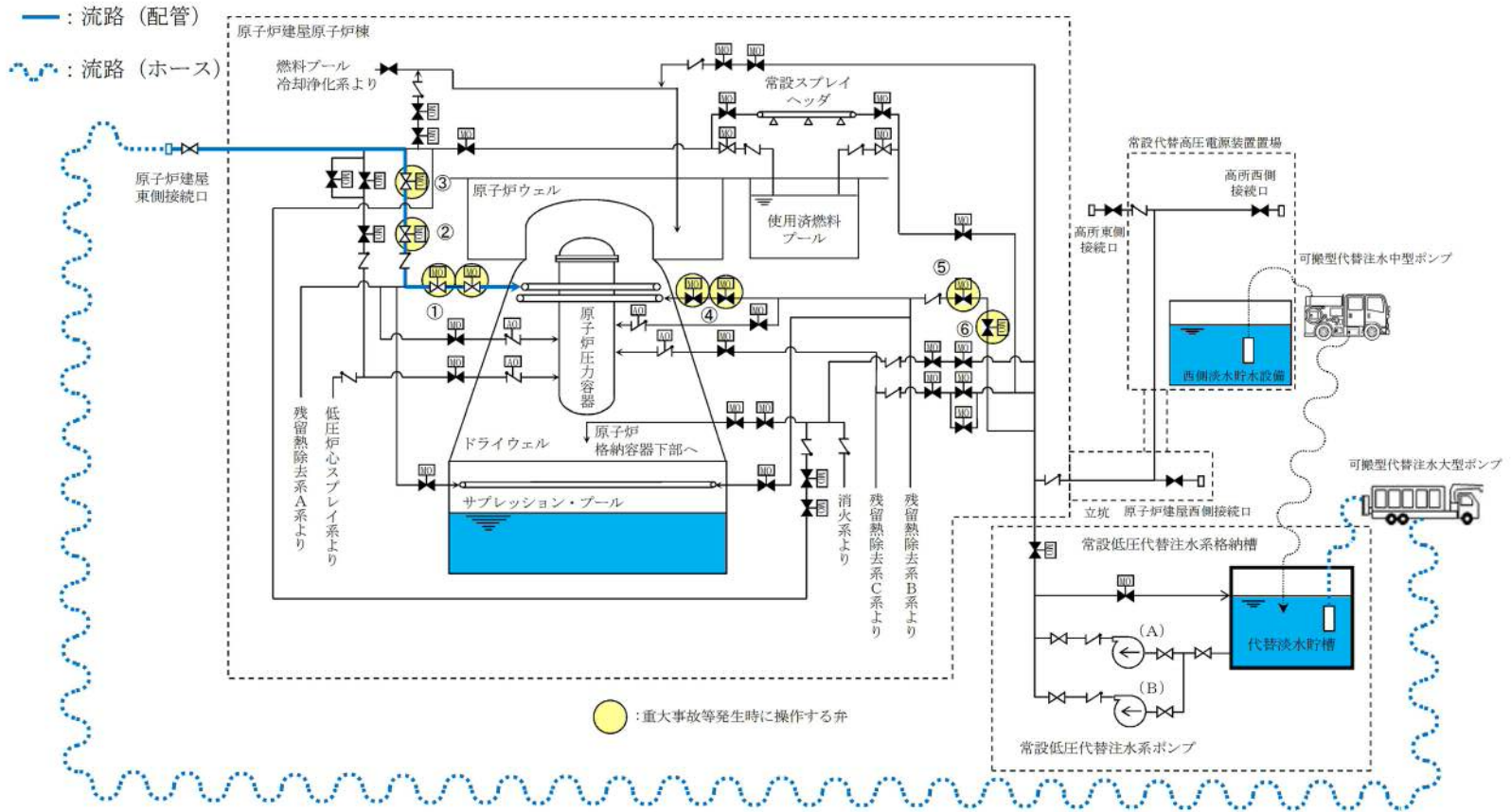
第57-9-(1.3.3-4)表 動力用電路 代替格納容器スプレイ冷却系 (49
条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M/C ～緊急用P/C～緊急用MCC		DC0	2C D/G～M/C 2C～P/C 2C	
S1	緊急用MCC	残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁 (A)	DD0	2D D/G～M/C 2D～P/C 2D	
S2	緊急用MCC	残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁 (B)	DC3	P/C 2C～MCC 2C-3	
S3	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 注水弁	DC5	P/C 2C～MCC 2C-5	
S4	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 流量調整弁	DC9	P/C 2C～MCC 2C-9	
S5	緊急用P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (A)	DD3	P/C 2C～MCC 2D-3	
S6	緊急用P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (B)	D1	M/C 2C/6	残留熱除去系 海水ポンプ (A)
S7	緊急用MCC	残留熱除去系A系 D/Wスプレイ弁 (A)	D2	M/C 2C/7	残留熱除去系 海水ポンプ (C)
S8	緊急用MCC	残留熱除去系A系 D/Wスプレイ弁 (B)	D3	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
S9	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 注水弁	D4	M/C 2D/7	残留熱除去系 海水ポンプ (B)
S10	緊急用MCC	代替格納容器スプレイ 流量調整弁	D5	M/C 2D/8	残留熱除去系 海水ポンプ (D)
S11	緊急用MCC	常設低圧代替注水系 系統分離弁	D6	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁
-	-	-	D7	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系A系 D/Wスプレイ弁 (A)
-	-	-	D8	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系A系 D/Wスプレイ弁 (B)
-	-	-	D9	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁 (A)
-	-	-	D10	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系B系 D/Wスプレイ弁 (B)
-	-	-	D11	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
-	-	-	D12	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
-	-	-	D13	MCC 2C-5/4C	残留熱除去系A系 S/Pスプレイ弁
-	-	-	D14	MCC 2D-3/6E	残留熱除去系B系 S/Pスプレイ弁

第 57-9-1 (1.3.3-1) 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の概要図

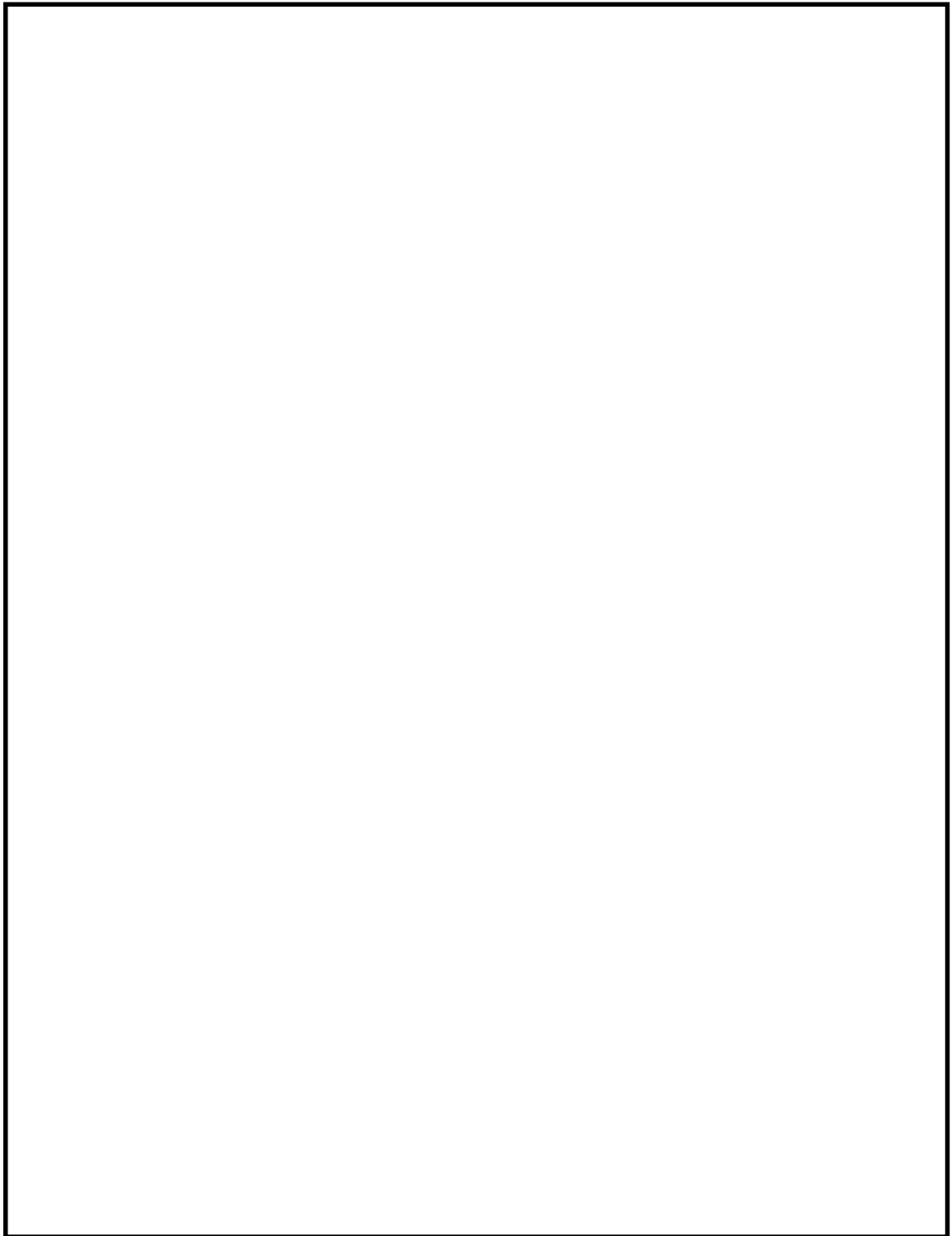


弁名称
①代替格納容器スプレイ注水弁
②残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁

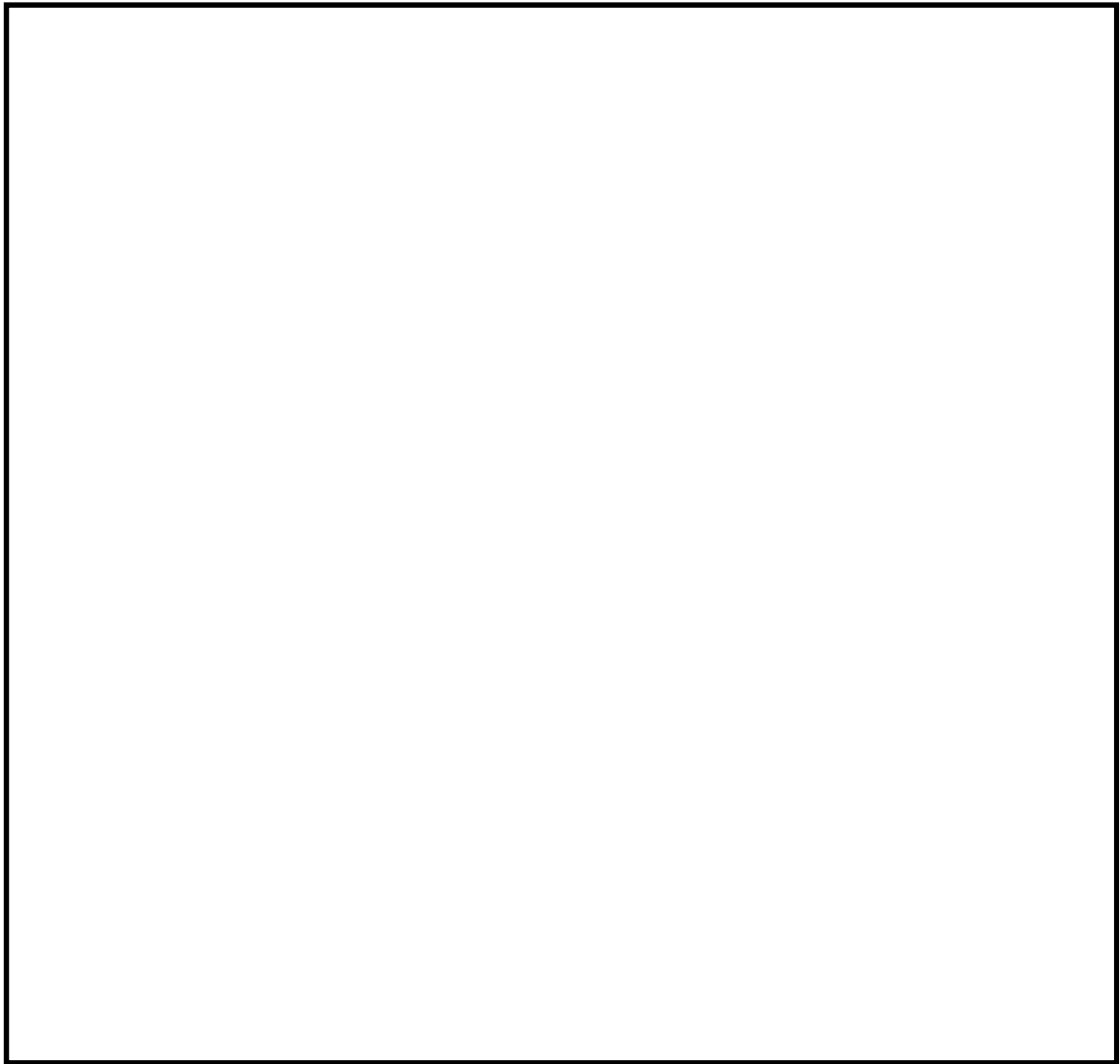


弁名称	弁名称
① 残留熱除去系A系D/Wスプレイ弁	④ 残留熱除去系B系D/Wスプレイ弁
② 代替格納容器スプレイ注水弁	⑤ 代替格納容器スプレイ注水弁
③ 代替格納容器スプレイ流量調整弁	⑥ 代替格納容器スプレイ流量調整弁

第 57-9-1 (1.3.3-2) 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の概要図



第57-9-(1.3.3-3)図 代替格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系
(低圧注水系)の配置図(原子炉建屋
EL. -4.0m)



第57-9-(1.3.3-4)図 代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の配置図（常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側屋外 T. P. +8.2m)

1.3.4 格納容器下部注水系（51条）

格納容器下部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した炉心を冷却するための常設設備である。

格納容器下部注水系の概要図を、第 57-9-(1.3.4-1)～(1.3.4-2)図に示す。

格納容器下部注水系の主要設備を、第 57-9-(1.3.4-1)表に示す。

第 57-9-(1.3.4-1)表 格納容器下部注水系の主要設備について

項目	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"> <格納容器下部注水系（常設）> ・常設低圧代替注水系ポンプ（A） ・常設低圧代替注水系ポンプ（B） <格納容器下部注水系（可搬型）> ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ 	—
電動弁（状態表示を含む）	<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注水流量調整弁 ・常設低圧代替注水系系統分離弁 <格納容器下部注水系（可搬型）> ・格納容器下部注水系ペ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注水流量調整弁 ・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注水流量調整弁 	—

計装設備	<格納容器下部注水系（常設）> ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水位 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・代替淡水貯槽水位 <格納容器下部注水系（可搬型）> ・ドライウエル雰囲気温度 ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・サプレッション・プール水温度 ・格納容器下部水位 ・低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・代替淡水貯槽水位 ・西側淡水貯水設備水位	—
------	---	---

なお、格納容器下部注水系の各設備は以下のとおり多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。

① ポンプ

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、屋外の西側保管場所及び南側保管場所に保管された格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプと位置的分散を図る設計としている。（第 57-9-（1.3.4-3）図）

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの駆動源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から代替所内電気設備を經由して電力を受電できる設計としており、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬

型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、電源を必要としない駆動方式としており、多様性を有する設計としている。

② 電動弁

格納容器下部注水系ペ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注水流量調整弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，それぞれ多重性を有する設計としている。

③ 計装設備

計装設備は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とする。また可搬型計測器による計測が可能な設計とし，多様性を有する設計とする。

なお，計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計とする。

①から③の多重性又は多様性を有する設備の電路は，米国電気電子工学会(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	頁
計装設備用 (第57-9-(1.3.4-3)表)	第57-9-(51-1~6)図	57-9-121~126
動力用 (第57-9-(1.3.4-4)図) (第57-9-(1.3.4-4)表)	第57-9-(51-7~13)図	57-9-127~133

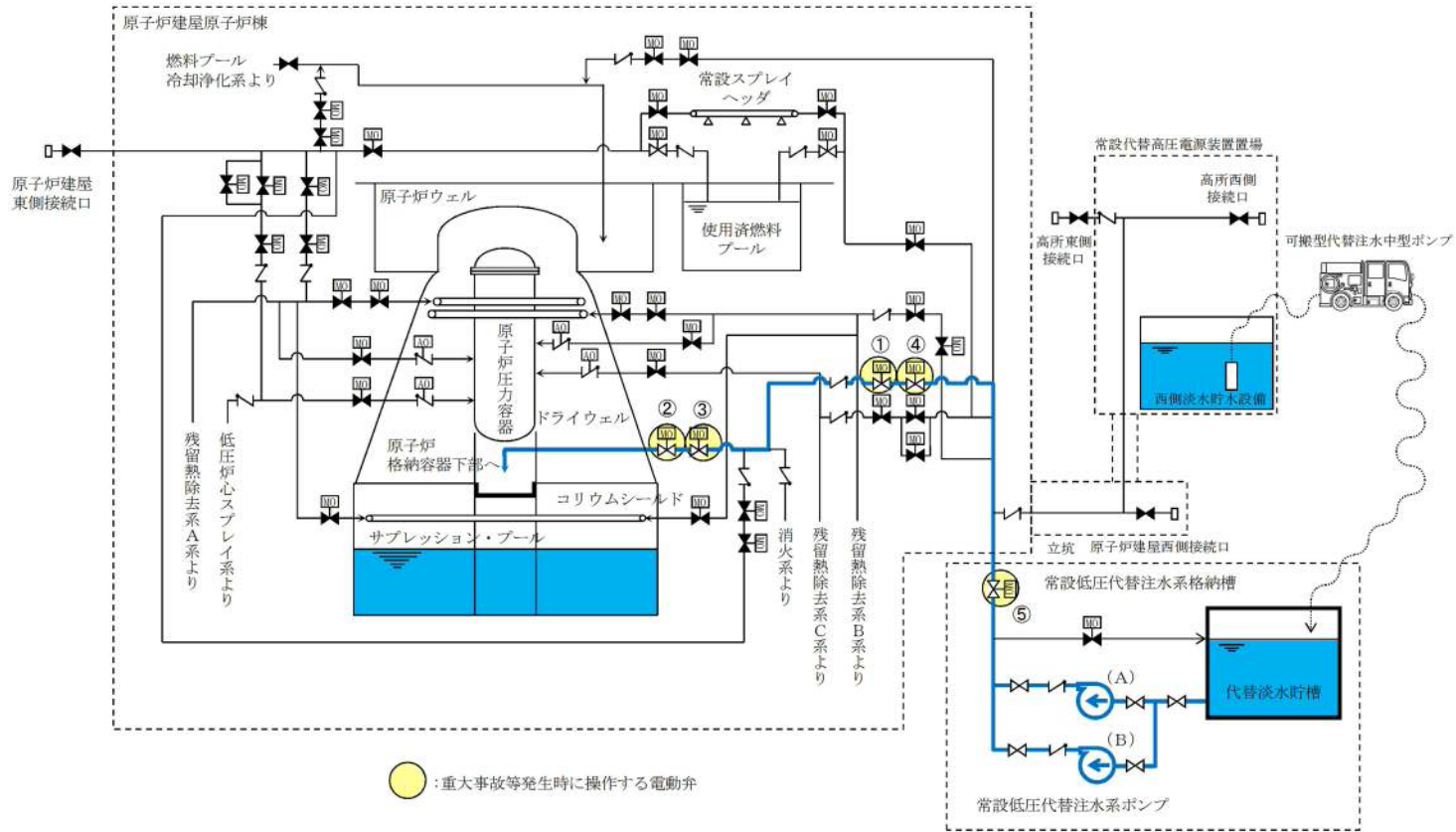
第57-9-(1.3.4-3)表 計装設備用電路 格納容器下部注水系 (51条)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低圧代替注水系 格納容器下部 注水流量	中央 制御室	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 3階	-	-	-	-
S2	ドライウエル 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	常設低圧代替注 水系ポンプ (A) 吐出圧力	中央 制御室	現場計器 常設低圧 代替注水系 格納槽	-	-	-	-
S16	常設低圧代替注 水系ポンプ (B) 吐出圧力	中央 制御室	現場計器 常設低圧 代替注水系 格納槽	-	-	-	-

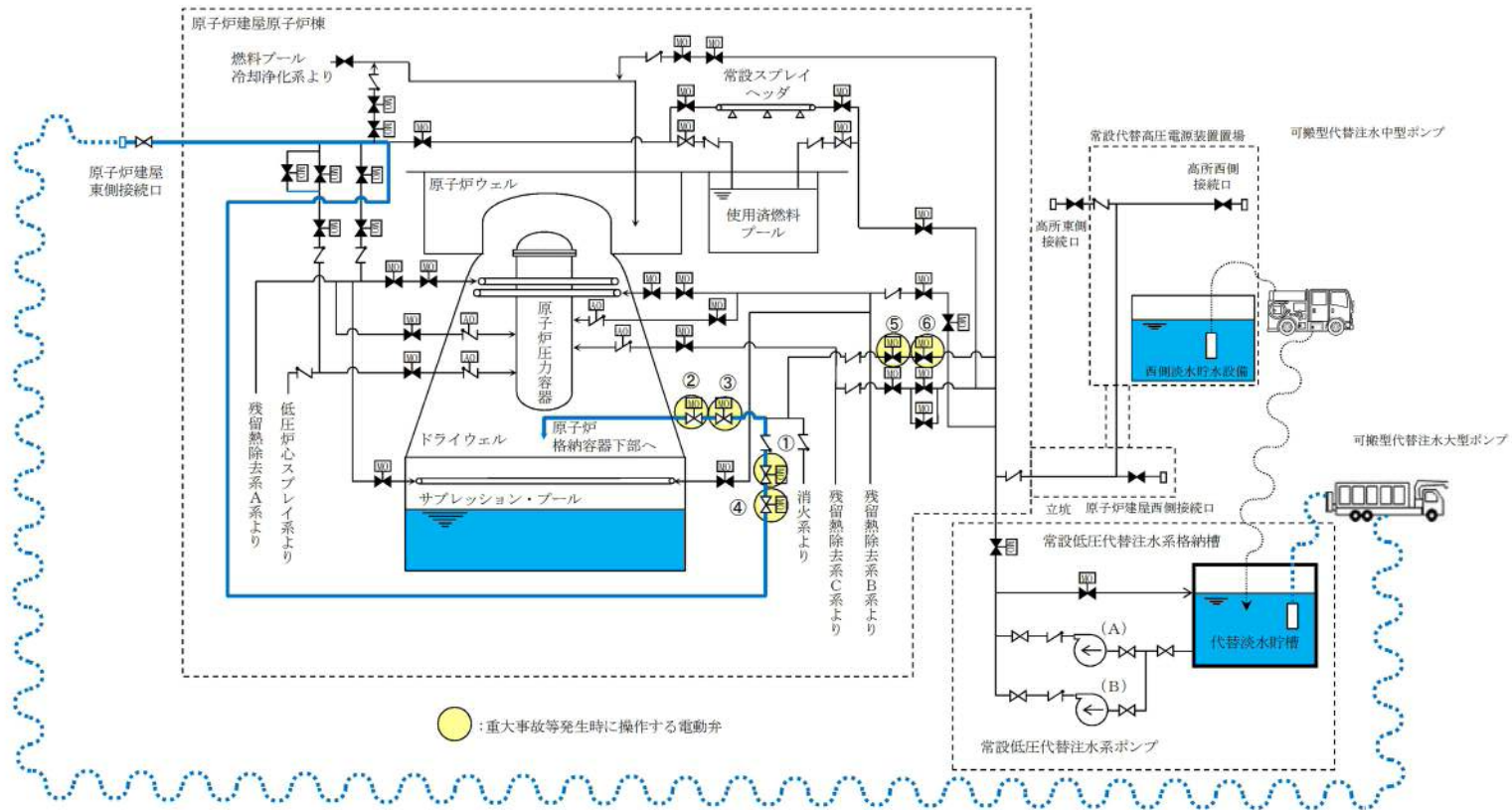
第57-9-(1.3.4-4)表 動力用電路 格納容器下部注水系 (51条)

重大事故防止設備		設計基準事故対処設備		
S0	常設代替高圧電源装置～緊急用M/C～ 緊急用P/C～緊急用MCC	—	—	—
S1	緊急用MCC	格納容器下部注水系 ペ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	—	—
S4	緊急用MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL注水流量 調整弁	—	—
S5	緊急用P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (A)	—	—
S6	緊急用P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (B)	—	—
S7	緊急用MCC	格納容器下部注水系ペ DESTAL注水弁	—	—
S8	緊急用MCC	格納容器下部注水系 ペDESTAL注水流量 調整弁	—	—
S9	緊急用MCC	常設低圧代替注水系 系統分離弁	—	—

第 57-9-1 (1.3.4-1) 図 格納容器下部注水系 (常設) の概要図

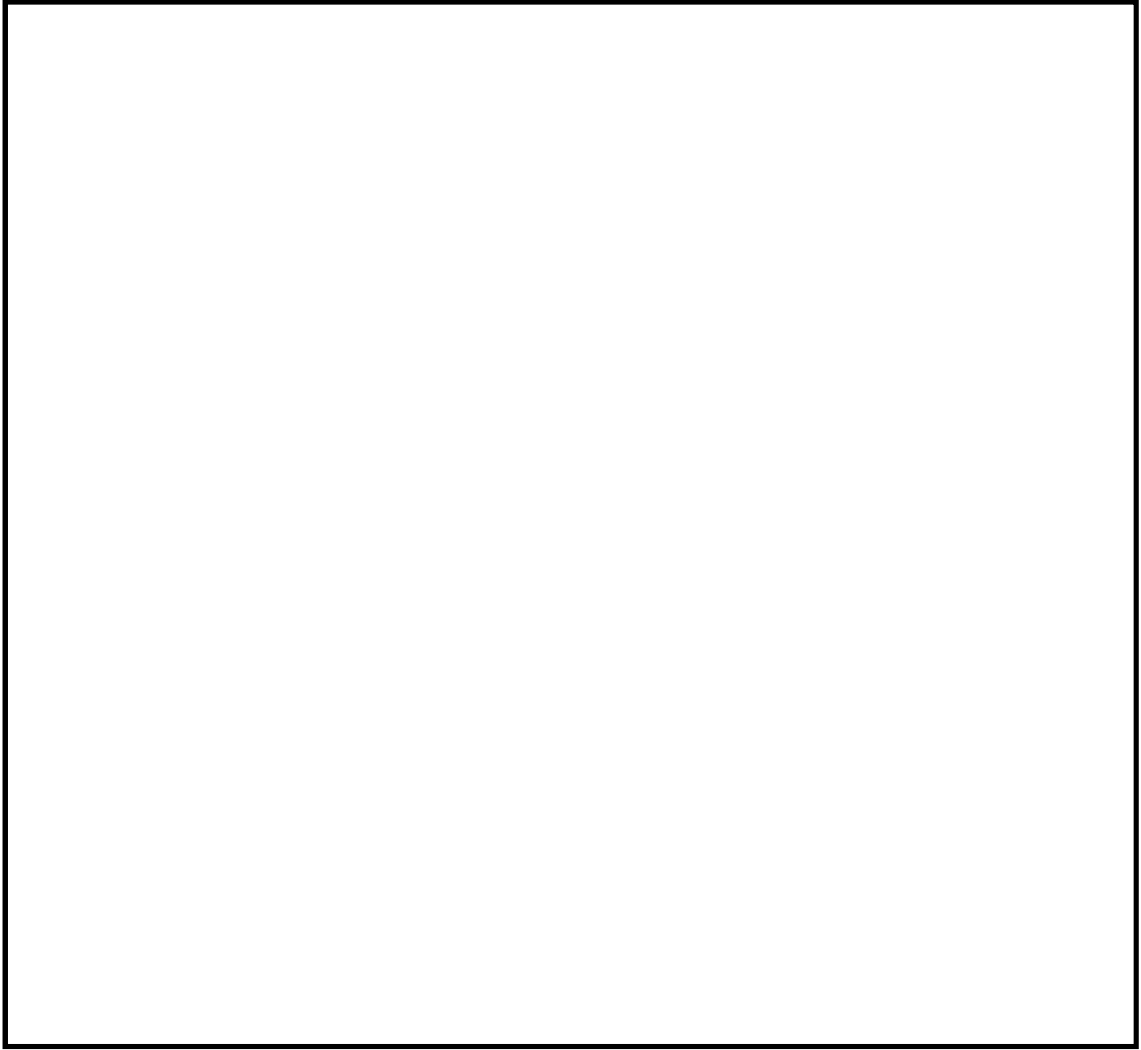


弁名称	弁名称
①格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	④格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁
②格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑤常設低圧代替注水系系統分離弁
③格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	—

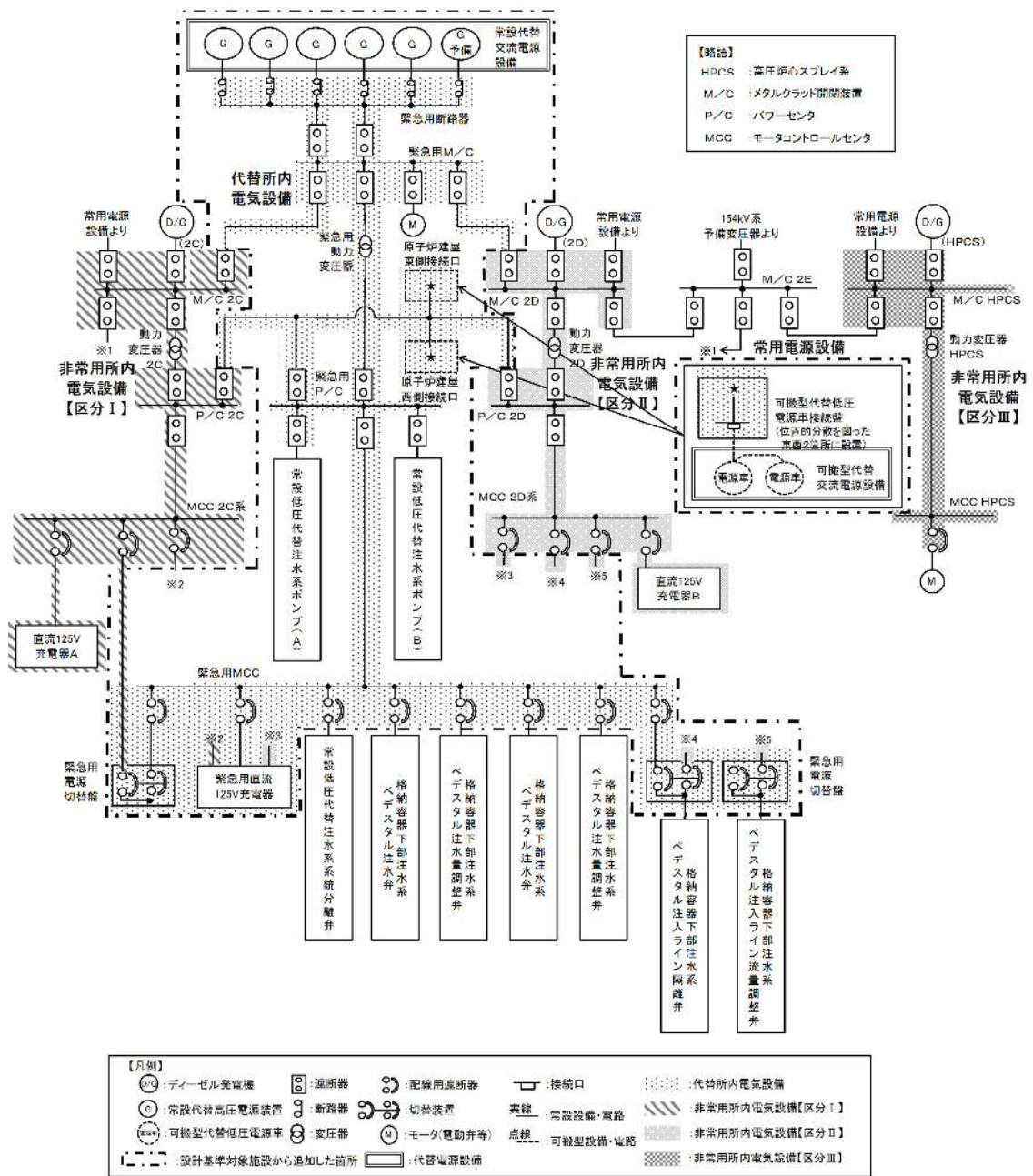


第 57-9-1 (1.3.4-2) 図 格納容器下部注水系 (可搬型) の概要図

弁名称	弁名称
①格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	④格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁
②格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	⑤格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁
③格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	⑥格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁



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)

シナリオ	系統機能	事故シーケンス																			
		約120	約2	約2	約47	約48	約79	約108	約134	約88	約14	約64	約7	約14	約1	約30	約22	約4	約60	約96	
炉心損傷防止	高圧・低圧注水機能喪失	約1,141	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	高圧注水・減圧機能喪失	約961	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	全交直電力電源喪失(初期T.B)	約4,510	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	全交直電力電源喪失(T.BD, T.BU)	約4,510	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	全交直電力電源喪失(T.B.P)	約4,510	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	事故除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	約3,186	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	事故除去機能喪失(残留除去系が故障した場合)	約1,141	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	原子炉停止機能喪失	約961	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	LOCA時注水機能喪失	約1,141	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	蒸気発生バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	約1,141	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器破漏防止	海抜段水による注水機能喪失	約2,836	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	格納容器圧力・温度による静負荷(格納容器減圧・過圧破損)代替冷却系を使用する場合	約2,426	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	格納容器圧力・温度による静負荷(格納容器減圧・過圧破損)代替冷却系を使用できない場合	約2,666	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	蒸気発生破漏/格納容器用気圧破漏	約2,769	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	原子炉圧力容器外の液状燃料-冷媒材相互作用	約2,769	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
炉心SMP防止	水素燃焼	約2,426	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	溶融炉心・コンクリート相互作用	約2,769	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	想定事故1	約407	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
停止伝達中の燃料	想定事故2	約407	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	事故除去機能喪失(残留除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	約961	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
	全交直電力電源喪失	約3,276	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉冷却水の流出	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
反応度の積欠	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

○: 必要となる負荷
 (○): 特機系統

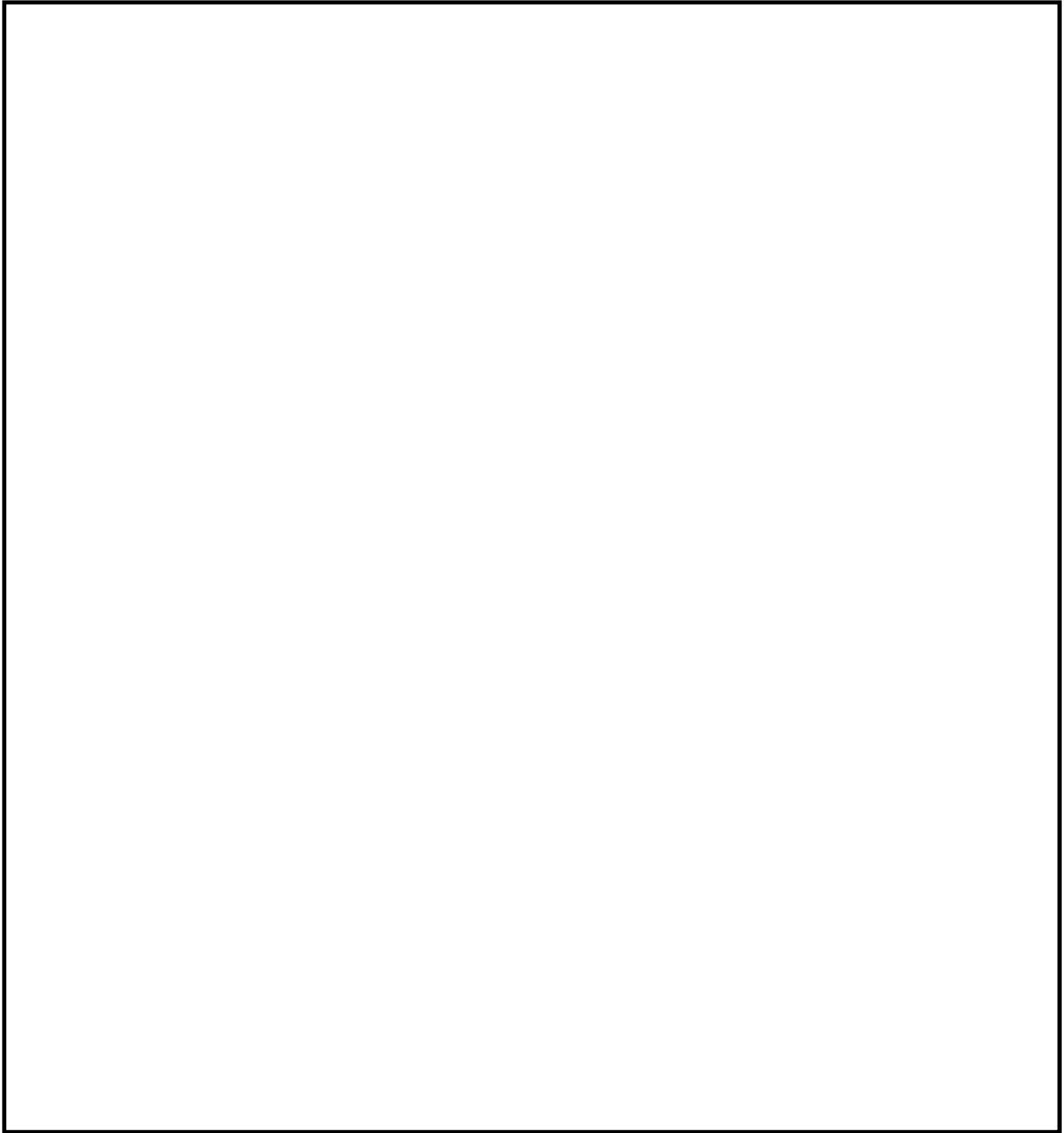
表1 各シーケンスに応じた常設代替高圧電源装置の負荷リスト

有効性評価の想定するシナリオにおいて常設代替高压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

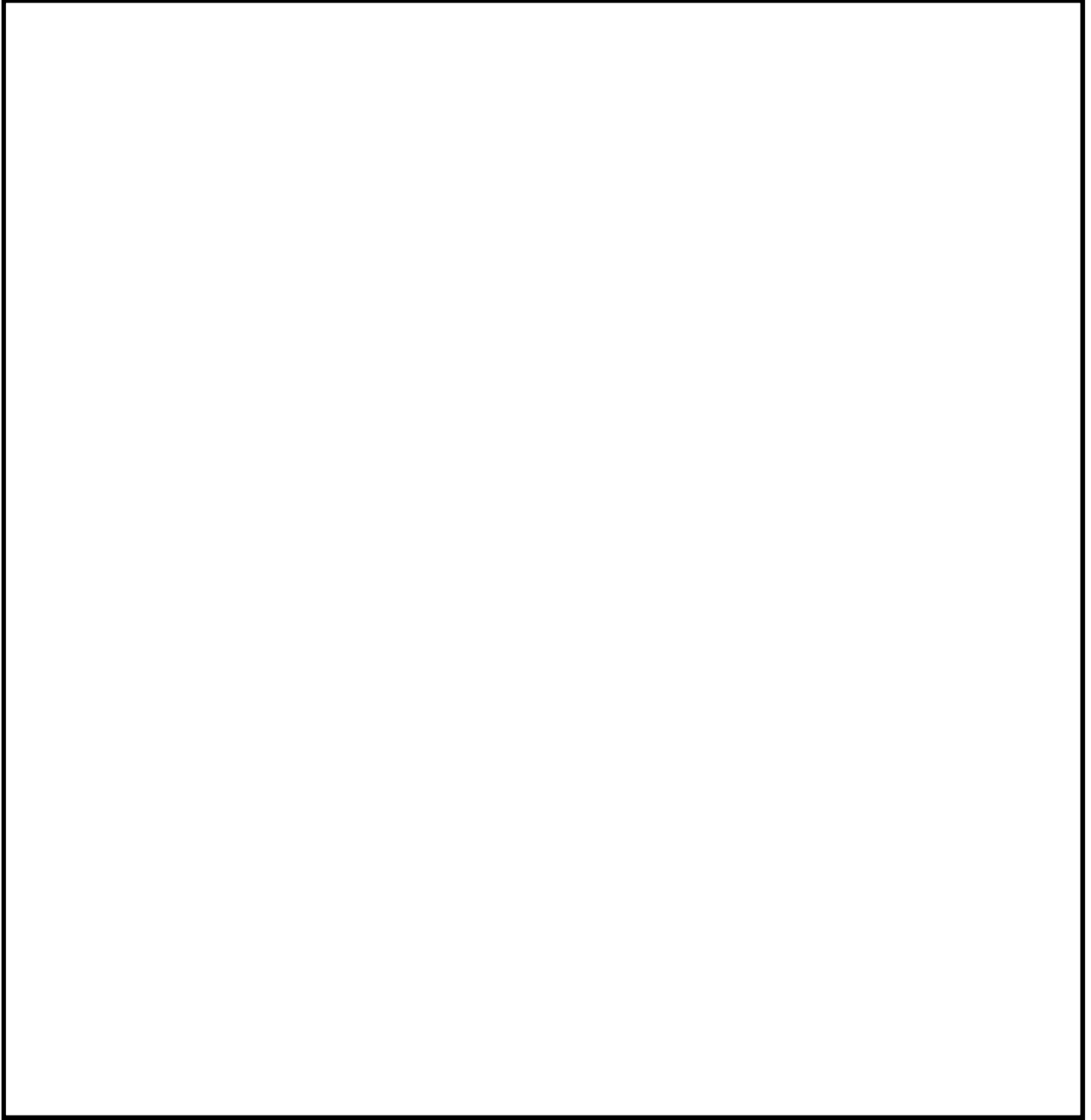
	重要事故シーケンス																						
	炉心損傷防止						格納容器破損防止						SFP燃料破損防止		停止中原子炉の燃料損傷防止								
	高压・低圧注水機能喪失	高压注水・減圧機能喪失	(全交流動力電源喪失(長期TB))	(全交流動力電源喪失(TBD, TBU))	(全交流動力電源喪失(TBP))	(崩壊熱除去機能喪失(取水熱除去機能喪失した場合))	(崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去機能喪失した場合))	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	(格納容器パイプフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	代(替)格納容器圧力循環系を破損する場合	代(替)格納容器圧力循環系を破損する場合	格納容器溶融物放出/接加熱	溶融炉心・コンクリート相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	(崩壊熱除去機能喪失による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
常設代替高压電源装置を使用するケース	○	—	○	○	○	○	○	—	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	—	○	—	—

理由	×	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	×	×	×	×	×	○	○	×	×	×
常設代替高压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。)	×	○	○	○	○	○	○	○	×	○	○	×	×	×	×	×	×	○	○	×	×	×
炉心損傷防止のためには、事象発生約1時間後までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが、時間的余裕が少なく、可搬型設備に期待することは困難である。		事象発生後8時間までは、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は、可搬型設備による原子炉注水を実施することにより、炉心の冠水維持が可能である。その後も、可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより、炉心損傷には至らない。	事象発生後8時間までは、高压代替注水による原子炉注水が行われる。その後は、可搬型設備による原子炉注水を実施することにより、炉心の冠水維持が可能である。その後も、可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより、炉心損傷には至らない。	事象発生後3時間までは、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は、可搬型設備による原子炉注水を実施することにより、炉心の冠水維持が可能である。その後も、可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより、炉心損傷には至らない。	事象発生後3時間までは、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は、可搬型設備による原子炉注水を実施することにより、炉心の冠水維持が可能である。その後も、可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより、炉心損傷には至らない。	炉心損傷防止のためには、事象発生1時間後までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが、時間的余裕が少なく、可搬型設備に期待することは困難である。	事象発生後3時間までは、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は、可搬型設備による原子炉注水を実施することにより、炉心の冠水維持が可能である。その後も、可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより、炉心損傷には至らない。	事象発生後8時間までは、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水が行われる。その後は、可搬型設備による原子炉注水を実施することにより、炉心の冠水維持が可能である。その後も、可搬型設備による原子炉注水と格納容器ベントによるフィードアンドブリードにより、炉心損傷には至らない。	格納容器破損防止のためには、事象発生約1.6時間後(リロケーションの回避)までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが、時間的余裕が少なく、可搬型設備に期待することは困難である。	ベDESTAL(ドライウエル部)には通常運転時から1m水位が確保されているため、リロケーションにより蒸気が発生し格納容器の過圧・過温に寄与する。そのため、可搬型設備に期待し代替格納容器スプレイを実施する必要があるが、炉心損傷していることから作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性があることから、可搬型設備に期待することは困難である。	格納容器破損防止のためには、事象発生約1.6時間後(リロケーションの回避)までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが、時間的余裕が少なく、可搬型設備に期待することは困難である。	ベDESTAL(ドライウエル部)には通常運転時から1m水位が確保されているため、リロケーションにより蒸気が発生し格納容器の過圧・過温に寄与する。そのため、可搬型設備に期待し代替格納容器スプレイを実施する必要があるが、炉心損傷していることから作業現場周辺の線量が高い場合には作業着手が遅れる可能性があることから、可搬型設備に期待することは困難である。	事象発生後8時間までは、使用済燃料プールに注水しなくても使用済燃料プールの放射線の遮蔽が維持される。その後は、可搬型設備による使用済燃料プールへの注水を実施することにより、使用済燃料プールの水位を回復、維持できることから、使用済燃料プールの放射線の遮蔽が維持され、かつ、燃料損傷に至らない。	事象発生約1.1時間後冷却材温度が100℃に到達するため、燃料損傷回避には、事象発生後約6時間後までに可搬型設備による原子炉注水を実施する必要があるが、時間的余裕が少なく、可搬型設備に期待することは困難である。								

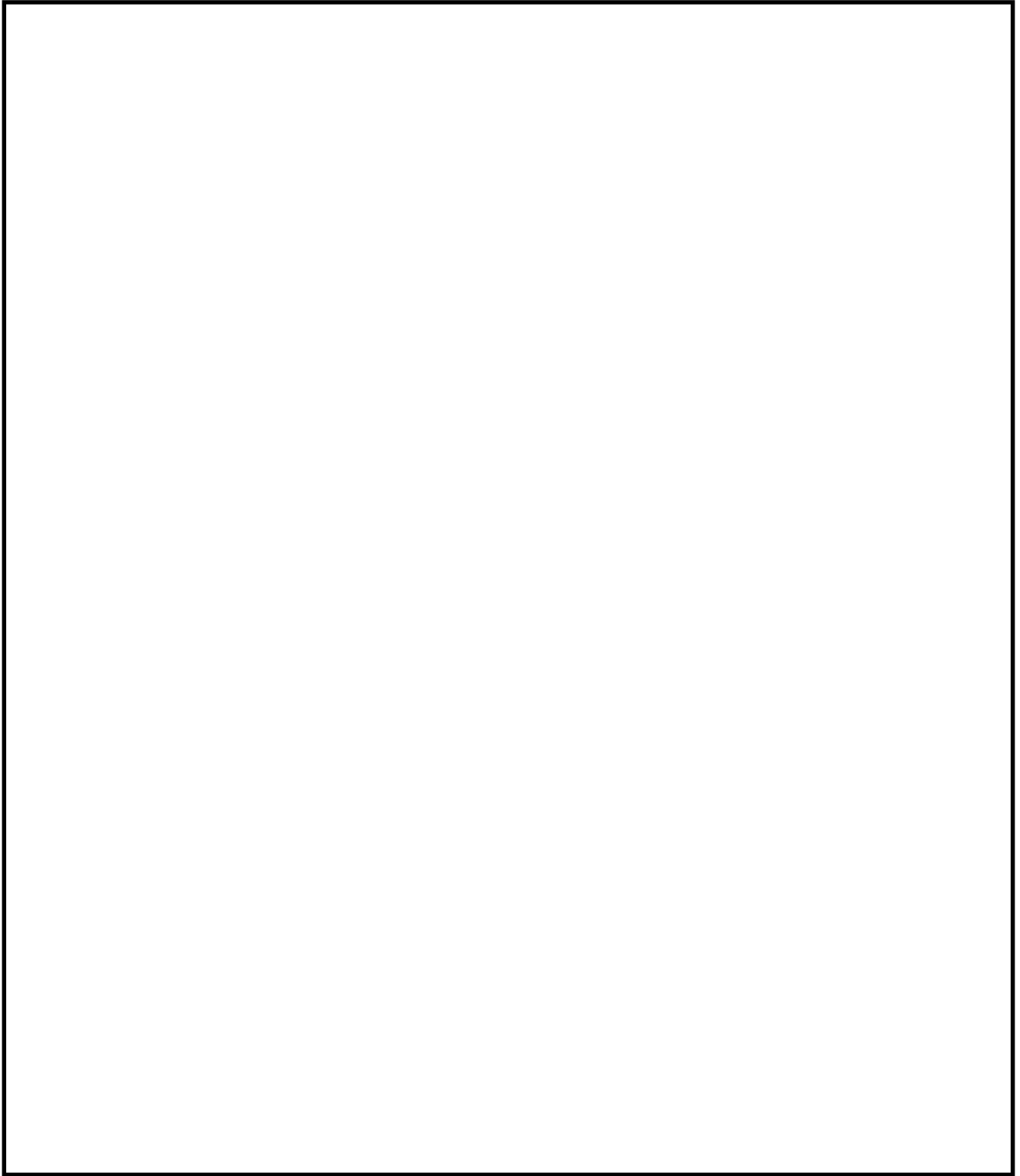
表2 各シーケンスに応じた常設代替高压電源装置の負荷リスト



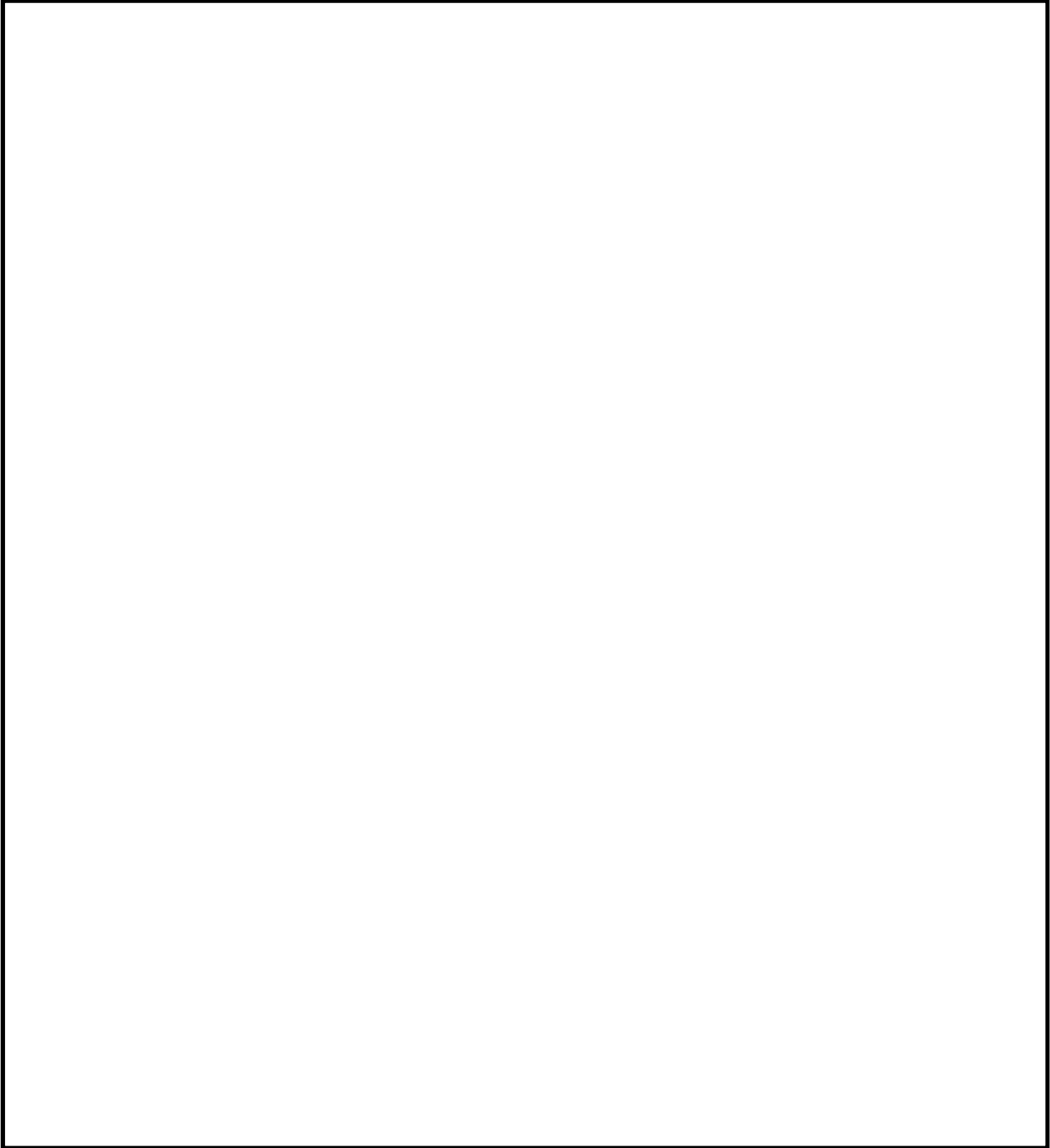
第 57-9-(47-1) 図 原子炉建屋地下 1 階



第 57-9-(47-2) 図 原子炉建屋 1 階



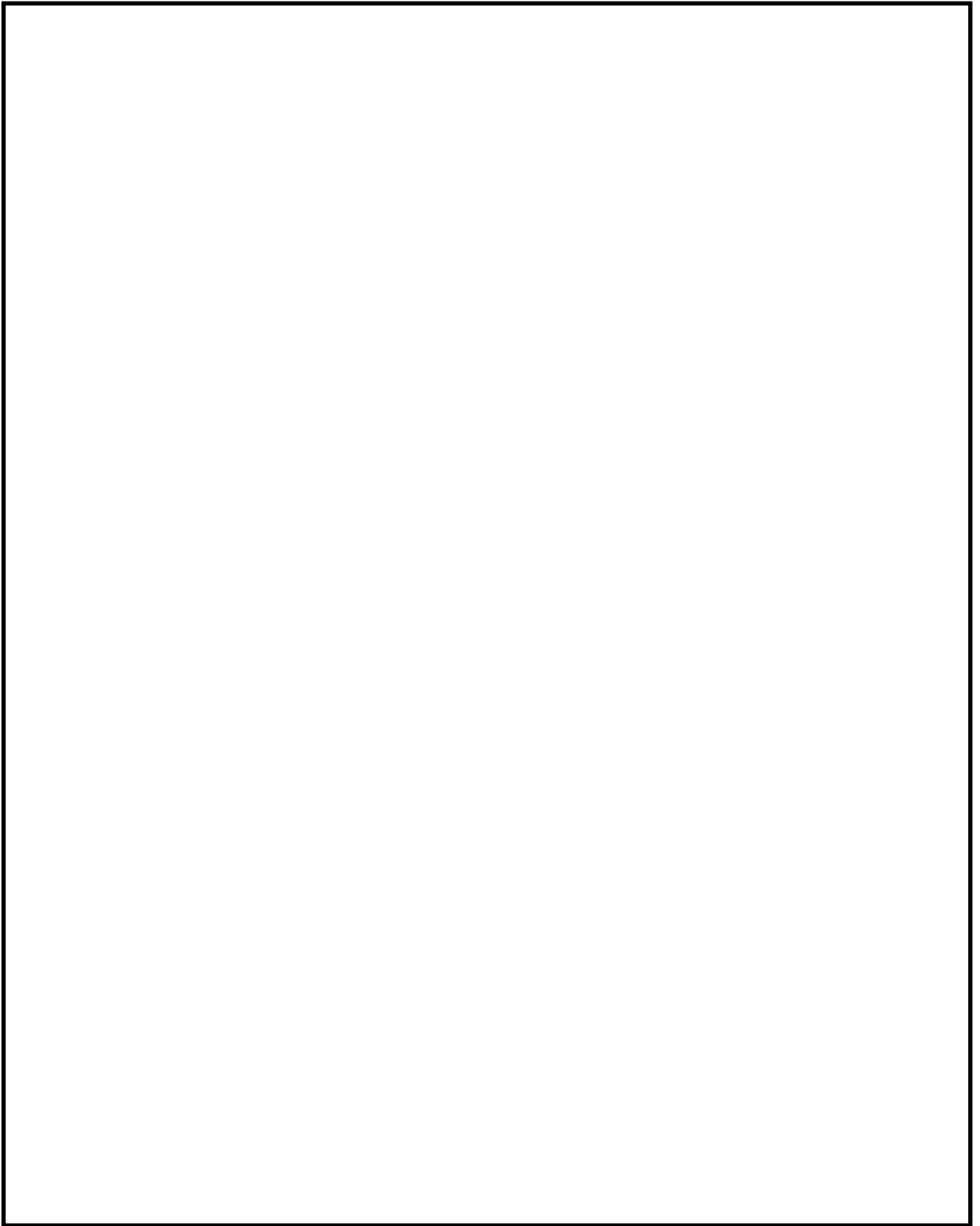
第 57-9-(47-3) 図 原子炉建屋 2 階



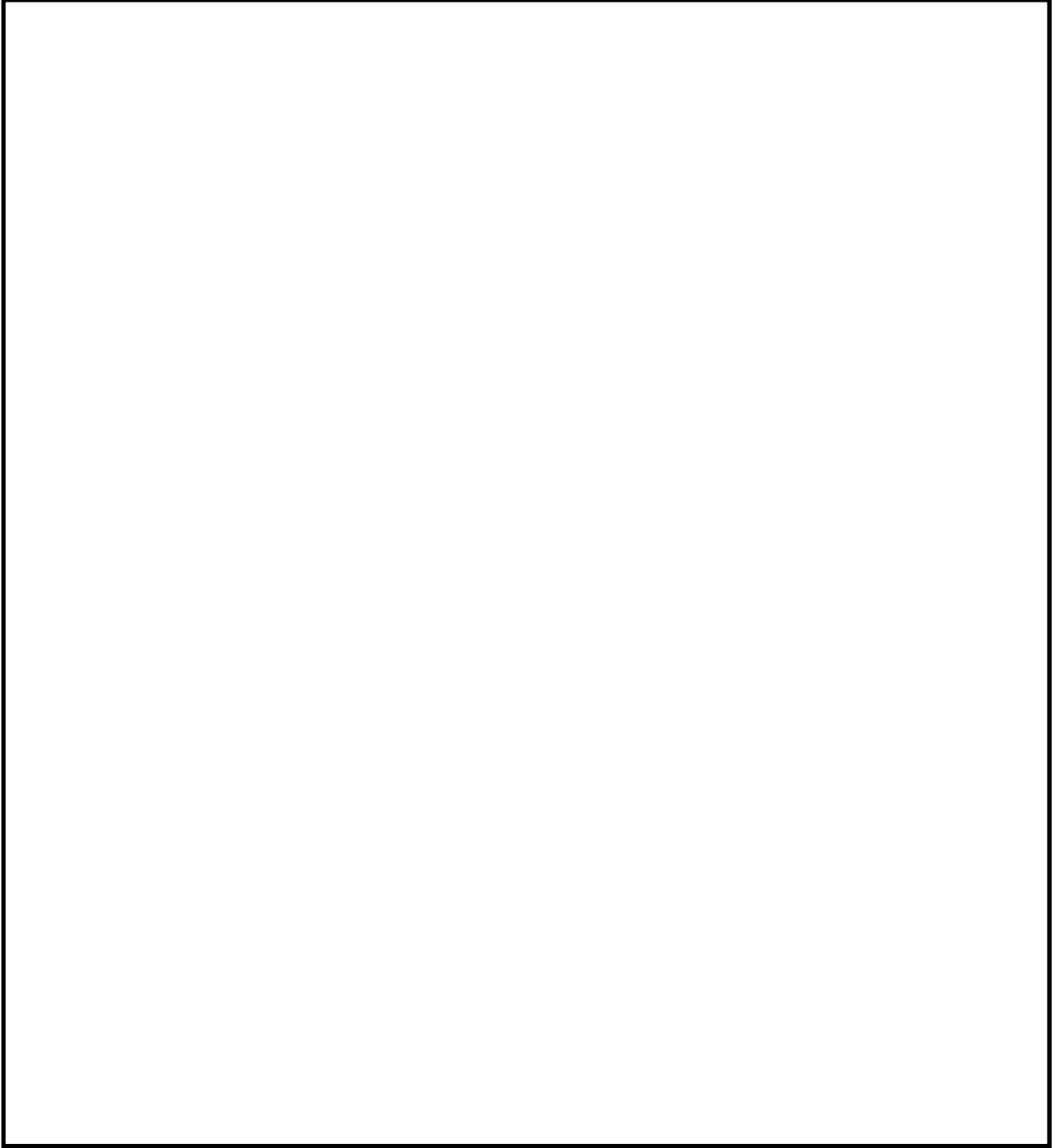
第 57-9-(47-4) 図 原子炉建屋 3 階



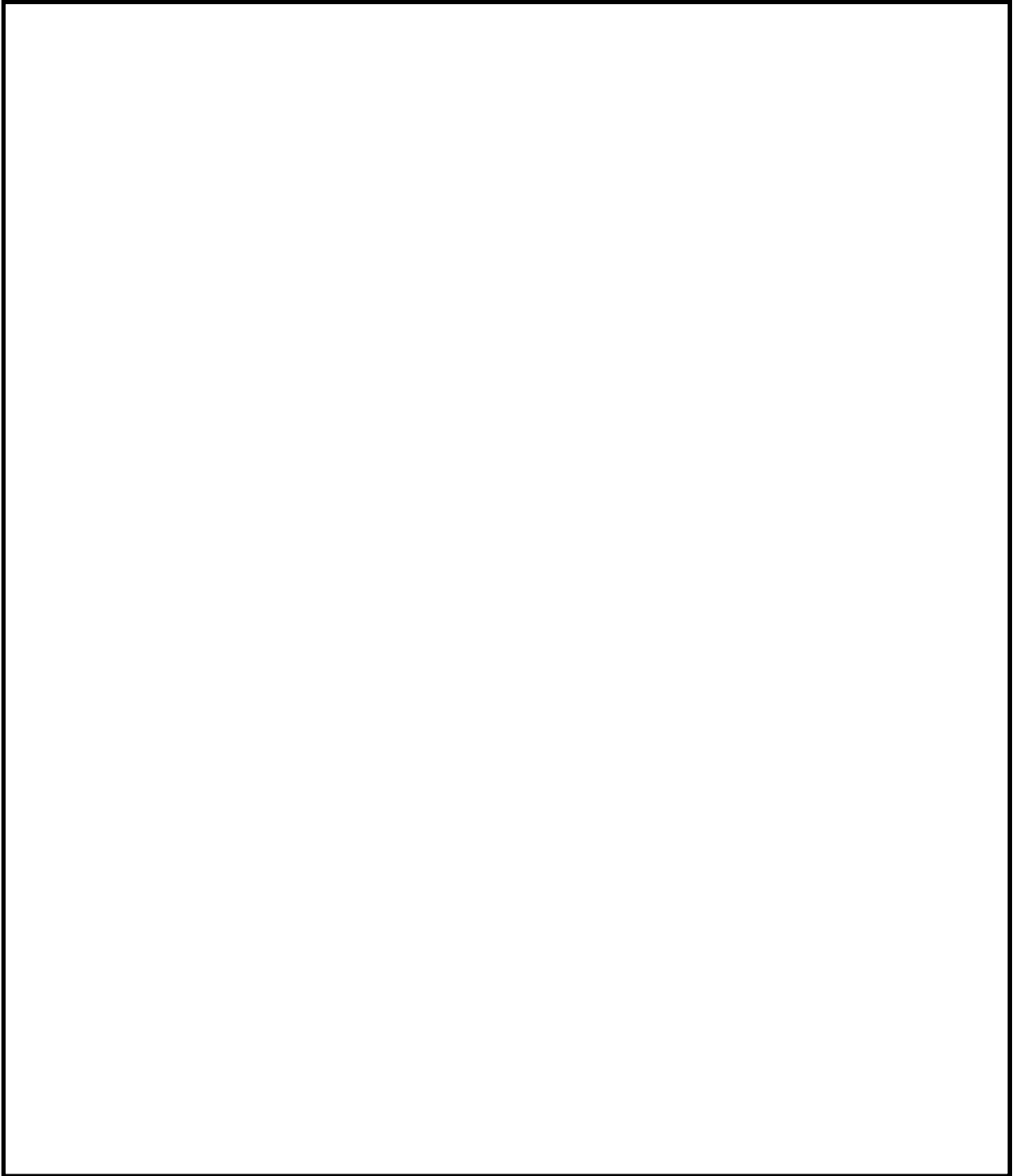
第 57-9-(47-5) 図 原子炉建屋南側屋外



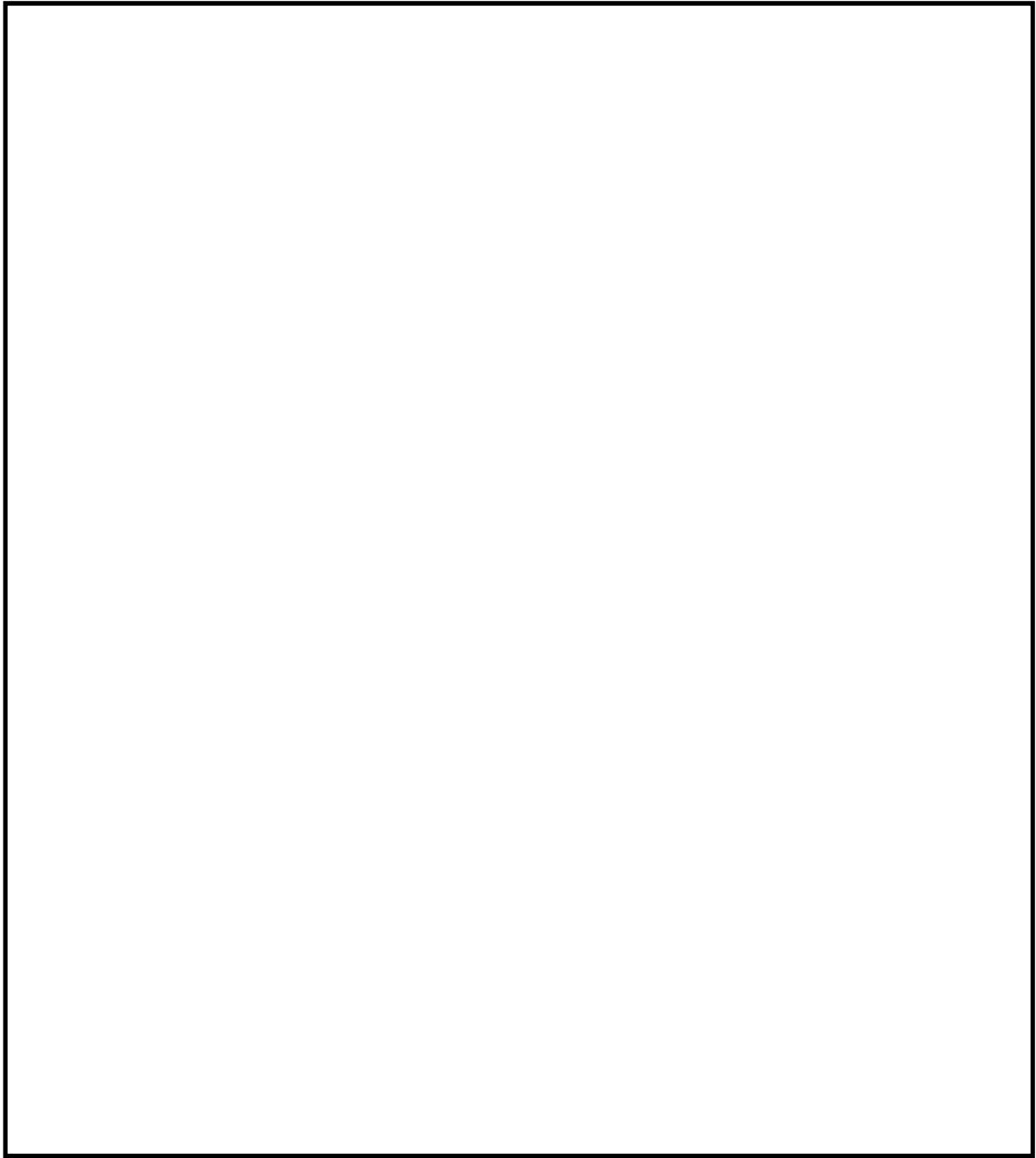
第 57-9-(47-6) 図 常設代替高圧電源装置置場



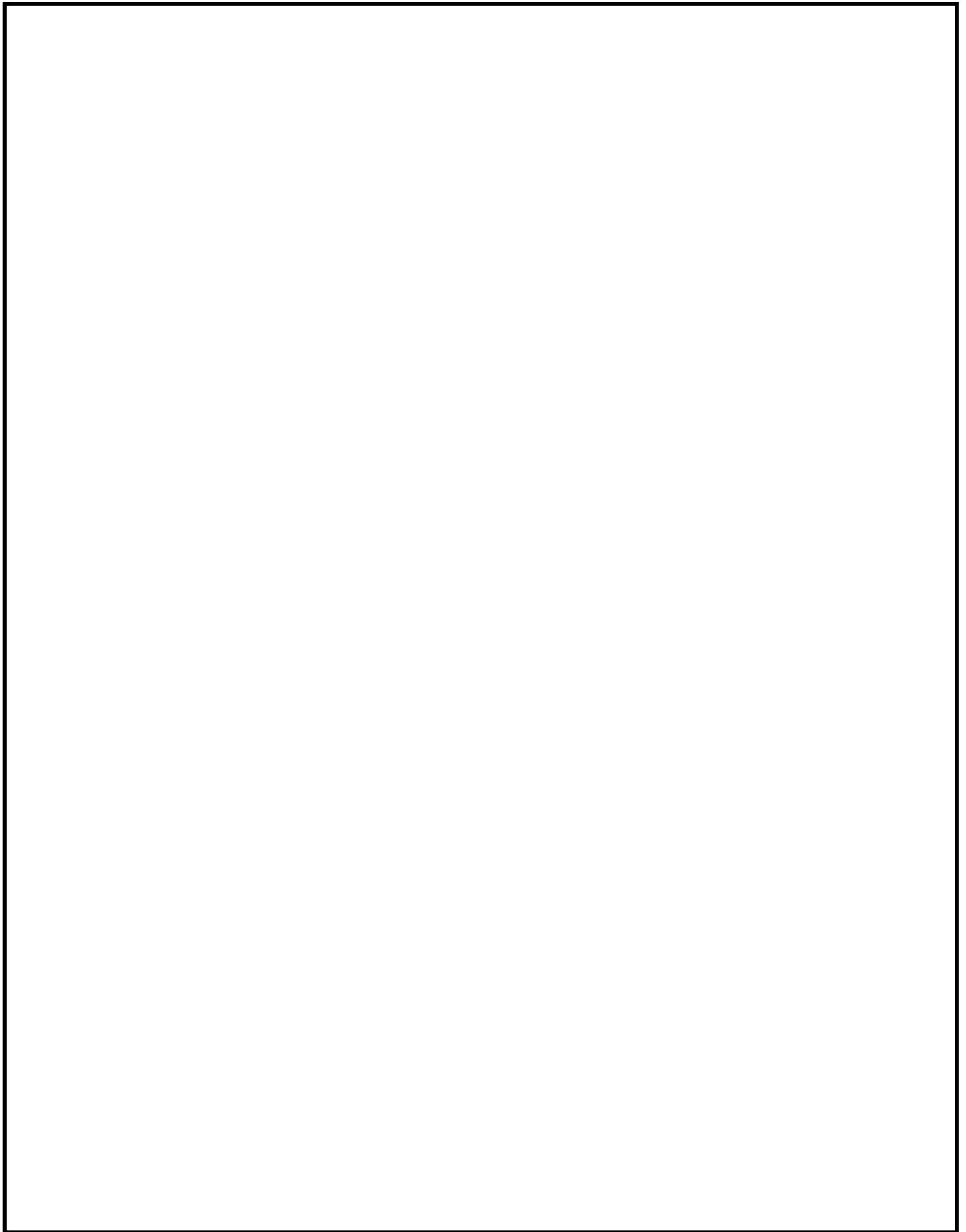
第 57-9-(47-7) 図 原子炉建屋地下 2 階



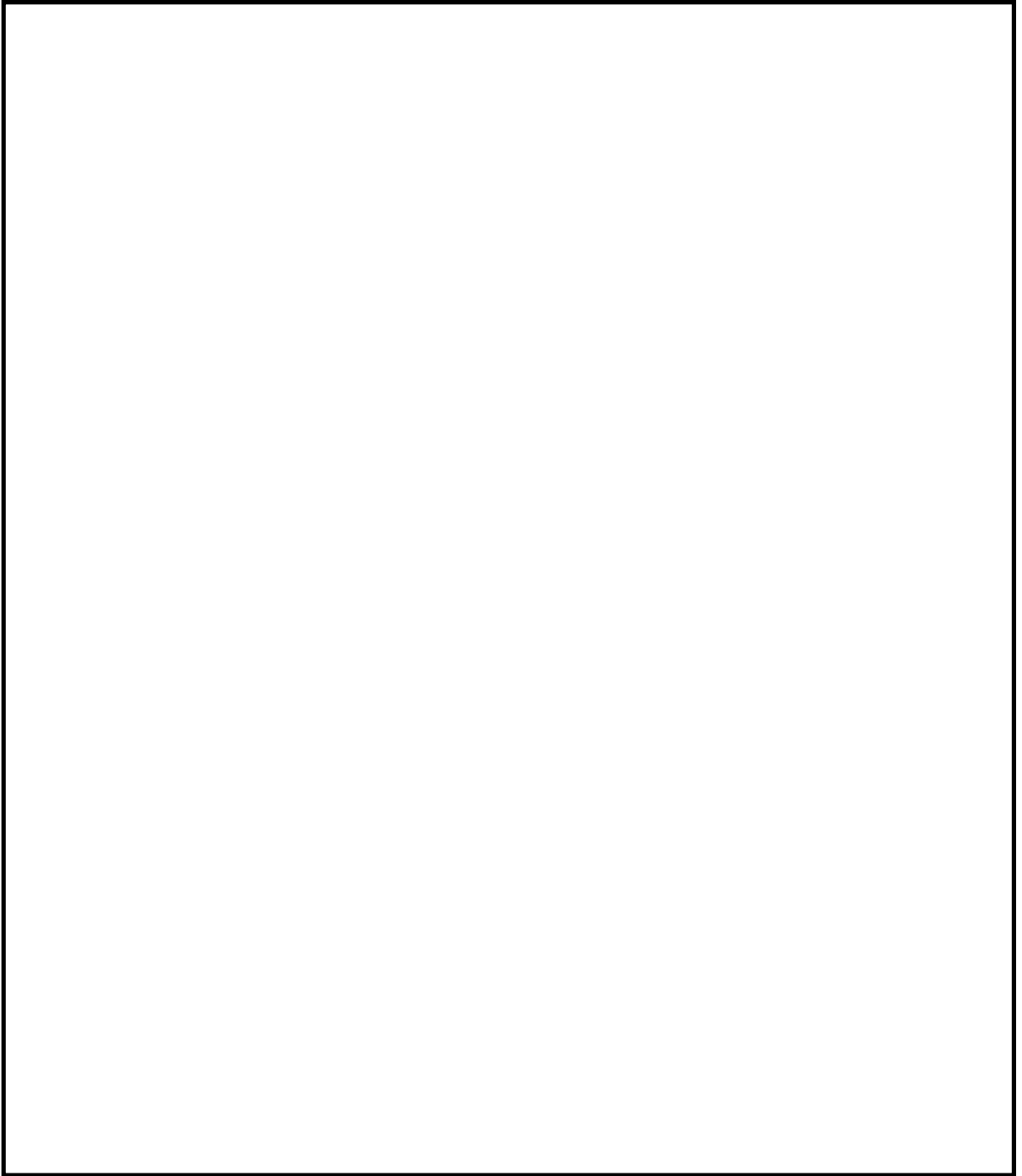
第 57-9-(47-8) 図 原子炉建屋地下 1 階



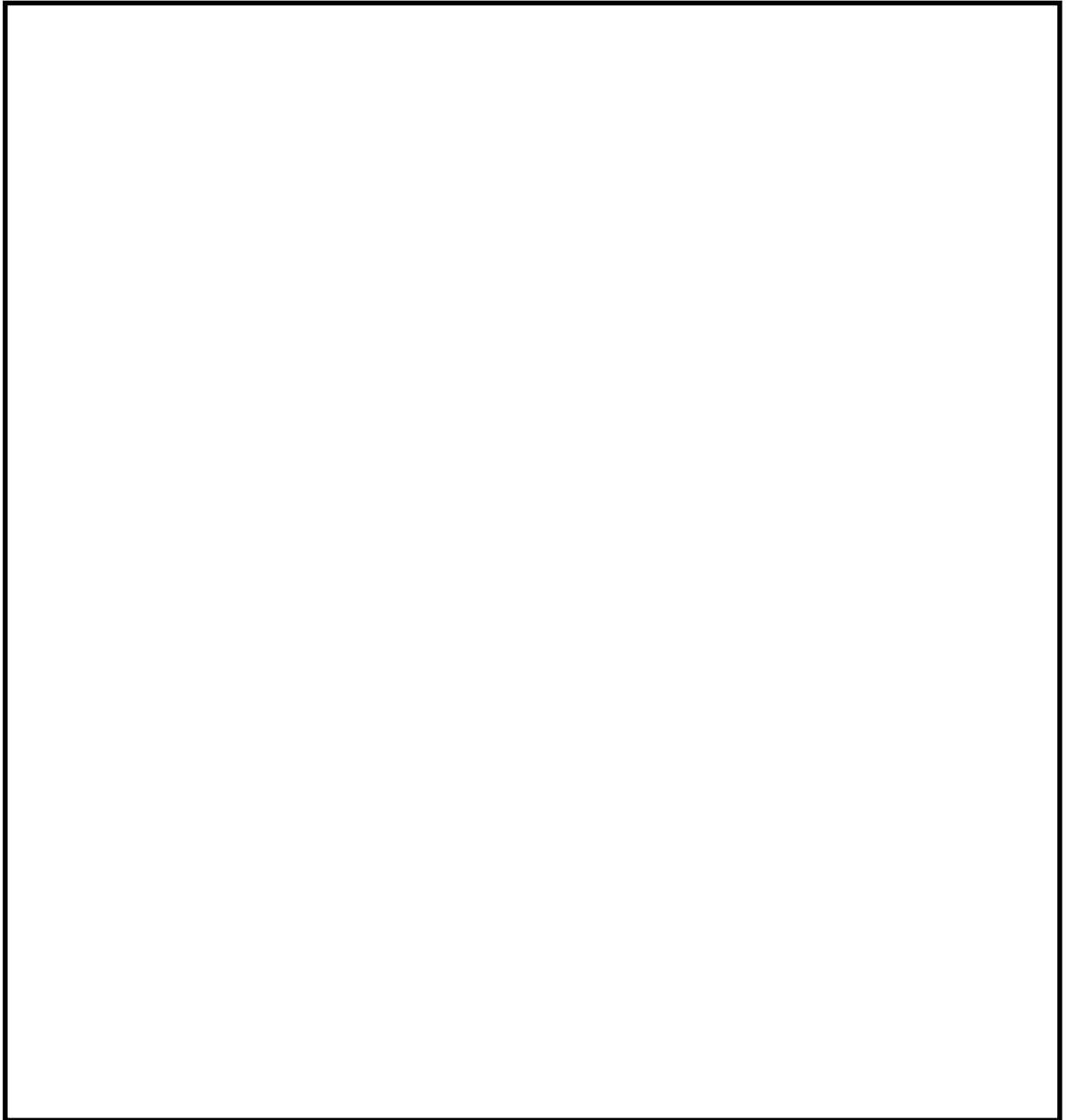
第 57-9-(47-9) 図 原子炉建屋 1 階



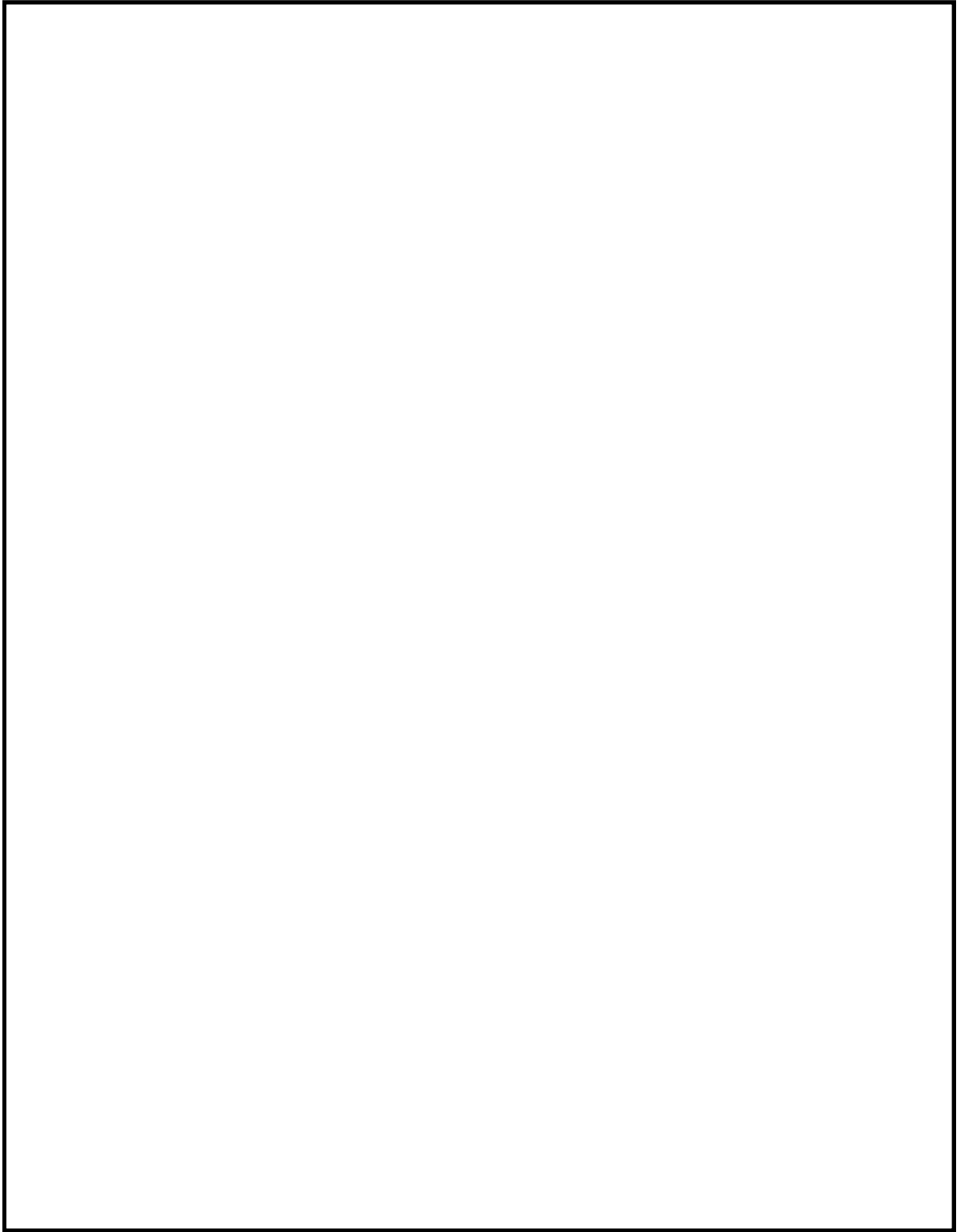
第 57-9-(47-10) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



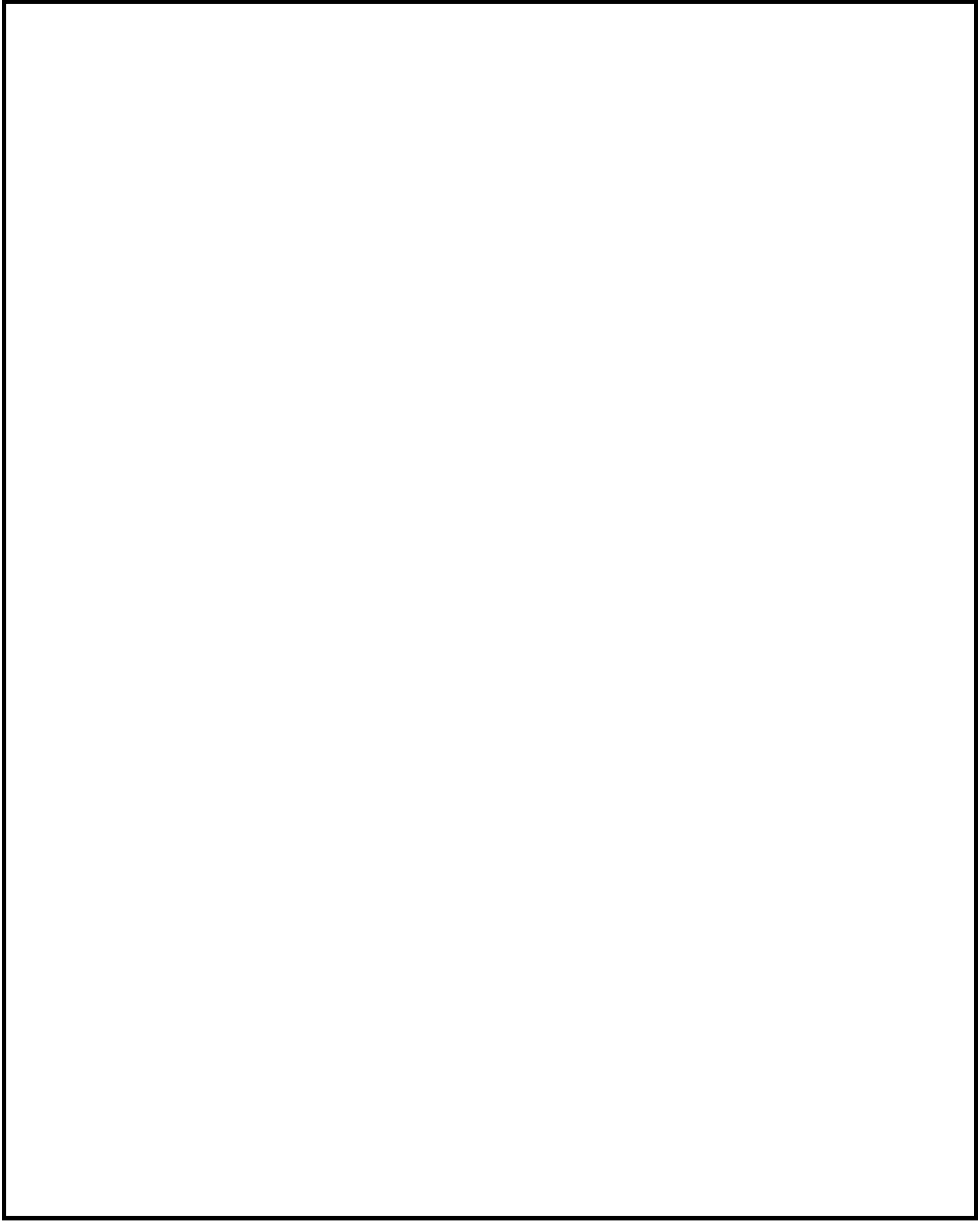
第 57-9-(47-11) 図 原子炉建屋 3 階



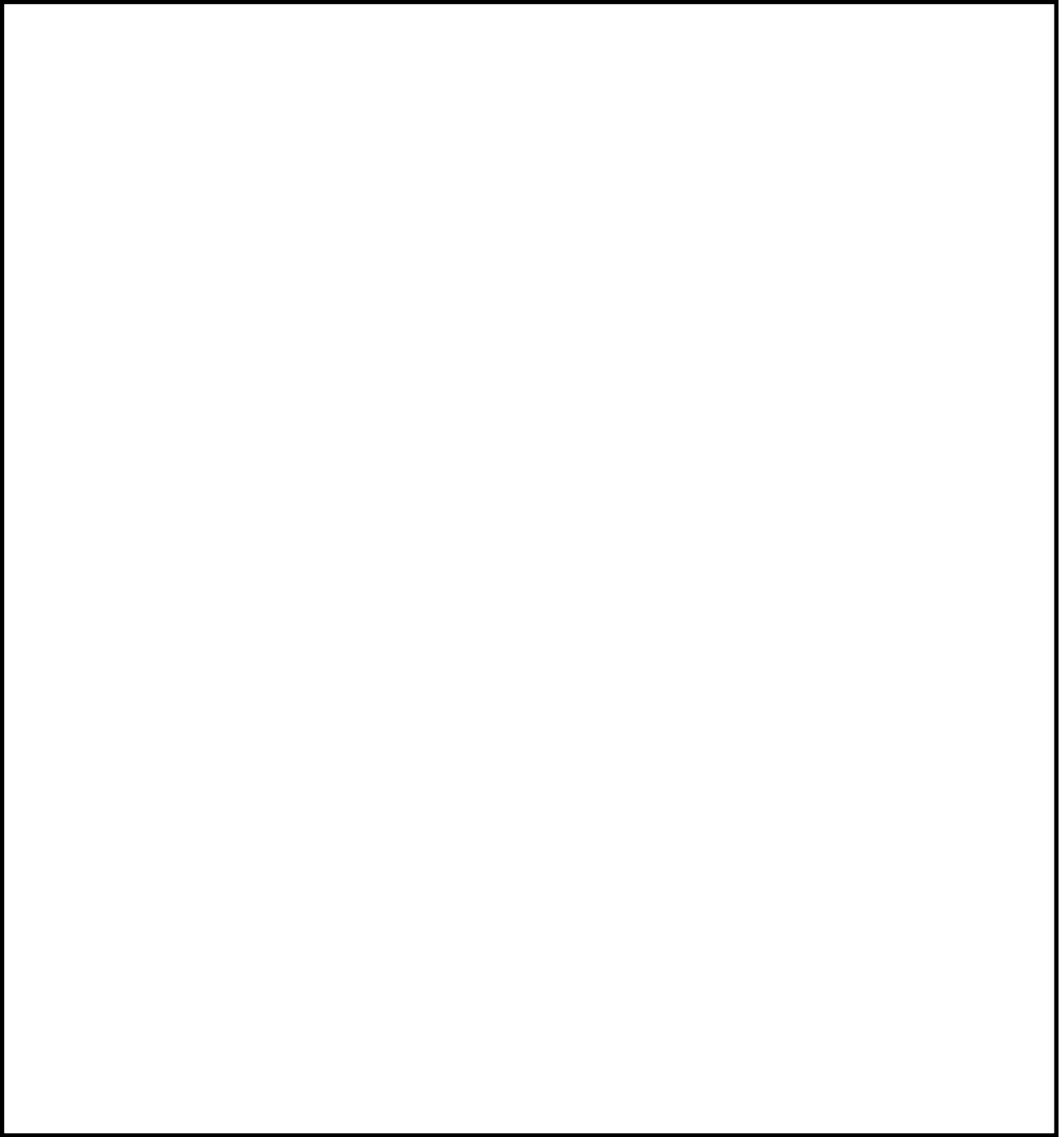
第 57-9-(47-12) 図 原子炉建屋 4 階



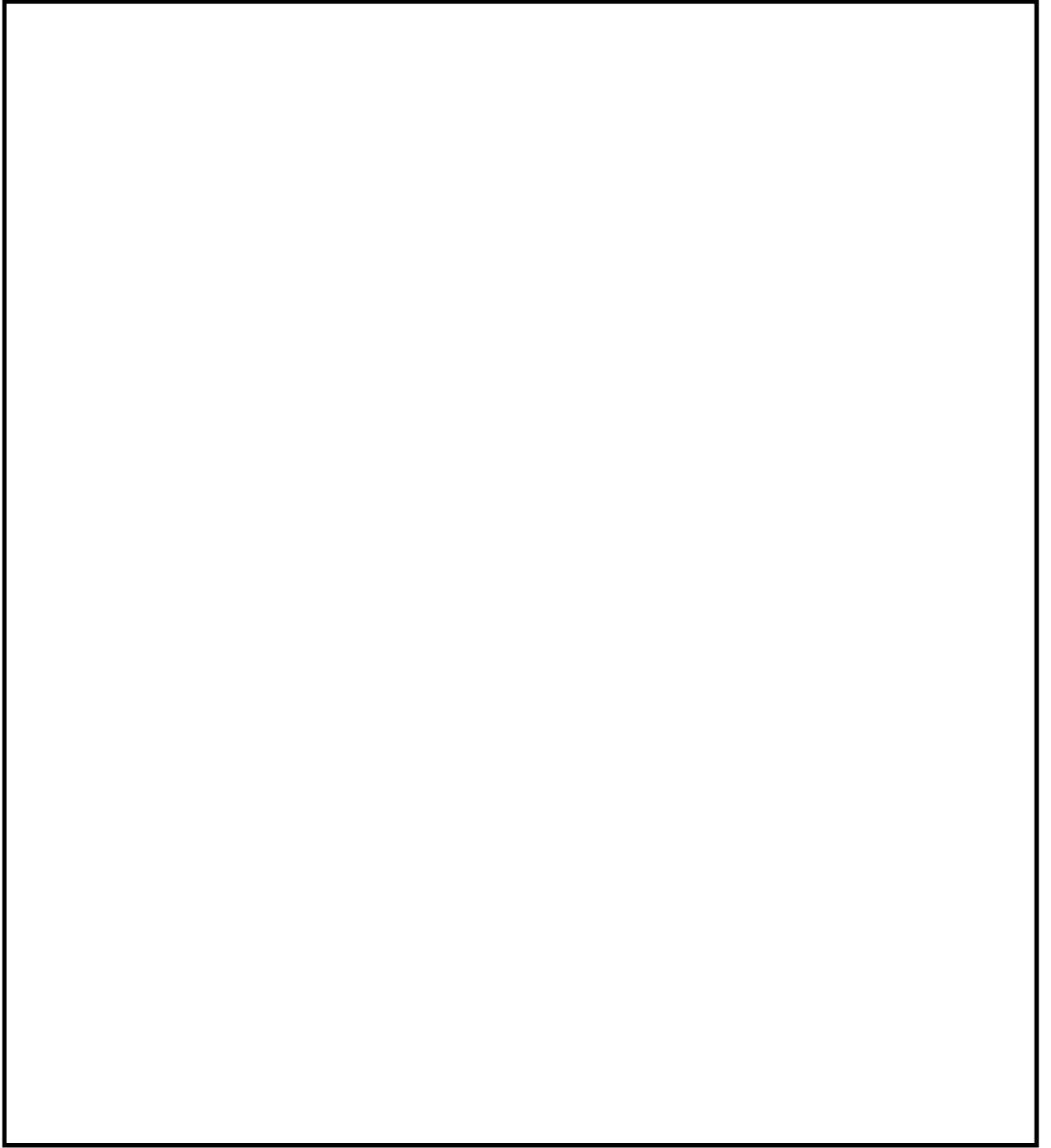
第 57-9-(47-13) 図 原子炉建屋 5 階



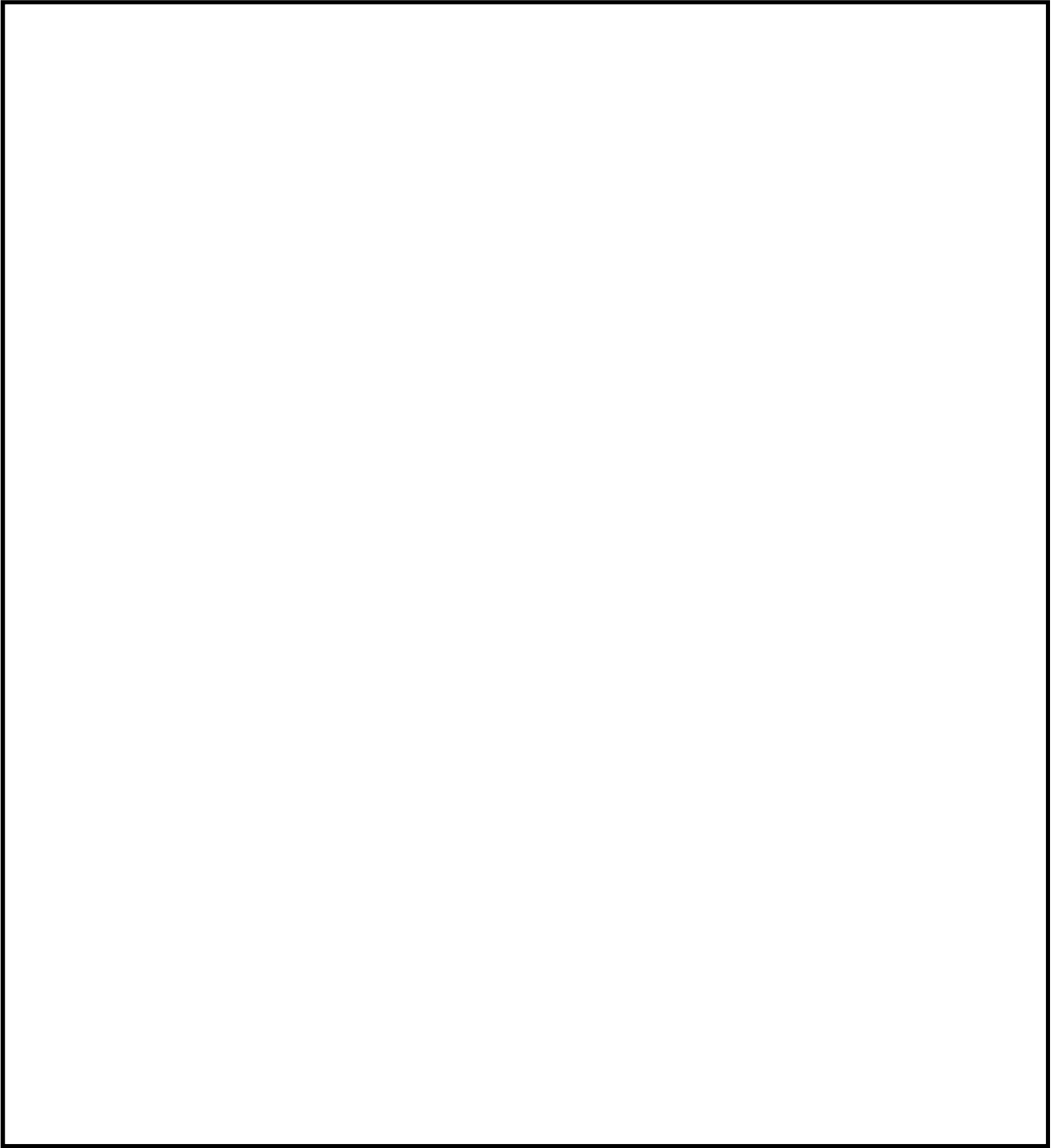
第 57-9-(47-14) 図 屋外



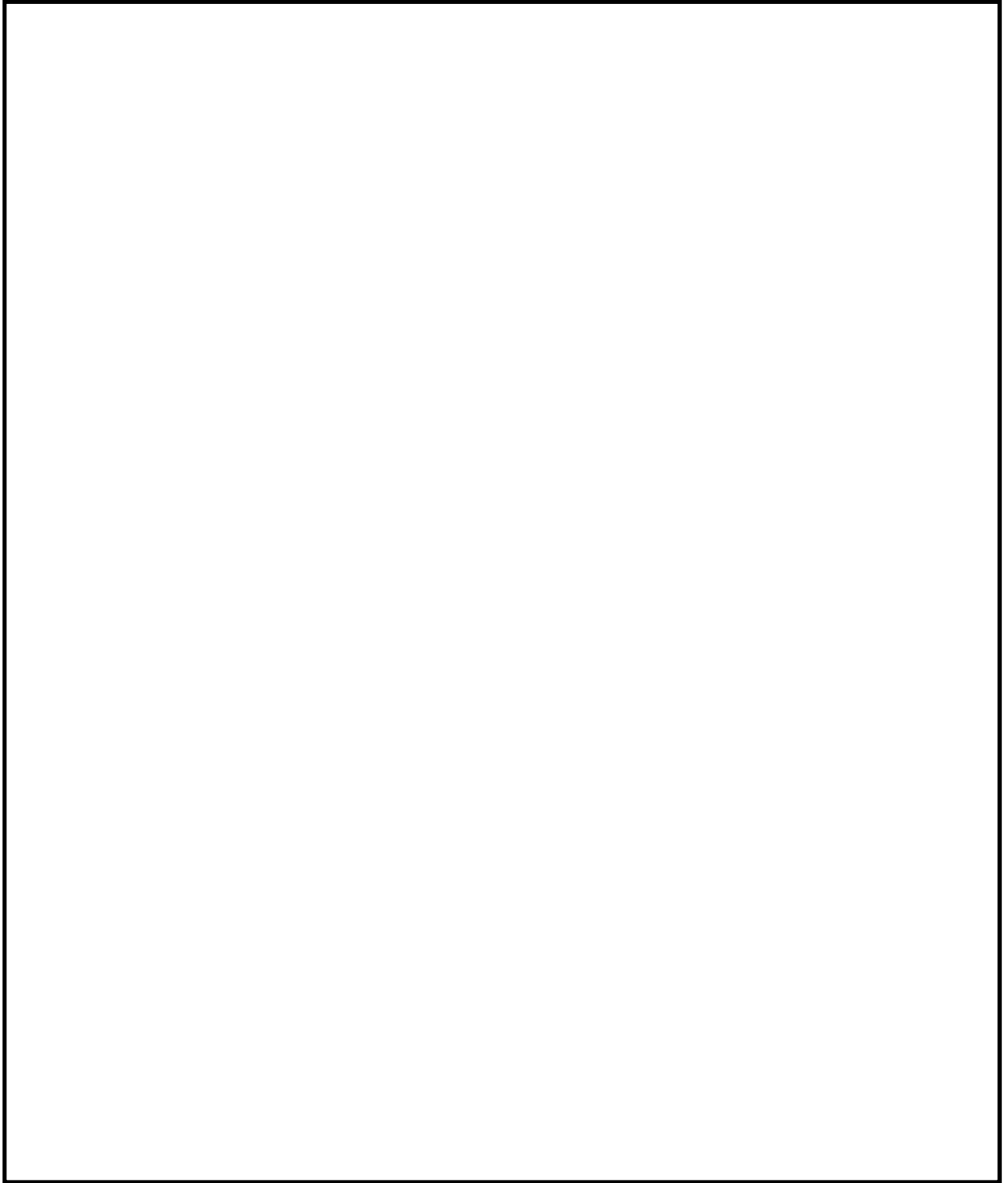
第 57-9-(48-1) 図 原子炉建屋地下 1 階



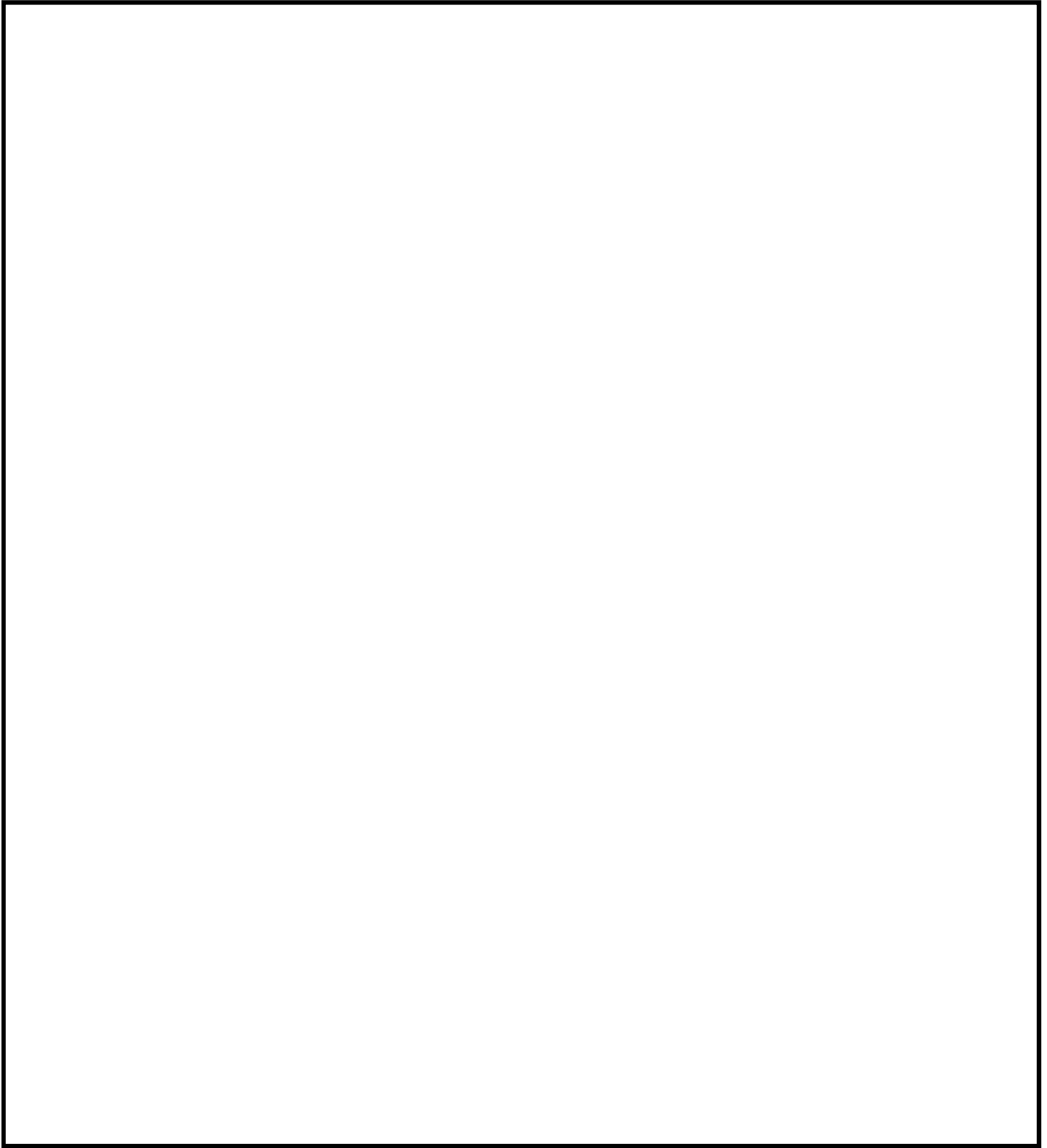
第 57-9-(48-2) 図 原子炉建屋 1 階



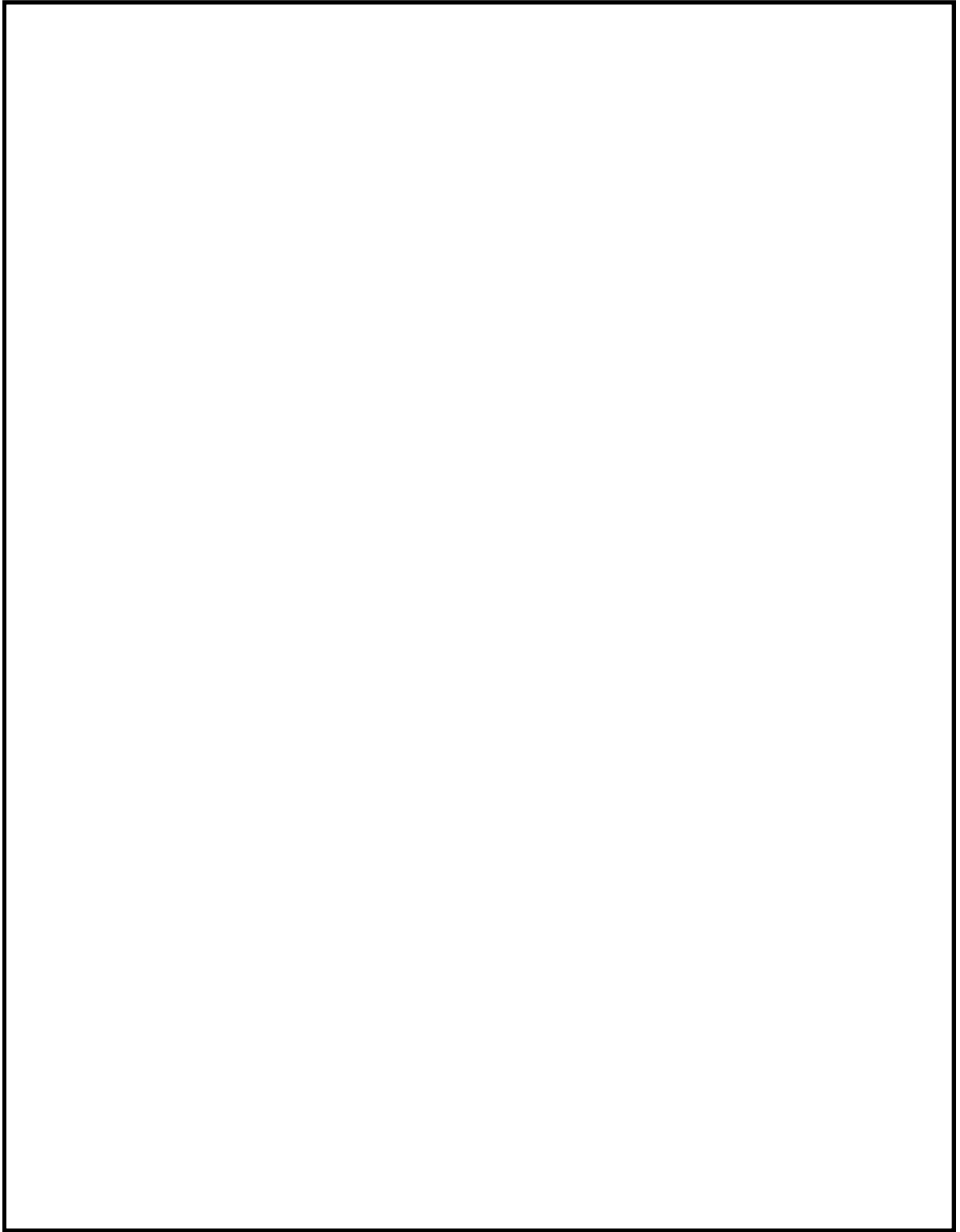
第 57-9-(48-3) 図 原子炉建屋 2 階



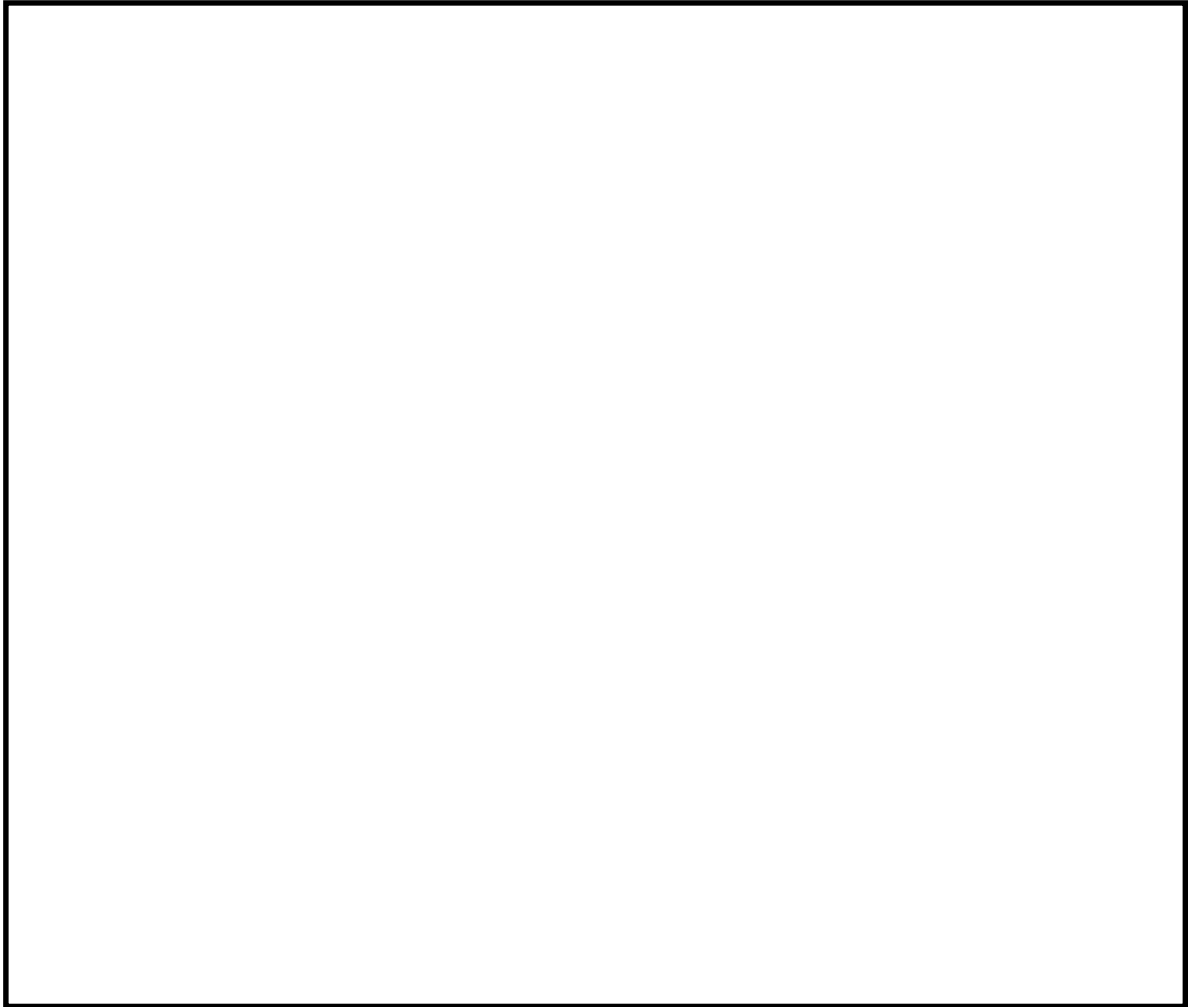
第 57-9-(48-4) 図 原子炉建屋 3 階



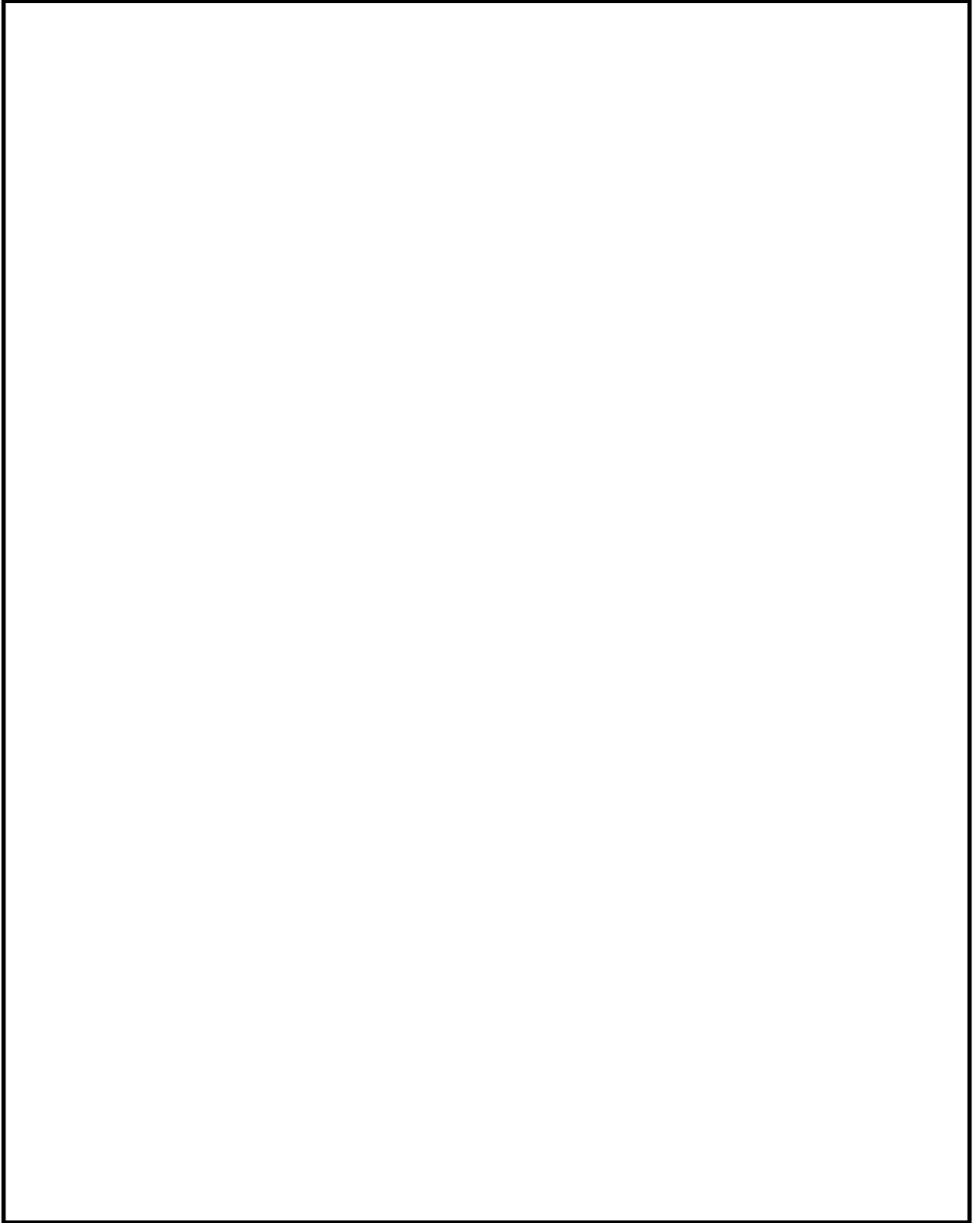
第 57-9-(48-5) 図 原子炉建屋 4 階



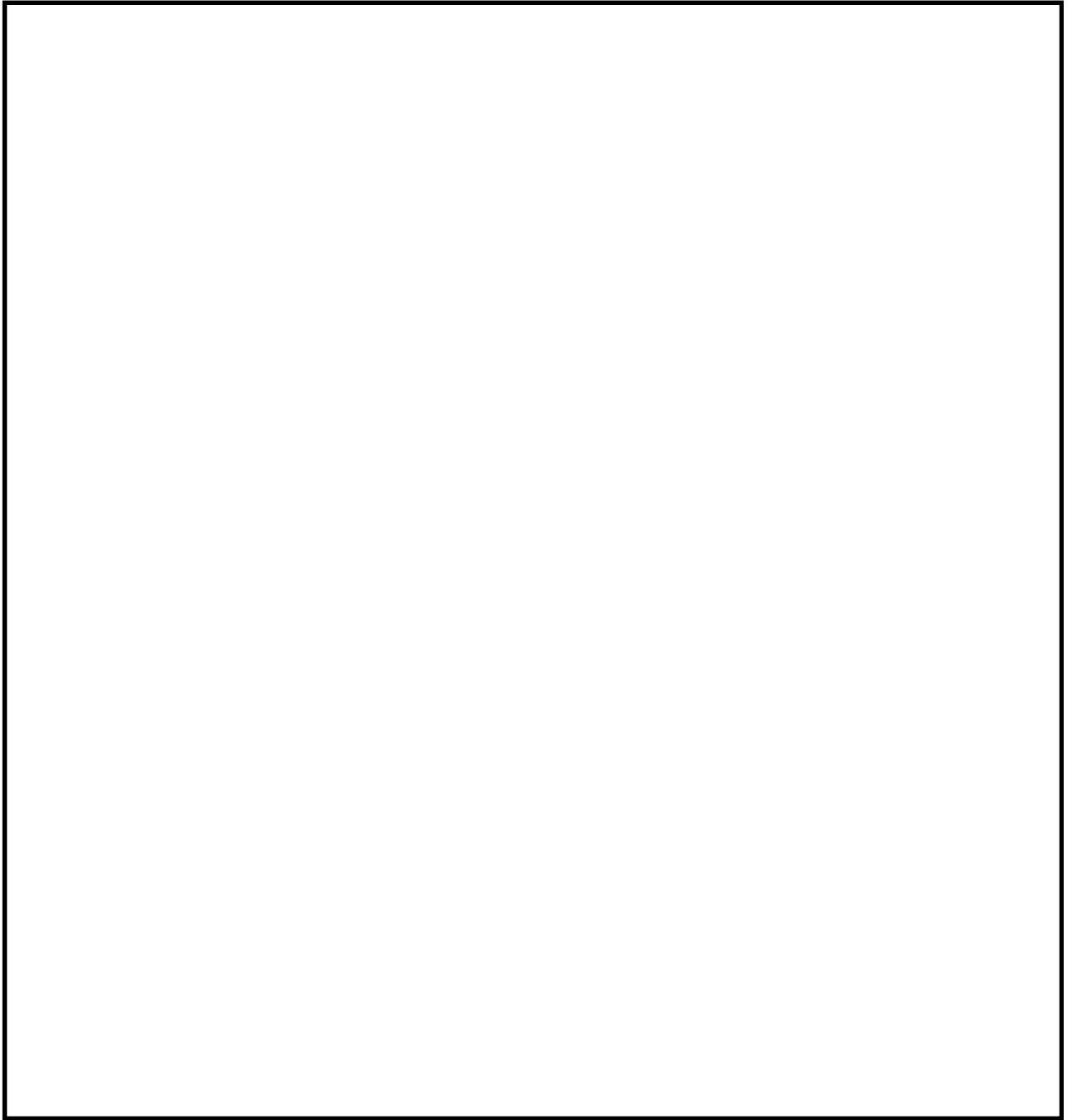
第 57-9-(48-6) 図 原子炉建屋 5 階



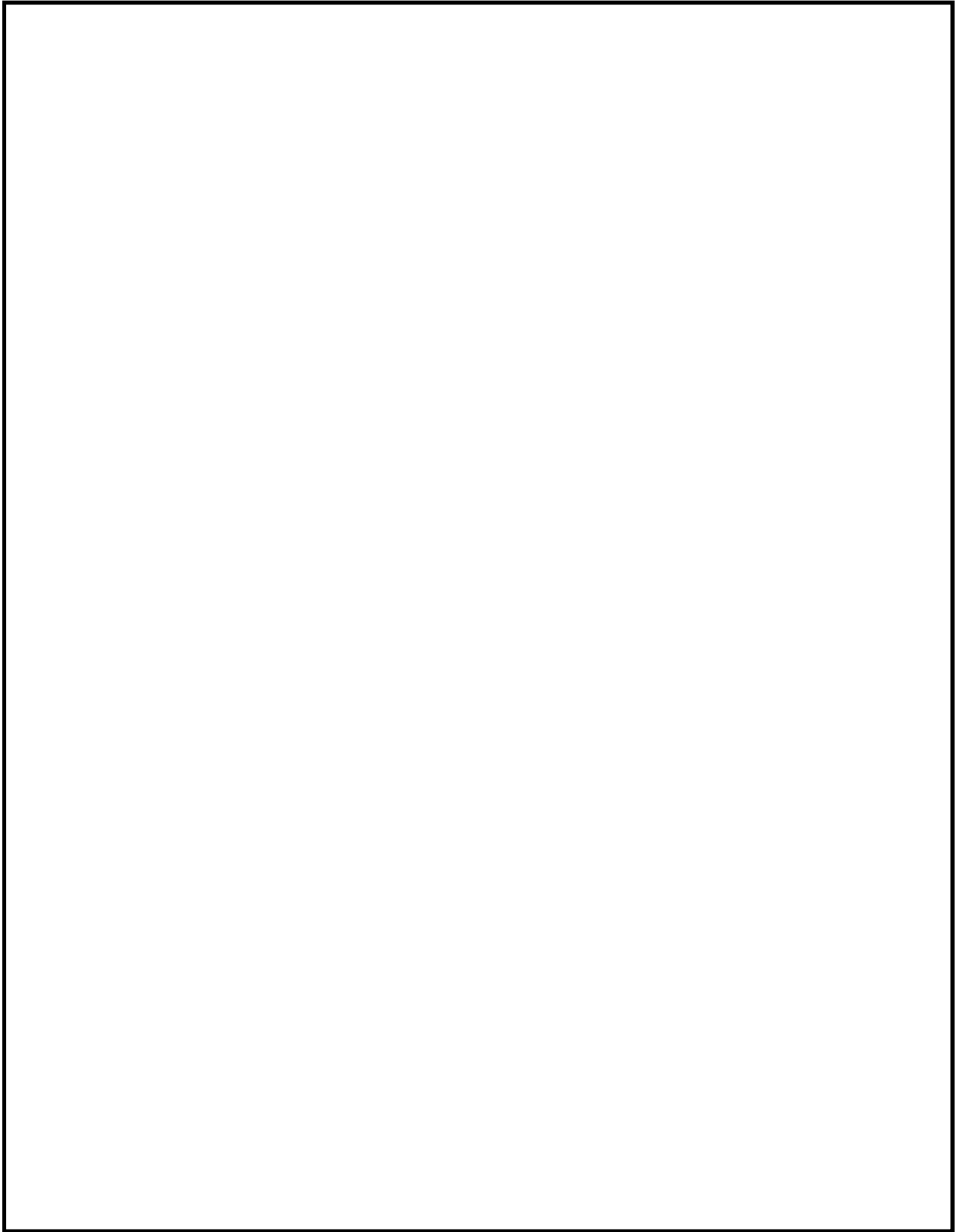
第 57-9-(48-7) 図 原子炉建屋南側屋外



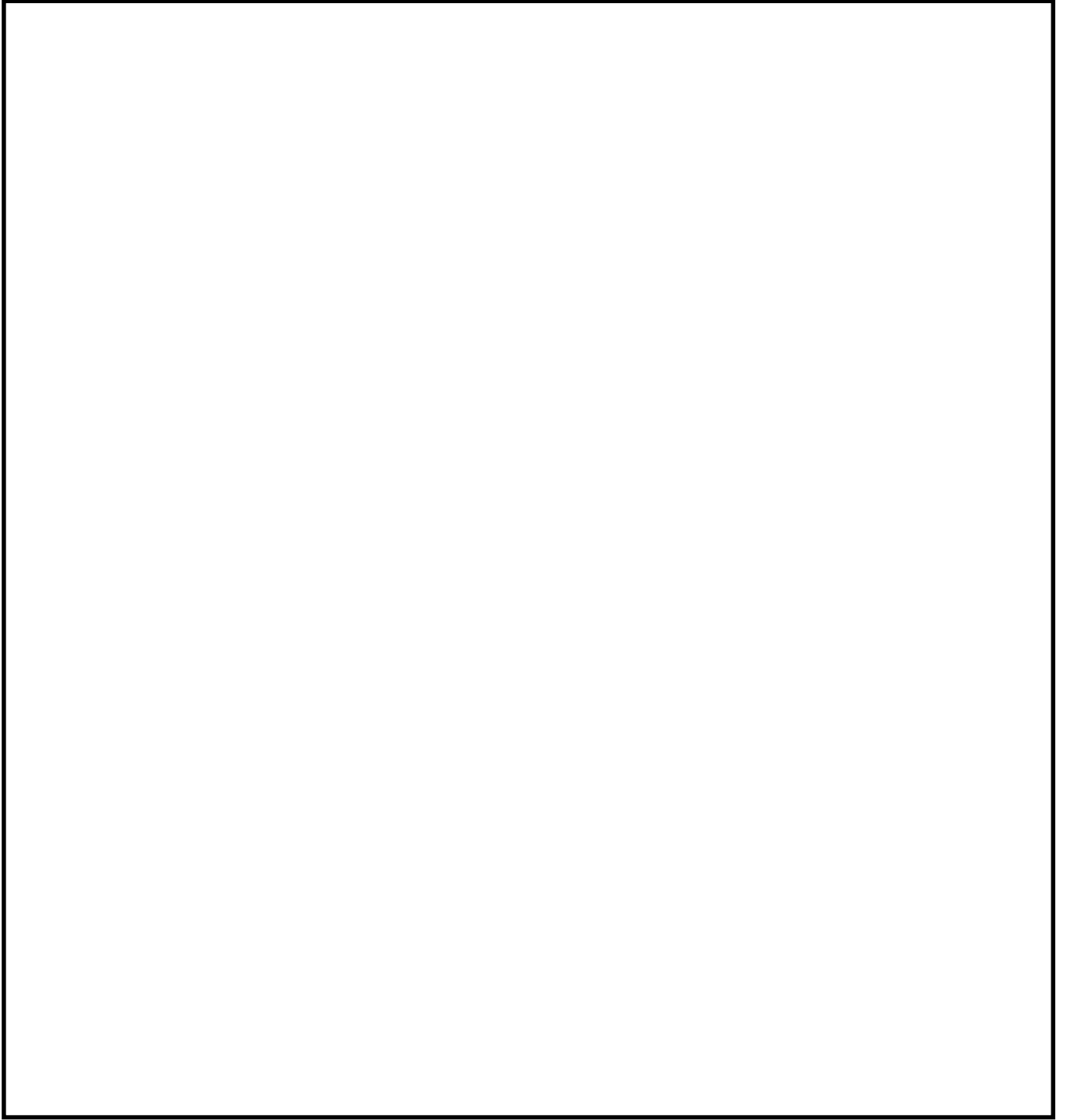
第 57-9-(48-8) 図 常設代替高圧電源装置置場



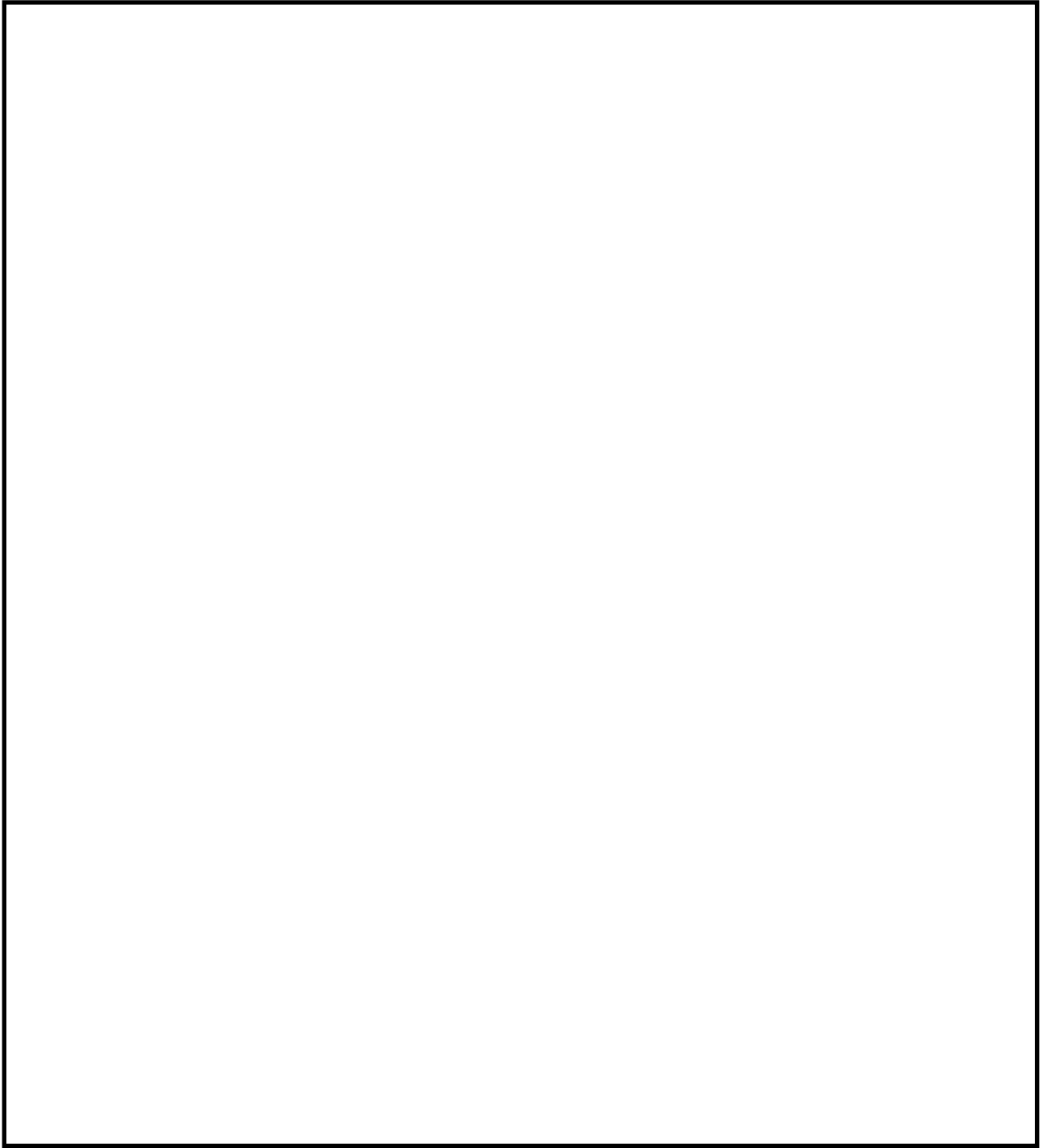
第 57-9-(48-9) 図 原子炉建屋地下 2 階



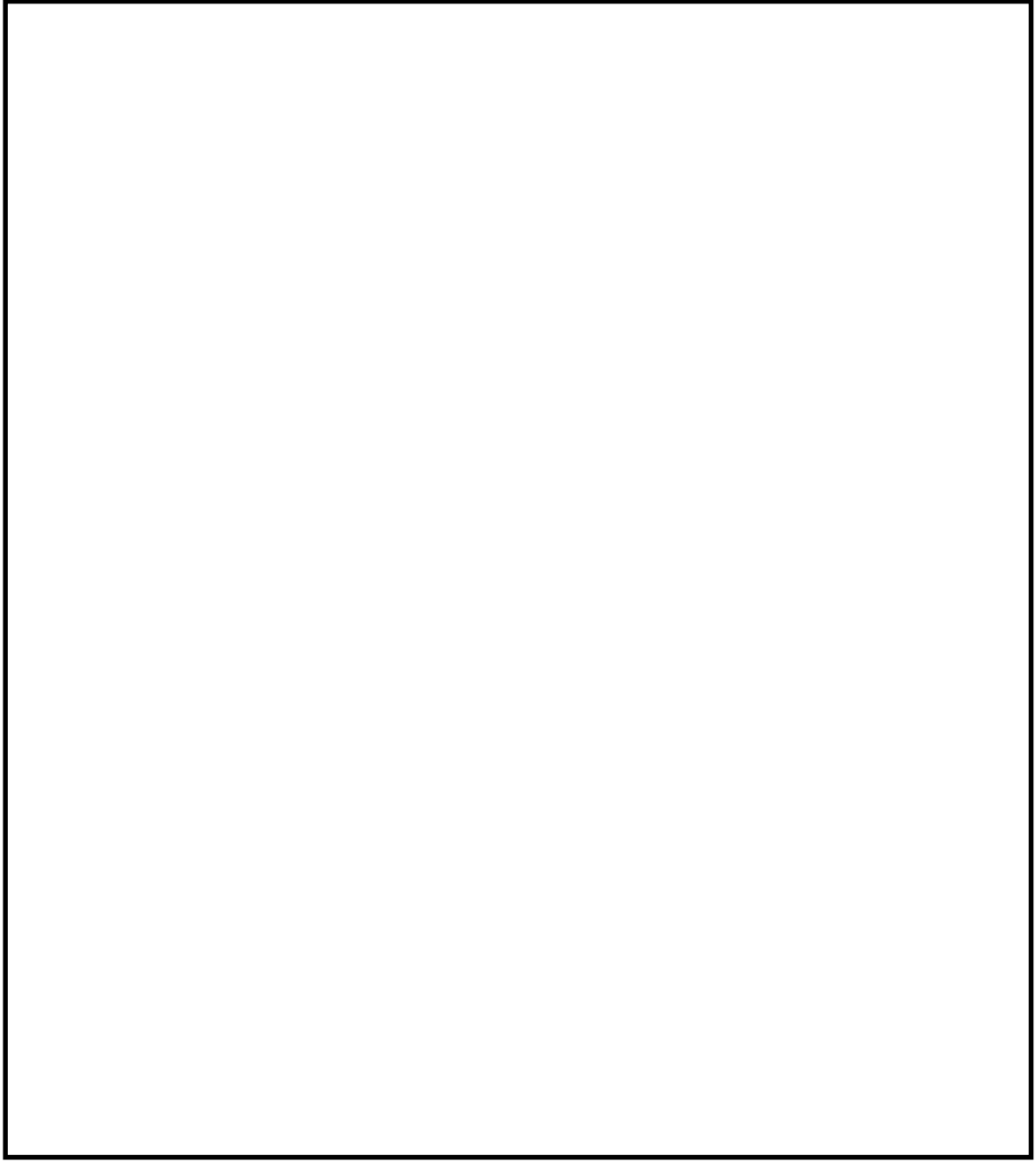
第 57-9-(48-10) 図 原子炉建屋地下 1 階



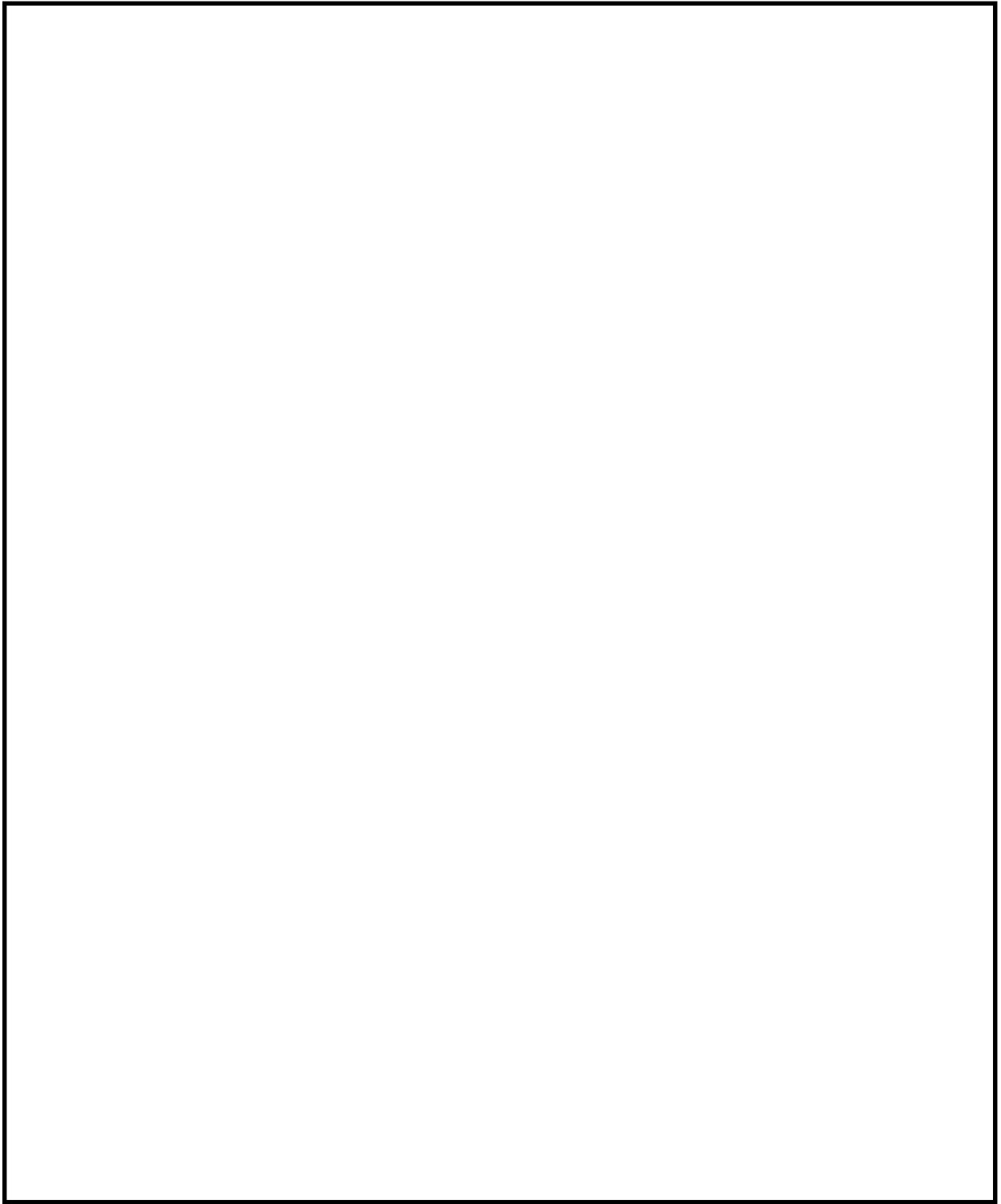
第 57-9-(48-11) 図 原子炉建屋 1 階



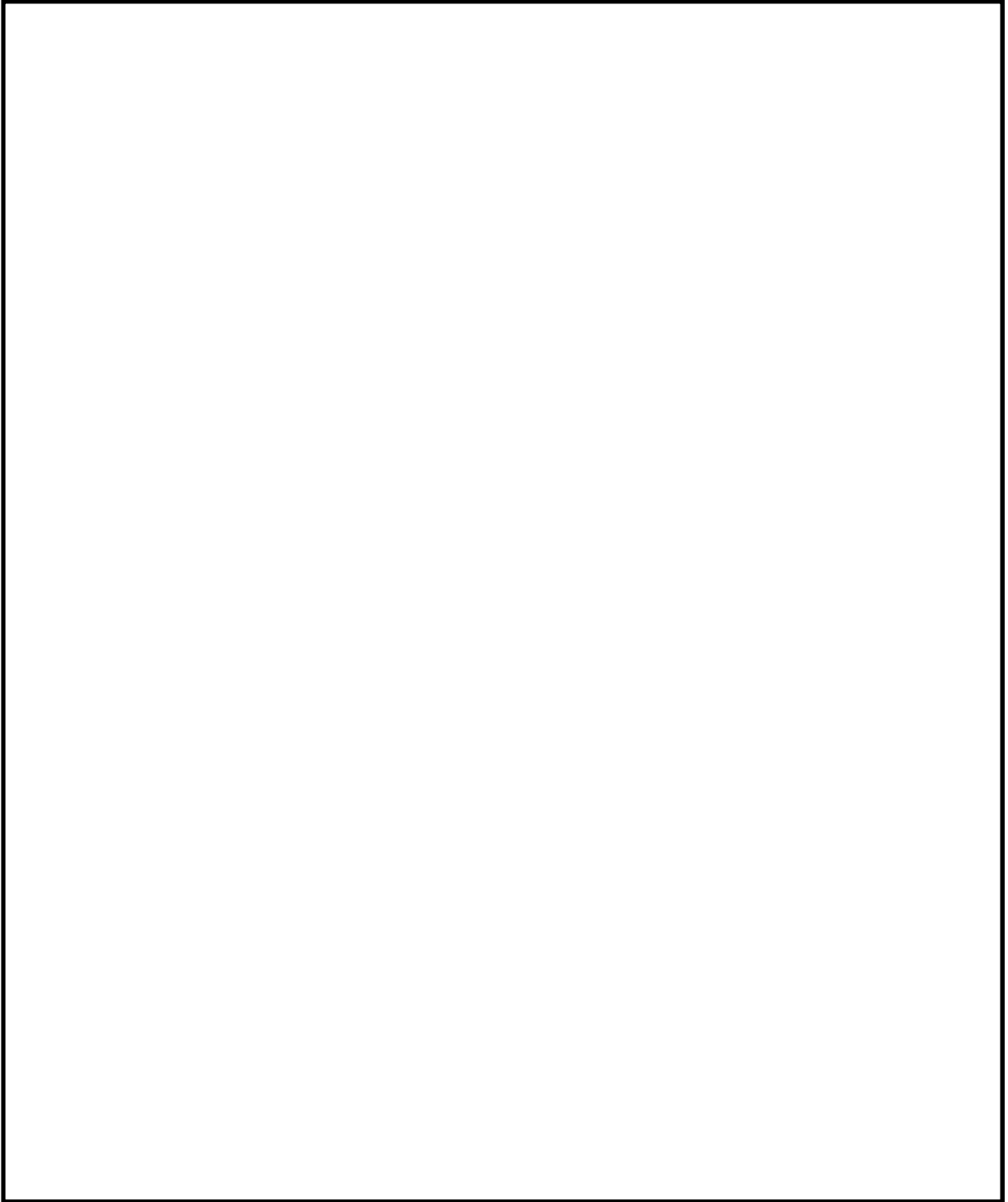
第 57-9-(48-12) 図 原子炉建屋 2 階



第 57-9-(48-13) 図 原子炉建屋 3 階



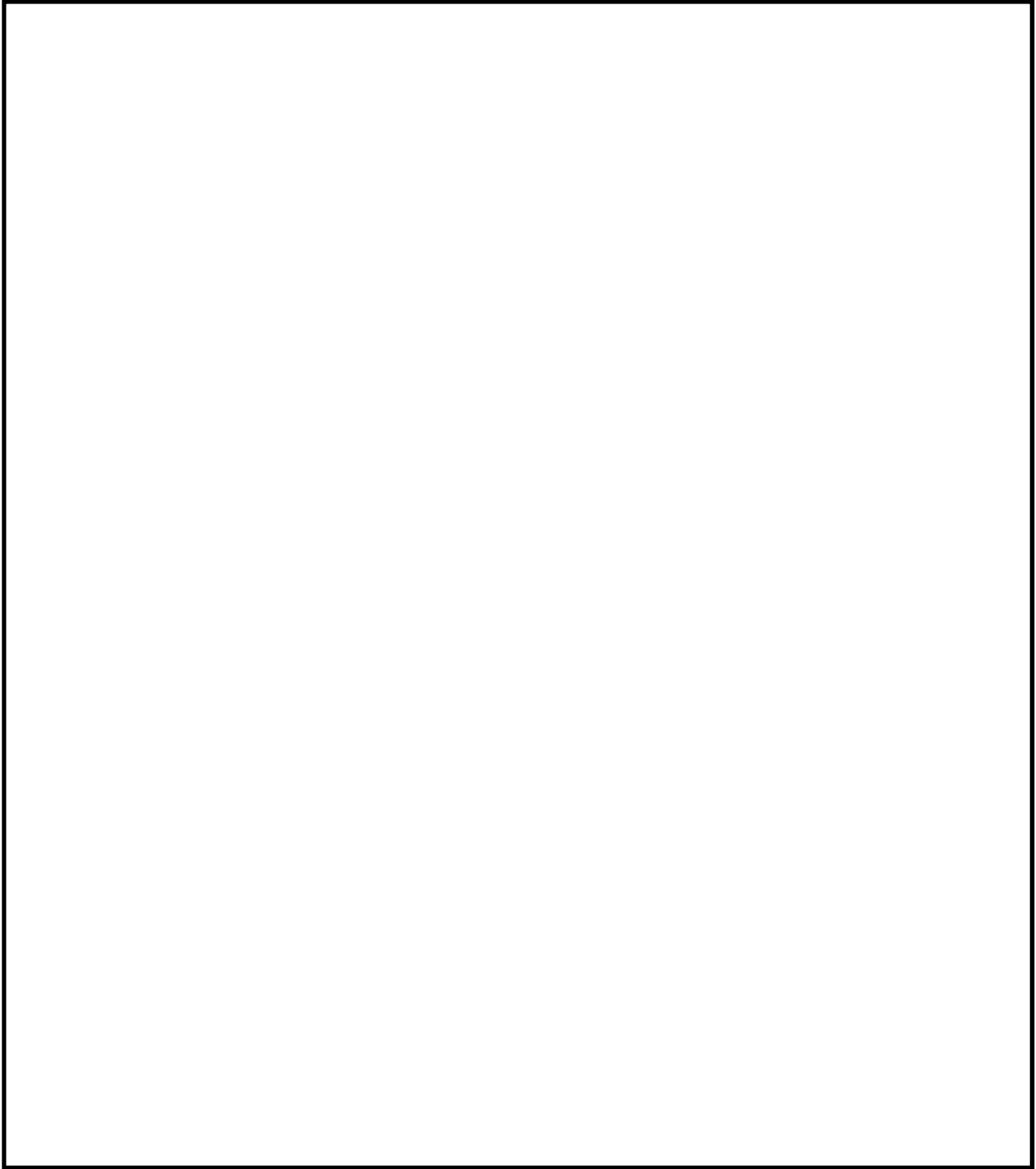
第 57-9-(48-14) 図 原子炉建屋 4 階



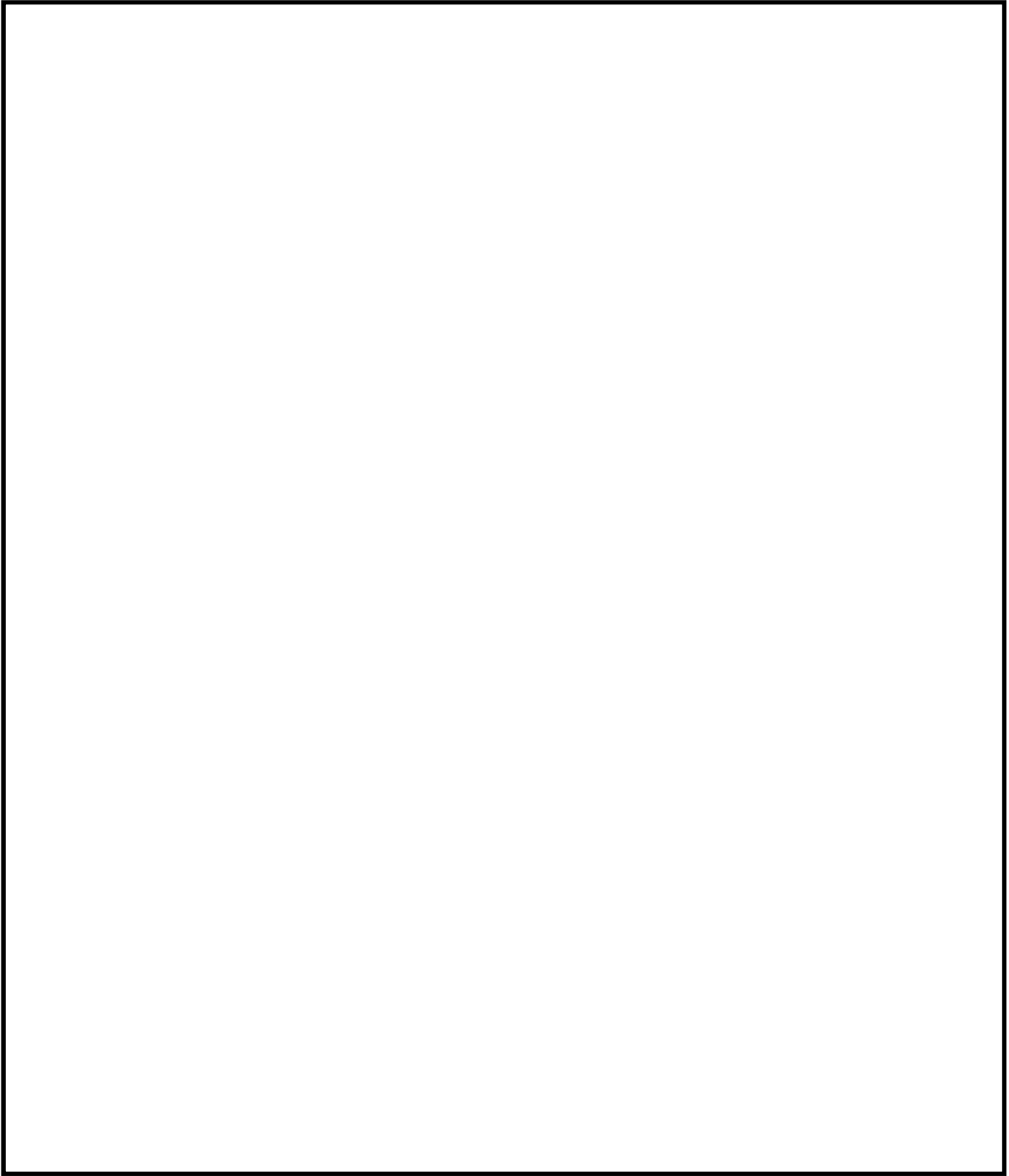
第 57-9-(48-15) 図 原子炉建屋 5 階



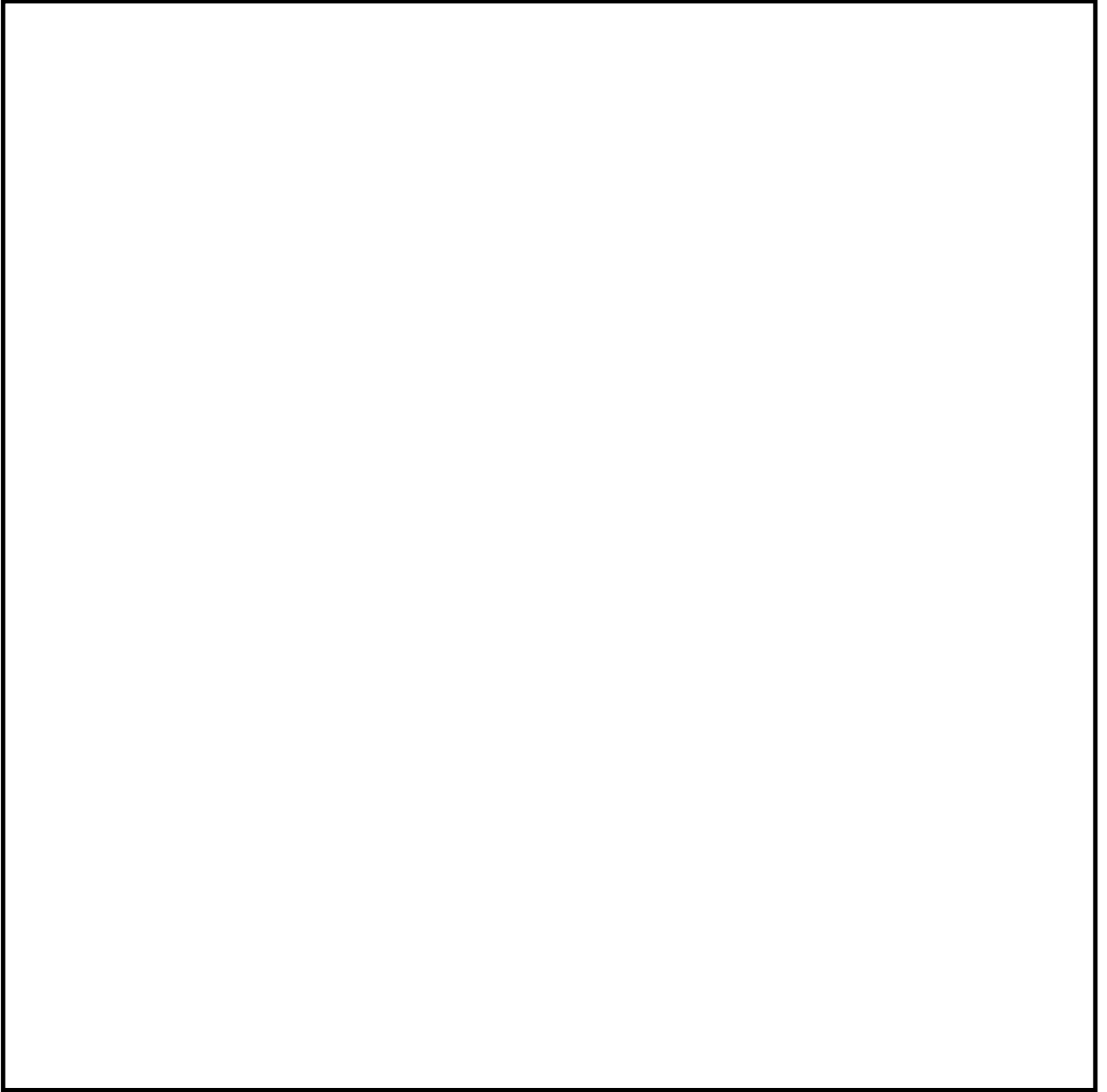
第 57-9-(48-16) 図 屋外



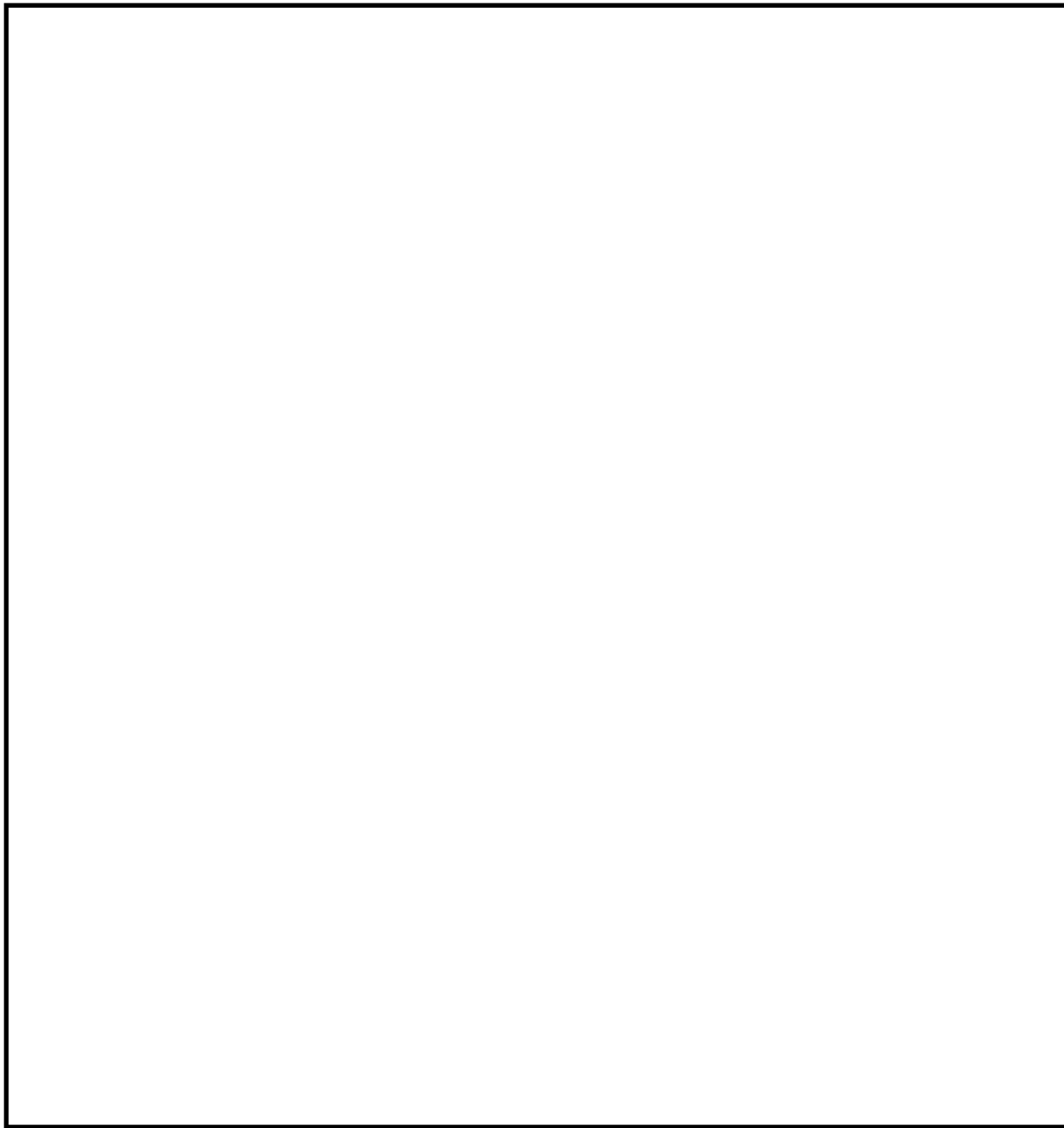
第 57-9-(48-17) 図 緊急用海水ピット



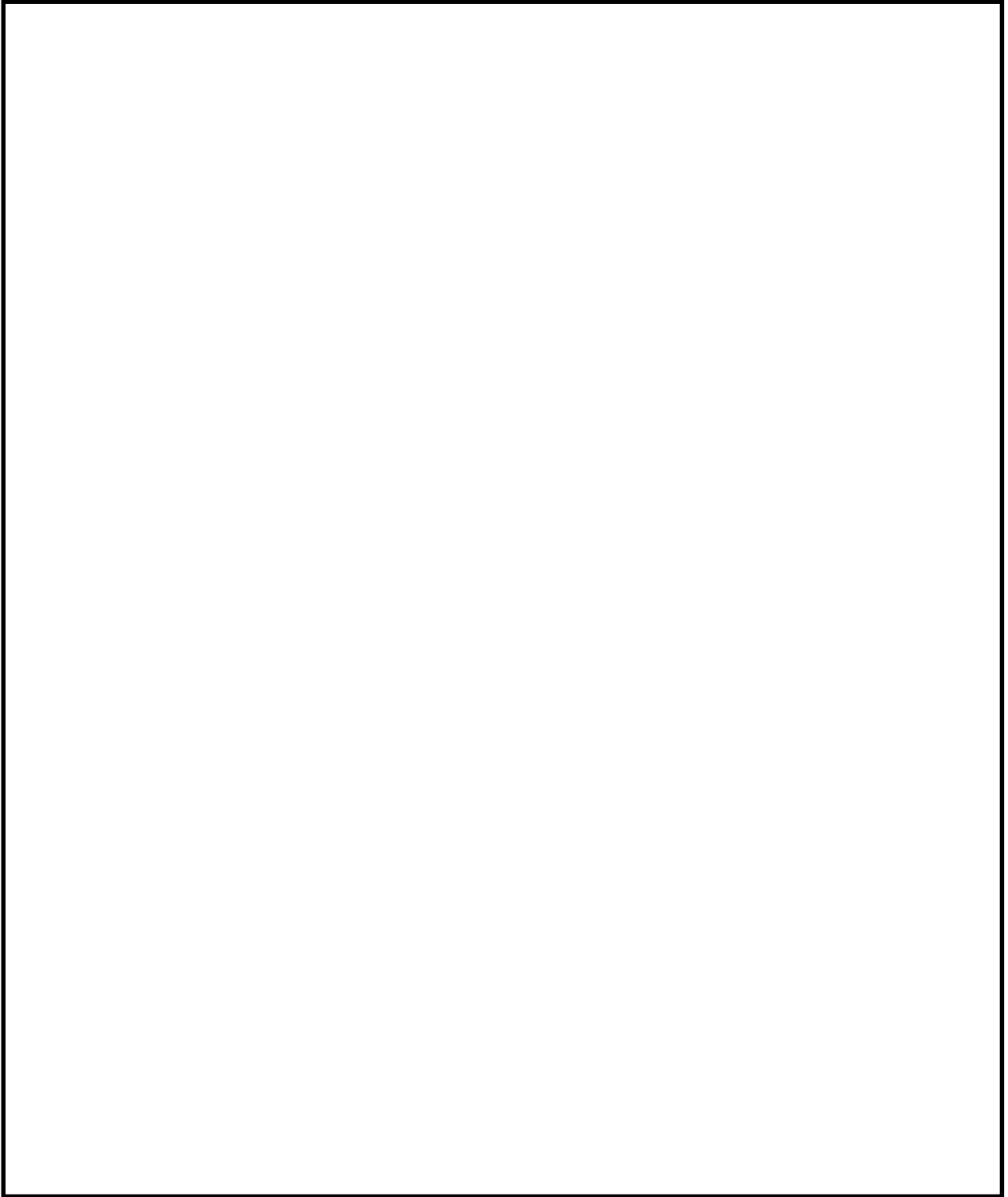
第57-9-(49-1) 図 原子炉建屋地下2階



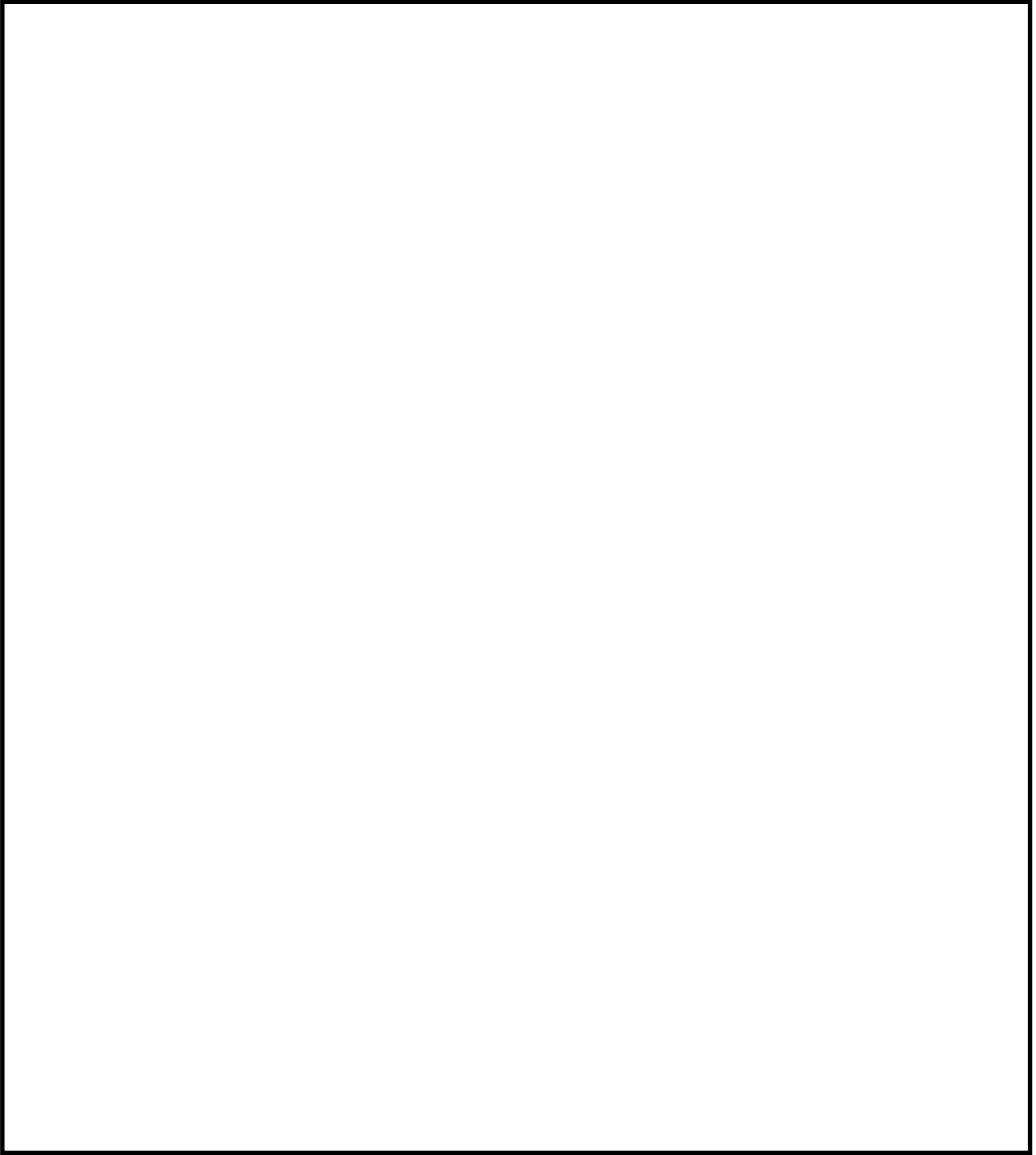
第 57-9-(49-2) 図 原子炉建屋地下 1 階



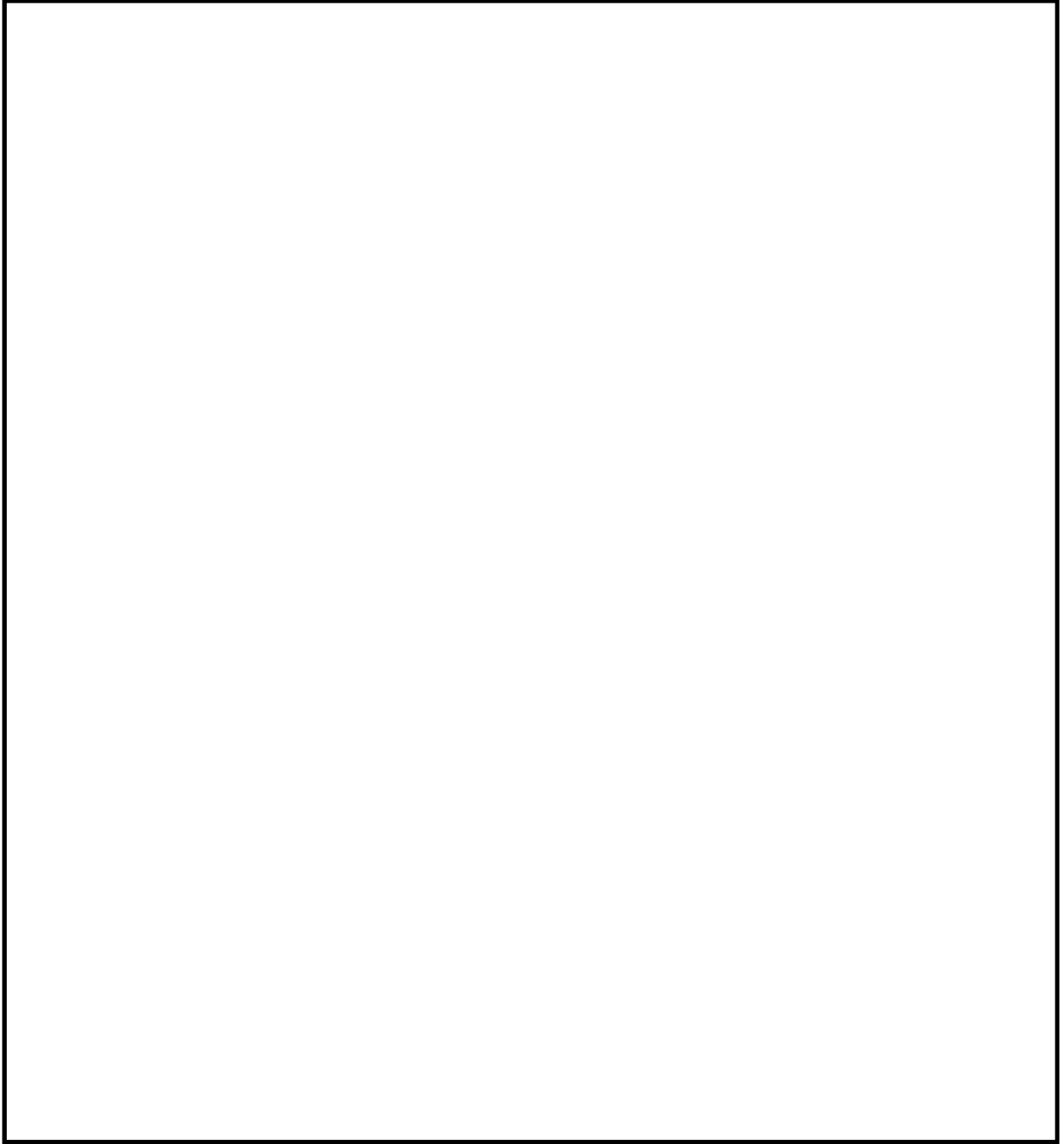
第 57-9-(49-3) 図 原子炉建屋 1 階



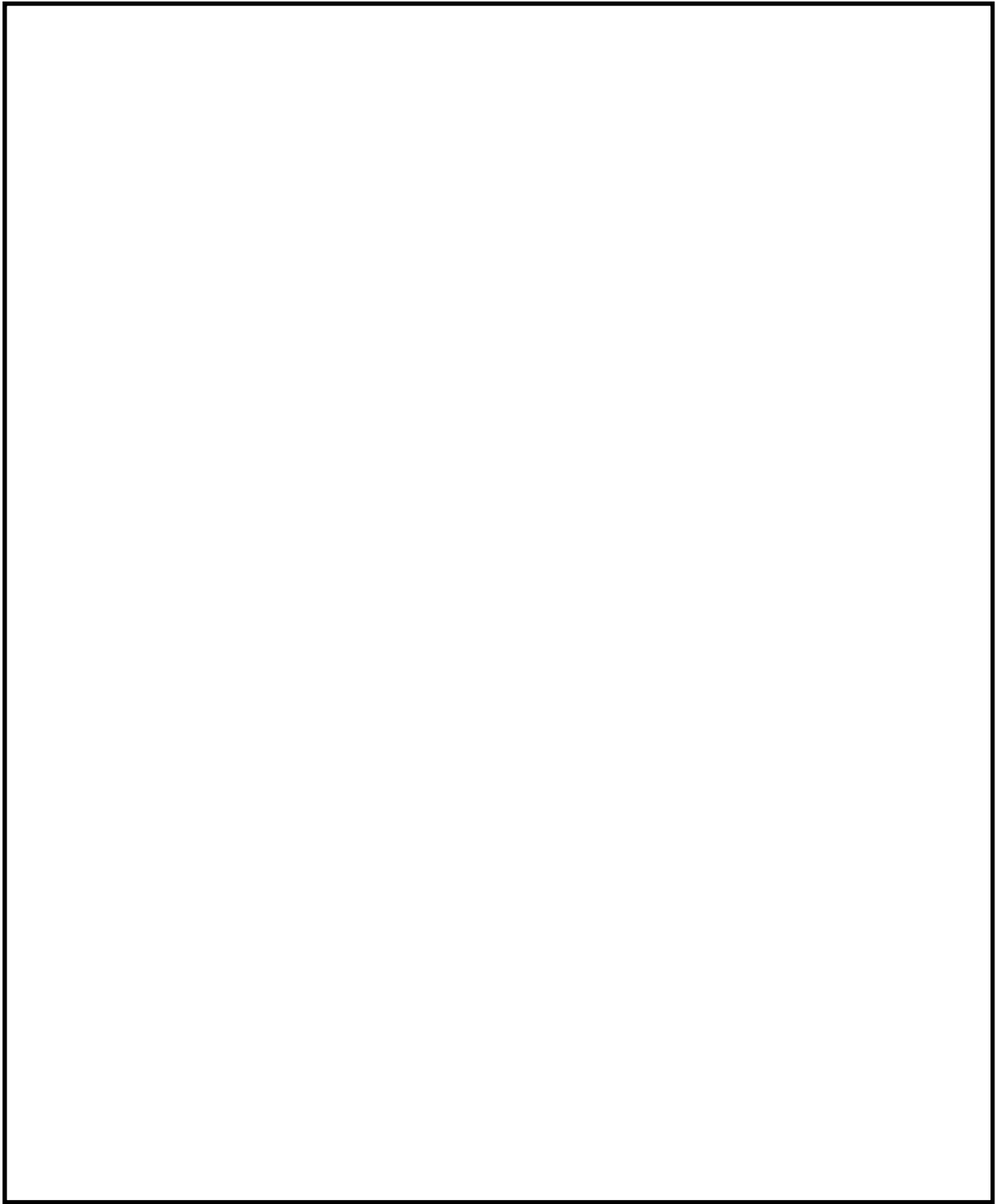
第 57-9-(49-4) 図 原子炉建屋 2 階



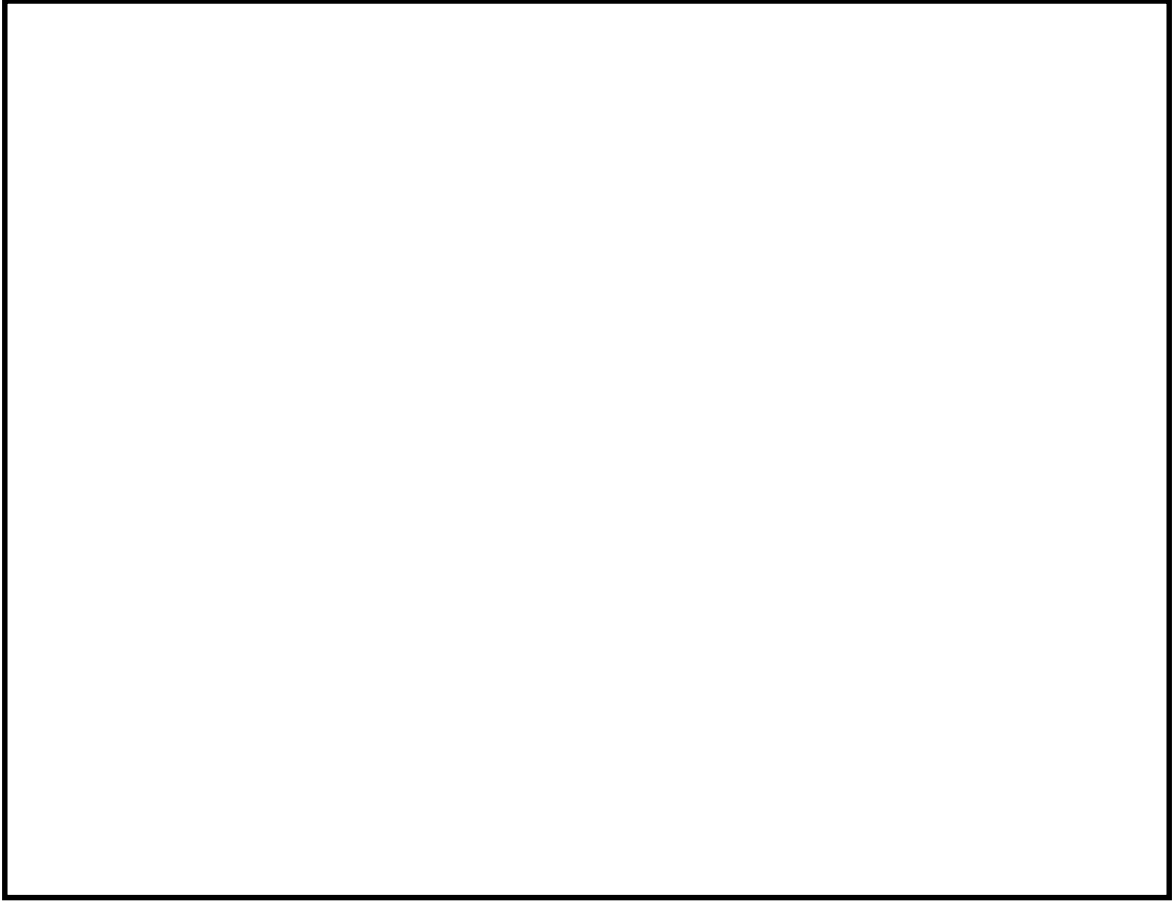
第 57-9-(49-5) 図 原子炉建屋 3 階



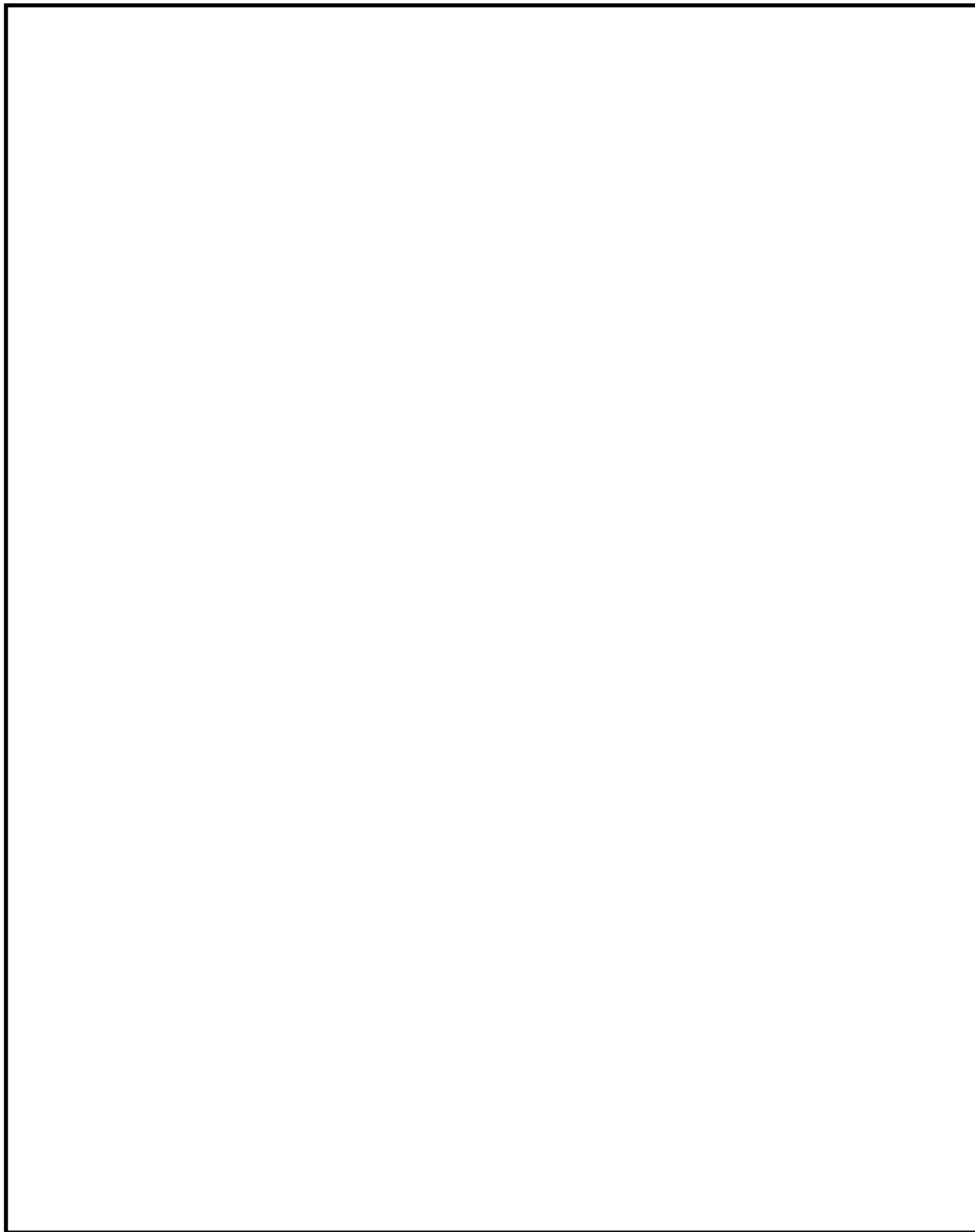
第 57-9-(49-6) 図 原子炉建屋 4 階



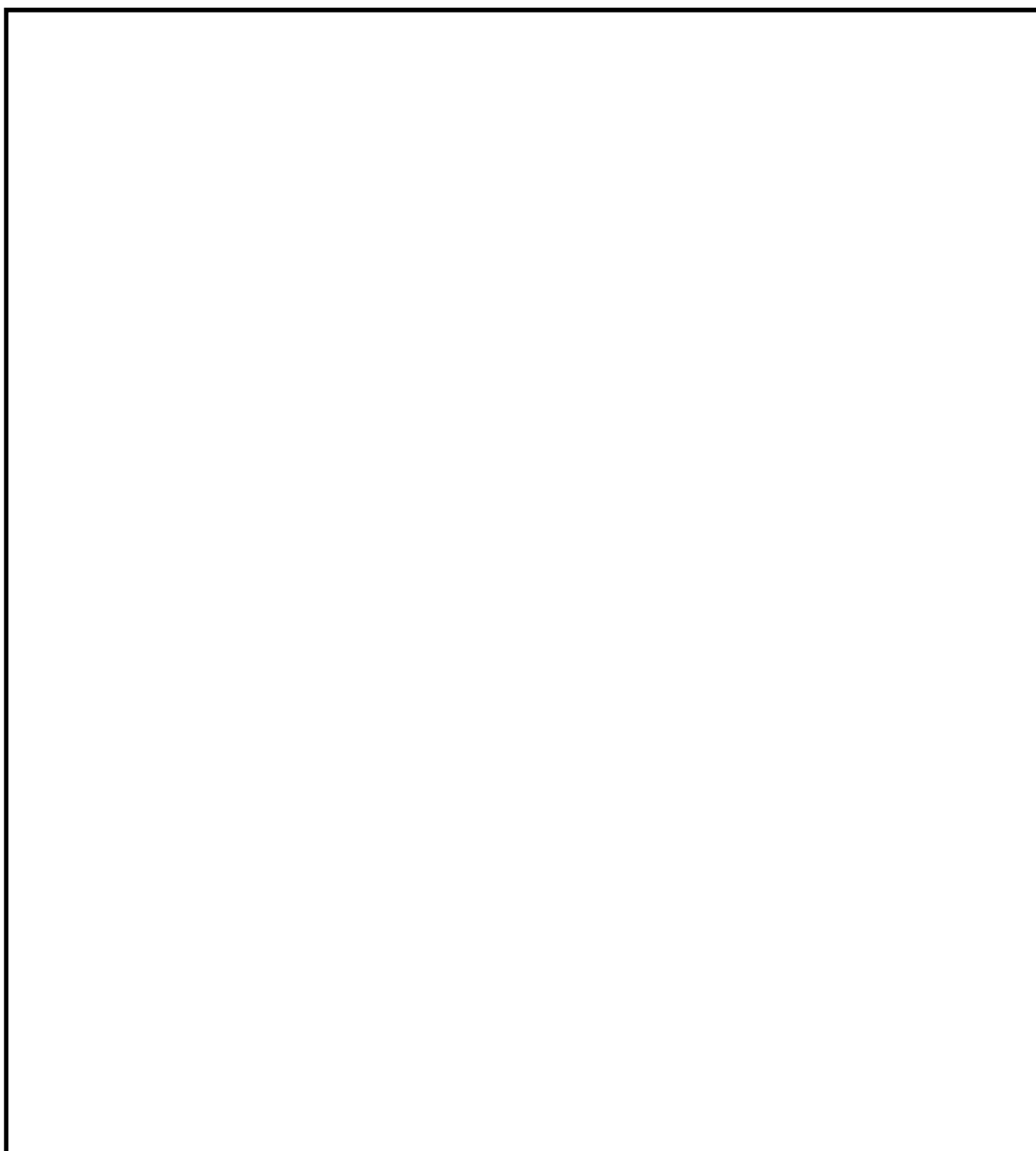
第 57-9-(49-7) 図 原子炉建屋 5 階



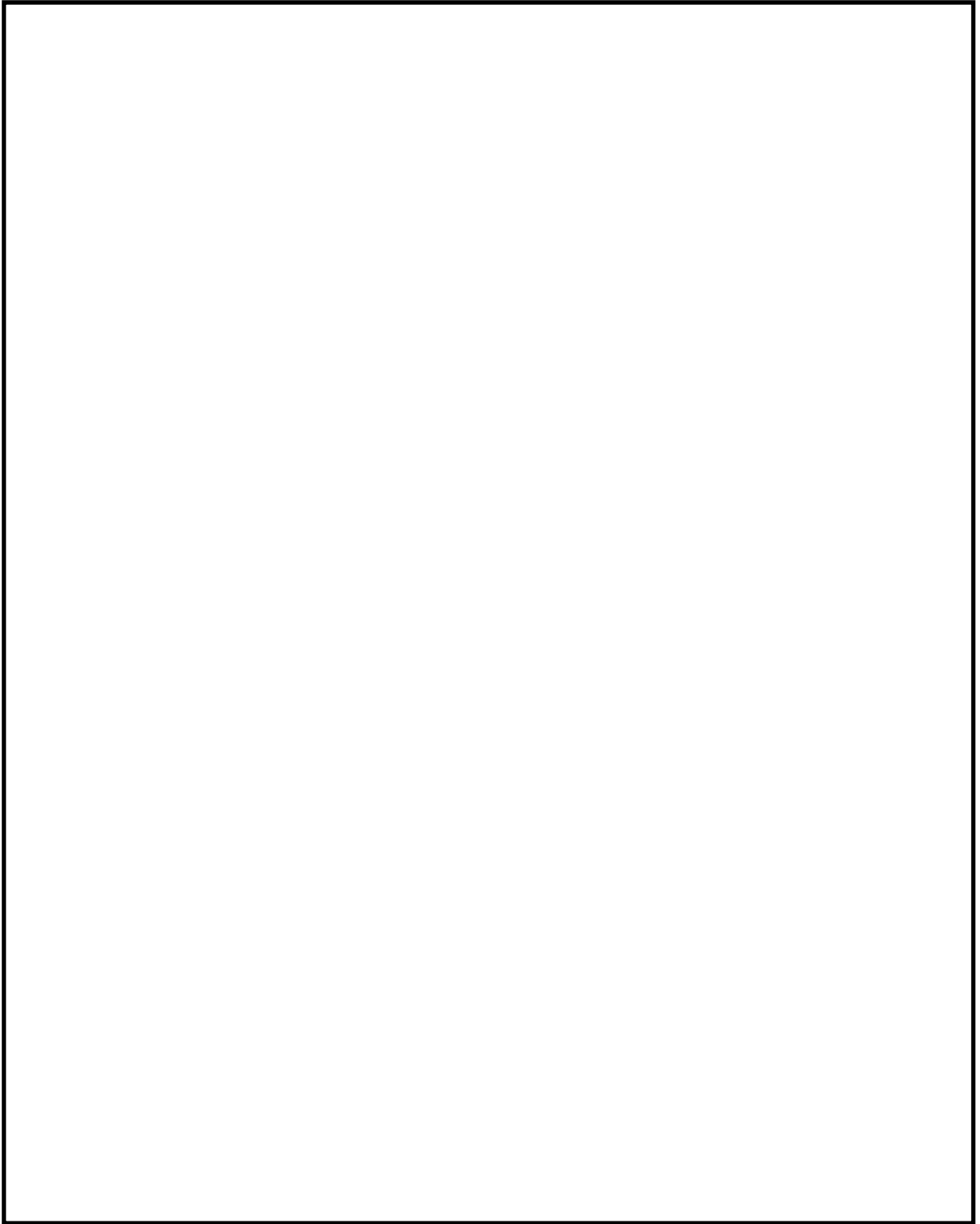
第 57-9-(49-8) 图 原子炉建屋南侧屋外



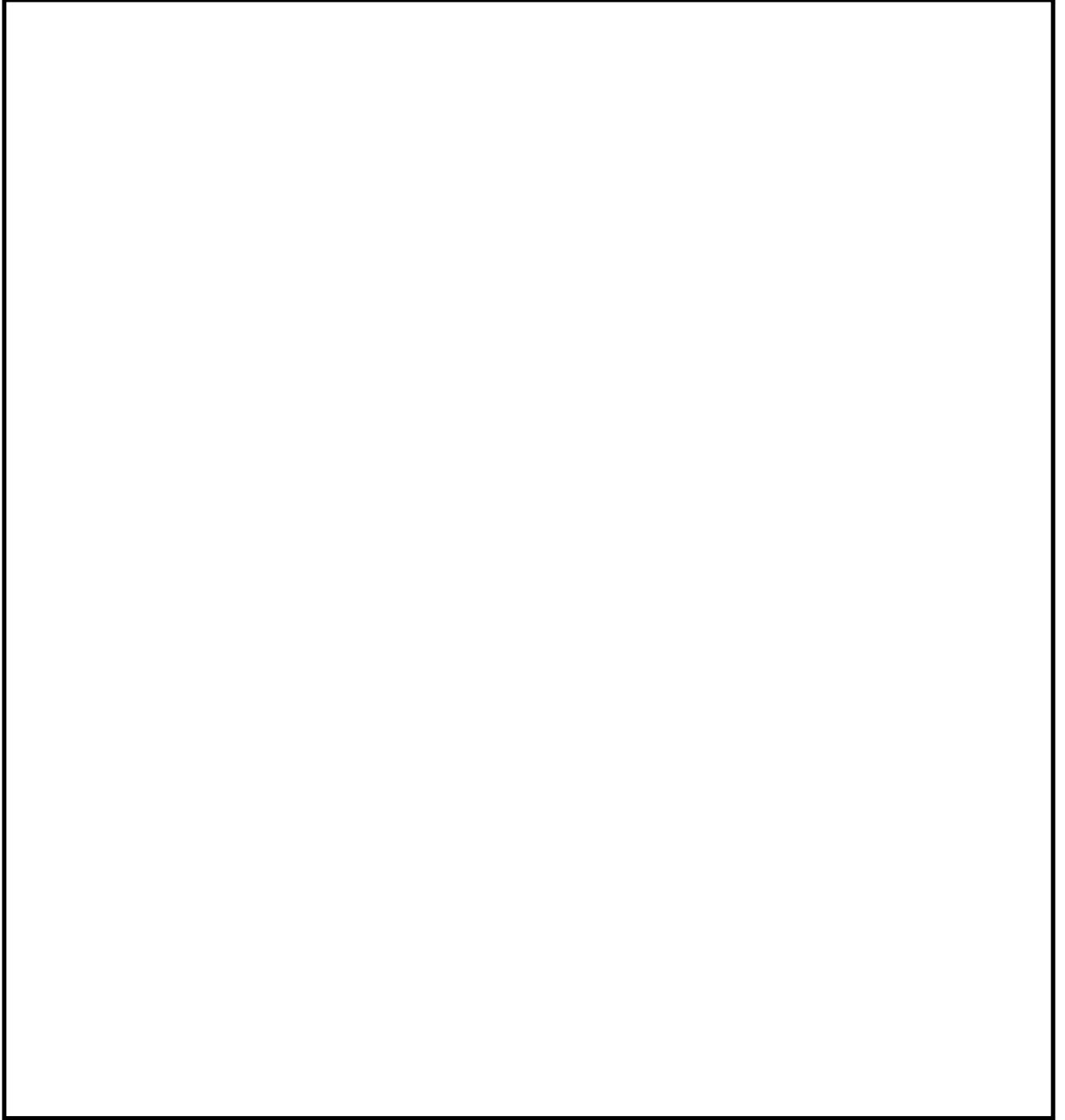
第 57-9-(49-9) 図 常設代替高圧電源装置置場



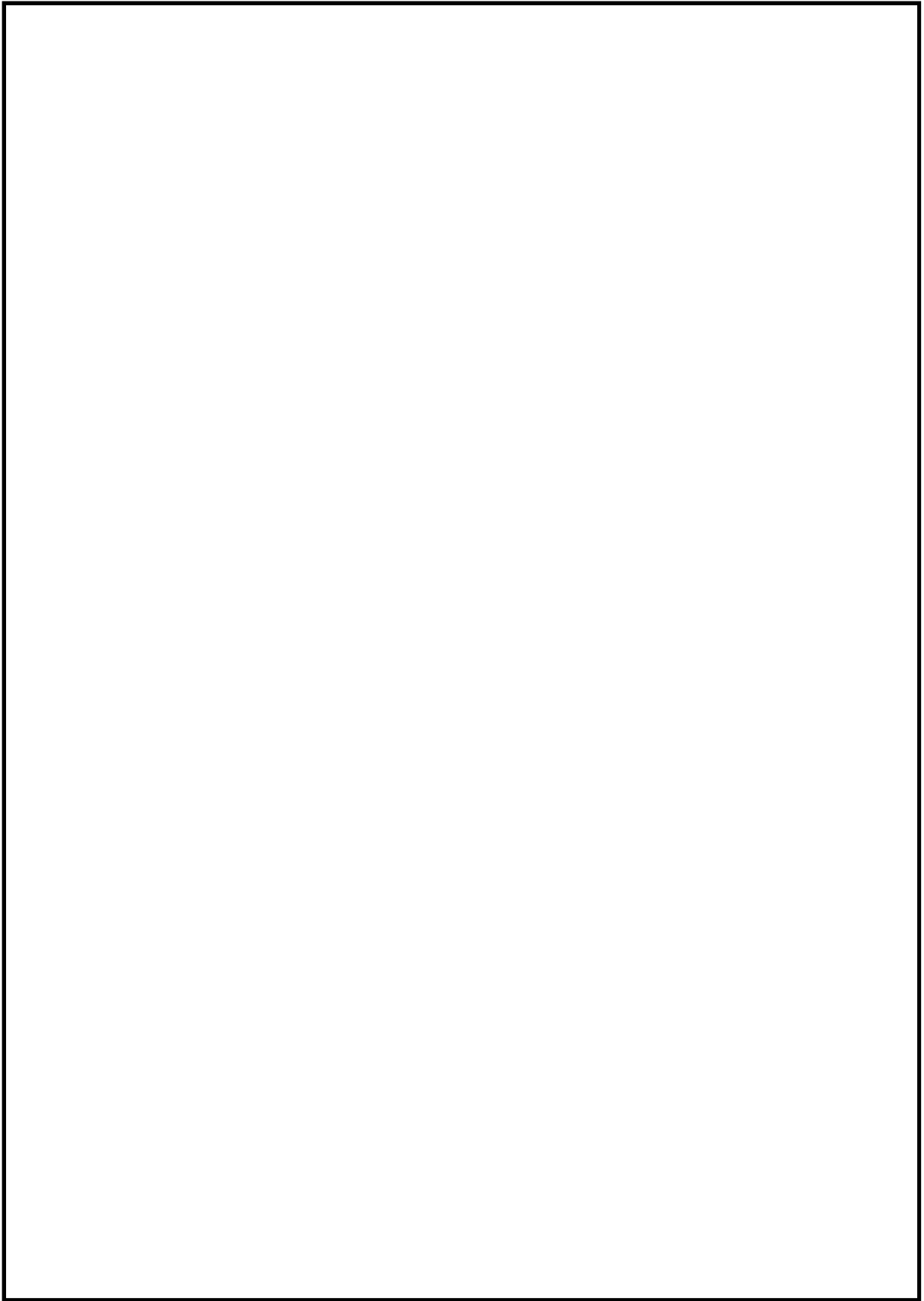
第 57-9-(49-10) 図 原子炉建屋地下 2 階



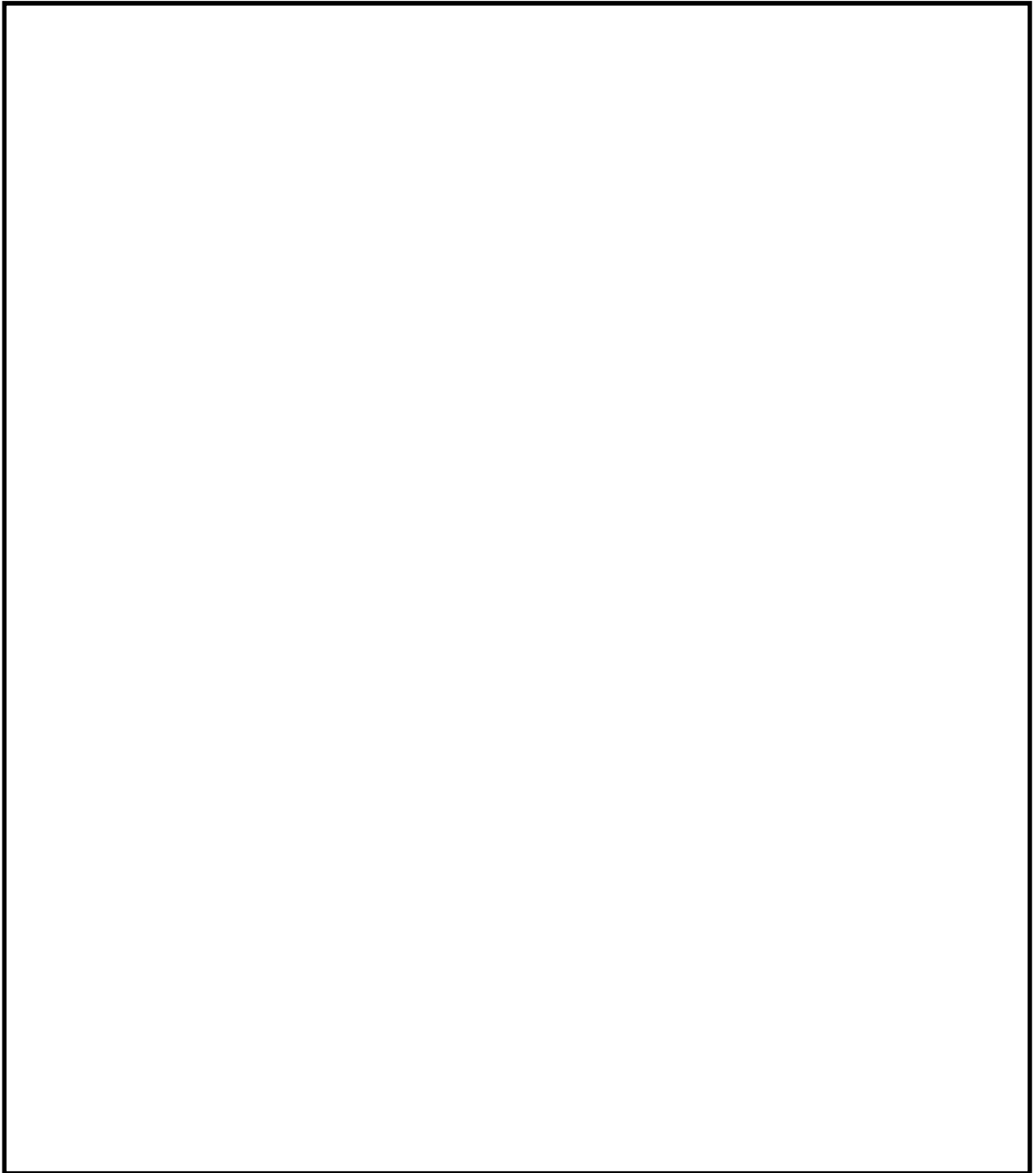
第 57-9-(49-11) 図 原子炉建屋地下 1 階



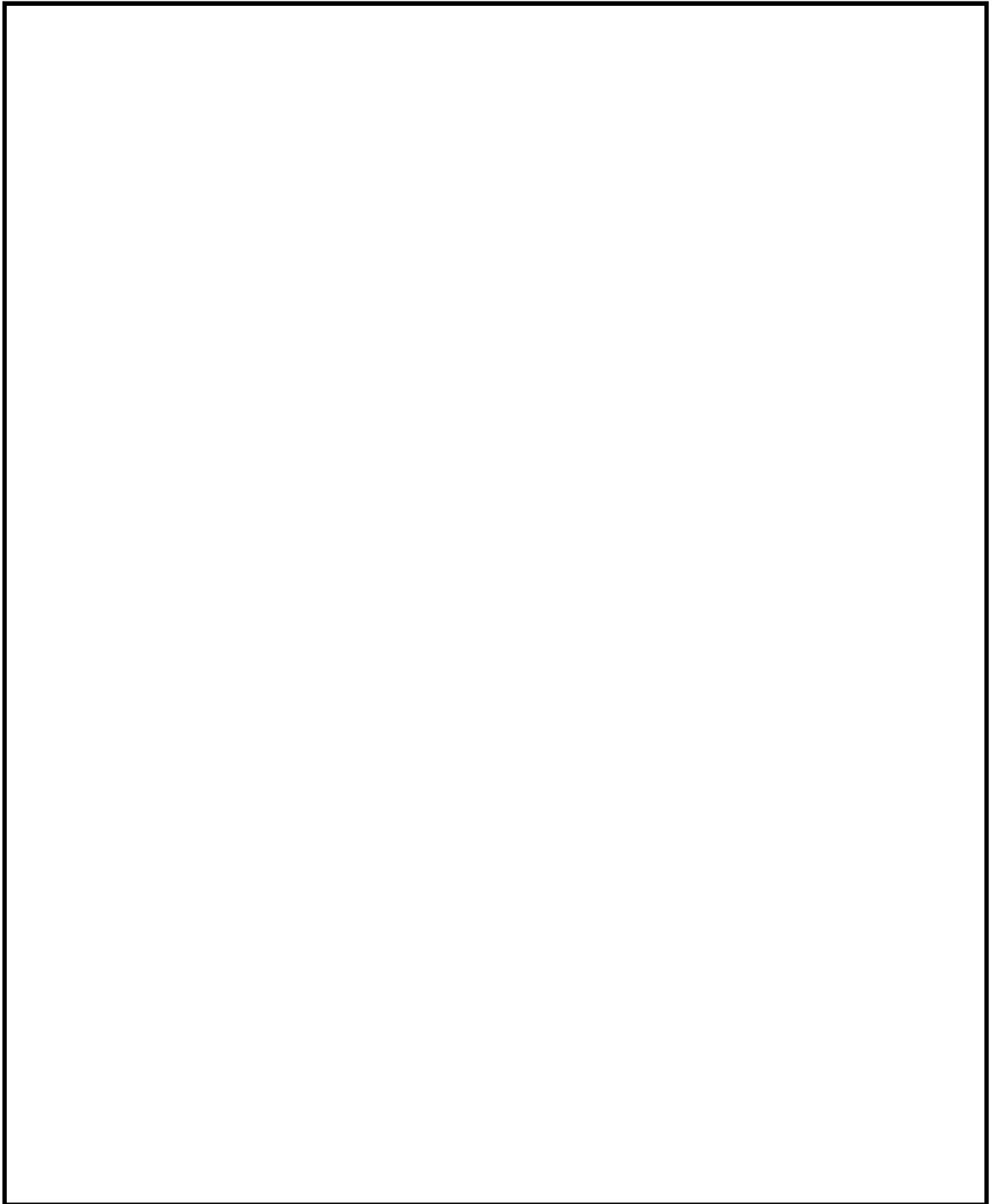
第 57-9-(49-12) 図 原子炉建屋 1 階



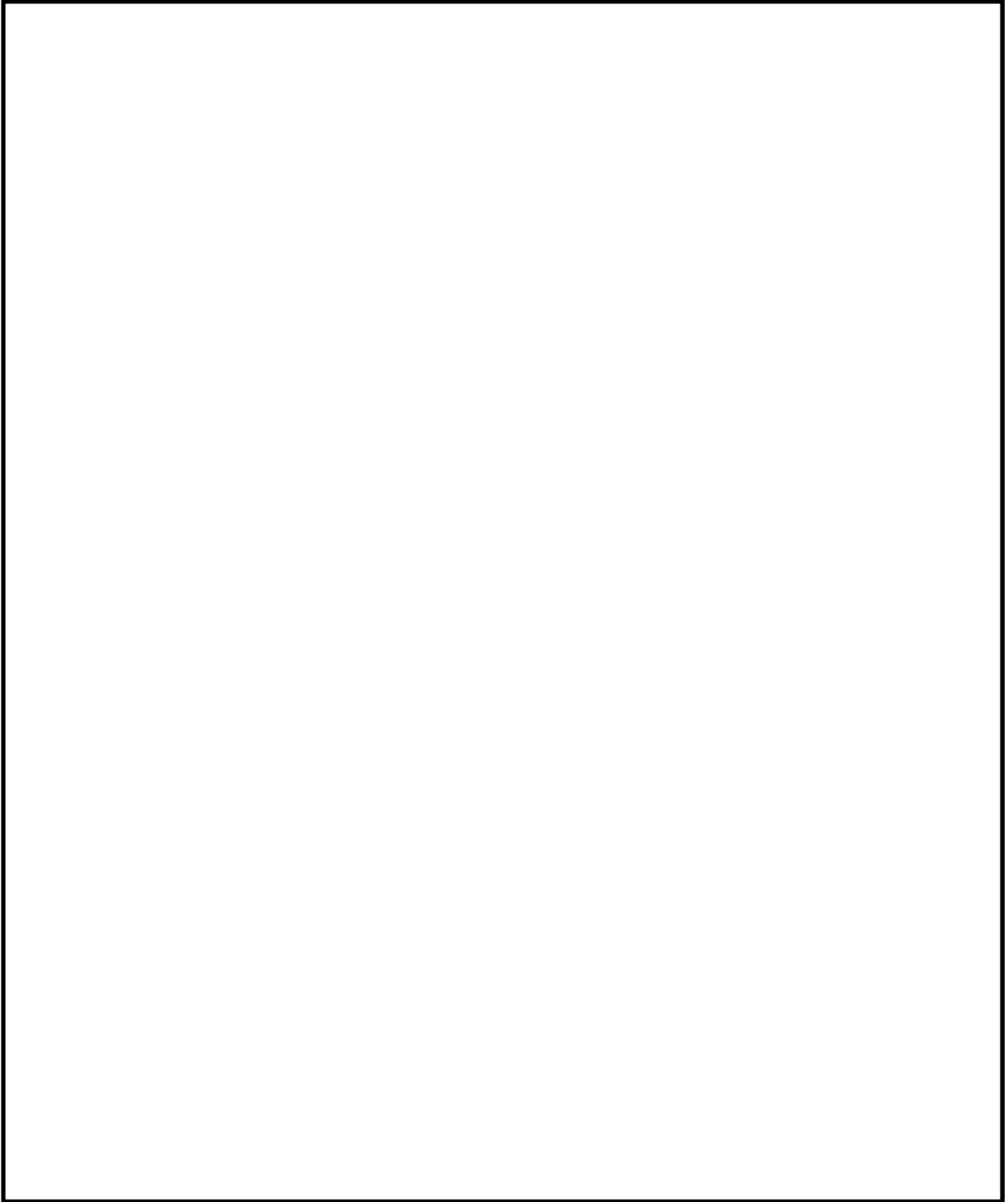
第57-9-(49-13)図 原子炉建屋2階及び原子炉建屋南側屋外



第 57-9-(49-14) 図 原子炉建屋 3 階



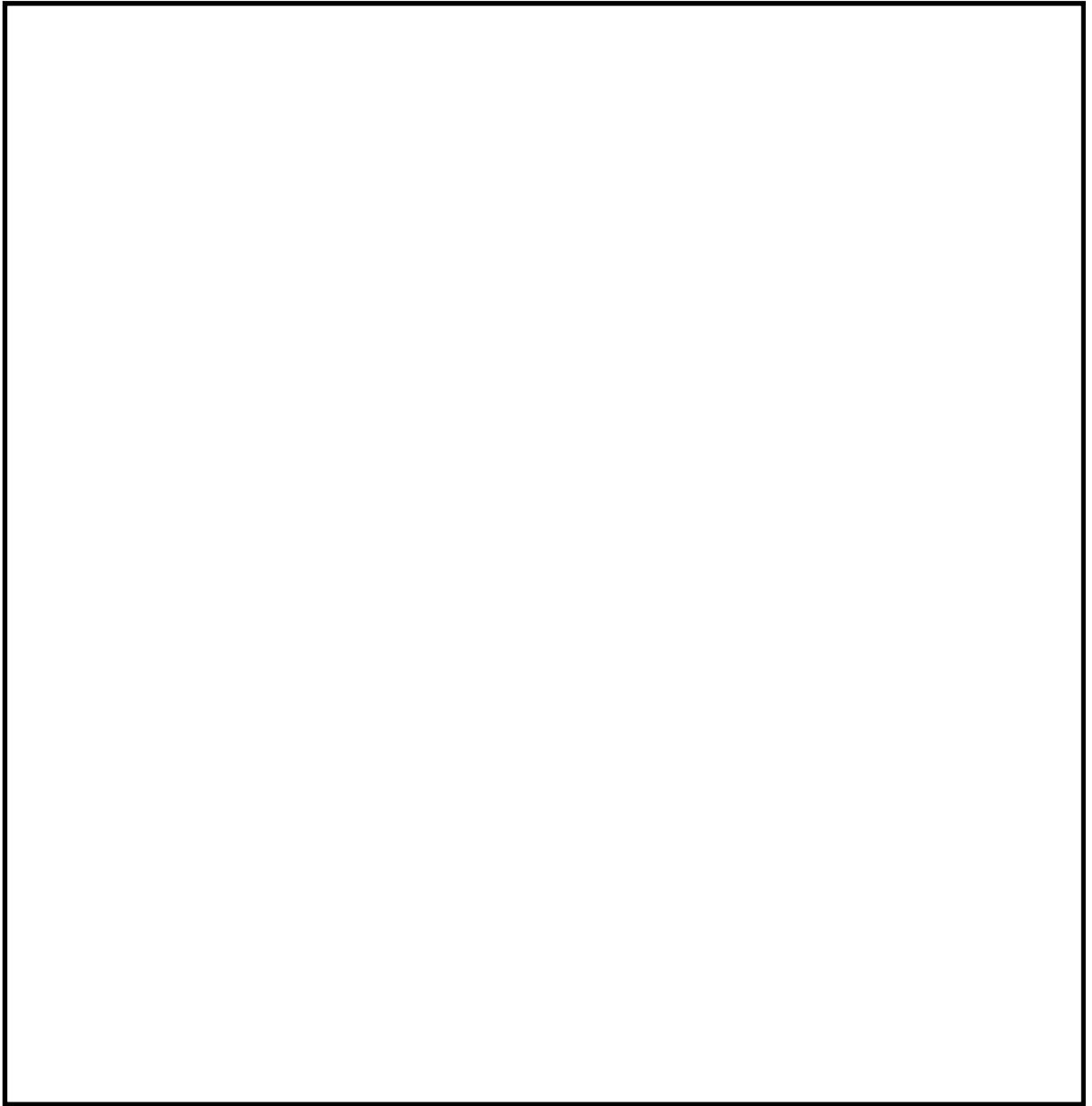
第 57-9-(49-15) 図 原子炉建屋 4 階



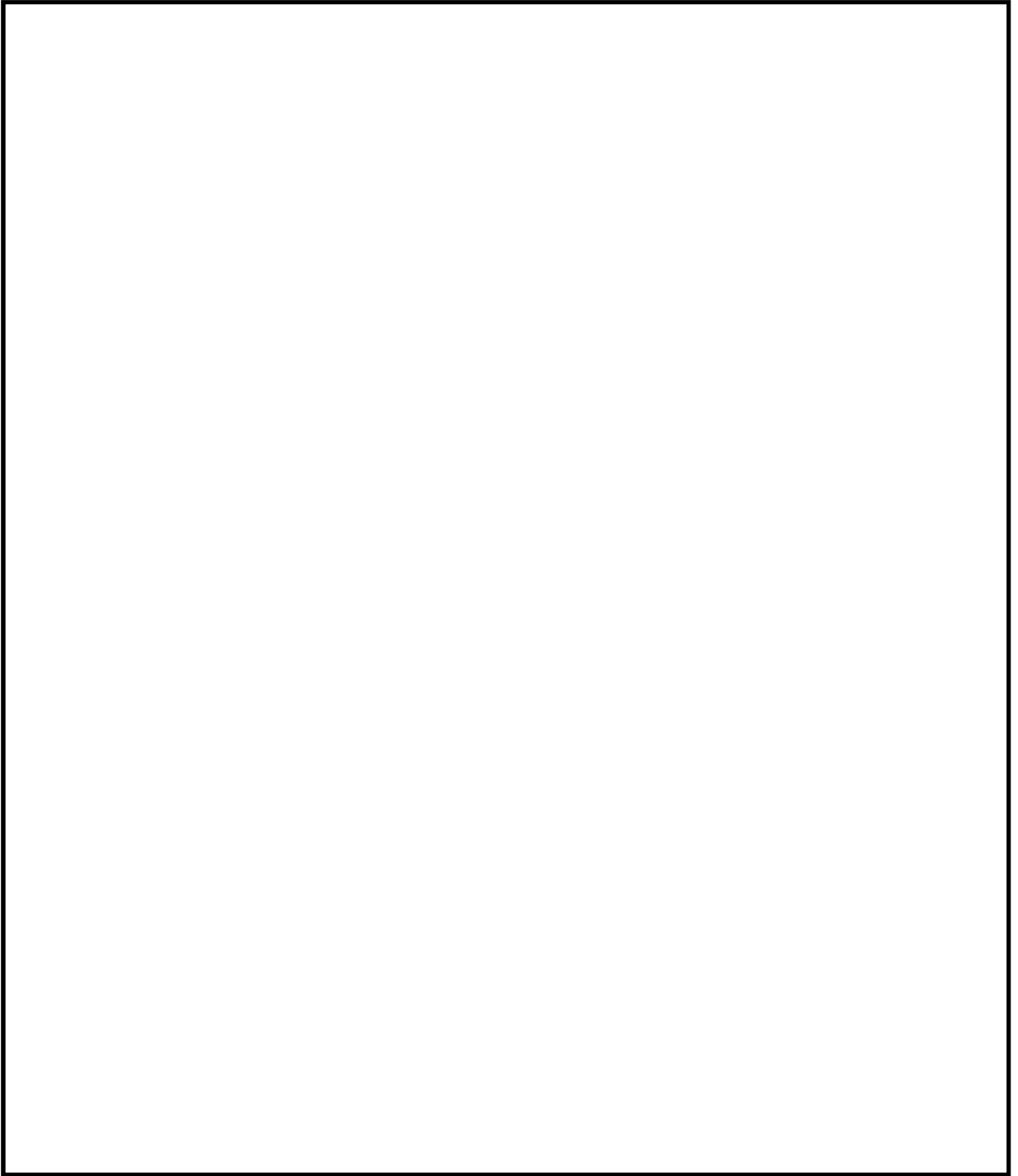
第 57-9-(49-16) 図 原子炉建屋 5 階



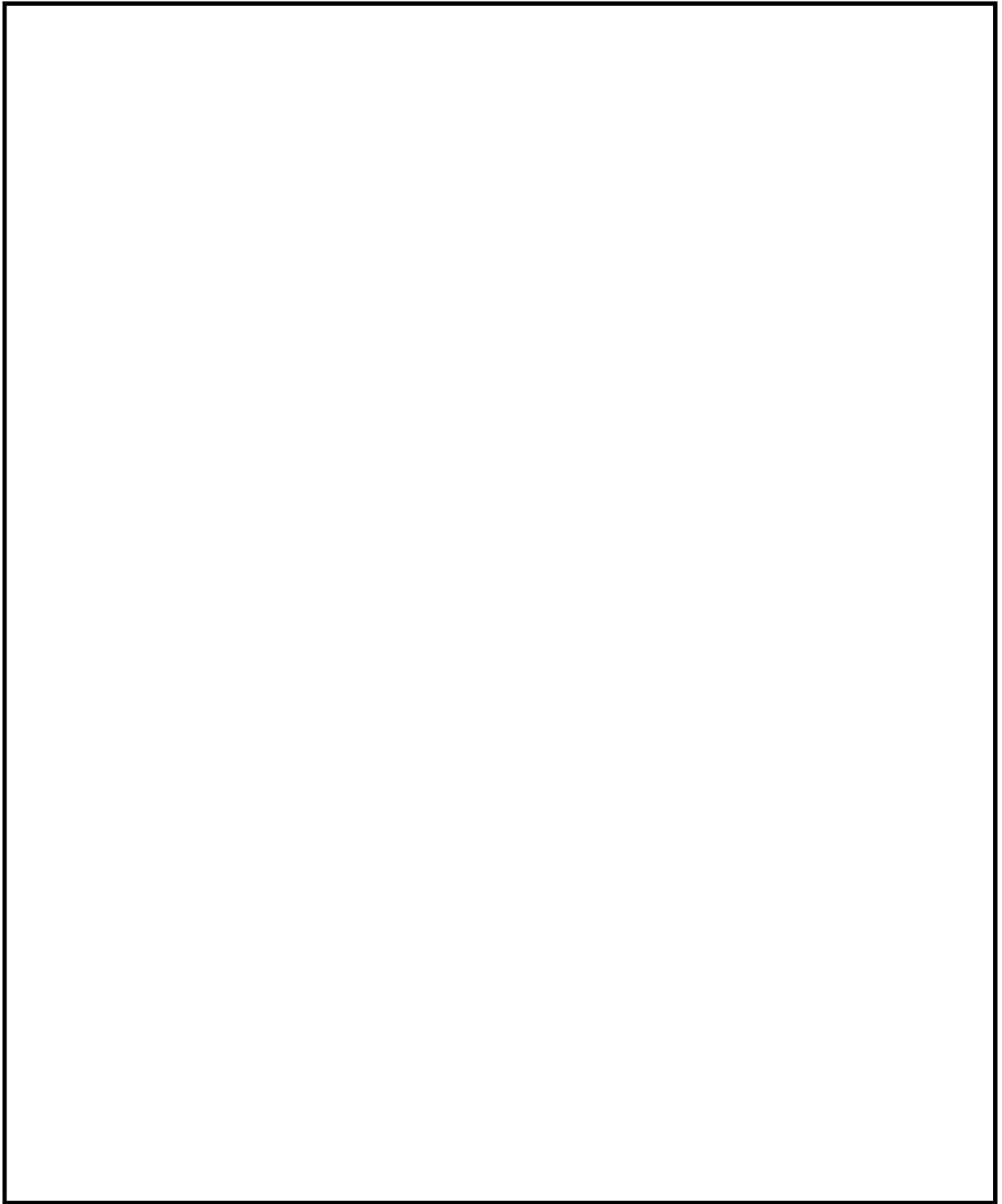
第 57-9-(49-17) 図 屋外



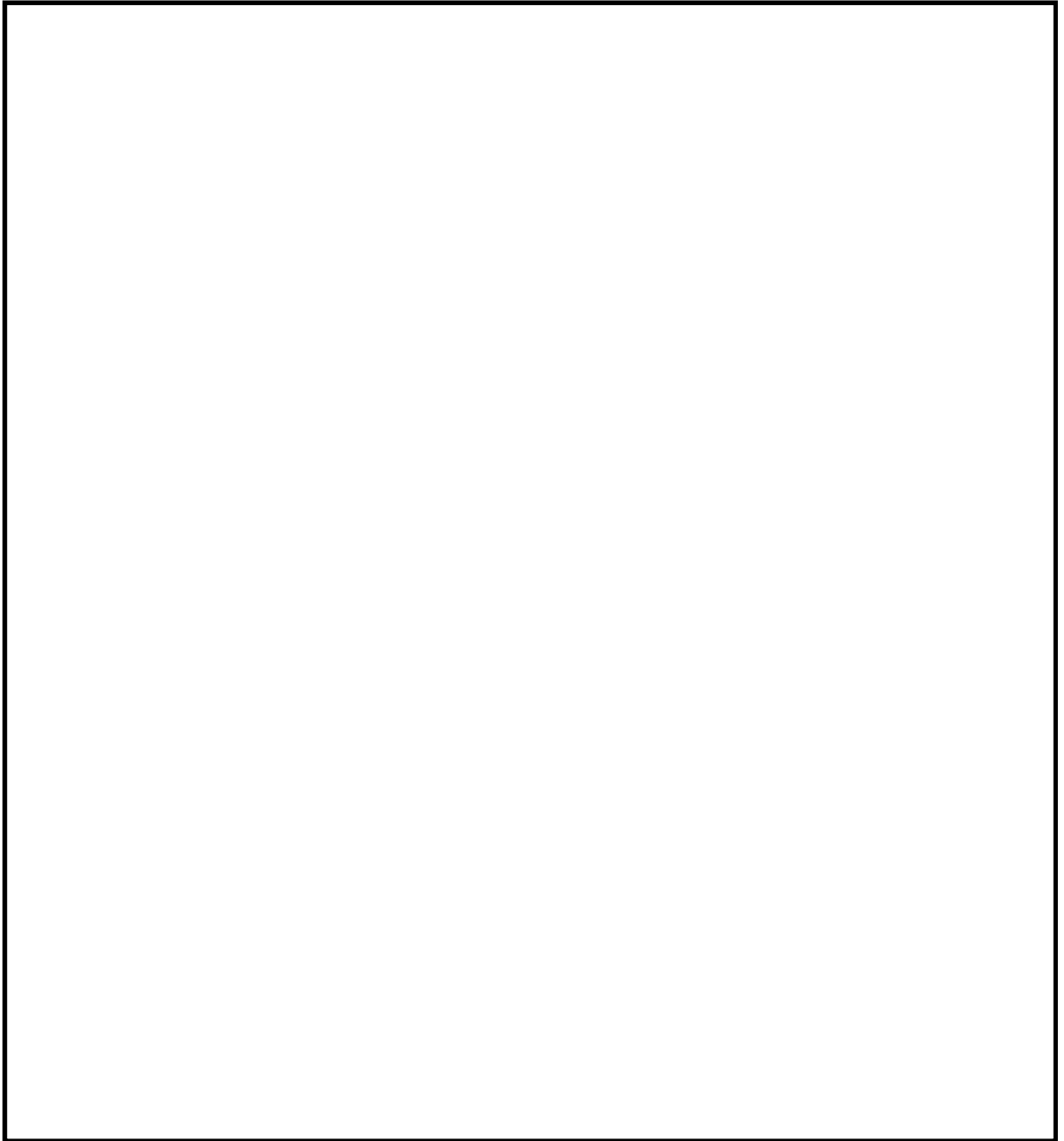
第57-9-(51-1)图 原子炉建屋1階



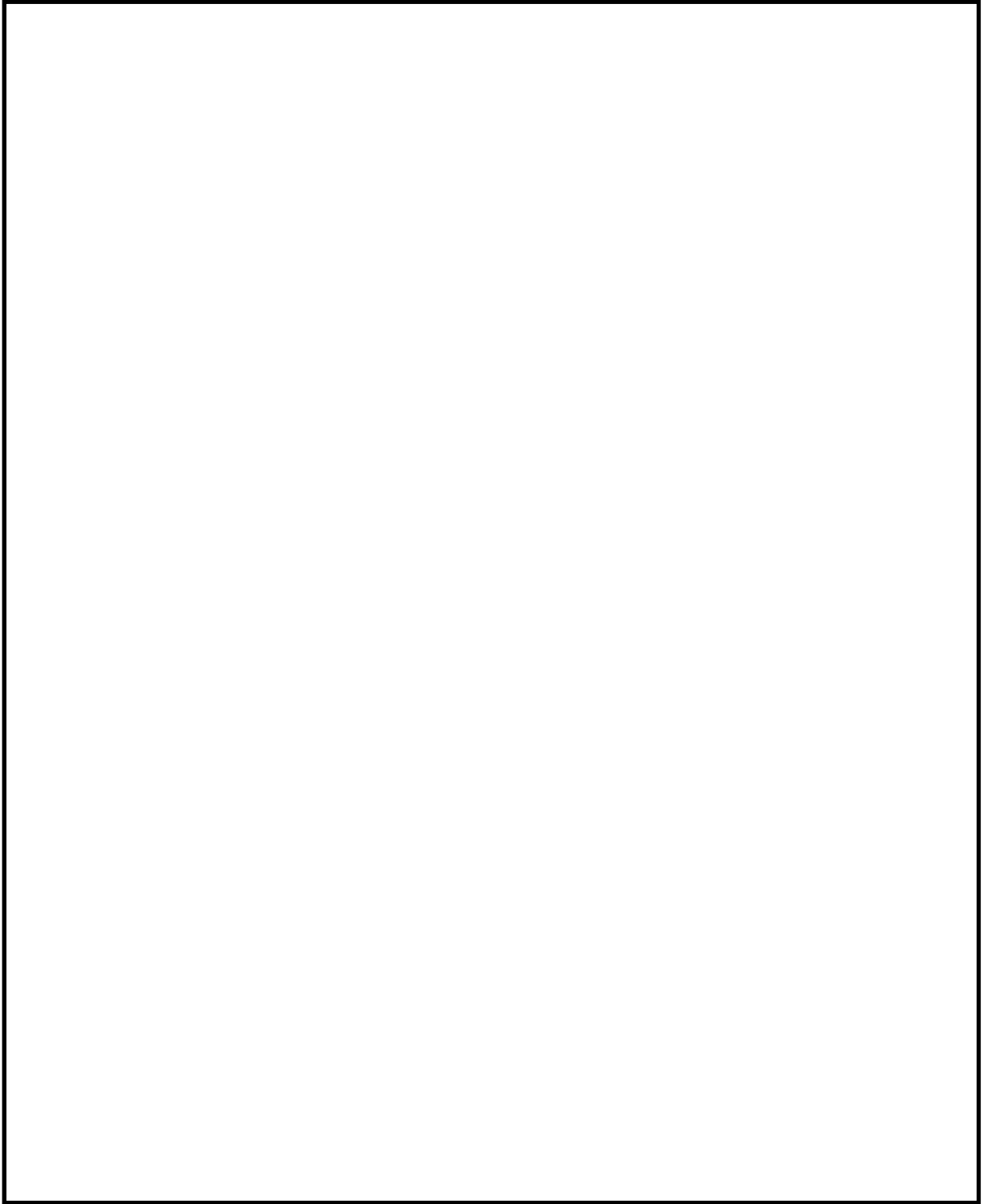
第57-9-(51-2)图 原子炉建屋2階



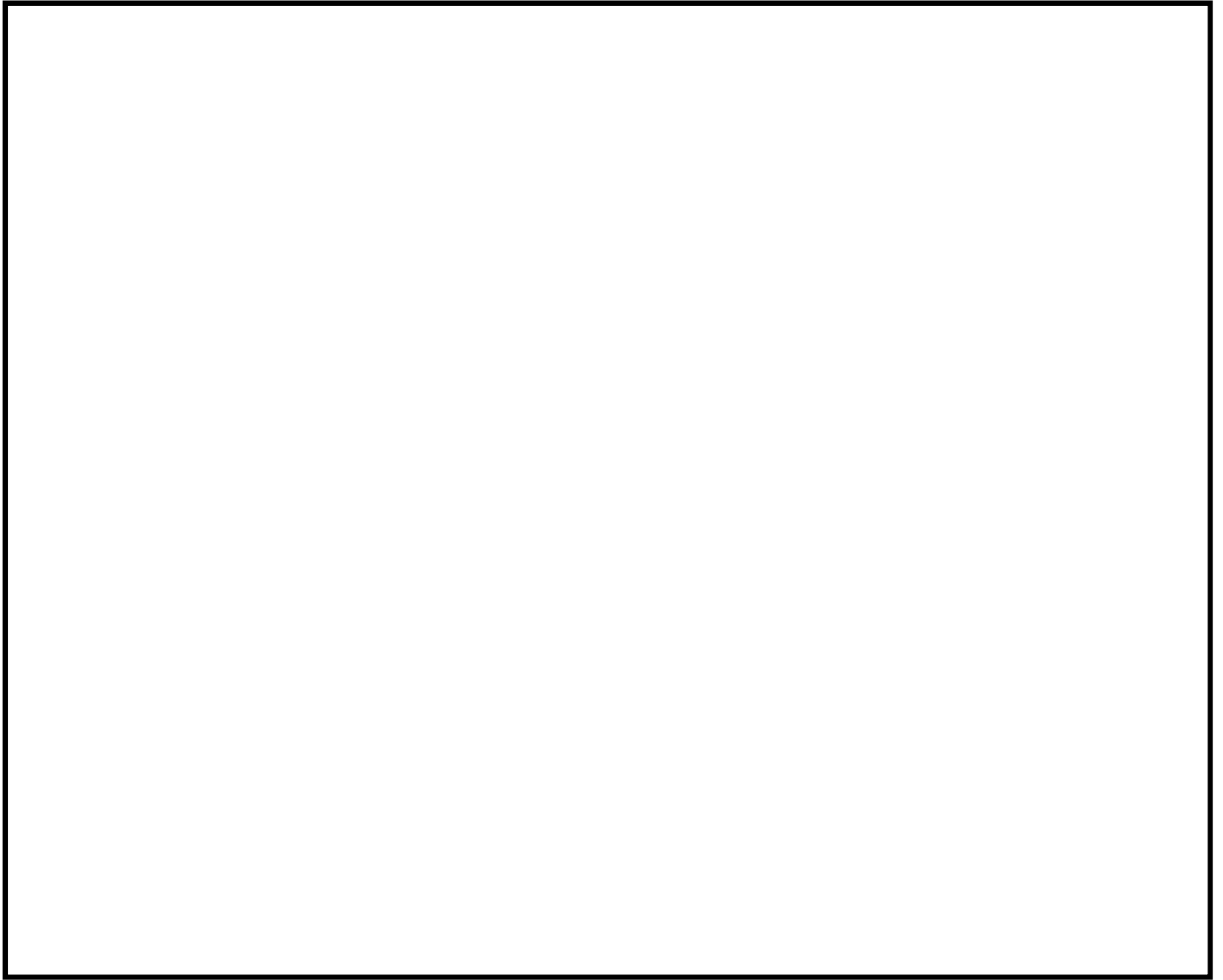
第57-9-(51-3) 図 原子炉建屋3階



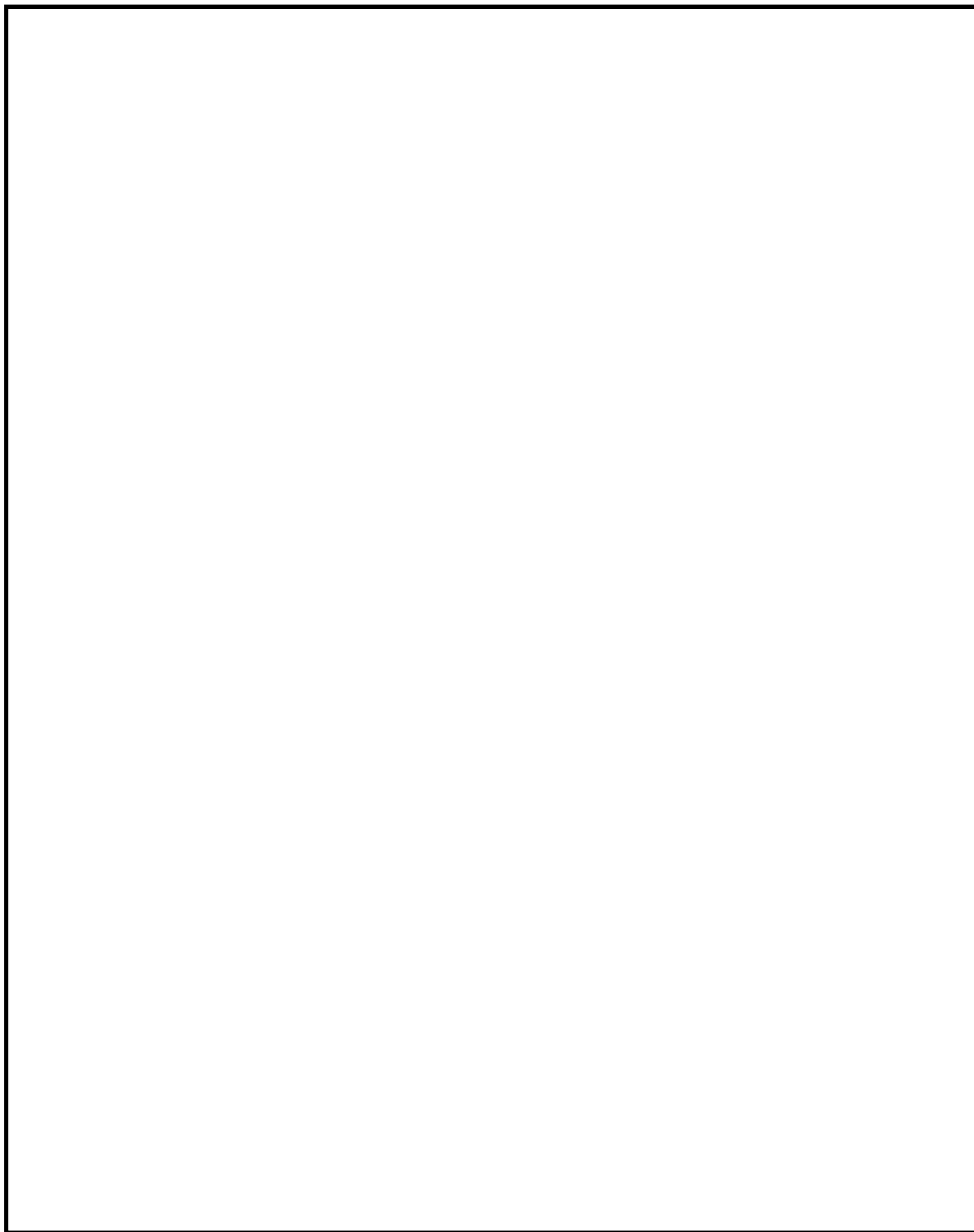
第57-9-(51-4) 図 原子炉建屋4階



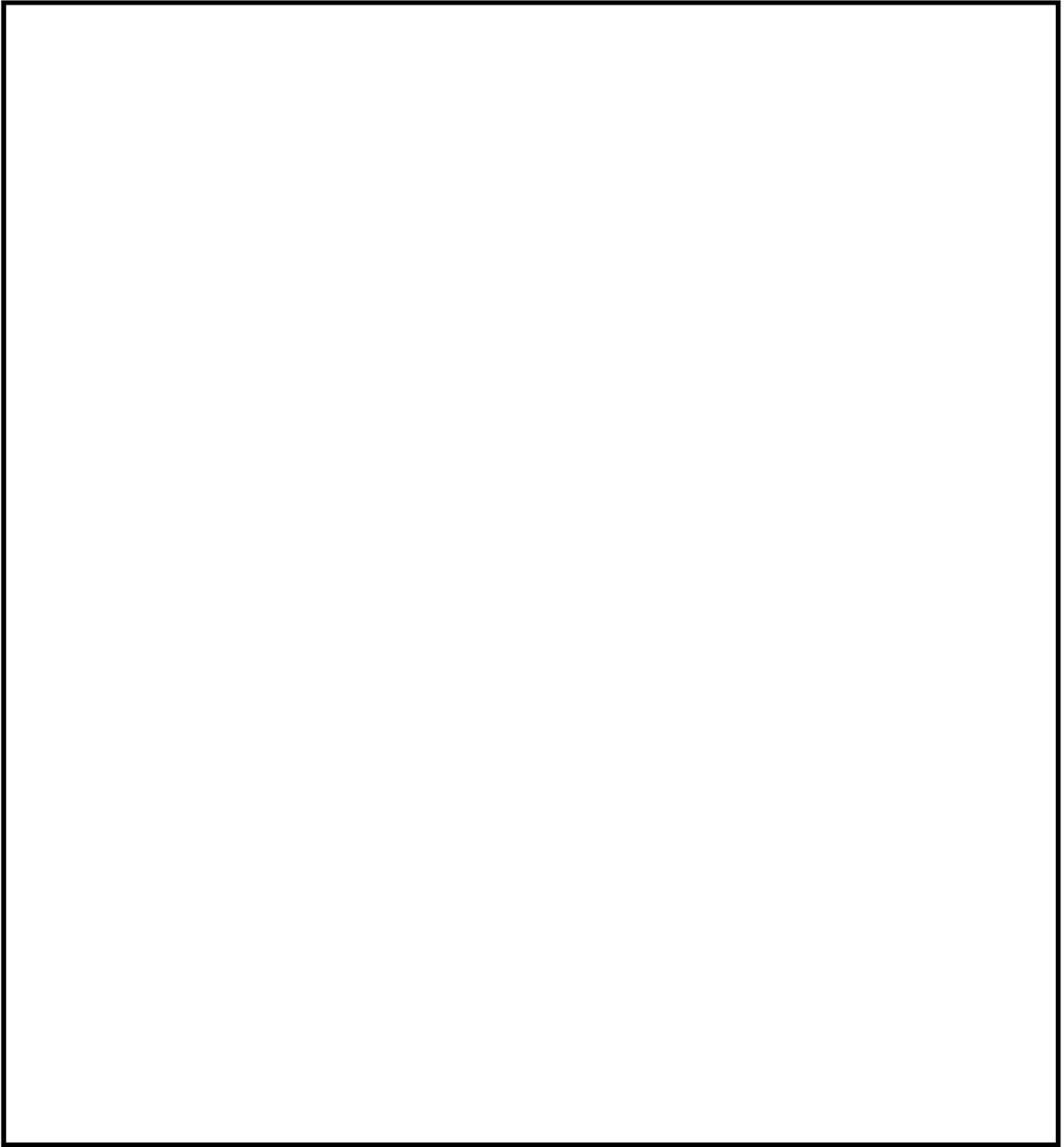
第57-9-(51-5) 図 原子炉建屋5階



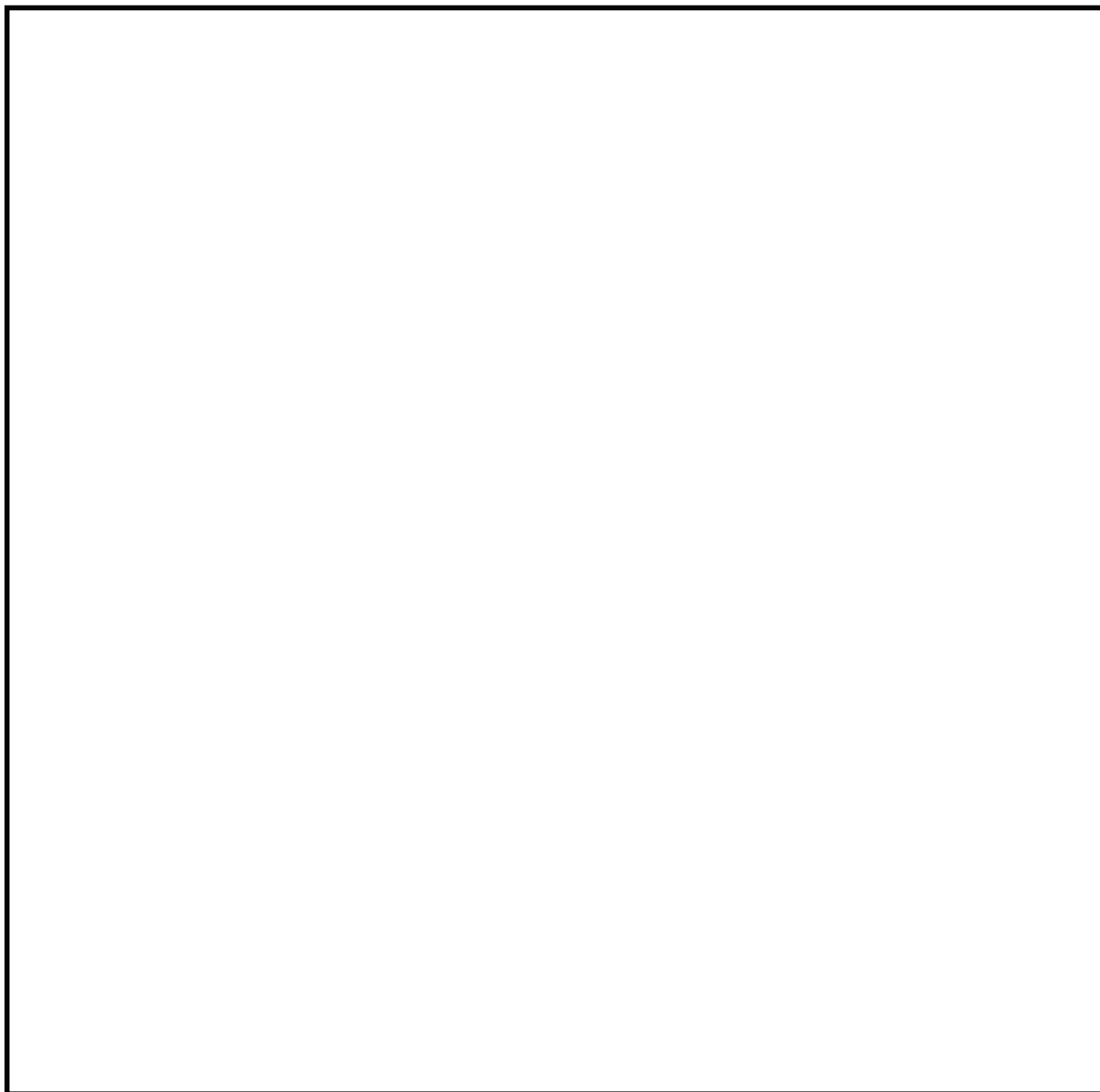
第57-9-(51-6)图 原子炉建屋南侧屋外



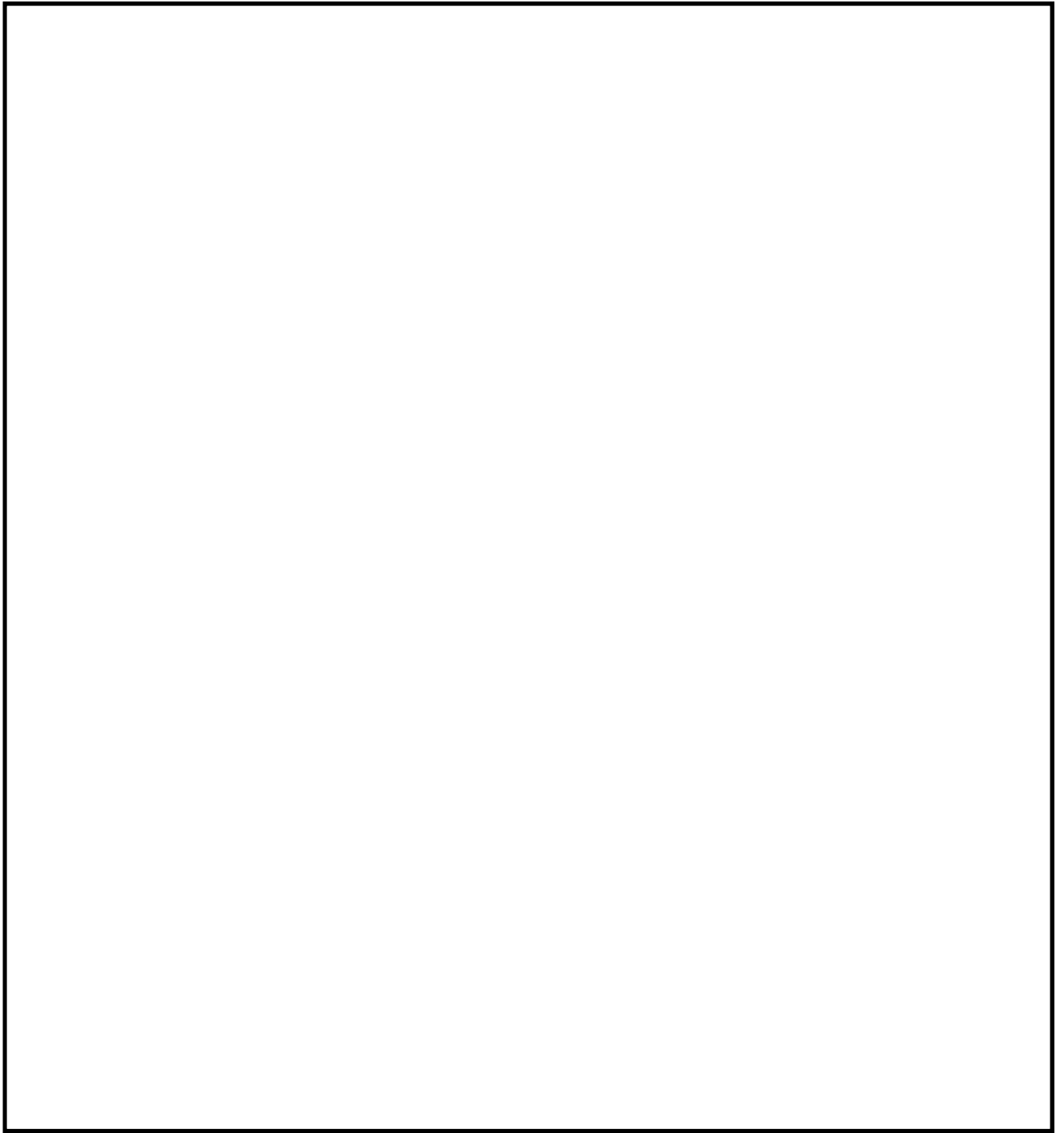
第57-9-(51-7)図 常設代替高圧電源装置置場



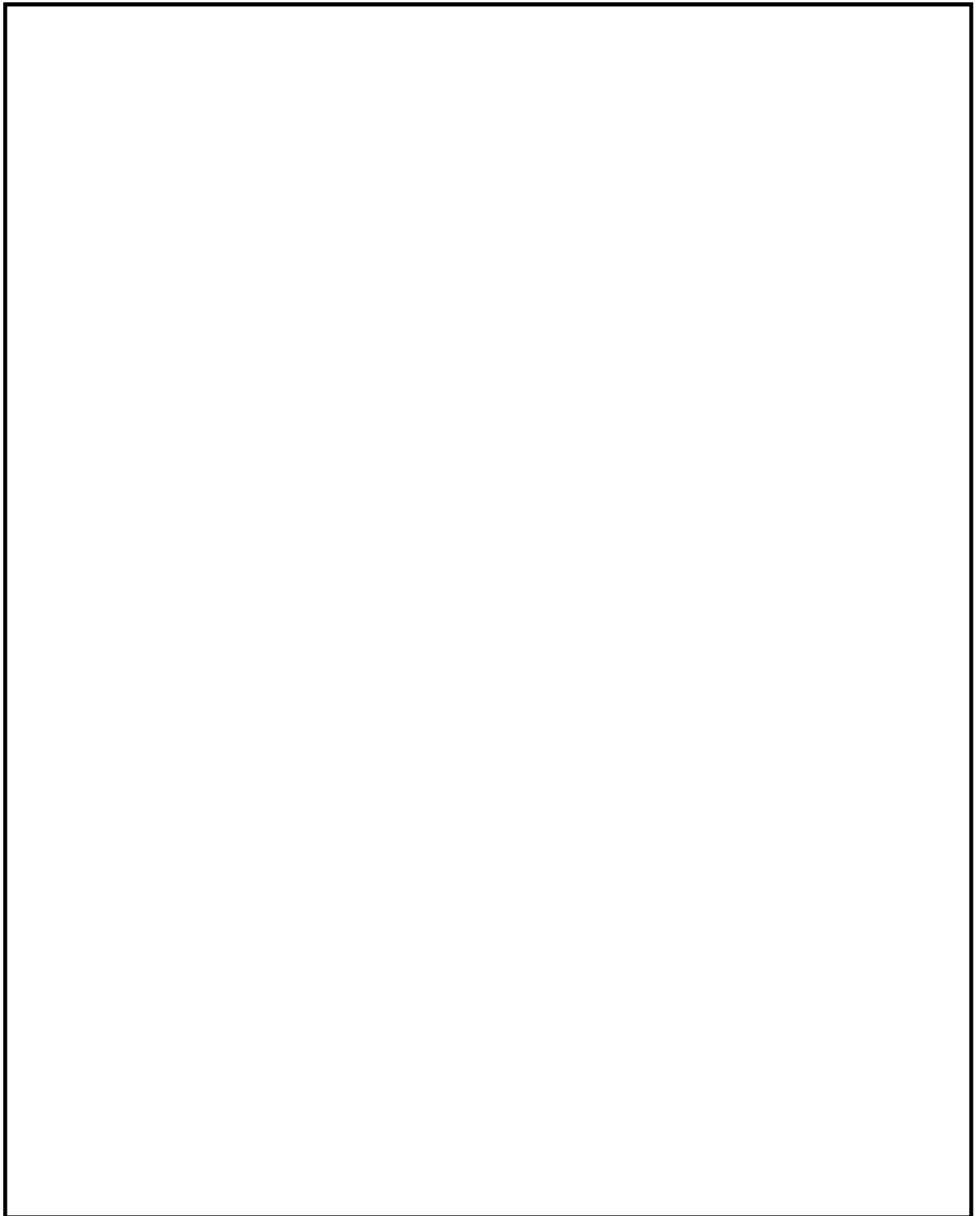
第57-9-(51-8)图 原子炉建屋地下2階



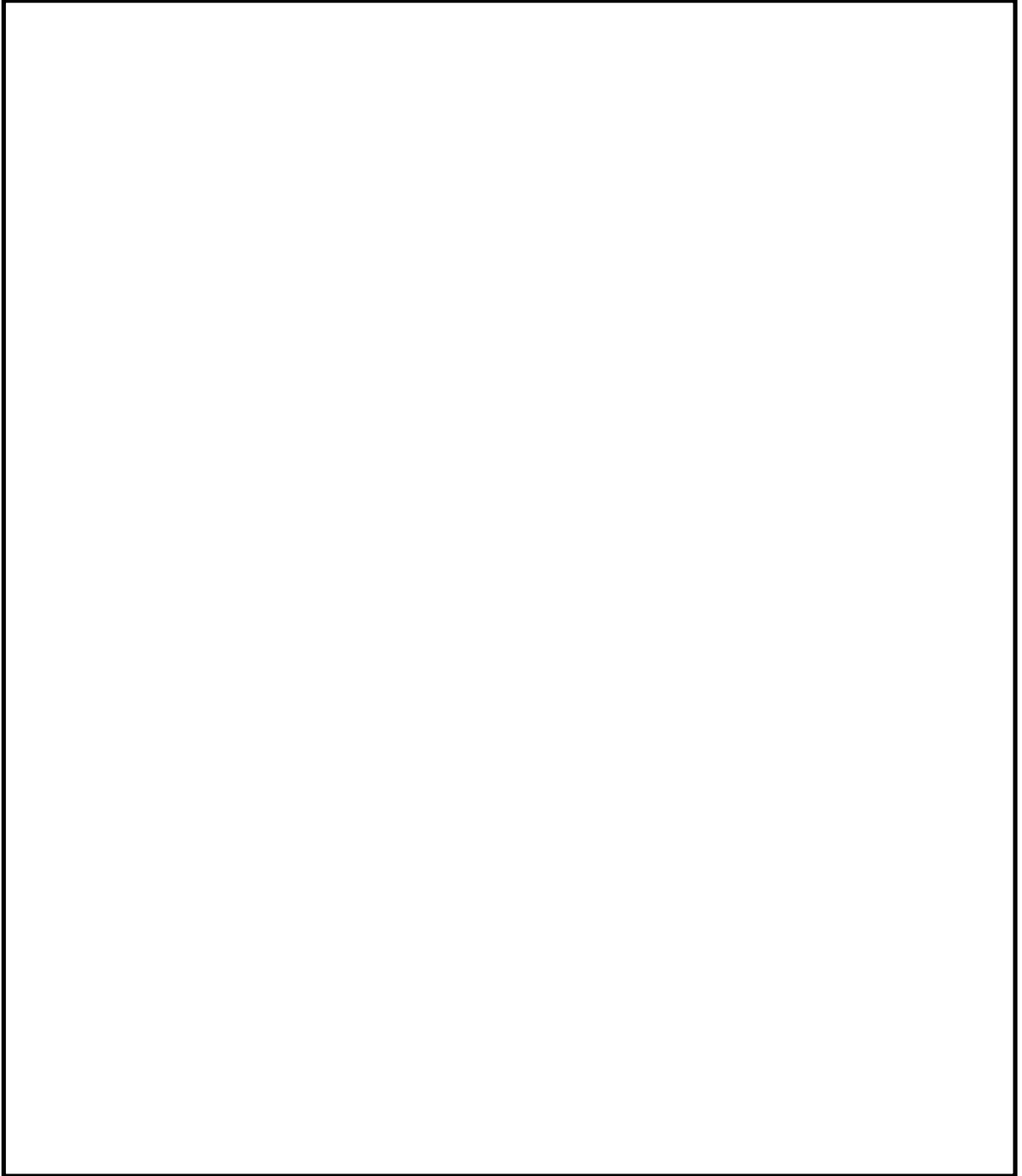
第57-9-(51-9) 図 原子炉建屋1階



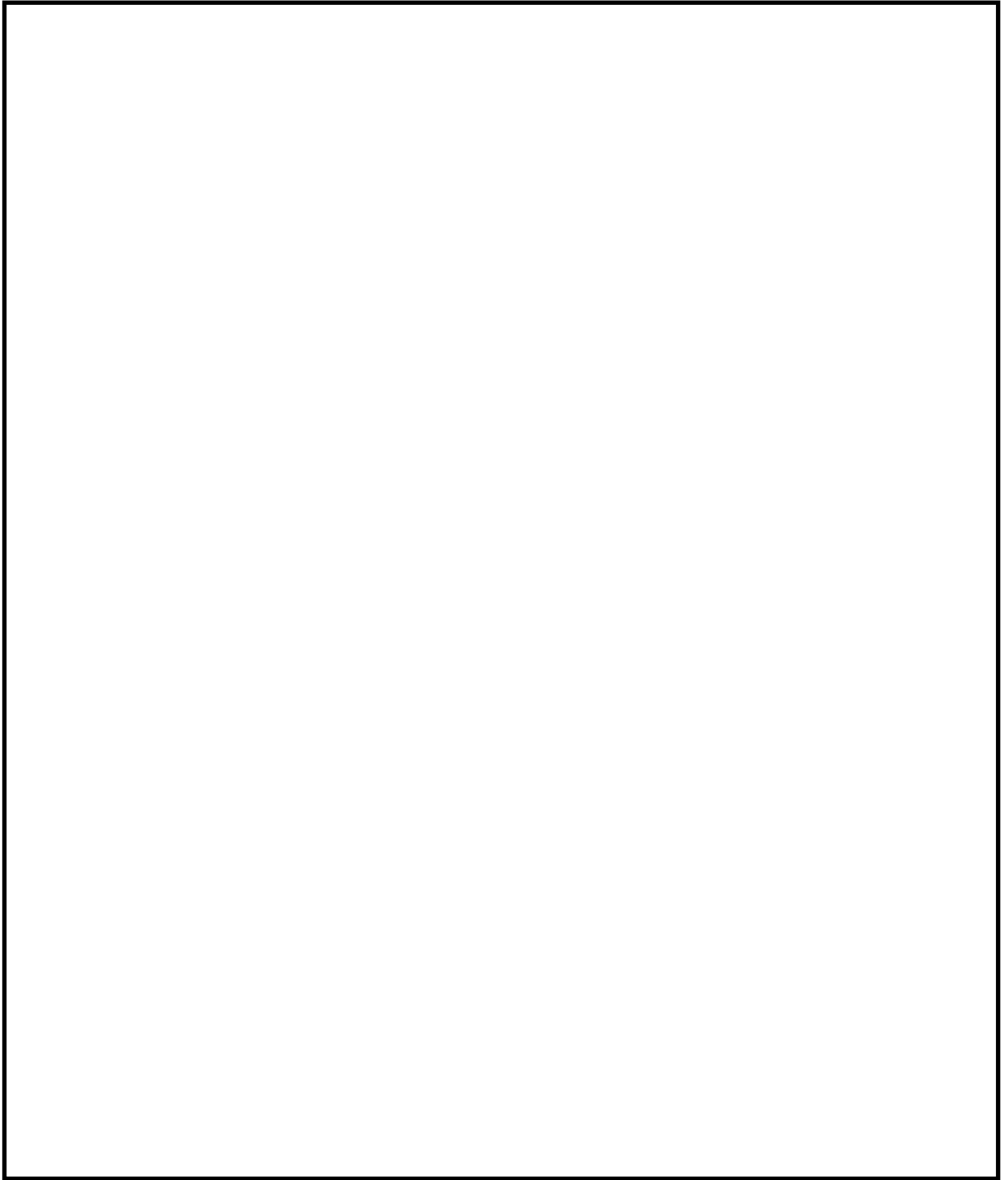
第57-9-(51-10)図 原子炉建屋1階



第57-9-(51-11)図 原子炉建屋2階及び原子炉建屋南側屋外



第57-9-(51-12)図 原子炉建屋3階



第57-9-(51-13) 原子炉建屋4階

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について
(直流電源設備について)

直流電源設備について（「14条全交流動力電源喪失対策設備」資料の抜粋）

10.1.3.5 直流電源設備

非常用直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、非常用電源設備として、直流125V 3系統（区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ）及び直流±24V 2系統（区分Ⅰ，Ⅱ）から構成する。

非常用所内電源系の直流125V及び±24V系統は、非常用低圧母線に接続される充電器9個、蓄電池5組等を設ける。これらの125V系3系統のうち1系統の故障及び±24V系2系統のうち1系統が故障しても発電用原子炉の安全性は確保できる。

また、これらの系統は、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり、非常用直流電源設備5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁、無停電計装用分電盤に給電する非常用の無停電電源装置等である。

そのため、原子炉水位及び原子炉圧力の監視による発電用原子炉の冷却状態の確認並びに原子炉格納容器内圧力及びサプレッション・プール水温度の監視による原子炉格納容器の健全性の確認を可能とする。

蓄電池（非常用）は125V系蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ）、125V系蓄電池B系及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V系蓄電池HPCS系（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池でそれぞれ異なる区画に設置され独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ6,000Ah（125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系）、500Ah（125V系蓄電池HPCS系）、150Ah（中性子モニ

タ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系) であり、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、発電用原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置等、発電用原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、発電用原子炉の停止、冷却、原子炉格納容器の健全性を確認できる計器に電力供給を行う制御盤及び非常用の無停電電源装置の負荷へ電力供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分を包絡した約8時間以上電力供給が可能な容量である。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

10.1.3.6 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用主母線盤120V/240V 2母線及び計装用分電盤120V 3母線で構成する。

計装用分電盤2 A及び2 Bは、2系統に分離独立させ、それぞれ非常用の無停電電源装置から給電する。

非常用の無停電電源装置は、外部電源喪失及び全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するため、非常用直流電源設備である蓄電池（非常用）から電力が供給されることにより、非常用の無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換し、2 A及び2 Bの計装用分電盤に対し電力供給を確保する。

非常用の無停電電源装置は、核計装の監視による発電用原子炉の安全停止状態及び未臨界の維持状態の確保のため、全交流動力電源喪失時から重大事

故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの約95分間を包絡した約8時間、電力供給が可能である。

なお、これらの電源を保守点検する場合は、必要な電力は非常用低圧母線に接続された無停電電源装置内の変圧器から供給する。

また、計装用主母線盤は、分離された非常用低圧母線から給電する。計装用分電盤H P C Sは非常用低圧母線から給電する。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

10.1.5 試験検査

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

非常用

形 式		鉛蓄電池
組 数		5
セル数	125V系 A系	120
	125V系 B系	120
	H P C S系	58
	中性子モニタ用 A系	24
	中性子モニタ用 B系	24
電 圧	125V系 A系	125V
	125V系 B系	125V
	H P C S系	125V
	中性子モニタ用 A系	±24V
	中性子モニタ用 B系	±24V
容 量	125V系 A系	約6,000Ah
	125V系 B系	約6,000Ah
	H P C S系	約500Ah
	中性子モニタ用 A系	約150Ah
	中性子モニタ用 B系	約150Ah

常用

形 式	鉛蓄電池
組 数	1
セル数	116
電 圧	250V
容 量	約2,000Ah

(2) 充電器

非常用（予備充電器は常用）

形 式	シリコン整流器		
個 数	125V系 A系, B系	2（予備1）	
	H P C S系	1（予備1）	
	中性子モニタ用 A系	2	
	中性子モニタ用 B系	2	
充電方式	浮動		
冷却方式	自然通風		
交流入力			
	125V系 A系	3相	50Hz 480V
	125V系 B系	3相	50Hz 480V
	H P C S系	3相	50Hz 480V
	中性子モニタ用 A系	単相	50Hz 120V
	中性子モニタ用 B系	単相	50Hz 120V

容量	125V系 A系	約58.8kW
	125V系 B系	約48.8kW
	(125V系 A系, B系予備)	約58.8kW
	H P C S系	約14kW
	中性子モニタ用 A系	約0.84kW
	中性子モニタ用 B系	約0.84kW

直流出力電圧

125V系 A系	125V
125V系 B系	125V
H P C S系	125V
中性子モニタ用 A系	±24V
中性子モニタ用 B系	±24V

直流出力電流

125V系 A系	約420A
125V系 B系	約320A
(125V系 A系, B系予備)	約420A)
H P C S系	約100A
中性子モニタ用 A系	約30A
中性子モニタ用 B系	約30A

常用

形式	シリコン整流器
個数	1 (予備1)
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V

容 量	約98 kW
直流出力電圧	250V
直流出力電流	約350A

(3) 直流母線

非常用

個 数	5
電 圧	
125V系 A系	125V
125V系 B系	125V
H P C S系	125V
中性子モニタ用 A系	±24V
中性子モニタ用 B系	±24V

常用

個 数	1
電 圧	250V

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

形 式	静止型
個 数	2
容 量	約35kVA (1個当たり)
出力電圧	120V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	5
電 圧	120V/ 240V (2個) 120V (3個)

(2) 常用

a. 無停電電源装置

形 式	静止型
個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	120V/240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

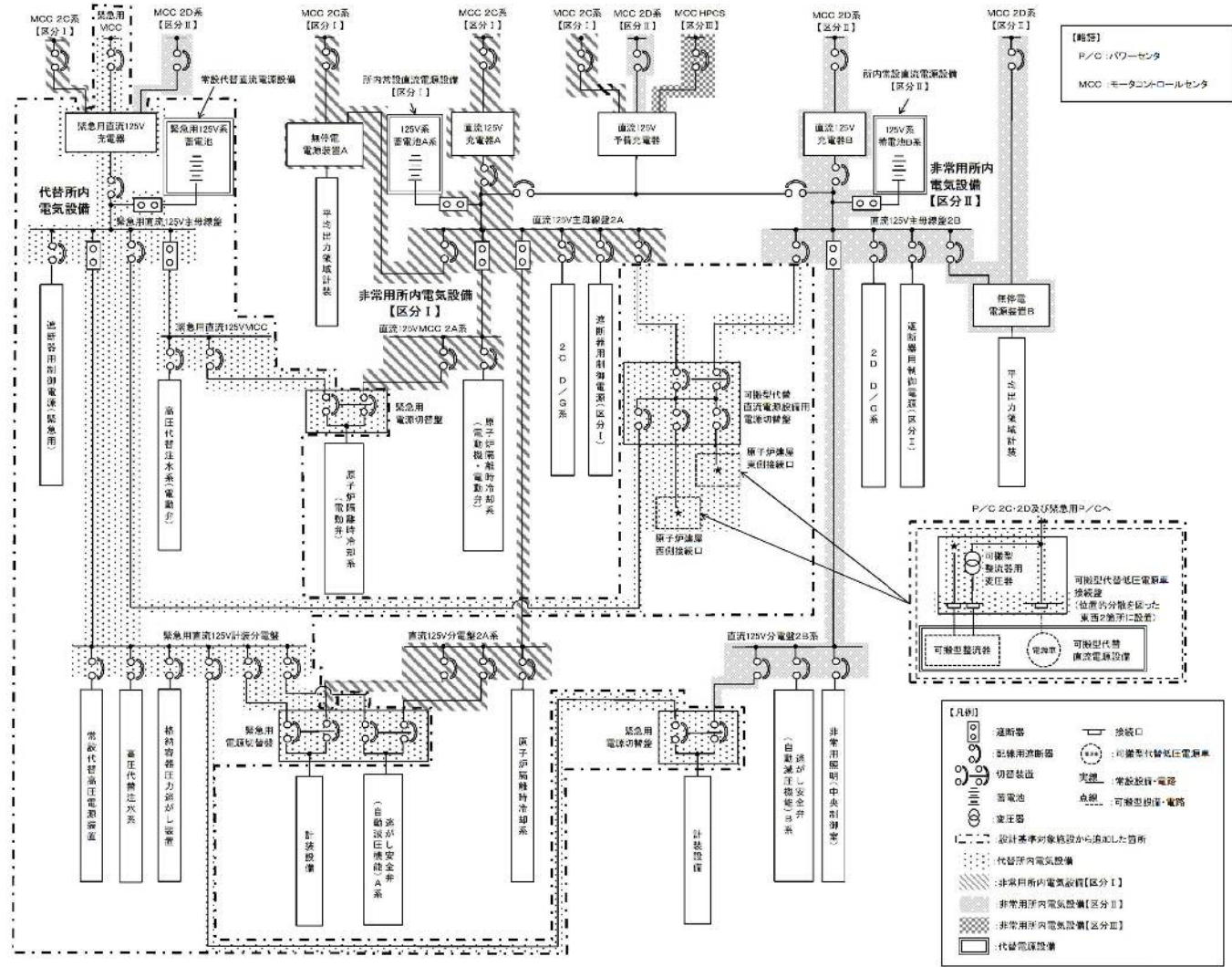
形 式	三相誘導電動機
台 数	2
定格容量	約44.76kW
電 圧	440V

発電機

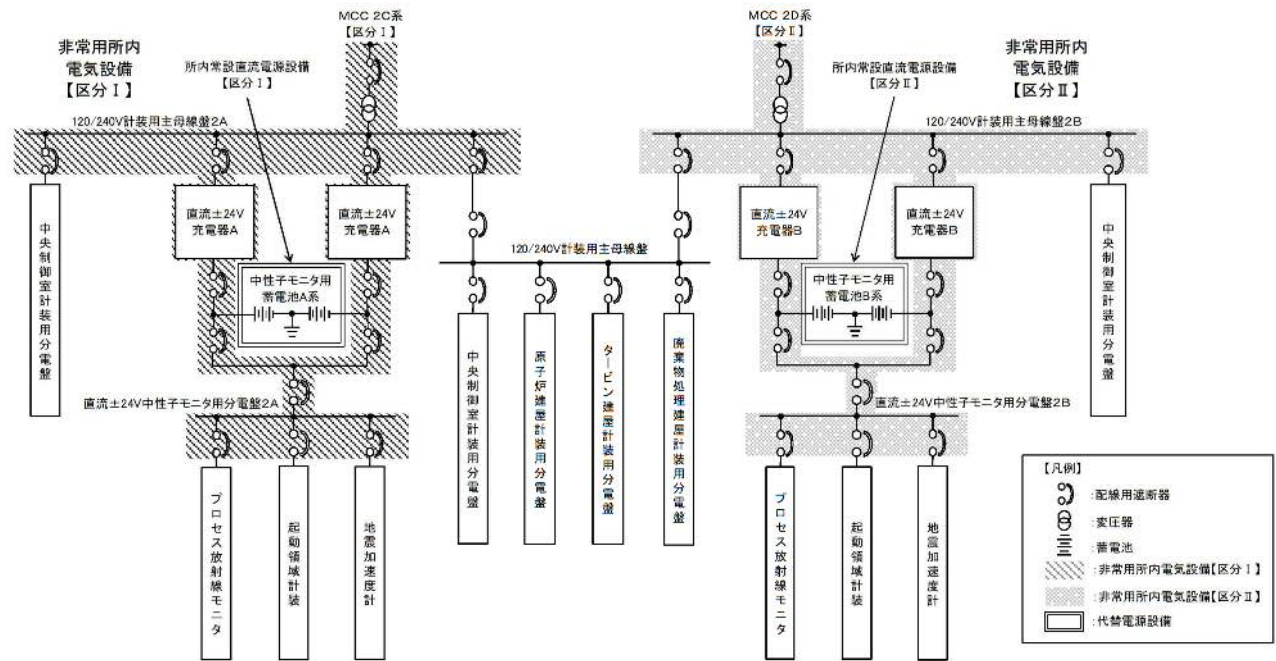
形 式	単相同期発電機
台 数	2
定格容量	約18.75kVA
電 圧	120V
周 波 数	50Hz

c. 計装用交流母線

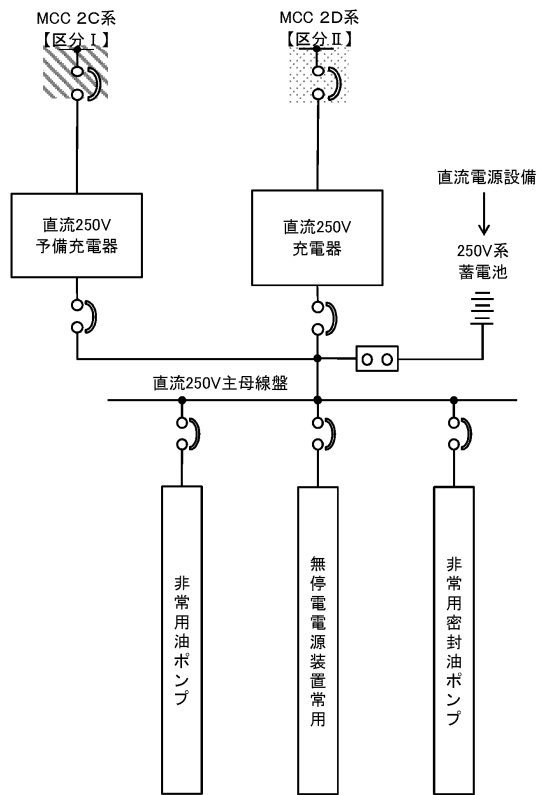
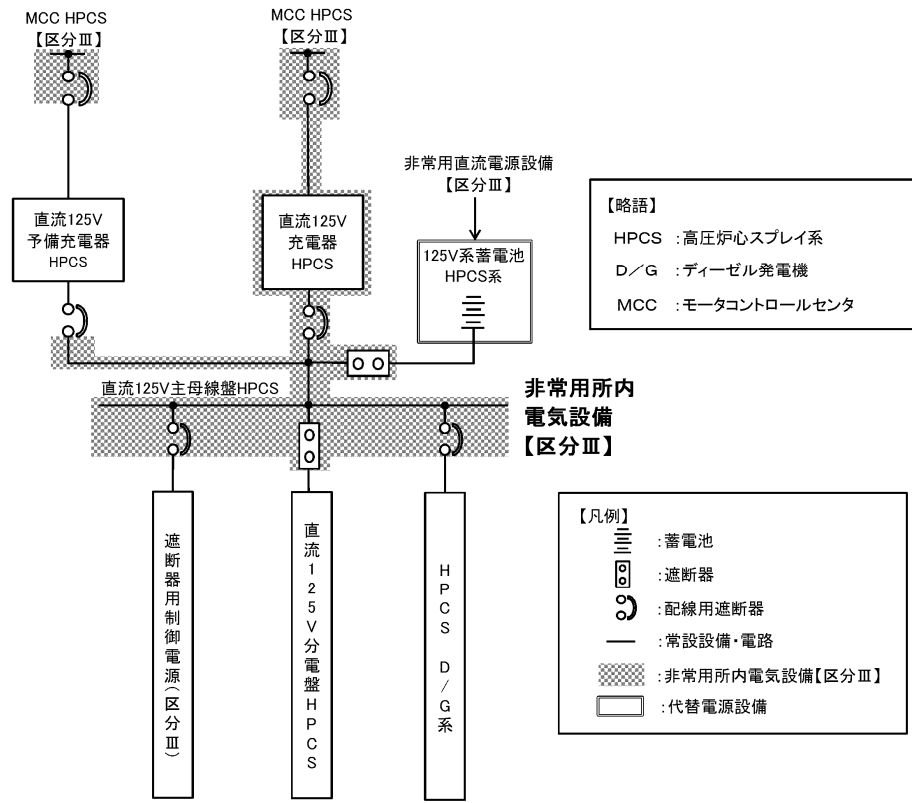
個 数	4
電 圧	120V/ 240V (2個)
	120V (2個)



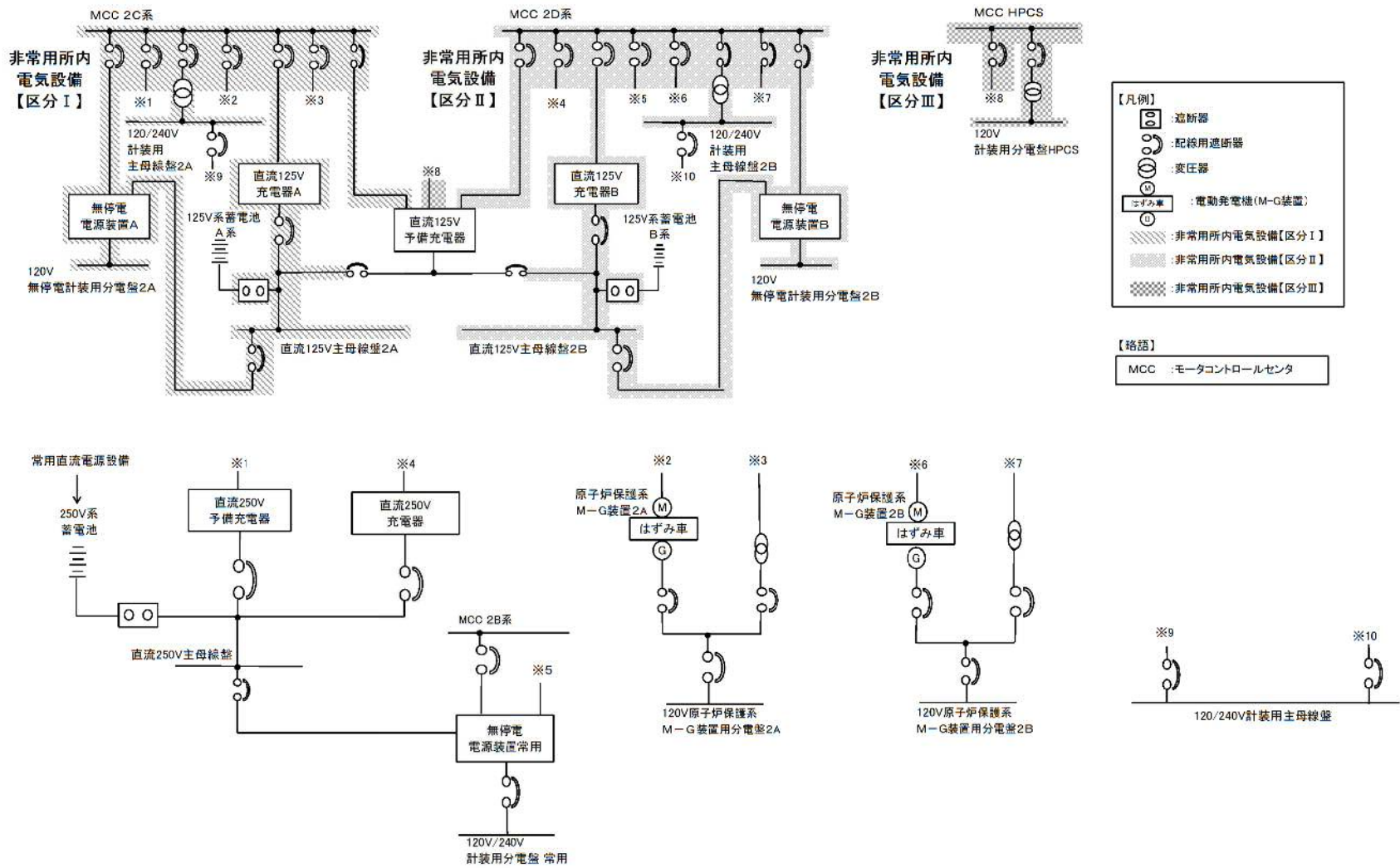
第 10.1—3 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図

2. 全交流動力電源喪失対策設備

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが、外部電源が喪失した場合においても、設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう、非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機 2 系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 系統（区分Ⅲ）を設置する。また、非常用直流電源設備として、それぞれ独立した蓄電池，充電器，及び分電盤等で構成する 3 系統 5 組の直流電源設備を設置する。なお，非常用直流電源設備のうち，直流母線電圧が 125V の 3 系統 3 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流 125V 蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタルクラッド開閉装置（以下「M/C」という），パワーセンタ（以下「P/C」という）遮断器の制御電源，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24V の 2 系統 2 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用直流電源設備は，いずれの 1 区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機もしくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に 3 系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用直流電源設備によって発電用原子炉を安全に停止し，発電用原子炉の停止後の原子炉冷却を行うとともに，原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作する

ことができるよう、これらの設備の動作に必要な電力が供給できる設備とする。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に、直流電源単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

また、計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2) 蓄電池からの電力供給時間

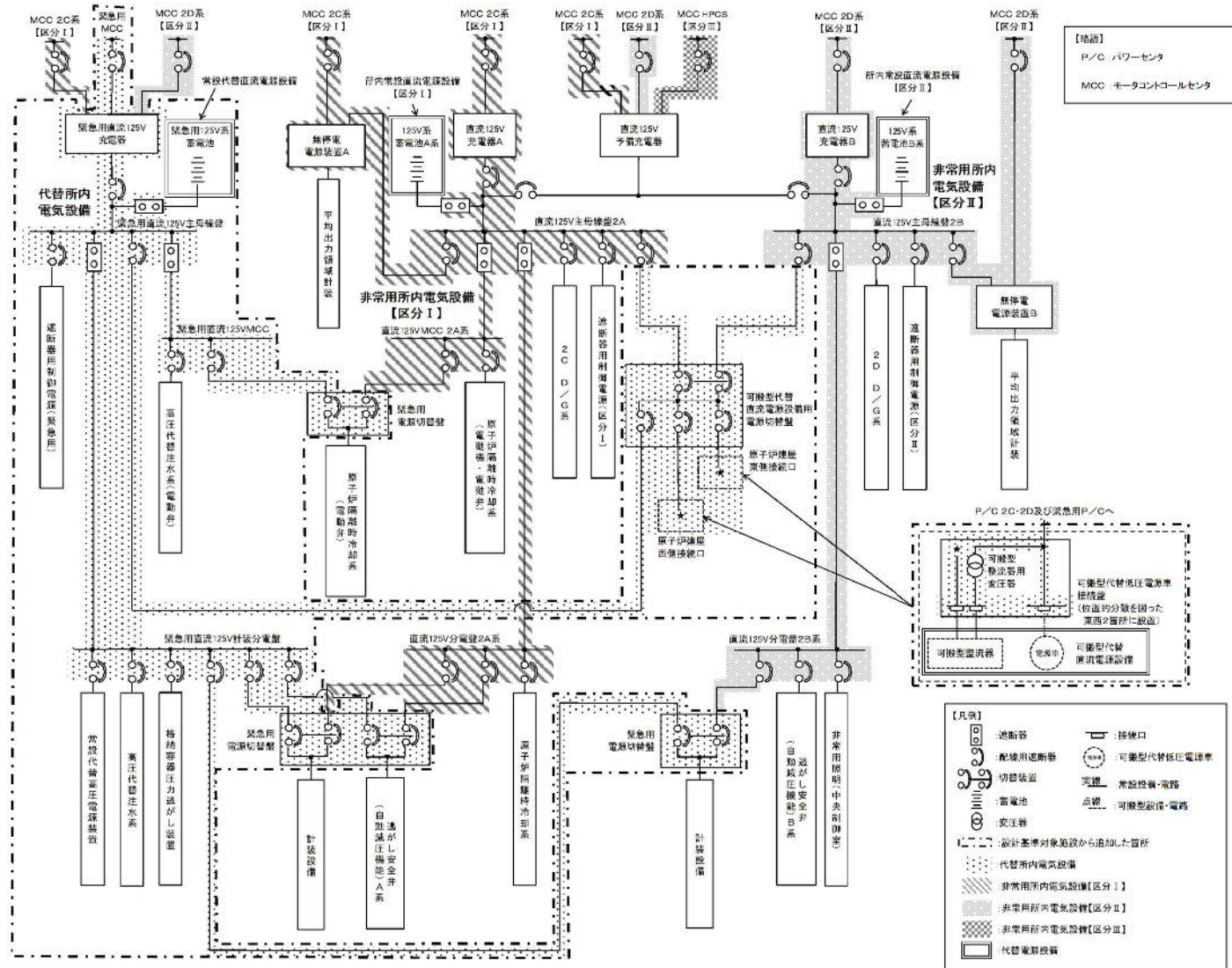
全交流動力電源喪失に備えて、非常用直流電源設備は発電用原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 95 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 180 分以内（全交流動力電源喪失後 275 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電力供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

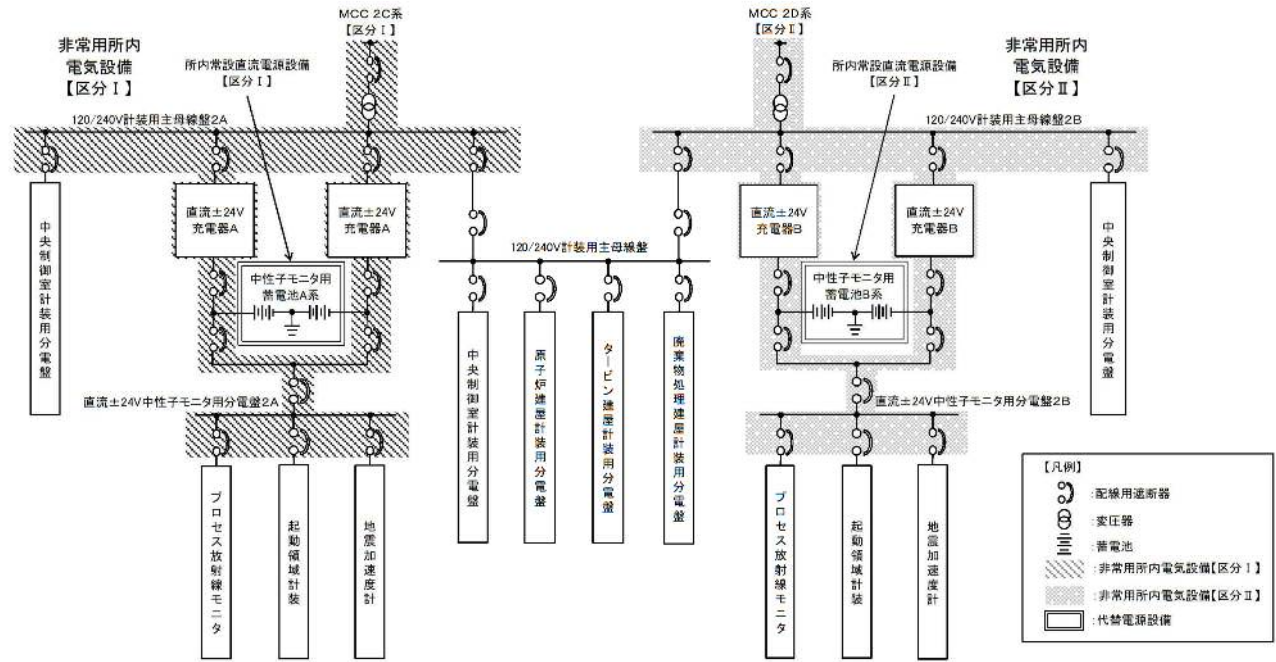
蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電力供給できる設計とする。

第 2.1-1 表 非常用直流電源設備の主要機器仕様

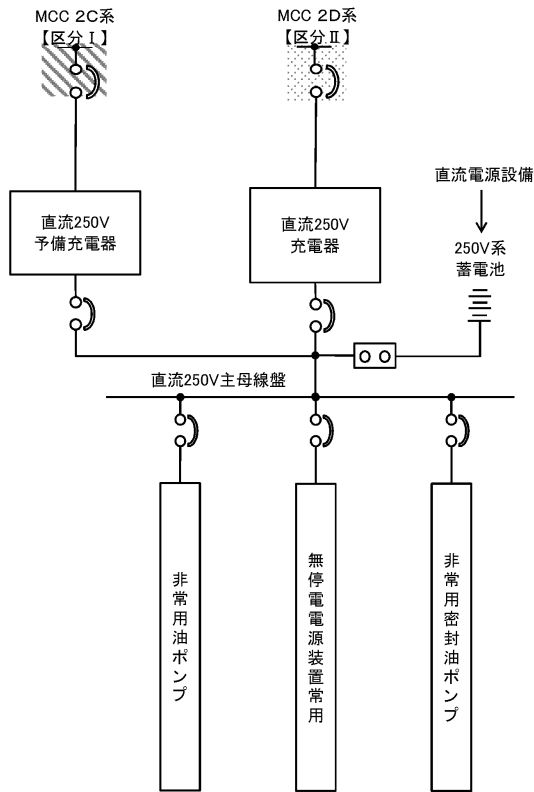
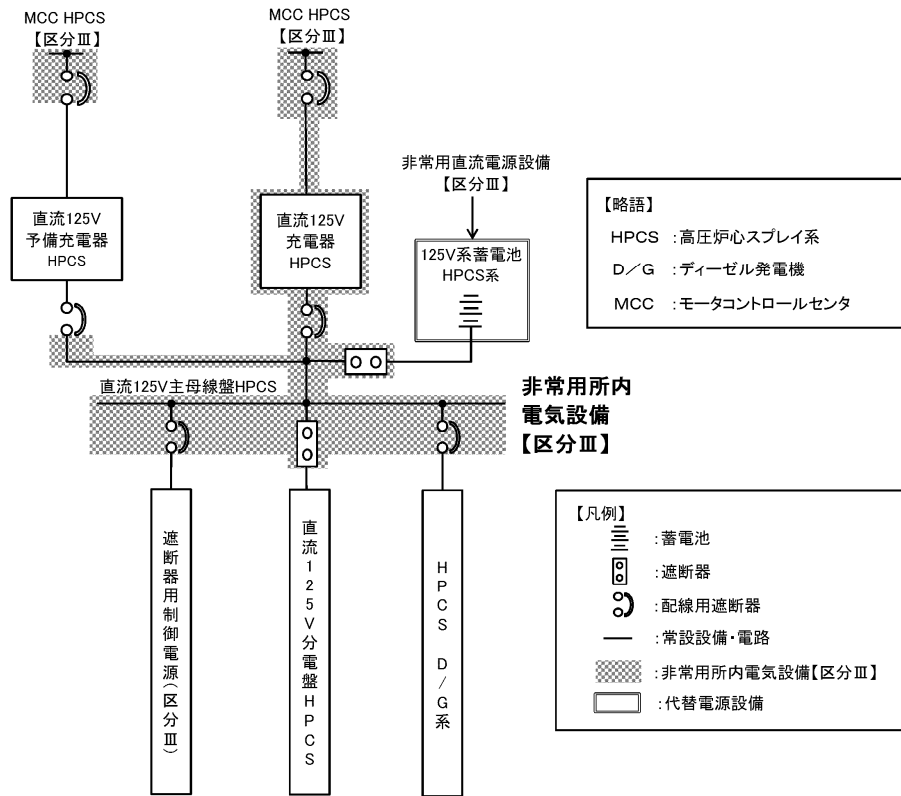
	設計基準事故対処設備 (DB) (重大事故等対処設備を兼ねる)					(参考) 重大事故等 対処設備 (SA)
	125V 系蓄電池 A系 (区分Ⅰ)	125V 系蓄電池 B系 (区分Ⅱ)	中性子 モニタ用 蓄電池A系 (区分Ⅰ)	中性子 モニタ用 蓄電池B系 (区分Ⅱ)	125V 系蓄電池 HPCS系 (区分Ⅲ) ※ ※全交流動力電源 喪失対策設備に は含まれない	緊急用 125V 系蓄電池
蓄電池 電 圧 容 量	125V 約 6,000Ah	125V 約 6,000Ah	±24V 約 150Ah	±24V 約 150Ah	125V 約 500Ah	125V 約 6,000Ah
充電器 個 数	2 (予備 1)		2	2	1 (予備 1)	1
充電方式	浮動 (常時)		浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)	浮動 (常時)



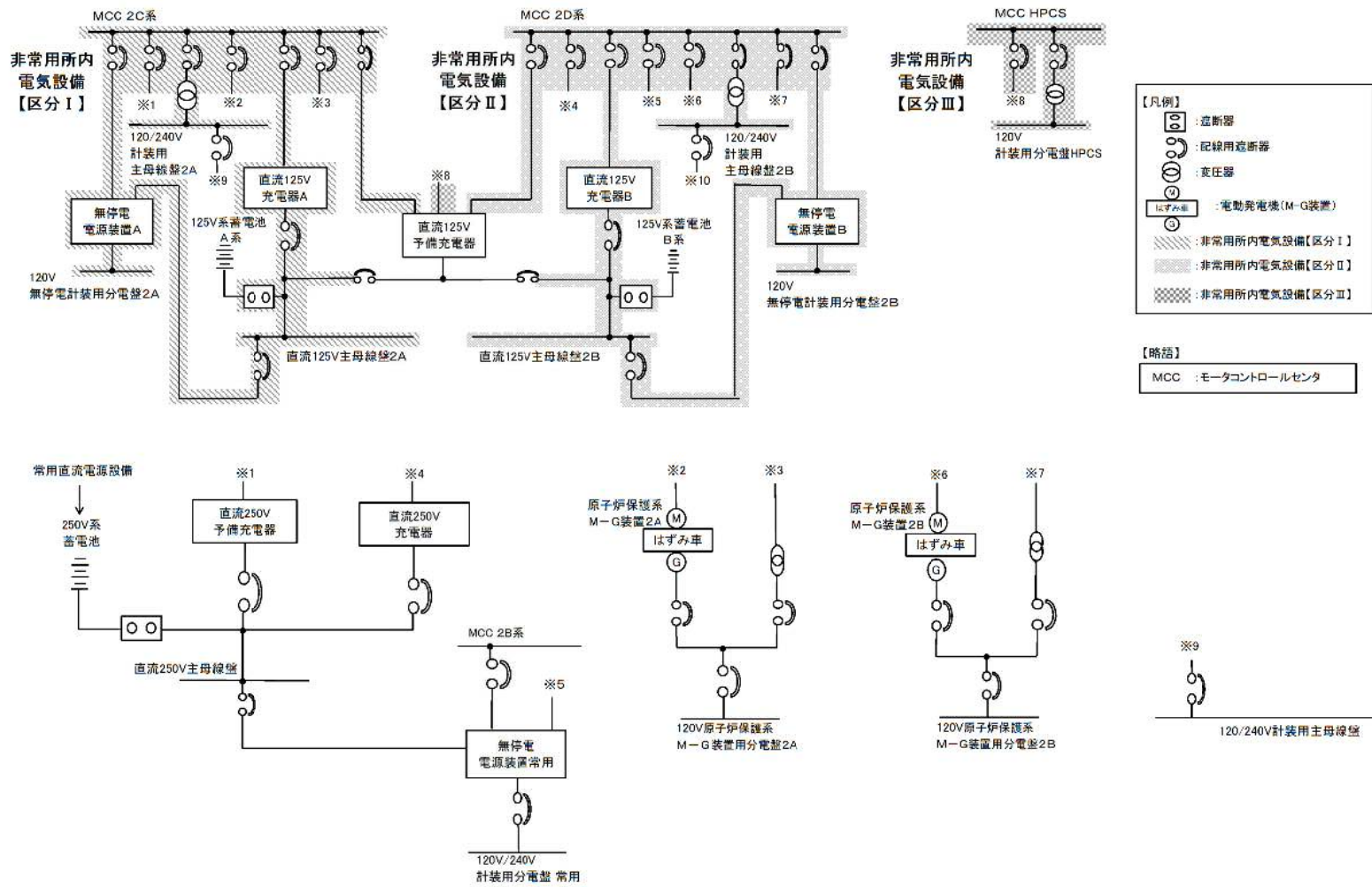
第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 2.1-2 図 計測制御用電源単線結線図

2.2 全交流動力電源喪失時に電力供給が必要な直流設備について

(1) 基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に、重大事故等に対処するための常設代替交流電源設備から電力が供給されるまでの間、事象緩和に直接的に期待する設備、事象緩和に直接的には期待しないが、事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要なはないが安定した電力供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2) 非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備の選定方針

非常用直流電源設備からの電力供給を考慮する設備のうち、全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は、発電用原子炉の停止、発電用原子炉停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性確認を担う設備であり、その有効性を確認している全交流動力電源喪失時に、事象緩和に直接的に期待する設備の中から選定することとする。

また、全交流動力電源喪失時において、事象緩和に直接的には期待しないが、全交流動力電源喪失時の事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3) 非常用直流電源設備から電力供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備について、既設計で、非常用直流蓄電池の負荷となっているものは、そのままの負荷とすることを前提に以下の分類とした。

A-1 非常用直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対応設備（重大事故等対応設備を兼ねるものも含む）であって、全交

流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。

- ② 既設で非常用直流電源設備の負荷となっている設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。
- ③ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。
- ④ 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備。

A-2 非常用直流電源設備に接続するが，全交流動力電源喪失時に切離しが可能な以下の設備。

- ① 既設で非常用直流電源設備の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しない設備。
- ② 新規に非常用直流電源設備に接続する設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を兼ねるものも含む）の負荷であって，全交流動力電源喪失時に期待しないが，安定した電力供給が必要な設備

B-1 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

- ① 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的に期待する設備。
- ② 重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって，全交流動力電源喪失時に，事象緩和に直接的には期待し

ないが、事故対応において必要となる設備。

B-2 緊急用の直流電源設備に接続する設備のうち以下の設備。

重大事故等対処設備（設計基準事故対処設備を兼ねるものを除く）であって、全交流動力電源喪失時に期待しないが、安定した電力供給が必要な設備

上記設備分類のフロー図を第 2.2-1 図に示す。また、全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2-1 表に示す。

全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2-2 表に、有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2-3 表に示す。

(4) 非常用直流電源設備からの電力供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は、用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため、(3)で分類した非常用直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また、設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては、包絡的に設定する観点から、蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期 T B）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a. 外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として、外部電源喪失が考えられる。この場合、交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が

自動起動する。ディーゼル発電機から電力供給には、直流電源が必要となるが、この動作は 10 秒以内に完了する。

このため、ディーゼル発電機からの電力供給に係る要求時間を、保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

M/C 及び P/C 遮断器の制御電源

(下線部：建設時、直流の電力供給を必要とした設備)

b. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電力供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合、(2) 及び (3) で選定した設備によって、事故対応を行う。このうち、原子炉停止状態の確認は、原子炉スクラム後数分以内に完了するため、原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は、以降事故対応上必須ではなくなる。

このため、これら設備に係る要求時間を、未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

なお、これら設備のうち、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については、60 分以内に切り離しを行う。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

平均出力領域計装

c. 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 95 分後には、常設代替交流電源設備（常設

代替高圧電源装置) から電力供給が可能であり、蓄電池からの電力供給は不要となる。

このため、基本的に要求時間は 95 分と設定する。なお、有効性評価の全交流動力電源喪失では、常設代替交流電源設備(常設代替高圧電源装置)からの給電に期待していないことを考慮し、この場合の重大事故等対応に係る設備については 95 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち、原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については、要求時間を 8 時間と設定する。

また、蓄電池(非常用) 2 区分からの給電が確保されている計装設備の一部について、全交流動力電源喪失で、同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保している設備に対し、設計基準事故対処設備のうち 1 系統については、要求時間を 8 時間と設定する。

なお、8 時間以降に不要となる設備のうち、容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については、切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

原子炉隔離時冷却系，直流非常灯

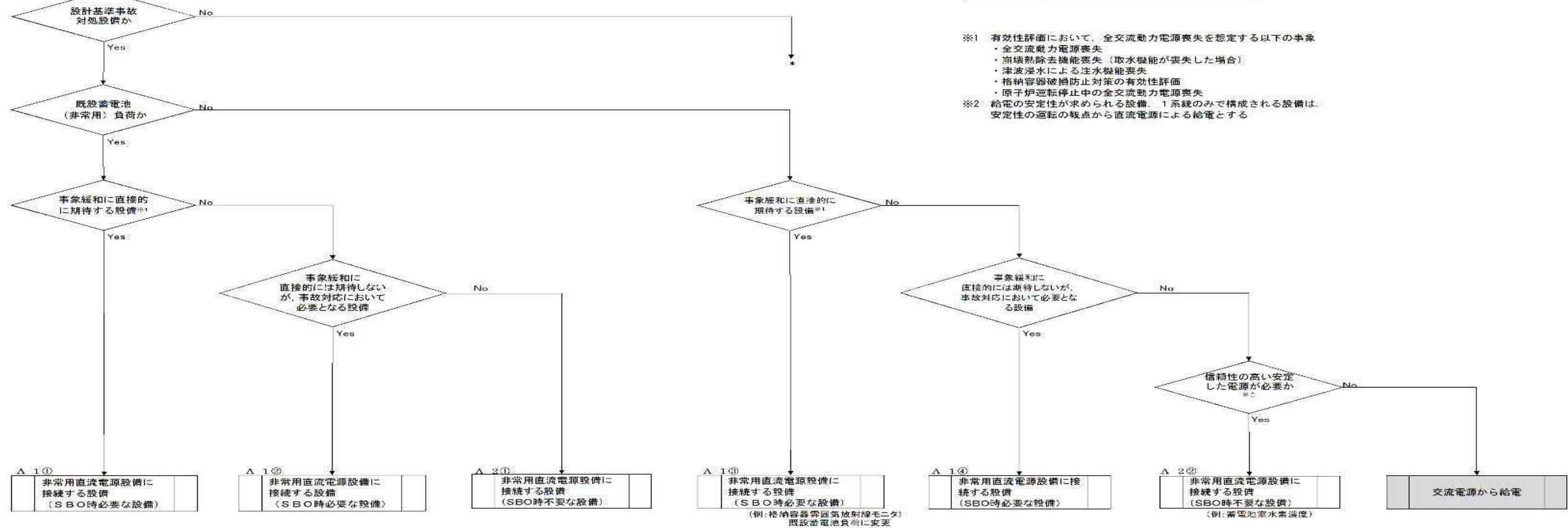
原子炉水位(広帯域)，原子炉水位(燃料域)，原子炉圧力

(下線部：建設時、直流の電力供給を必要とした設備)

d. 全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

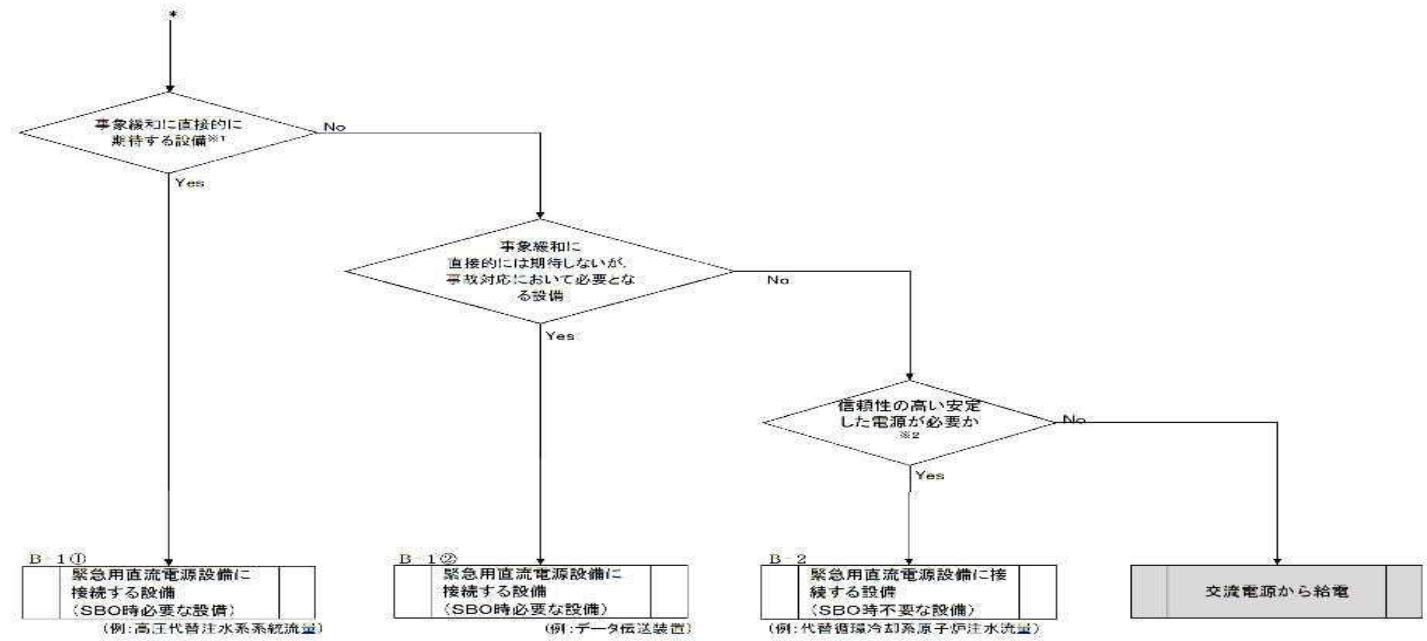
c. の給電対象設備のうち、切り離しを行っていない残りの設備を給電継続対象設備とする。ここでの要求時間は、有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと、設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し、24 時間を設定する。

①既設蓄電池（非常用）の設備
②設置許可規程規則第3条～62条で要求される設備



凡例
SBO: 全交流動力電源喪失
A-1: 既設蓄電池(非常用)でSBO時必要な設備
A-2: 既設蓄電池(非常用)でSBO時不要な設備
(SBO時切込可能な負荷)
B-1: 蓄電池(緊急用)でSBO時必要な設備
B-2: 蓄電池(緊急用)でSBO時不要な設備

※1 有効性評価において、全交流動力電源喪失を想定する以下の事象
・全交流動力電源喪失
・頂上熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)
・津波浸水による注水機能喪失
・格納容器破損防止対策の有効性評価
・原子炉運転停止中の全交流動力電源喪失
※2 給電の安定性が求められる設備、1系統のみで構成される設備は、
安定性の運転の観点から直流電源による給電とする



第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（1/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考)				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						A-1 必要 S 負荷時 注)	A-2 不要 S 負荷時	B-1 必要 S 負荷時	B-2 不要 S 負荷時						
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
4 条	地震による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	D B	●④	—	—	—	95 分	9 時間	—	—	—	—
			5-2	潮位計	D B	●④	—	—	—	95 分	9 時間	—	—	—	—
			5-3	取水ピット水位計	D B	●④	—	—	—	95 分	9 時間	—	—	—	—
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	—	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う											
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	D B	—	●②	—	●	95 分	9 時間	9 時間	—	—	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
10 条	誤操作の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	D B	●②	—	—	—	95 分	9 時間	24 時間	—	—	
12 条	安全施設	有	—	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	—	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（2/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考) 蓄電池（緊急用）				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						A-1	A-2	B-1	B-2						
15 条	炉心等	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域) (54-1 と同じ)	D B / S A	第 54 条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)の (54-1) で整理して記載									
			16-2	使用済燃料プールライナードレン 漏えい検知	D B	—	●①	—	—	95 分	24 時間	—	—	—	—
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気 ダクト放射線モニタ	D B	—	●②	—	—	95 分	9 時間	9 時間	—	—	—
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射 線モニタ	D B	—	●②	—	—	95 分	9 時間	9 時間	—	—	—
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
18 条	蒸気タービン	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (21-2, 46-1 と同じ)	D B / S A	第 46 条(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)の (46-1) で整理して記載									
20 条	一次冷却材の減少分を補給する設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系*2 (21-1, 45-2 と同じ)	D B / S A	第 45 条(原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)の (45-2) で整理して記載									
21 条	残留熱を除去することができる設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系*2 (20-1, 45-2 と同じ)	D B / S A	第 45 条(原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)の (45-2) で整理して記載									
			21-2	逃がし安全弁 (19-1, 46-1 と同じ)	D B / S A	第 46 条(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)の (46-1) で整理して記載									
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装*3 (58-1 と同じ)	D B / S A	●③	—	—	—	60 分	60 分	60 分	—	—	
			23-2	起動領域計装*3 (58-2 と同じ)	D B / S A	●①	—	—	—	60 分	—	—	4 時間	—	

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（3/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間						
						A-1		A-2		B-1			B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時	注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時										
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （58-3 と同じ）	DB/ SA	第 58 条（計測設備）の（58-3）で整理して記載													
			23-4	原子炉圧力 （58-5 と同じ）	DB/ SA	第 58 条（計測設備）の（58-5）で整理して記載													
			23-5	ドライウェル圧力（DB）	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-				
			23-6	サブプレッション・プール水温度（DB）	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-				
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ （D/W）（58-13 と同じ）	DB/ SA	第 58 条（計測設備）の（58-13）で整理して記載													
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ （S/C）（58-14 と同じ）	DB/ SA	第 58 条（計測設備）の（58-14）で整理して記載													
			23-9	サブプレッション・プール水位（DB）	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-				
			23-10	原子炉隔離時冷却系系統流量 （58-21 と同じ）	DB/ SA	第 58 条（計測設備）の（58-21）で整理して記載													
24 条	安全保護回路	有	24-1	安全保護系	DB	●②	-	-	-	95 分	24 時間	24 時間	-	-	-				
25 条	反応度制御系統及び原子炉制御系統	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備 （構内監視カメラ等）*4	DB	●②	-	-	-	95 分	9 時間	-	-	-	-				
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-				

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（4/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考)				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分 III	(参考) 緊急用 125V 系 蓄電池
						A-1 注) 必 要 B 負 O 荷 時	A-2 不 必 要 B 負 O 荷 時	B-1 注) 必 要 B 負 O 荷 時	B-2 不 必 要 B 負 O 荷 時						
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
31 条	監視設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
32 条	原子炉格納施設	無	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
33 条	保安電源設備	有	33-1	M/C, P/C 遮断器の制御電源	DB/ SA	●②	-	-	-	1 分	1 分	1 分	-	-	-
			33-2	M/C 遮断器の制御電源	DB/ SA	-	●①	-	-	1 分	-	-	-	1 分	-
			33-3	非常用ディーゼル発電機期励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	1 分	1 分	1 分	-	-	-
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	DB/ SA	-	●①	-	-	1 分	-	-	-	1 分	-
34 条	緊急時対策所	有	34-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●②	-	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	-
			35-2	衛星電話設備(62-1 と同じ)	DB/ SA	第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-1)で整理して記載									
			35-3	データ伝送装置(62-2 と同じ)	DB/ SA	第 62 条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-2)で整理して記載									
36 条	補助ボイラー	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											

57-10-32

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（5/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	(参考) 蓄電池（非常用）				要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）			区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池
						注) 必 要 負 荷	S B O 時	不 要 負 荷	S B O 時						
38 条	重大事故等対処施設の地盤	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
39 条	地震による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
40 条	津波による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
41 条	火災による損傷の防止	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
42 条	特定重大事故等対処施設	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
43 条	重大事故等対処設備	有	-	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											
44 条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	S A	●①	-	-	-	60 分	9 時間	9 時間	-	-	-
			44-2	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環系ポンプトリップ機能）	S A	●①	-	-	-	60 分	9 時間	9 時間	-	-	-
45 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	45-1	高圧代替注水系*5 (51-1 と同じ)	S A	-	-	●①	-	8 時間	-	-	-	-	24 時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系*2、*5、*11 (20-1, 21-1 と同じ)	D B / S A	●①	-	-	-	8 時間	24 時間	-	-	-	-
46 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	有	46-1	逃がし安全弁*11 (19-1, 21-2 と同じ)	D B / S A	●①	-	●①	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
47 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系*6	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（6/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） （参考）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分Ⅲ	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 要 負 荷 時	不 要 負 荷 時	注 必 要 負 荷 時	不 要 負 荷 時						
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置*7 (50-1, 52-1, 58-25 と同じ)	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
49 条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置*7 (48-2, 52-1, 58-25 と同じ)	S A	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の(48-2)で整理して記載									
51 条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	有	51-1	高圧代替注水系 (45-1 と同じ)	S A	-	-	●①	-	8 時間	-	-	-	-	24 時間
52 条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置*7 (48-2, 50-1, 58-25 と同じ)	S A	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の(48-2)で整理して記載									
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	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			53-2	原子炉建屋水素濃度	S A	-	-	-	●*12	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			53-3	原子炉ウエル水位	自主	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)*11 (16-1 と同じ)	D B / S A	●③	-	●①	-	24 時間	-	24 時間	-	-	24 時間
			54-2	使用済燃料プール温度 (S A)	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（7/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）				（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間						
						A-1		A-2		B-1			B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時	注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時										
55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
56 条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	有	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-			
57 条	電源設備	有	-	蓄電池（非常用）から電力供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う															
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装*3 (23-1 と同じ)	D B / S A	第 23 条(計測制御系統施設)の(23-1)で整理して記載													
			58-2	起動領域計装*3 (23-2 と同じ)	D B / S A	第 23 条(計測制御系統施設)の(23-2)で整理して記載													
			58-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (23-3 と同じ)	D B / S A	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	9 時間	-	-	-				
			58-4	原子炉水位（S A 広帯域） 原子炉水位（S A 燃料域）	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				
			58-5	原子炉圧力 (23-4 と同じ)	D B / S A	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	9 時間	-	-	-				
			58-6	原子炉圧力 (S A)	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				
			58-7	原子炉圧力容器温度	S A	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				
			58-8	ドライウエル圧力	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				
			58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				
			58-10	ドライウエル雰囲気温度	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				
			58-11	サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度	S A	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間				

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（8/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） （参考）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池
						注) 必 要 B 負 O 荷時	不 要 B 負 O 荷時	注) 必 要 B 負 O 荷時	不 要 B 負 O 荷時						
58 条	計装設備	有	58-12	サブプレッション・プール水温度	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-7 と同じ) ^{*11}	DB/ SA	●①	-	●①	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ^{*11} (23-8 と同じ)	DB/ SA	●①	-	●①	-	24 時間	24 時間	24 時間	-	-	24 時間
			58-15	サブプレッション・プール水位	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-16	格納容器下部水位	SA	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-17	代替淡水貯槽水位	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-18	高圧代替注水系系統流量	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量 ^{*8}	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	-	-	-	● ^{*12}	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-10 と同じ)	DB/ SA	●①	-	-	-	24 時間	24 時間	-	-	-	-
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量 ^{*9}	SA	-	-	●①	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量 ^{*10}	SA	-	-	●②	-	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレ イ流量	SA	-	-	-	● ^{*12}	24 時間	-	-	-	-	24 時間
			58-25	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載									

57-10-36

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（9/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間						
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 区分Ⅲ	(参考) 緊急用 125V系 蓄電池		
						注) 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時	注) 必 要 負 荷 時	S 不 要 負 荷 時								
58 条	計装設備	有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	S A	—	—	●②	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間		
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	S A	—	—	—	●*12	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間	
			58-28	原子炉建屋水素濃度	S A	—	—	—	●*12	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間	
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	D B / S A	●②	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—	—	
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	S A	—	—	●②	—	24 時間	—	—	—	—	—	24 時間	
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	D B / S A	—	●①	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—	—	
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	D B / S A	—	●①	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—	—	
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	S A	—	—	—	●*12	24 時間	—	—	—	—	—	—	24 時間
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●④	—	●②	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	S A	—	—	—	●*12	24 時間	—	—	—	—	—	—	24 時間
			58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	S A	—	—	—	●*12	24 時間	—	—	—	—	—	—	24 時間
58-37	格納容器下部水温	S A	—	—	●②	—	24 時間	—	—	—	—	—	—	24 時間			
59 条	原子炉制御室	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
60 条	監視測定設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
61 条	緊急時対策所	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			

57-10-37

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電力供給する設備（10/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電力供給する設備	機能*1	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用） （参考）		要求 時間	蓄電池からの電力供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分 I	区分 II	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 区分 III	（参考） 緊急用 125V 系 蓄電池
						注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時	注 必 S 要 B 負 O 荷 時	不 S 要 B 負 O 荷 時						
62 条	通信連絡を行うために必要な 設備	有	62-1	衛星電話設備 (35-2 と同じ)	D B / S A	●④	—	●②	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間
			62-2	データ伝送装置 (35-3 と同じ)	D B / S A	●④	—	●②	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間

注) ①～④：第 2.2-1 図 直流電源を供給する設備の分類フロー図に対応する番号

(凡例)

■：区分Ⅰの蓄電池（125V系蓄電池A系）から電力供給

■：区分Ⅱの蓄電池（125V系蓄電池B系）から電力供給

■：中性子モニタ用蓄電池A系又は中性子モニタ用蓄電池B系から電力供給

■：区分Ⅲの蓄電池（125V系蓄電池HPC S系）から電力供給

■：緊急用 125V 系蓄電池から電力供給

—：建設時直流の電力供給を必要としていた設備

(略語)

D/W：ドライウエル

S/C：サプレッション・チェンバ

- ※1 DBは設計基準事故対処設備を示す。SAは重大事故等対処設備を示す。
自主は自主対策設備を示す。
- ※2 重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については、緊急用 125V 系蓄電池から供給可能な設計とする。
- ※3 平均出力領域計装及び起動領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、蓄電池から当該設備への給電時間は、60 分間で設定する。なお、起動領域計装については全交流動力電源喪失後約 4 時間監視可能である。
- ※4 外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約 8 時間監視可能である。
- ※5 全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系による原子炉への

注水に失敗している場合は、重大事故等対処設備である高圧代替注水系により、原子炉への注水が可能な設計とする。

- ※6 耐圧強化ベント系は、耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。
- ※7 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。
- ※8 低圧代替注水系原子炉注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。
- ※9 低圧代替注水系格納容器スプレー流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器へのスプレー流量の監視に用いる。
- ※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水流量の監視に用いる。
- ※11 区分Ⅰ又は区分Ⅱの蓄電池から電力供給ができない場合には、電源切替盤にて電源切替操作することにより、緊急用 125V 系蓄電池から電力供給が可能である。
- ※12 原則、直流機器を選定することで監視システム設備の構成上有利となる。

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(1/3)

主要設備	設置許可基準規則 (条)															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
原子炉圧力容器温度	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉圧力 (S A)	○	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (広帯域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (燃料域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (S A 広帯域)	-	○	○	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉水位 (S A 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 (常設ライン用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
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 (常設ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	
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	○	-	○	-	○	○	○	○	○	-	○	-	-	-	○	
格納容器下部水温	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	
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 (S A)	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	-	-	○	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
起動領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
平均出力領域計装	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置水位	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(2/3)

主要設備	設置許可基準規則（条）															
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	
緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
代替淡水貯槽水位	-	-	-	○	-	○	-	○	○	-	○	-	○	-	○	
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	○	○	-	○	-	○	-	-	○	-	-	-	○	
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	○	-	-	○	○	-	-	-	○	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	
格納容器内酸素濃度（SA）	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プール温度（SA）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	
原子炉隔離時冷却系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
高圧炉心スプレー系系統流量	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	
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	○	-	-	○	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	○	

第2.2-2表 設置許可基準規則の第44条～第58条において必要な計装設備
(3/3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン狭帯域用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン狭帯域用)	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	○
西側淡水貯水設備水位	-	-	-	○	-	○	-	○	-	-	○	-	○	-	○

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (1/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源対象】																							
原子炉隔離時冷却系	-	-	○	-	○	○	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	○	-	-	○	○	-	-
【制御電源対象】																							
原子炉圧力容器温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉圧力	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-
原子炉圧力 (SA)	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	-	-
原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉水位 (SA広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-
原子炉水位 (SA燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高压代替注水系系統流量	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (2/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
代替循環冷却系原子炉注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	○	-	○	○	○	-	○	-	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
ドライウエル雰囲気温度	-	-	○	○	○	○	-	-	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	-	○	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器下部水温	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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 (S A)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (3/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
起動領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置圧力	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替淡水貯槽水位	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (4/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内酸素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	○	○	○	-	-	-
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シーケンスグループ等で期待している計装設備について (5/5)

主要設備	有効性評価																							
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4	
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	
残留熱除去系熱交換器出口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	
残留熱除去系海水系系統流量	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
西側淡水貯水設備水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	

(凡例)

■: 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している事故シーケンス及び設備

■: 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)

57-11 その他資料

1. 常設代替高圧電源装置置場の概要

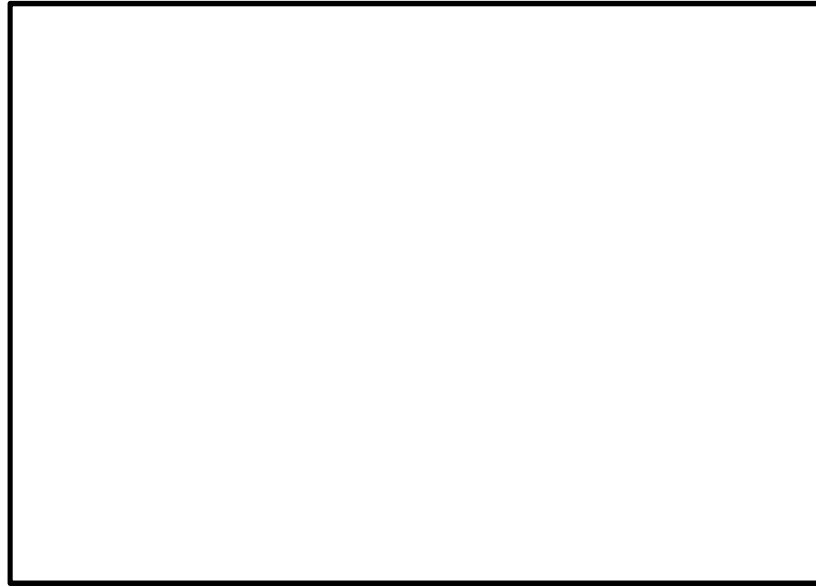
常設代替高圧電源装置置場は、原子炉建屋から離れた西側に設置する。常設代替高圧電源装置置場には、常設代替高圧電源装置、軽油貯蔵タンク、西側淡水貯水設備を設置する。

また、これらの設備から水、軽油及び電力を必要な設備まで供給するための常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）からなる。

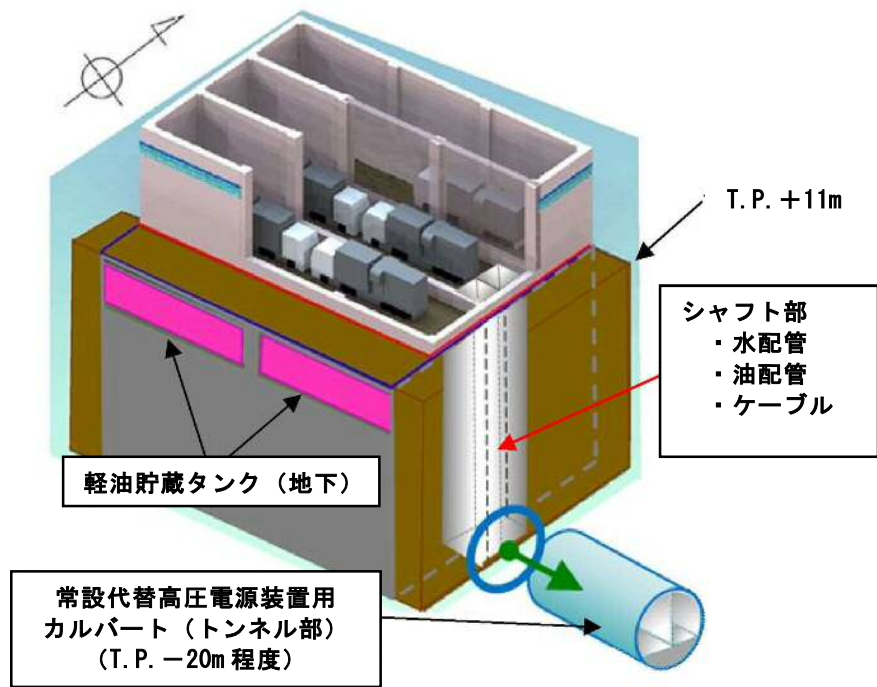
常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の地下1階については、一部水密性が無く、遡上津波及び豪雨による浸水の影響を受けるエリアがあるが、水密扉の設置及び配管貫通部（軽油配管とトレンチ）を止水処理することで、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）内に設置してある設備及びその外側に浸水した水による影響がない設計とする。

常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の地下1階が浸水した場合には、地下1階に設置している排水口を開けることにより最下層に排水可能とする。その後は、最下層に設置する排水ポンプにより、常設代替高圧電源装置置場の最下層に設置する排水タンクに送り、排水ポンプにより常設代替高圧電源装置置場外に排水する設計とする。

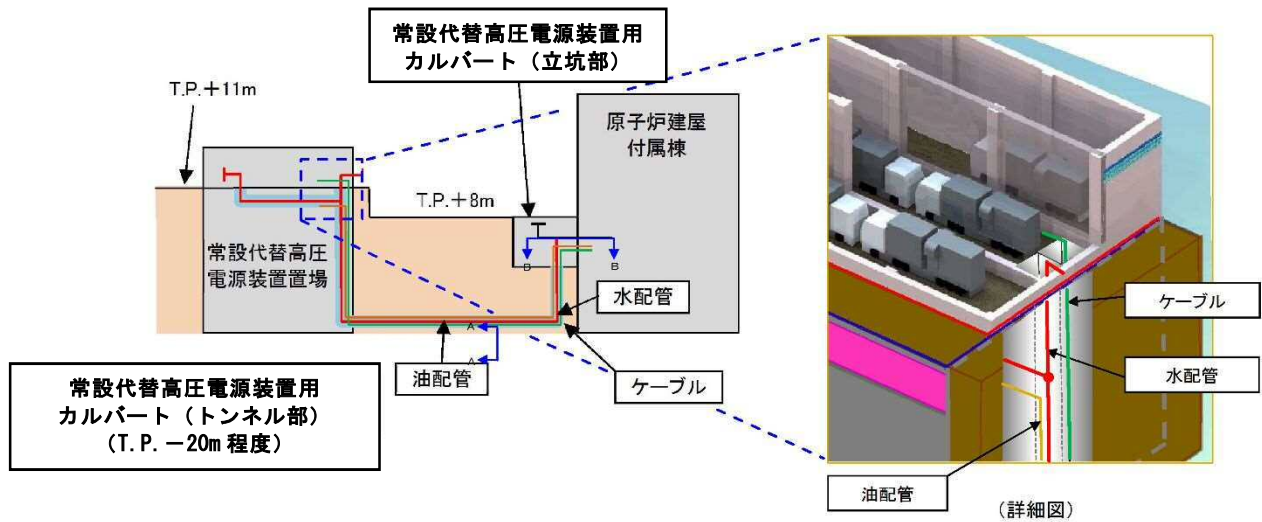
常設代替高圧電源装置置場の位置を第57-11-1-1図に、常設代替高圧電源装置置場概要図を第57-11-1-2図に、常設代替高圧電源装置置場付近断面図を第57-11-1-3図に、常設代替高圧電源装置用カルバート（トンネル部）断面図を第57-11-1-4図に、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）水平断面図を第57-11-1-5図に、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）縦断面図を第57-11-1-6図に示す。



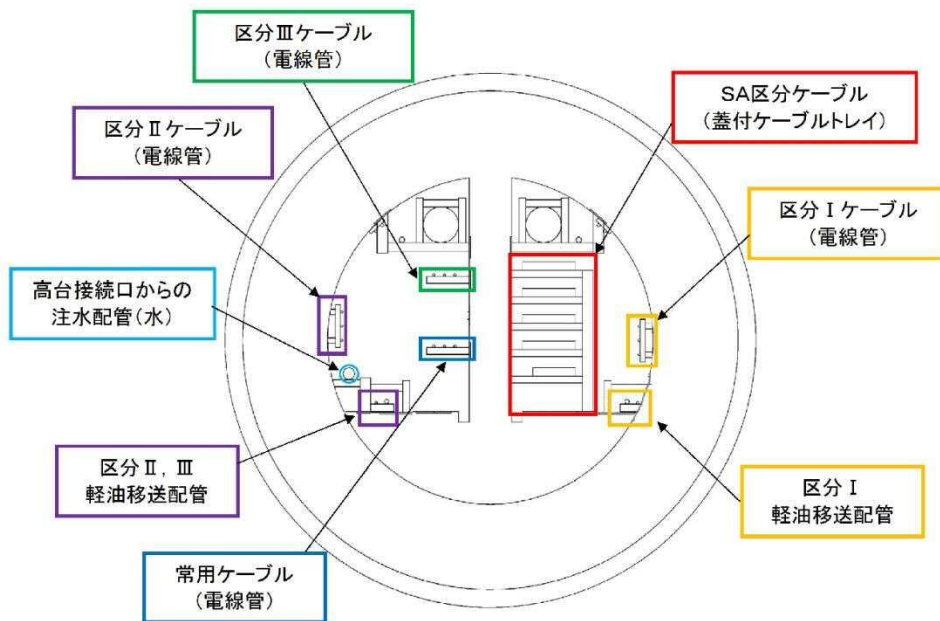
第 57-11-1-1 図 常設代替高圧電源装置置場の位置



第 57-11-1-2 図 常設代替高圧電源装置置場概要図

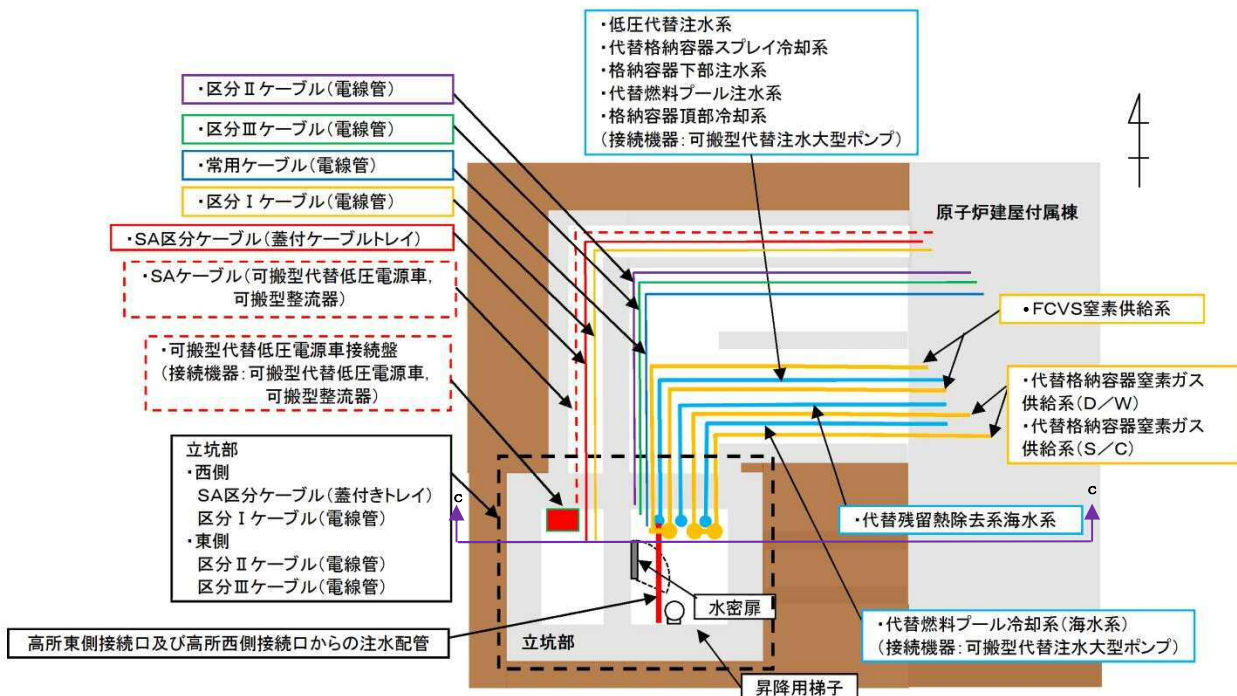


第 57-11-1-3 図 常設代替高圧電源装置置場付近断面図



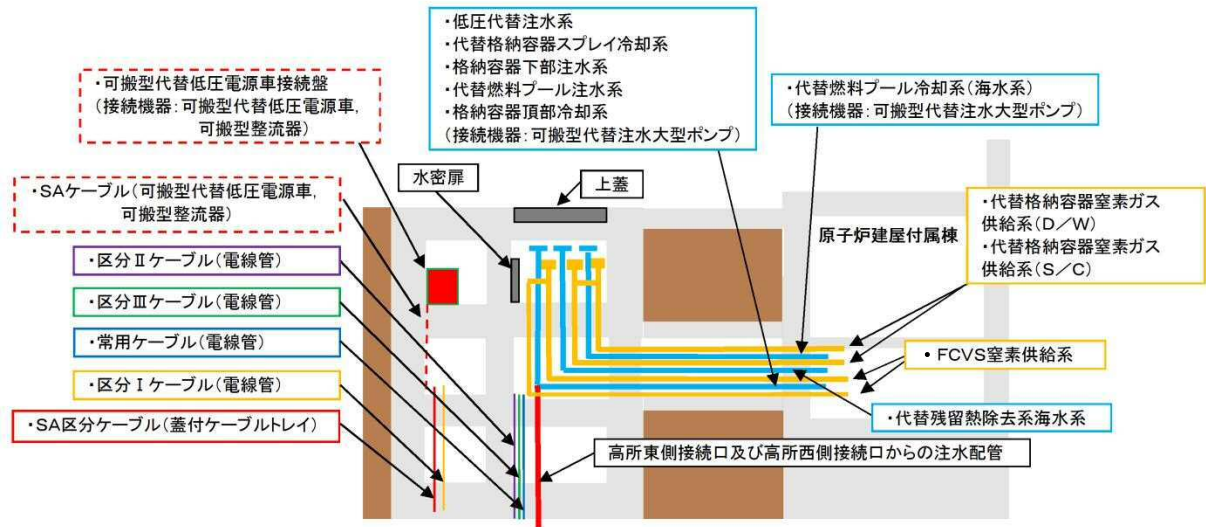
(第 57-11-1-3 図の A-A 矢視図)

第 57-11-1-4 図 常設代替高压電源装置用カルバート(トンネル部)断面図



(第 57-11-1-3 図の B-B 矢視図)

第 57-11-1-5 図 常設代替高压電源装置用カルバート(立坑部)水平断面図

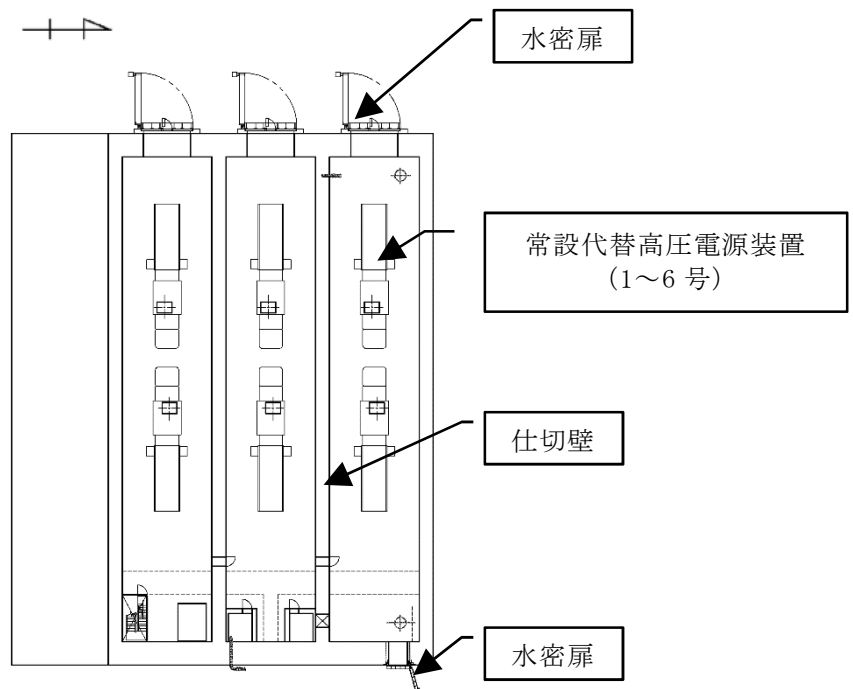


(第 57-11-1-5 図の C-C 矢視図)

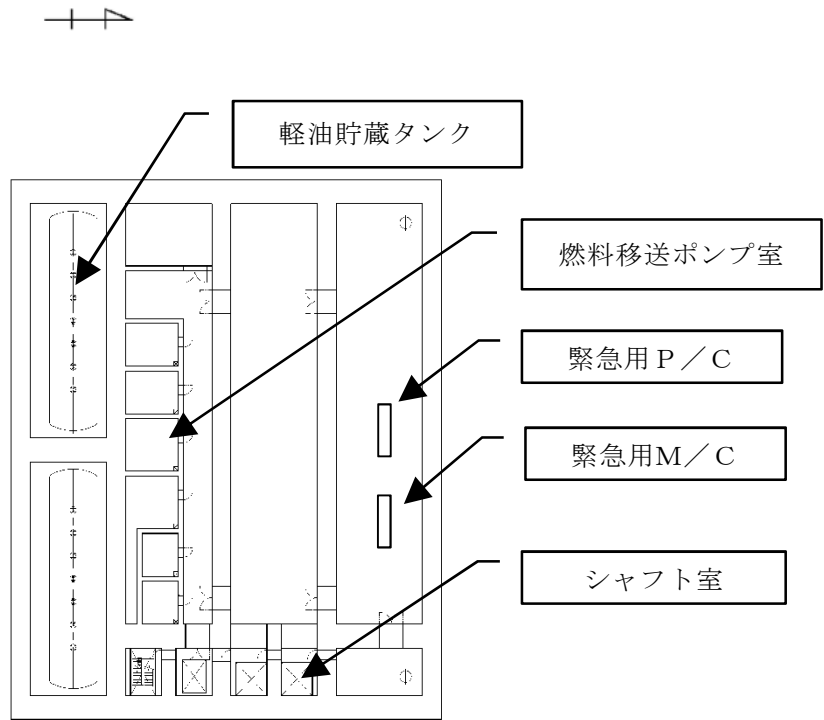
第57-11-1-6図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）縦断面

図

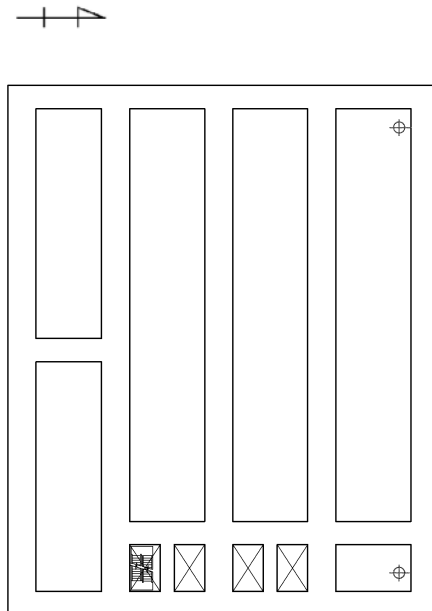
また、常設代替高圧電源装置置場の配置を第57-11-7図に、常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置を第57-11-8図に示す。



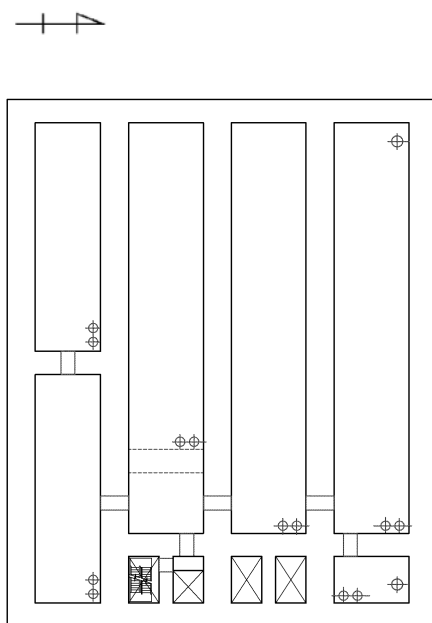
第57-11-1-7図 常設代替高圧電源装置置場の配置 (T.P. +11.0m) (1/5)



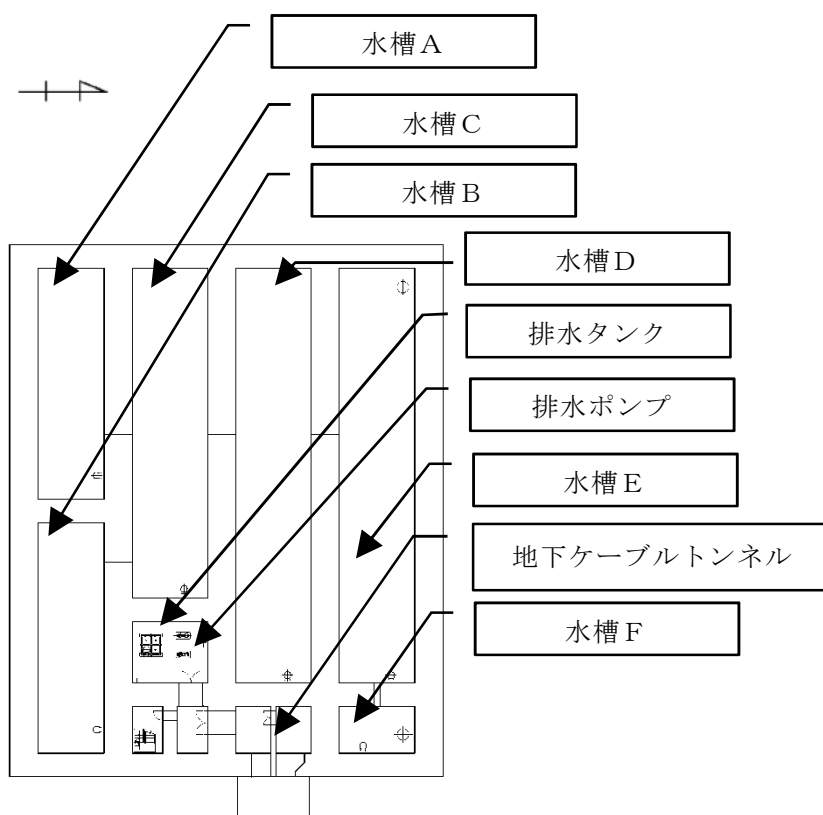
第57-11-1-7図 常設代替高圧電源装置置場の配置 (T.P. +2.0m) (2/5)



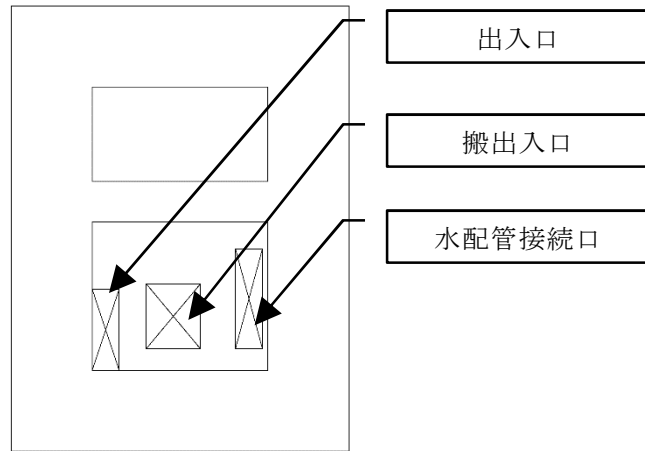
第57-11-1-7図 常設代替高圧電源装置置場の配置 (T.P. -6.0m) (3/5)



第57-11-1-7図 常設代替高圧電源装置置場の配置 (T.P. -13.5m) (4/5)

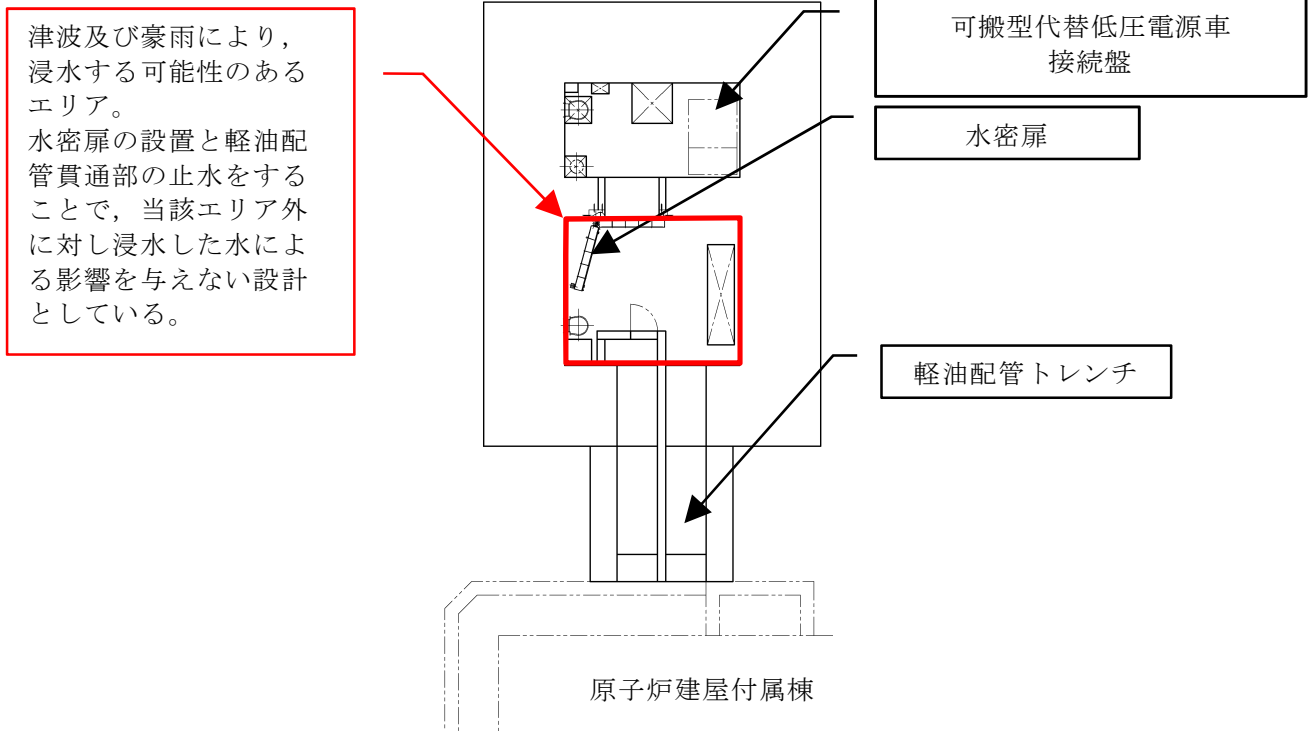


第57-11-1-7図 常設代替高圧電源装置置場の配置 (T.P. -21.0m) (5/5)



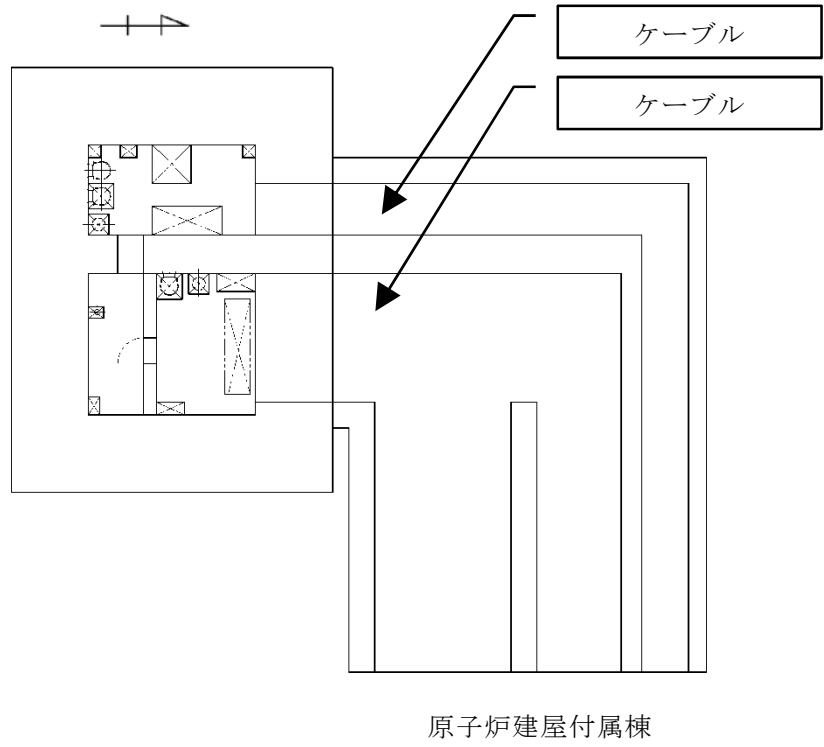
第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

(T. P. +8.0m) (1/9)

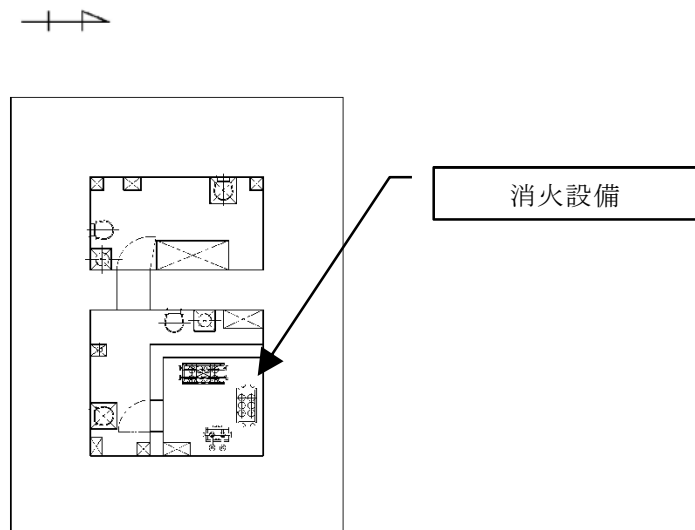


第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

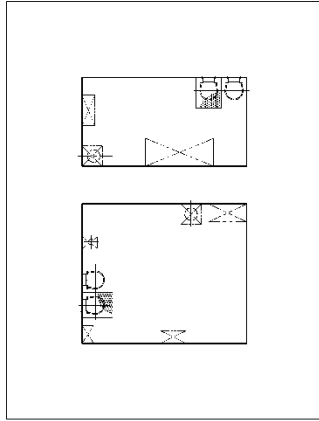
(T. P. +2.7m) (2/9)



第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置
 (T. P. - 2.5m) (3/9)

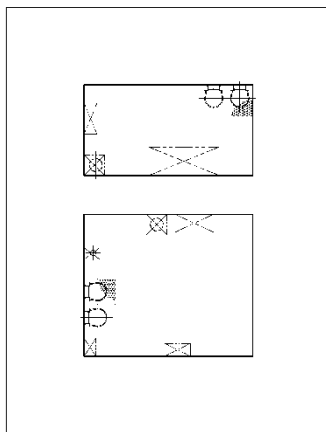


第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置
 (T. P. - 8.0m) (4/9)



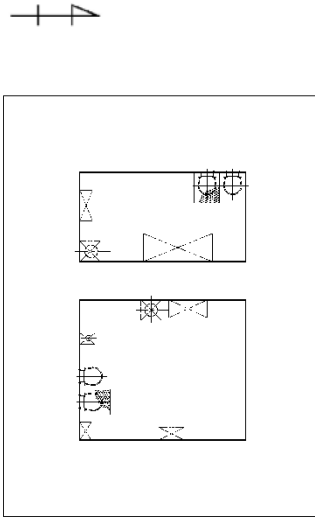
第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

(T. P. -12.8m) (5/9)

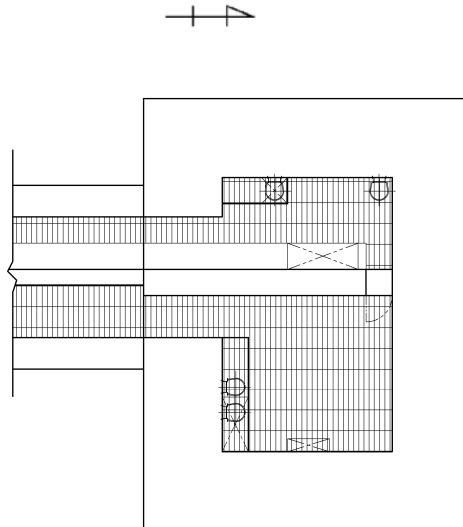


第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

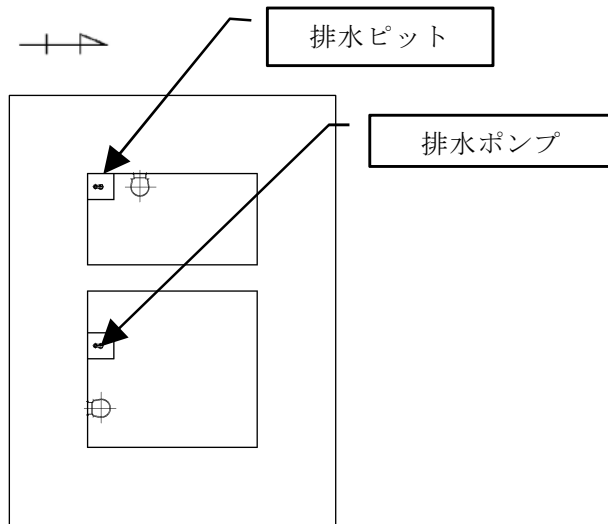
(T. P. -16.8m) (6/9)



第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置
 (T. P. -20.8m) (7/9)



第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置
 (T. P. -25.3m) (8/9)



第57-11-1-8図 常設代替高圧電源装置用カルバート（立坑部）の配置

(T. P. -25.3m) (9/9)

2. ディーゼル駆動消火ポンプ燃料移送系の他設備への悪影響について

ディーゼル駆動消火ポンプは、タービン建屋（耐震Bクラス）に設置されており、燃料供給源を重大事故等対処設備と同じ軽油貯蔵タンクとしていることから、ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクや燃料移送配管の損傷による設計基準対処設備及び重大事故等対処設備への燃料給油に対する悪影響について評価した。

ディーゼル駆動消火ポンプの燃料給油設備は、軽油貯蔵タンク内の軽油液位がEL.+8m未満、一方、ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクはEL.+8.2mに設置されており、燃料移送ポンプを停止すれば燃料の給油は停止する。軽油貯蔵タンク、ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンク及び燃料移送配管の設置高さを第57-11-2-1図に示す。

ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプは、ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクのレベルLow、レベルHiにて自動で起動、停止する。

ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクの容量は、0.36kLであり、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプの容量は0.7kL/h、消火ポンプの燃料消費量は0.04kL/hであることから、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプによるディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンクへの給油時間は約0.55時間となる。

$$0.36 / (0.7 - 0.04) \approx 0.55$$

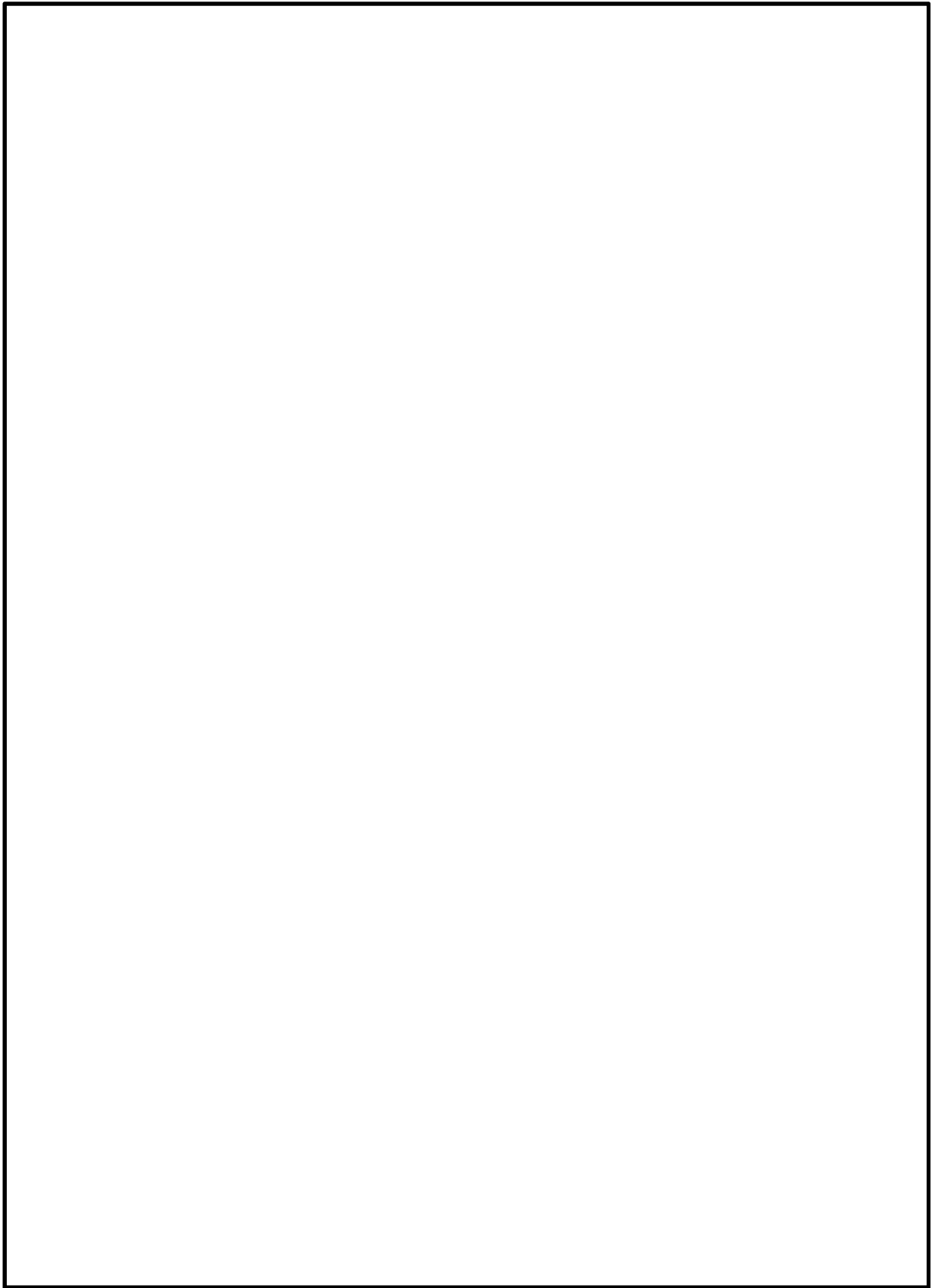
したがって、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプの運転時間が1時間*継続した場合は、燃料漏えいが考えられることから、中央制御室に警報を出し、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプを停止するインターロックを設けることとする。

この時に燃料漏えいした軽油量の評価は、次のとおりである。

軽油貯蔵タンク1基当たり必要保有量400kLとしておりこれを2基設置することから800kLを有する為、必要な重大事故等対処設備を7日間連続運転した場合の軽油使用量である755.5kLを考慮した場合、44.5kLの余裕がある。

したがって、ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料移送ポンプ停止までに0.7kLの燃料を浪費する可能性があるものの、44.5kLと比較して十分小さいことから、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備への燃料給油に対する悪影響はない。

※：「1時間」は、今後の設計や実際の燃料移送ポンプ稼働時間を反映して適切に見直す。



第57-11-2-1図 軽油貯蔵タンク，ディーゼル駆動消火ポンプ用サービスタンク及び燃料移送配管の設置高さ

3. 水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における放射線量等の影響について

重大事故等対策の有効性評価における水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の成立性を確認するため、作業員の実効線量評価を行う。

a. 想定シナリオ

被ばく線量の観点で最も厳しくなる格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスグループ等のうち、代替循環冷却系を使用できない場合を想定した事故シナリオを選定する。

b. 作業時間帯

屋外の放射線量が高い場合は緊急時対策所にて待機し、事象進展の状況や屋外の放射線量等から、作業員の被ばく低減と、屋外作業早期開始による正と負の影響を考慮した上で、総合的に判断する。実効線量評価においては、保守的な評価とする観点から、屋外作業実施が可能と考えられる線量率に低減する格納容器ベント実施3時間後とする。

c. 被ばく経路

水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業における評価対象とする被ばく経路を第57-11-3-1表に示す。

d. その他（温度及び湿度）

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」発生時に必要な水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業は屋外作業であることから、温度、湿度の観点で作業環境は問題とならない。

第 57-11-3-1 表 評価対象とする被ばく経路
(格納容器ベント実施後の屋外作業)

評価経路	評価内容
原子炉格納容器から原子炉建屋に漏れいする放射性物質	原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく）
大気中へ放出される放射性物質	大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく（クラウドシャインによる外部被ばく）
	大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばく
	地表に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく（グランドシャインによる外部被ばく）
格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質※	格納容器圧力逃がし装置の格納槽内の放射性物質からのガンマ線による外部被ばく（直接ガンマ線による外部被ばく）

※西側淡水貯水設備付近の作業は格納槽から距離が離れているため考慮しない。

e. 主な評価条件及び評価結果

主な評価条件及び被ばく線量の確認結果を第 57-11-3-2 表、可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業のタイムチャートを第 57-11-3-3 表に示す。水源の補給準備・補給作業における作業員の実効線量は約 61mSv、燃料の給油準備・給油作業における作業員の実効線量は約 26mSv となり、作業可能である。

第 57-11-3-2 表 主な評価条件及び被ばく線量の確認結果

屋外作業	西側淡水貯水設備を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ による代替淡水貯槽への補給準備・補給作業				燃料の給油準備・給油作業	
	補給準備作業		補給作業		給油準備作業	給油作業
	ポンプ設置等作業	ホース敷設等作業	補給準備作業	補給監視作業		
線量評価点	西側淡水貯水設備 付近	代替淡水貯槽 付近	西側淡水貯水設備 付近		西側淡水貯水設備 付近	
作業時間帯	格納容器ベント実施 3 時間後以降				格納容器ベント実施 3 時間後以降	
作業時間（移動時間含む）	75 分 （約 1.3 時間）	65 分 （約 1.1 時間）	20 分 （約 0.4 時間）	360 分 （6.0 時間）※1	90 分 （1.5 時間）	175 分（25 分×7 回） （約 2.9 時間）
線量率 （格納容器ベント実施 3 時間後）	約 6.0mSv/h	約 15mSv/h	約 6.0mSv/h		約 6.0mSv/h	
実効線量（マスク考慮）	約 61mSv				約 26mSv	
主な評価条件	原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいする放射性物質		・原子炉建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくは、建屋の形状等を考慮し、直接ガンマ線については、QAD-CGGP2Rコードを用い、スカイシャインガンマ線については、ANISNコード及びG33-GP2Rコードを用いて作業員の実効線量を評価			
	大気中へ放出される放射性物質		・大気中へ放出された放射性物質による被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に、大気拡散効果を考慮して作業員の実効線量を評価			
	格納容器圧力逃がし装置格納槽内の放射性物質		・格納容器圧力逃がし装置格納槽内に取り込まれた放射性物質からの直接ガンマ線による被ばくは、フィルタ装置の位置、形状等を考慮して作業員の実効線量を評価 評価に当たっては、QAD-CGGP2Rコードを用いた。			

※1 代替淡水貯槽への補給時間は約 21 時間であるが、対応要員は 2 時間ごとに交代する（評価時間は対応要員のうち最も作業時間が長くなる 360 分とする。）。

第 57-11-3-3 表 可搬型代替注水中型ポンプによる水源の補給準備・補給作業及び燃料の給油準備・給油作業の
タイムチャート

作業内容	対応要員数	1時間				2時間				3時間									
西側淡水貯水設備を 水源とした可搬型代 替注水中型ポンプに よる代替淡水貯槽へ の補給準備作業	8名	出動準備																	
				ホース積み込み, 移動, ホース荷卸し															
				西側淡水貯水設備蓋開放, ポンプ設置															
								ホース敷設											
												代替淡水貯槽蓋開放							
														ホース接続					
				ポンプ等設置作業 75分 (西側淡水貯水設備周辺作業)												補給準備			
												ホース敷設等作業 65分 (代替淡水貯槽周辺作業)							
														補給準備作業 20分 (西側淡水貯水設備周辺作業)					
燃料の給油準備作業	2名									燃料の給油準備作業 90分 (西側淡水貯水設備周辺)									

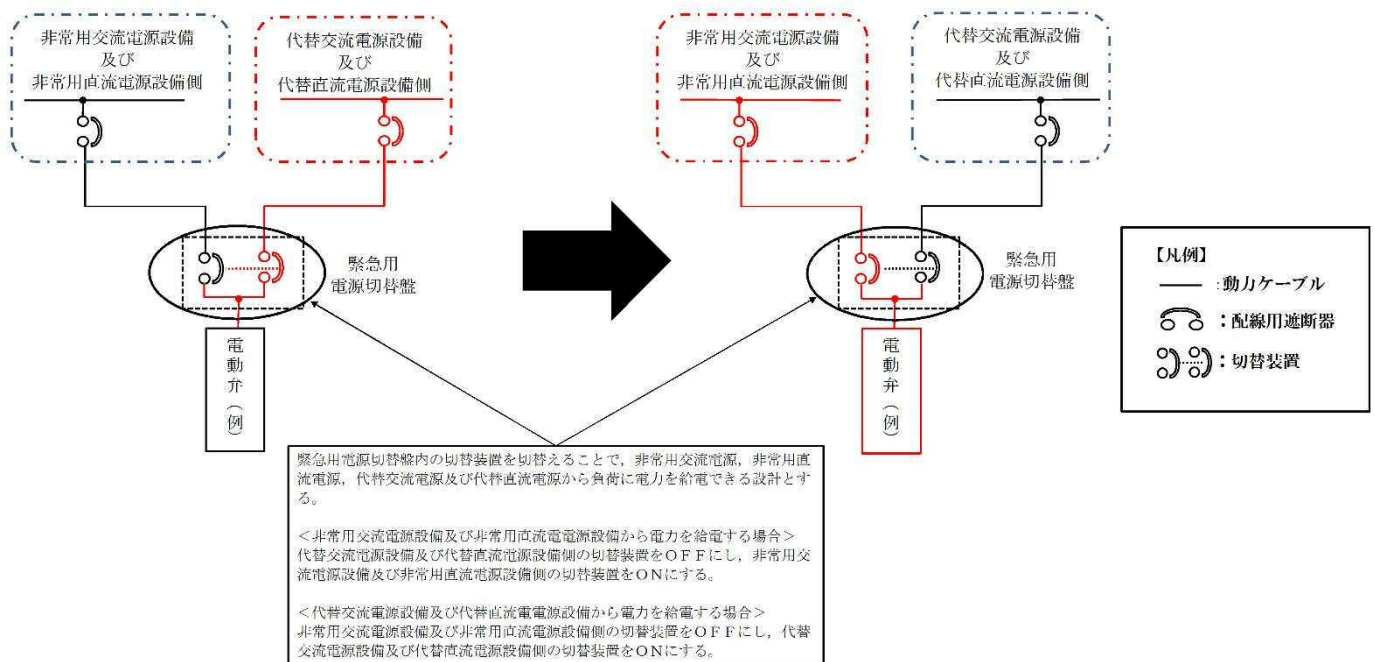
作業内容	対応要員数	10時間				20時間				25時間					
西側淡水貯水設備を 水源とした可搬型代 替注水中型ポンプに よる代替淡水貯槽へ の補給監視作業	2名	120分				120分				120分					
	2名		120分				120分				120分				
	2名			120分				120分				60分			
	2名				120分				120分						
	計8名	補給監視作業 1260分 (最大1名 : 360分)													
燃料の給油作業	2名	燃料の給油作業 【水の補給監視作業時間のうち 175分 (25分/回×7回)】													

4. 緊急用電源切替盤について

緊急用電源切替盤は、所内電気設備である非常用所内電気設備の2系統で構成しているが、代替所内電気設備を設けることにより、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図る設計とするため、代替所内電気設備として、緊急用電源切替盤を設置する設計としている。

また、緊急用電源切替盤は、盤内の配線用遮断器を切替えることにより、非常用交流電源設備、非常用直流電源設備、代替交流電源設備及び代替直流電源設備から負荷に電力を給電できる設計とする。

なお、緊急用電源切替盤の構造図を第57-11-4-1図に、緊急用電源切替盤の負荷リストについては、「1.14 電源の確保に関する手順等」（添付資料1.14.6 「緊急用電源切替盤にて電源給電可能な設計基準事故対処設備リスト」）に示す。



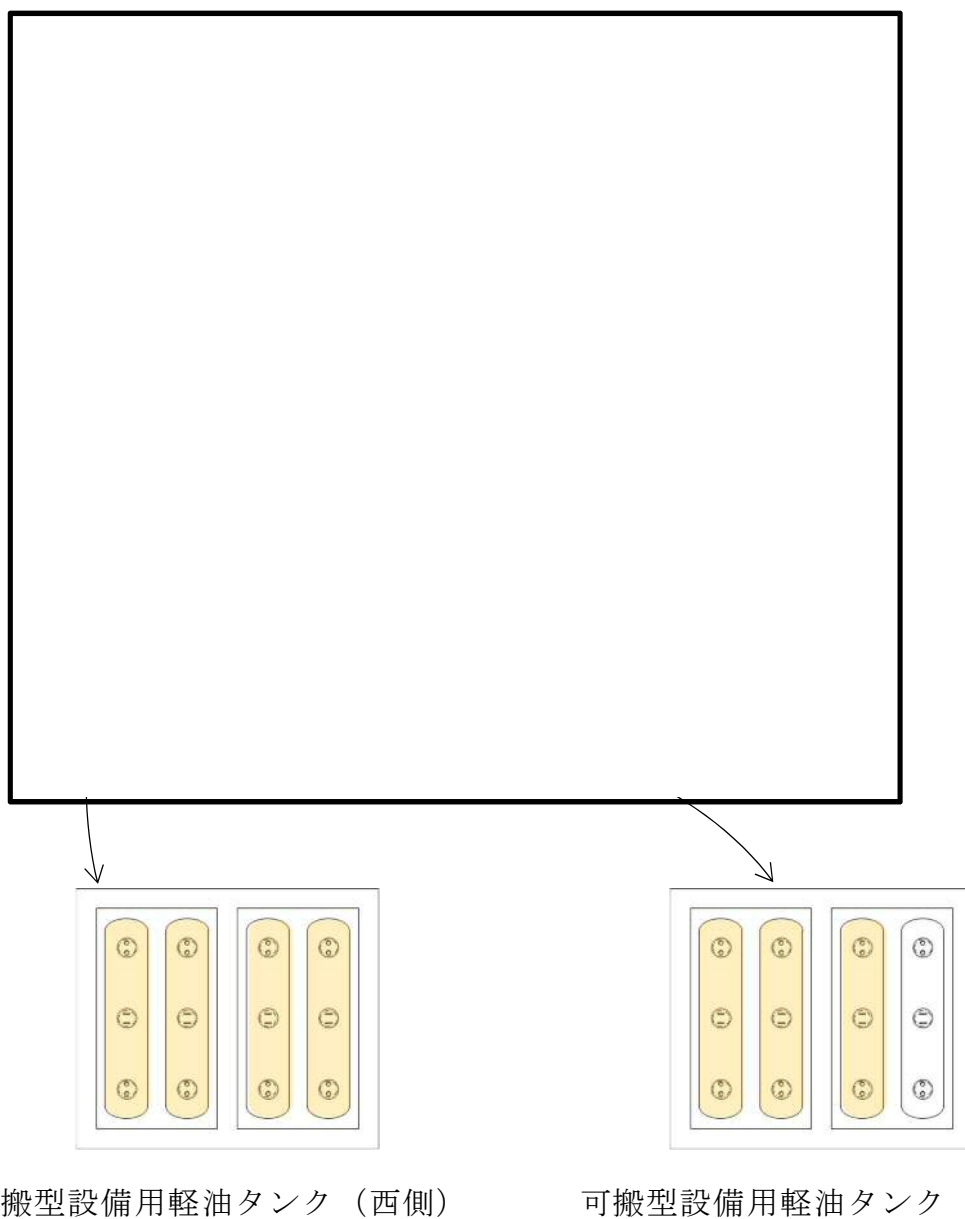
第57-11-4-1図 緊急用電源切替盤の構造図

5. 可搬型設備用軽油タンクについて

可搬型設備用軽油タンクは、西側保管場所及び南側保管場所に各4個設置する。

点検等で軽油を抜き取る場合であっても、空きタンクに軽油燃料を移し替え、常時7個のタンク分の軽油を確保する。

可搬型設備用軽油タンクの配置を第57-11-5-1図に示す。



第 57-11-5-1 図 可搬型設備用軽油タンク配置図

6. 中性子モニタ用蓄電池A系・B系の容量について

中性子モニタ用蓄電池A系・B系は、外部電源喪失時に2C・2D D/Gからの交流電力が給電されるまでの間、地震加速度計、プロセス放射線モニタ及び起動領域計装に直流電力を給電することで、これら負荷の機能維持を図る設計としている。各負荷の重大事故等時における用途は、以下のとおりである。

- ・地震加速度計：地震発生時の原子炉スクラム信号発信
- ・プロセス放射線モニタ：原子炉建屋の排水サンプルピット及び非常用ガス処理系排気筒モニタ等の監視
- ・起動領域計装：原子炉スクラム及び未臨界到達の確認

外部電源喪失時に加え、2C・2D D/Gが機能喪失した場合においても、これら負荷の機能維持を一定時間確保する必要がある。

ここで、地震加速度計については、外部電源喪失状態となり地震以外の要素で原子炉スクラム信号が発信するため、事象発生後には機能維持が不要となる。

プロセス放射線モニタについては、残留熱除去系海水系などの放射能測定を行っているが、外部電源喪失状態となり残留熱除去系海水系の放射能以外の要素で原子炉スクラム信号が発信するため、事象発生後には機能維持が不要となる。

起動領域計装については、原子炉スクラム及び未臨界到達の確認のために必要な設備であるため、全交流動力電源喪失時にも機能維持が必要であるが、確認に要する時間は10分程度であり、その成立性は重大事故等の有効性評価にて確認している。また、原子炉スクラム成功及び未臨界到達は、制御棒の挿入によって達成され、その後制御棒が引き抜かれることがないため、継続的な監視は不要となる。

以上から，原子炉スクラム及び未臨界到達に要する時間である10分に，十分な余裕を考慮した1時間を起動領域計装の機能維持時間とし，中性子モニタ用蓄電池A系・B系の容量については，負荷の切り離しを行わずに1時間以上直流電力を給電できる容量を設定する。

以上

7. 電源供給手段（自主対策設備活用）の追加整備について

7.1 自主対策設備を活用した電源供給手段について

東海第二発電所が単独号機であることを考慮し、常設代替高圧電源装置の予備発電機確保、単独で重大事故等への対応が可能な代替所内電気設備の構成及び専用の緊急用 125V 系蓄電池の設置など、電源供給の信頼性に配慮した設計としているが、更なる電源供給の信頼性向上の観点から、新たに電源供給手段を追加することとした。

7.2 自主対策設備を活用した電源供給手段

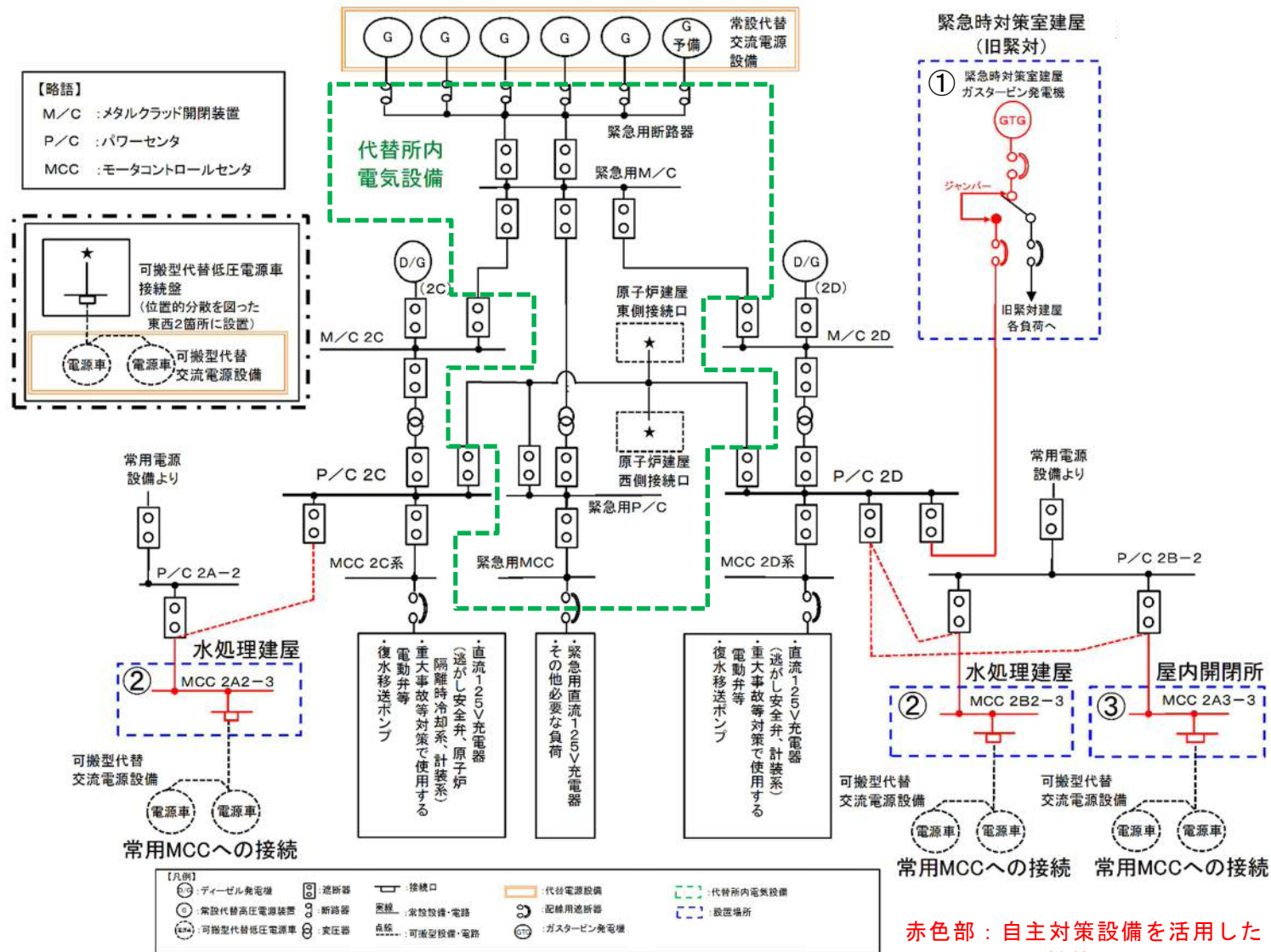
自主対策設備を活用した電源供給手段は、以下の手段により給電可能な設計とする。

- ①緊急時対策室建屋ガスタービン発電機を用いた非常用所内電気設備への給電
- ②可搬型代替低圧電源車を用いた常用MCC（水処理建屋）を介した非常用所内電気設備への給電
- ③可搬型代替低圧電源車を用いた常用MCC（屋内開閉所）を介した非常用所内電気設備への給電

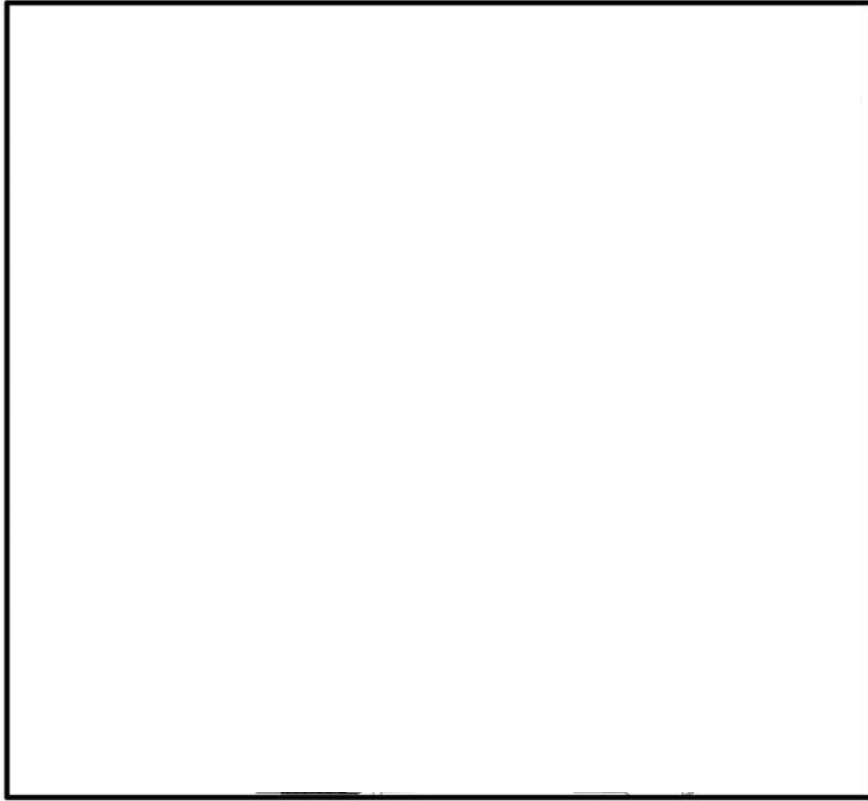
自主対策設備を活用した電源供給手段の設備概要を第 57-11-7-1 表に、単線結線図を第 57-11-7-1 図に、設備の配置図を第 57-11-7-2 図に示す。

第 57-11-7-1 表 設備概要

	緊急時対策室建屋 ガスタービン発電機	可搬型 代替低圧電源車
仕様	<ul style="list-style-type: none"> 容量：500kVA 電圧：480V 台数：1台 	<ul style="list-style-type: none"> 容量：500kVA 電圧：480V 台数：2台
給電先	<ul style="list-style-type: none"> P/C 2D 	<ul style="list-style-type: none"> 水処理建屋 MCC 2A→P/C 2C MCC 2B→P/C 2D 屋内開閉所 MCC 2A→P/C 2D
給電可能な負荷	<ul style="list-style-type: none"> 直流 125V 充電器 (逃がし安全弁, 原子炉 隔離時冷却系, 計装系) 重大事故等対策で使用する電動弁等 復水移送ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 直流 125V 充電器 (逃がし安全弁, 原子炉 隔離時冷却系, 計装系) 重大事故等対策で使用する電動弁等 復水移送ポンプ
接続方法	<p>切替盤内での接続 (外部接続端子での解結線、端子間ジャンパー)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型代替低圧電源車の接続コネクタを用いたケーブル接続 P/C間の端子を用いたケーブル接続



第57-11-7-1図 単線結線図



第 57-11-7-2 図 配置図

8. 代替所内電気設備のケーブル敷設ルート設計方針について

8.1 概要

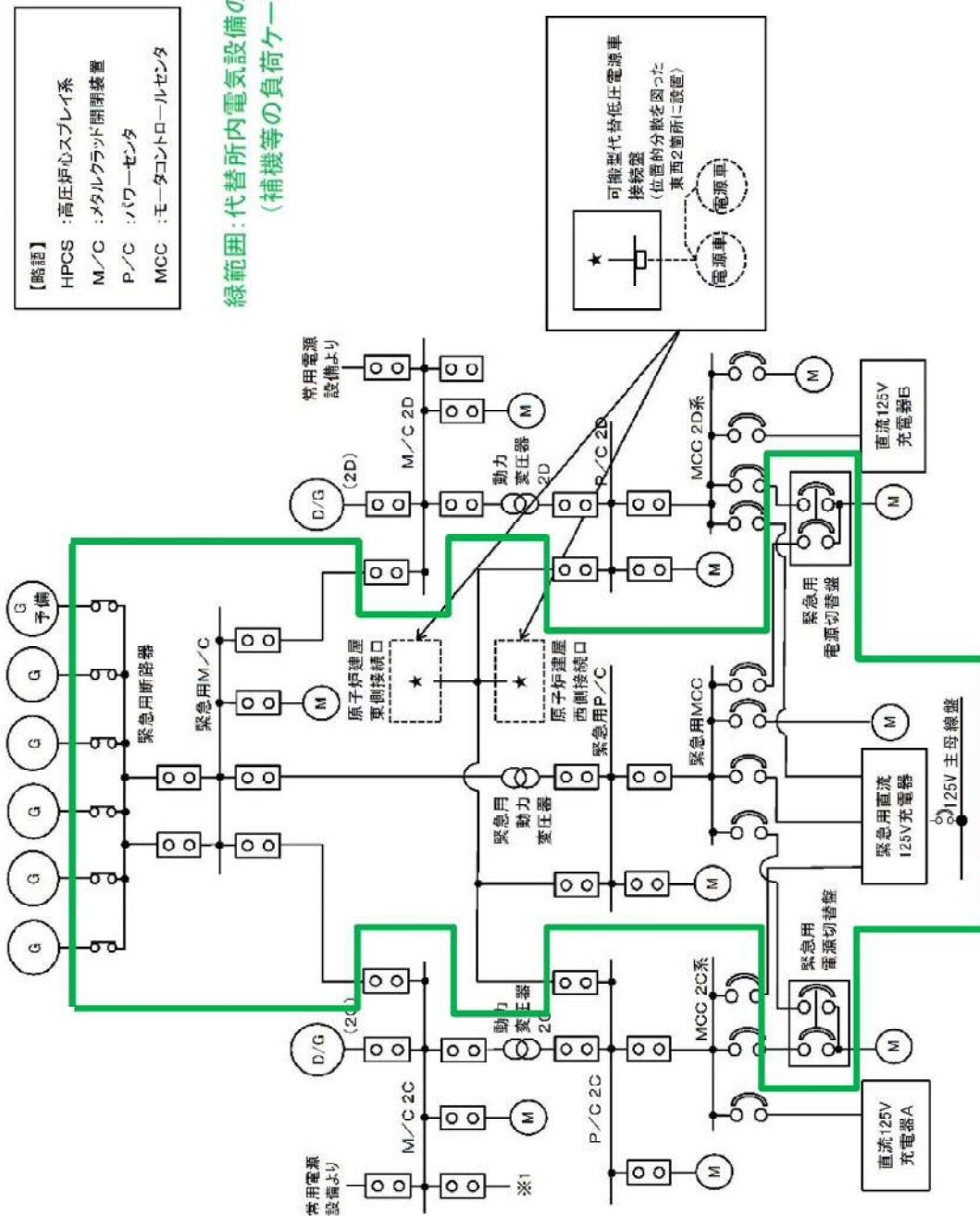
代替所内電気設備のケーブルは、共通要因による設計基準事故対処設備との同時機能喪失のおそれがないよう敷設ルートの設計方針を明確化する。

8.2 設計方針

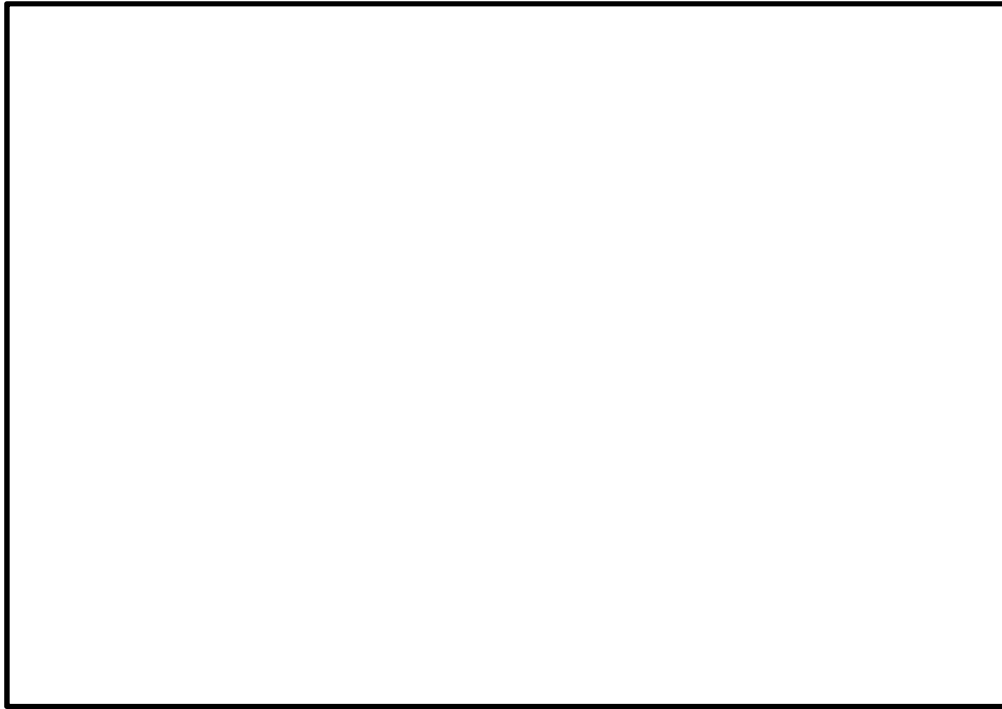
代替所内電気設備のケーブルについては、共通要因による設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、異なる安全区分のエリアをまたがないよう敷設する。

なお、東海第二発電所 単線結線図を第 57-11-8-1 図に、常設代替高圧電源装置置場から原子炉建屋までのケーブルルートを第 57-11-8-2 図に示す。

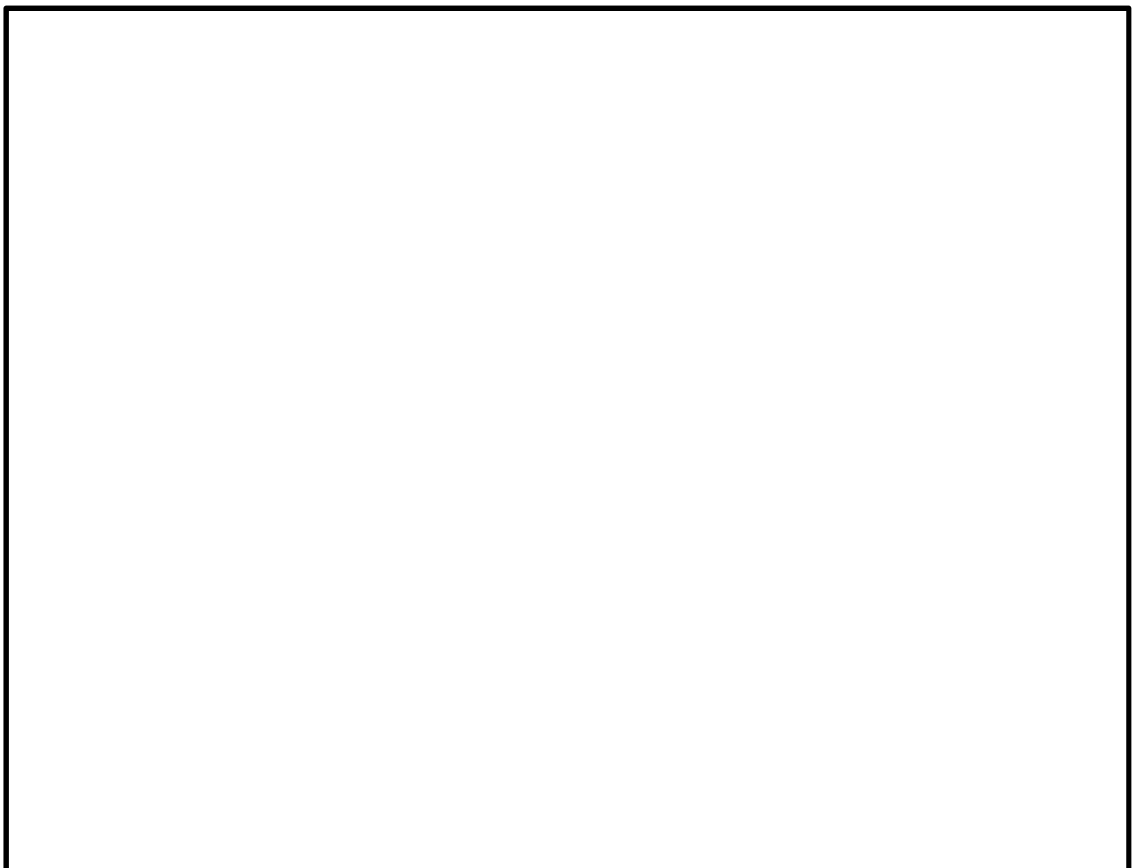
上記設計方針に基づき、第 57-11-8-3 図のとおり原子炉建屋内の代替所内電気設備のケーブル敷設ルートを変更する。



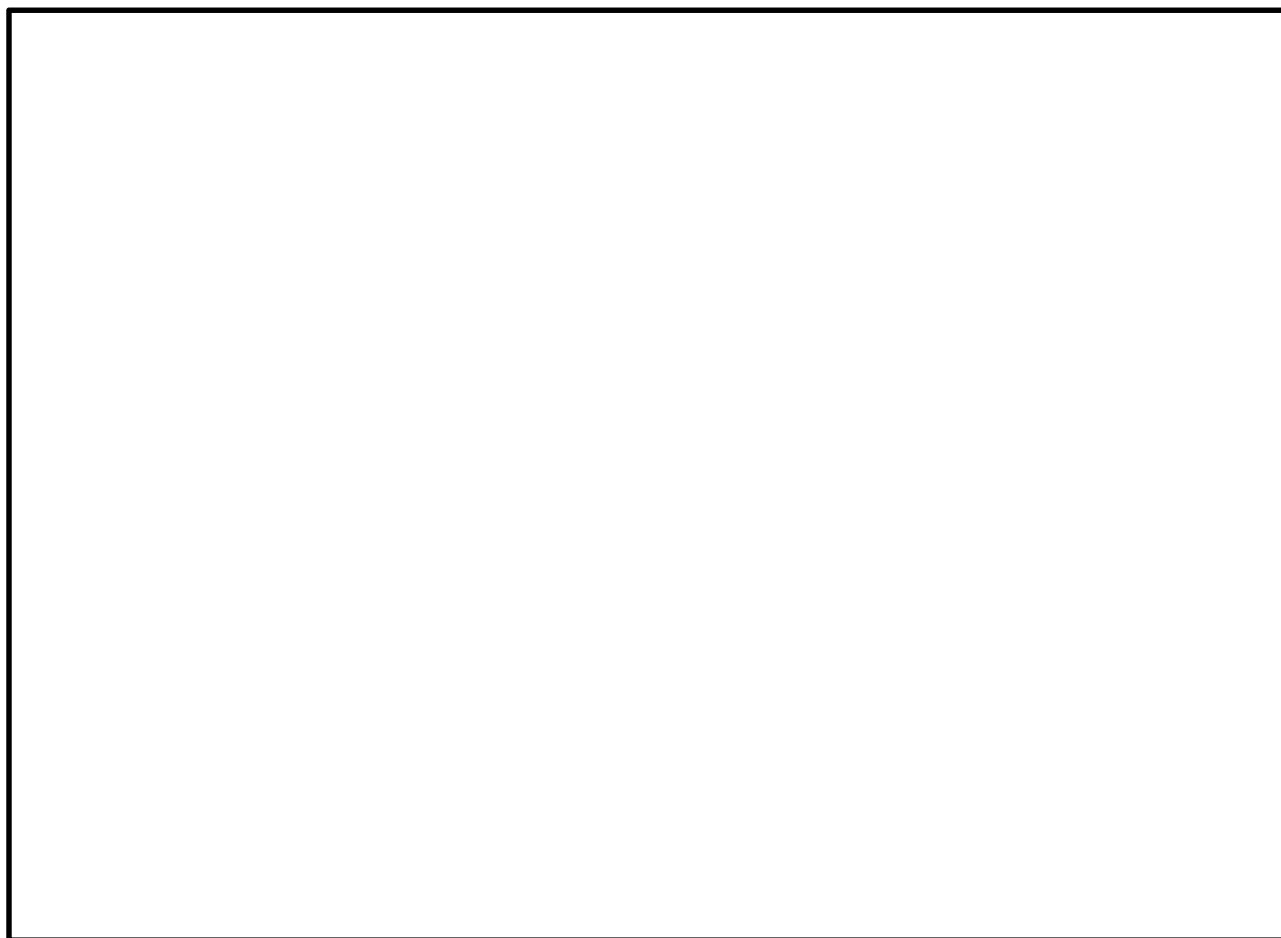
第 57-11-8-1 図 東海第二発電所 単線結線図



第 57-11-8-2 図 常設代替高圧電源装置置場から
原子炉建屋までのケーブルルート図



第 57-11-8-3 (1/2) 図 原子炉建屋内ケーブルルート図 (地下 2 階)



第 57-11-8-3 (2/2) 図 原子炉建屋内ケーブルルート図 (地上 1 階)

58-1 S A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 58 条：計装設備			原子炉压力容器温度	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉圧力	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉圧力（SA）	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他（飛散物）	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図，58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（広帯域）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（燃料域）	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（SA広帯域）	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉水位（SA燃料域）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			高压代替注水系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度/ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系原子炉注水流量	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉隔離時冷却系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			高圧炉心スプレイ系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系系統流量	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧炉心スプレイ系系統流量	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度/ 屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低压代替注水系格納容器下部注水流量	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			ドライウェル雰囲気温度	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サブプレッション・プール水温度	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器下部水温	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			ドライウェル圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サブプレッション・チェンバ圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			サプレッション・プール水位	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器下部水位	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器内水素濃度（S A）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			起動領域計装	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		平均出力領域計装		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉格納容器内	A
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置水位	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置圧力	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置スクラビング水温度	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内 屋外	C D
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそ れがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置する もの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人 為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			フィルタ装置入口水素濃度	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		耐圧強化ベント系放射線モニタ		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	屋外	D
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋外	A b
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系ポンプ入口温度	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		残留熱除去系熱交換器入口温度		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		残留熱除去系熱交換器出口温度		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系海水系系統流量	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内 原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	B C
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図，58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替淡水貯槽水位	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			西側淡水貯水設備水位	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他 (飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料			—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料			58-2 単線結線図, 58-3 配置図		

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a	
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			残留熱除去系ポンプ吐出圧力	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
	その他(飛散物)			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			原子炉建屋水素濃度	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
			サポート系による要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備		静的触媒式水素再結合器動作監視装置		類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
			サポート系による要因	多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			格納容器内酸素濃度（S A）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
			関連資料	58-4 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
	その他（飛散物）			その他設備	対象外	
	関連資料		—			
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール水位・温度（SA広域）	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
			サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール温度（S A）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 S A の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
				海水	海水を通水しない	対象外
				周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e	
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外	
			関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内	A a
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a	
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図					

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール監視カメラ	類型化区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	58-3 配置図	
		第 2 号	操作性	操作不要	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J
			関連資料	58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	その他	A e
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
		関連資料	—		
	第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
		関連資料	—		
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	屋内
サポート系による要因				異なる駆動源又は冷却源	B a
関連資料	58-2 単線結線図, 58-3 配置図				

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害		(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料		58-3 配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J
		関連資料		58-5 試験検査		
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料		58-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		その他	A e
			その他 (飛散物)		その他設備	対象外
		関連資料		—		
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		58-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料		58-6 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		共用しない設備	対象外
			関連資料		—	
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		屋内	A a
			サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図, 58-3 配置図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（常設）

第 58 条：計装設備			安全パラメータ表示システム（SPDS） （データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置、SPDSデータ表示装置）	類型化 区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境温度・環境圧力・湿度／ 屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			海水	海水を通水しない	対象外	
			周辺機器等からの悪影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—	
			電磁的障害	（電磁波により機能が損なわれない）	—	
			関連資料	58-3 配置図		
		第 2 号	操作性	操作不要（SPDSデータ表示装置を除く） 現場操作（緊急時対策所、SPDSデータ表示装置） スイッチ操作	対象外 B d	
		関連資料	58-3 配置図			
		第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	通信連絡設備	L	
		関連資料	58-5 試験検査			
		第 4 号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
	関連資料	58-4 系統図				
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	
		関連資料	—			
	第 6 号	設置場所	操作不要（SPDSデータ表示装置を除く） 現場操作（緊急時対策所、SPDSデータ表示装置）	対象外 A a		
	関連資料	58-3 配置図				
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	
			関連資料	58-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
				サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料		58-2 単線結線図、58-3 配置図			

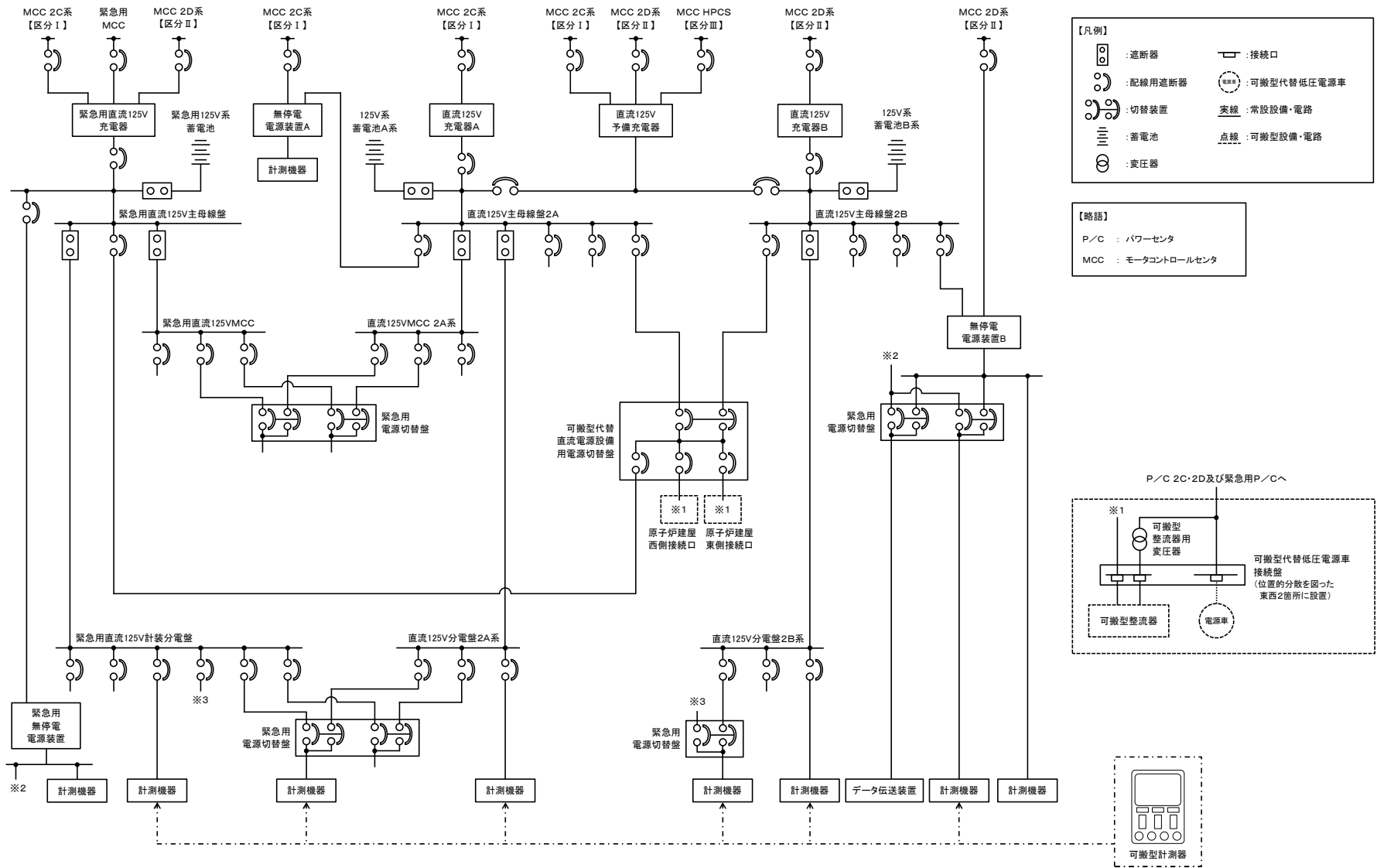
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

第 58 条：計装設備			可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害		（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料		58-3 配置図	
	第 2 項	第 2 号	操作性		中央制御室操作（接続作業）	A
			関連資料		58-3 配置図	
		第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料			—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他（飛散物）		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		58-3 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他設備	C
			関連資料		58-8 可搬型計測器について	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58-8 可搬型計測器について	
第 3 号		異なる複数の接続箇所の確保		原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	対象外	
		関連資料		—		
第 4 号		設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—	
		関連資料		58-3 配置図、58-8 可搬型計測器について		
第 5 号		保管場所		屋内	A a	
		関連資料		58-3 配置図		
第 6 号		アクセスルート		屋内、屋外	A, B	
		関連資料		58-3 配置図、58-8 可搬型計測器について		
第 7 号		共通 故障 防止 要因	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
	サポート系による要因			多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
	関連資料			58-3 配置図		

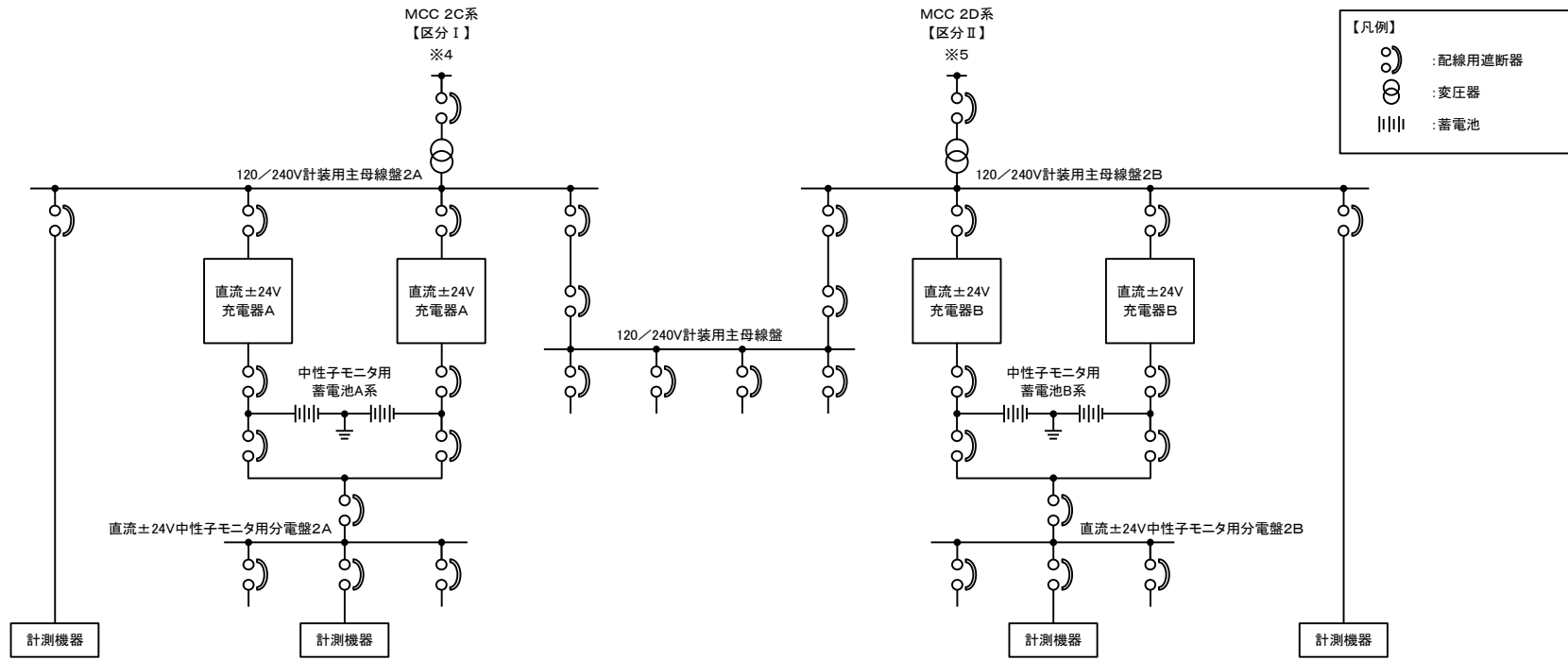
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬）

第 58 条：計装設備			可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）	類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C
			海水		海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響		（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁的障害		（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料		58-3 配置図	
	第 2 号	操作性		中央制御室操作（接続作業）	A	
		関連資料		58-3 配置図		
		第 3 号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）		計測制御設備	J
			関連資料		58-5 試験検査	
		第 4 号	切替性		本来の用途として使用する	対象外
	関連資料			—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計		通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他（飛散物）		その他設備	対象外
			関連資料		—	
	第 6 号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		58-3 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量		その他設備	C
			関連資料		58-8 可搬型計測器について	
		第 2 号	可搬 SA の接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料		58-8 可搬型計測器について	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保		原子炉建屋の外から水又は電力を供給しない設備	対象外
			関連資料		—	
		第 4 号	設置場所		（放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定）	—
			関連資料		58-3 配置図，58-8 可搬型計測器について	
第 5 号		保管場所		屋内	A a	
		関連資料		58-3 配置図		
第 6 号		アクセスルート		屋内，屋外	A，B	
		関連資料		58-3 配置図，58-8 可搬型計測器について		
第 7 号		共通 故障 防止 要因	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災		位置的分散を考慮すべき DB 設備等がない	対象外
	サポート系による要因			多様性を考慮すべき DB 設備等がない	対象外	
	関連資料			58-3 配置図		

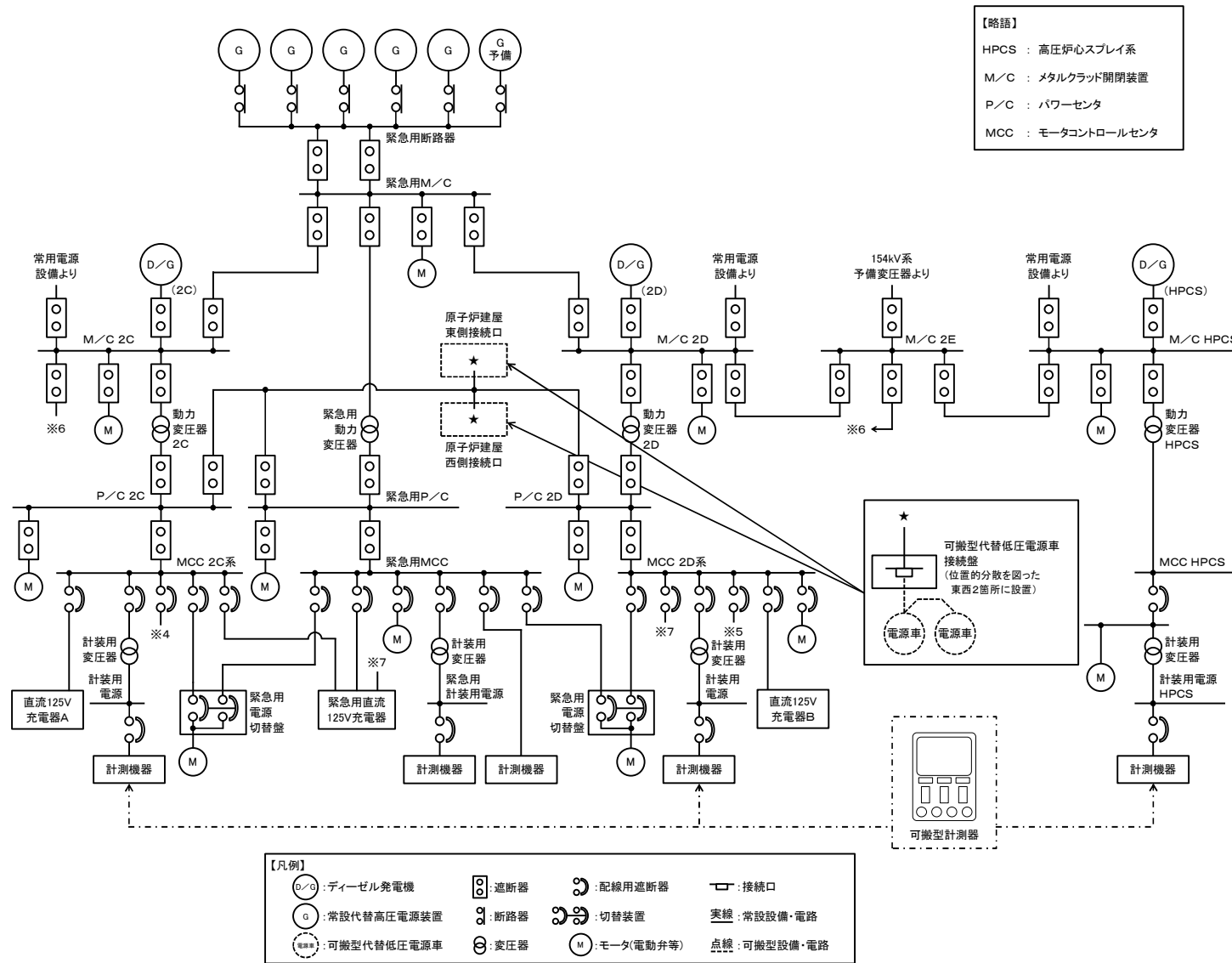
58-2 単線結線図



第 58-2-1 図 単線結線図 (直流電源) (1/3)



第 58-2-2 図 単線結線図（直流電源）（2/3）



第 58-2-3 図 単線結線図 (交流電源) (3/3)

58-3 配置図

第 58-3-1 表 配置図一覧表 (1/3)

主要設備	設置場所	図番号
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	第 58-3-5, 6 図
原子炉圧力	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉圧力 (S A)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉水位 (S A 広帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
原子炉水位 (S A 燃料域)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
高压代替注水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用狭帯域)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系原子炉注水流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
原子炉隔離時冷却系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
高压炉心スプレー系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压炉心スプレー系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压代替注水系格納容器スプレー流量 (常設ライン用)	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低压代替注水系格納容器スプレー流量 (可搬ライン用)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
低压代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
代替循環冷却系格納容器スプレー流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
ドライウェル雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-4, 6 図
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水温度	原子炉格納容器内	第 58-3-1, 2 図
格納容器下部水温	原子炉格納容器内	第 58-3-3 図
ドライウェル圧力	原子炉建屋原子炉棟 4 階	第 58-3-6 図
サブプレッション・チェンバ圧力	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
サブプレッション・プール水位	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
格納容器下部水位	原子炉格納容器内	第 58-3-3, 4 図
格納容器内水素濃度 (S A)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図

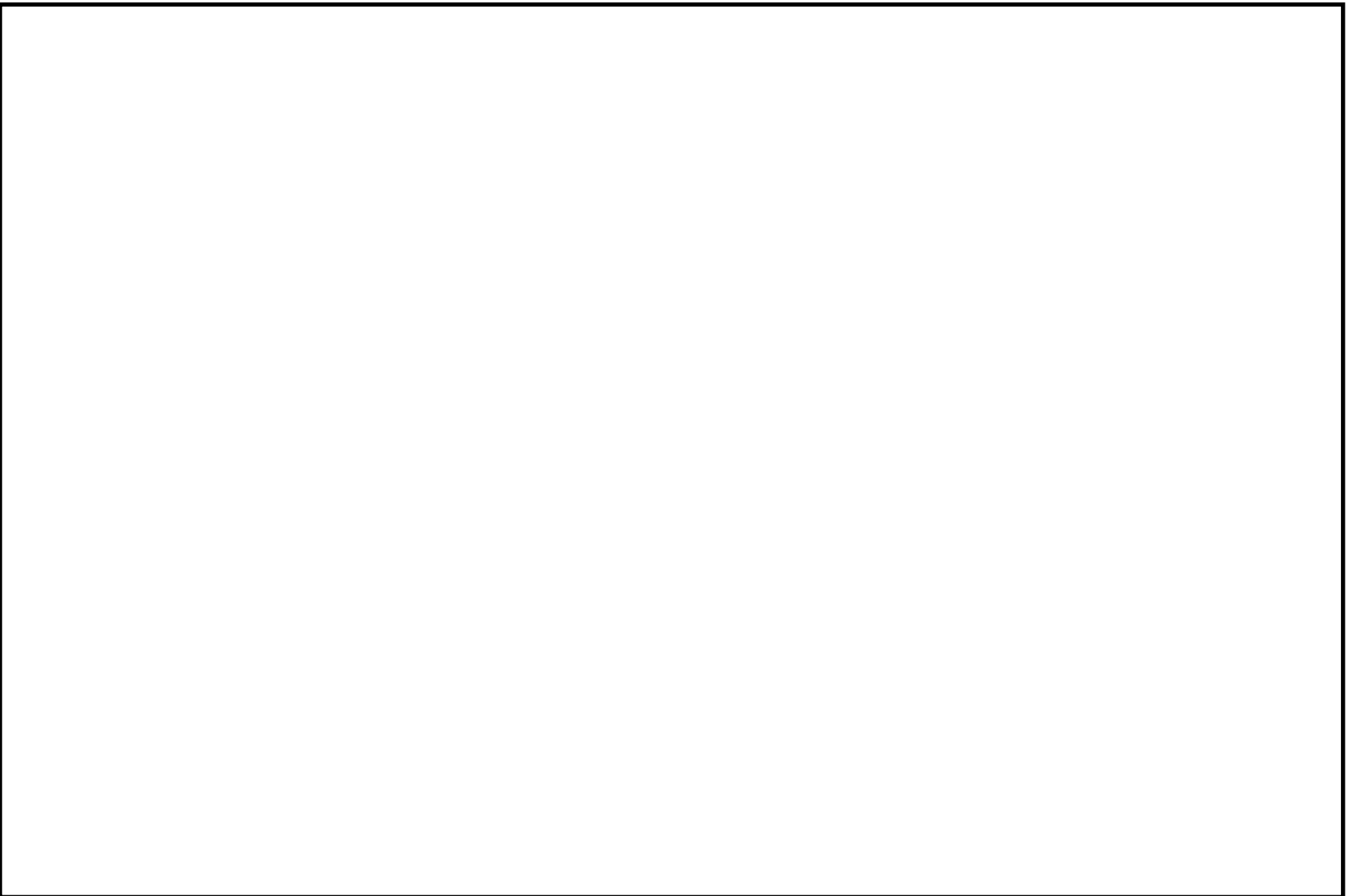
第 58-3-1 表 配置図一覧表 (2/3)

主要設備	設置場所	図番号
起動領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-11 図
平均出力領域計装	原子炉格納容器内	第 58-3-11 図
フィルタ装置水位	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置圧力	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置スクラビング水温度	格納容器圧力逃がし装置格納槽内	第 58-3-12 図
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	第 58-3-9 図
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	第 58-3-12 図
フィルタ装置入口水素濃度	原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階	第 58-3-10 図
耐圧強化ベント系放射線モニタ	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	第 58-3-12 図
代替循環冷却系ポンプ入口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋原子炉棟 1 階	第 58-3-3 図
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系海水系系統流量	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-8 図
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-8 図
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	第 58-3-8 図
代替淡水貯槽水位	常設低圧代替注水系ポンプ室内	第 58-3-12 図
西側淡水貯水設備水位	常設代替高圧電源装置置場 (地下)	第 58-3-12 図
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系ポンプ室内	第 58-3-12 図
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	第 58-3-1 図
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
原子炉建屋水素濃度	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	第 58-3-2 図
	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
格納容器内酸素濃度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 2 階	第 58-3-4 図
	原子炉建屋原子炉棟 3 階	第 58-3-5 図
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プール温度 (SA)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋原子炉棟 6 階	第 58-3-7 図
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋付属棟 4 階	第 58-3-14 図

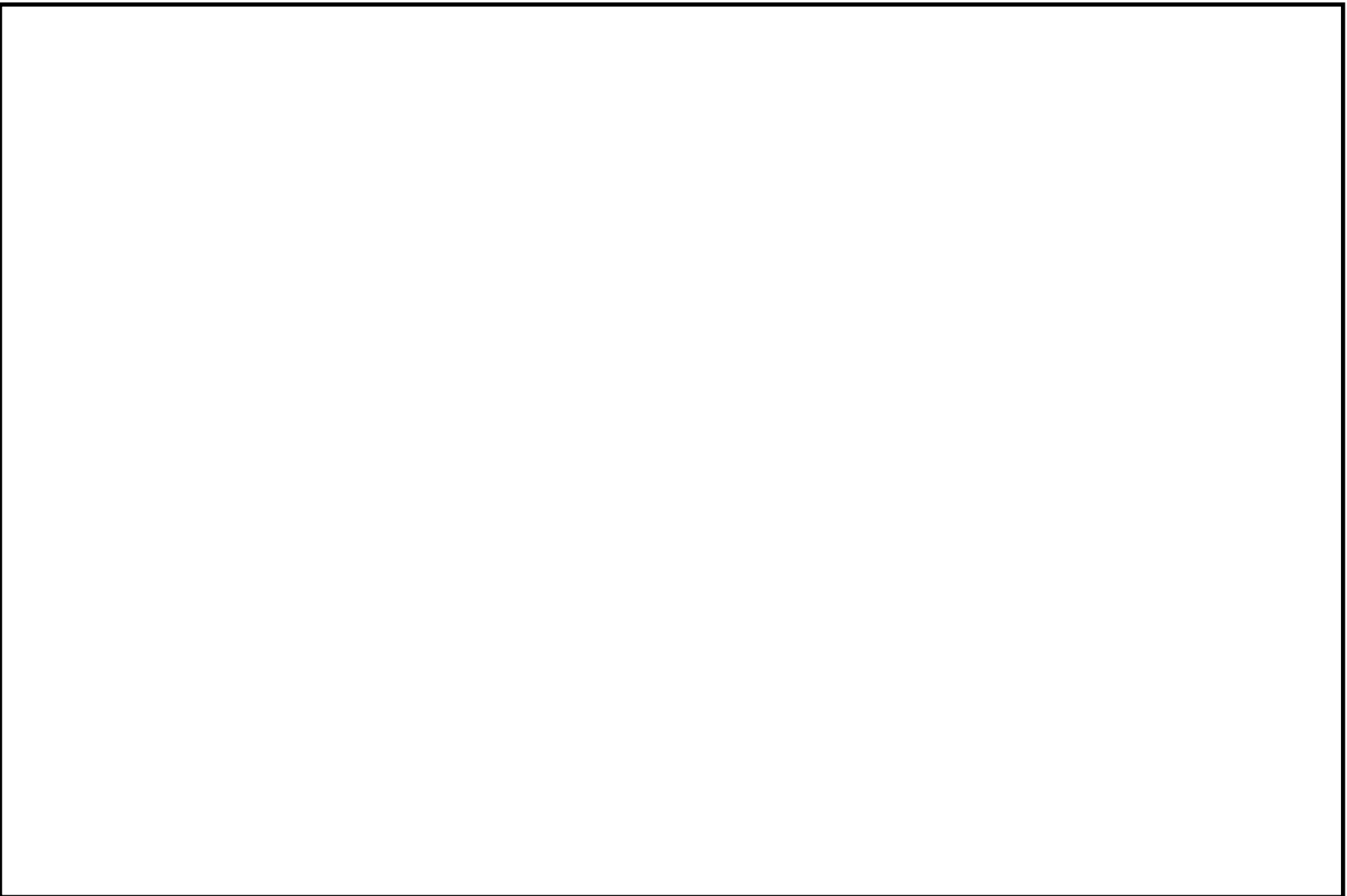
第 58-3-1 表 配置図一覧表 (3/3)

主要設備		設置場所	図番号
安全パラメータ表示システム (SPDS)	データ伝送装置	原子炉建屋付属棟 3 階	第 58-3-13 図
	緊急時対策支援システム伝送装置	緊急時対策所建屋 2 階	第 58-3-15 図
	SPDS データ表示装置	緊急時対策所	第 58-3-15 図
可搬型計測器 ^{※1}		原子炉建屋付属棟 3 階	第 58-3-13 図
		緊急時対策所建屋 2 階	第 58-3-15 図

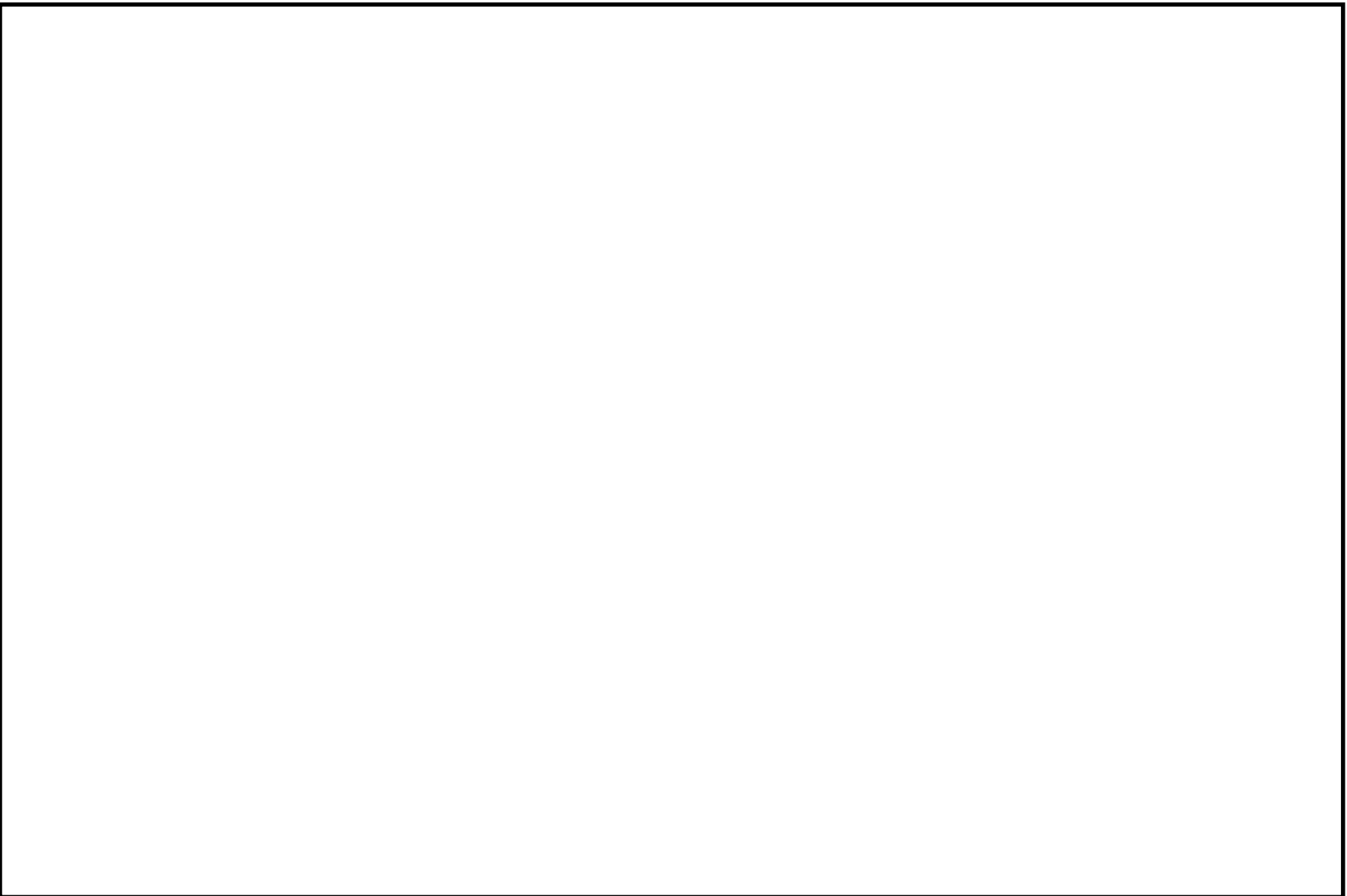
※1 可搬型計測器とは、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用」及び「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用」を指す。



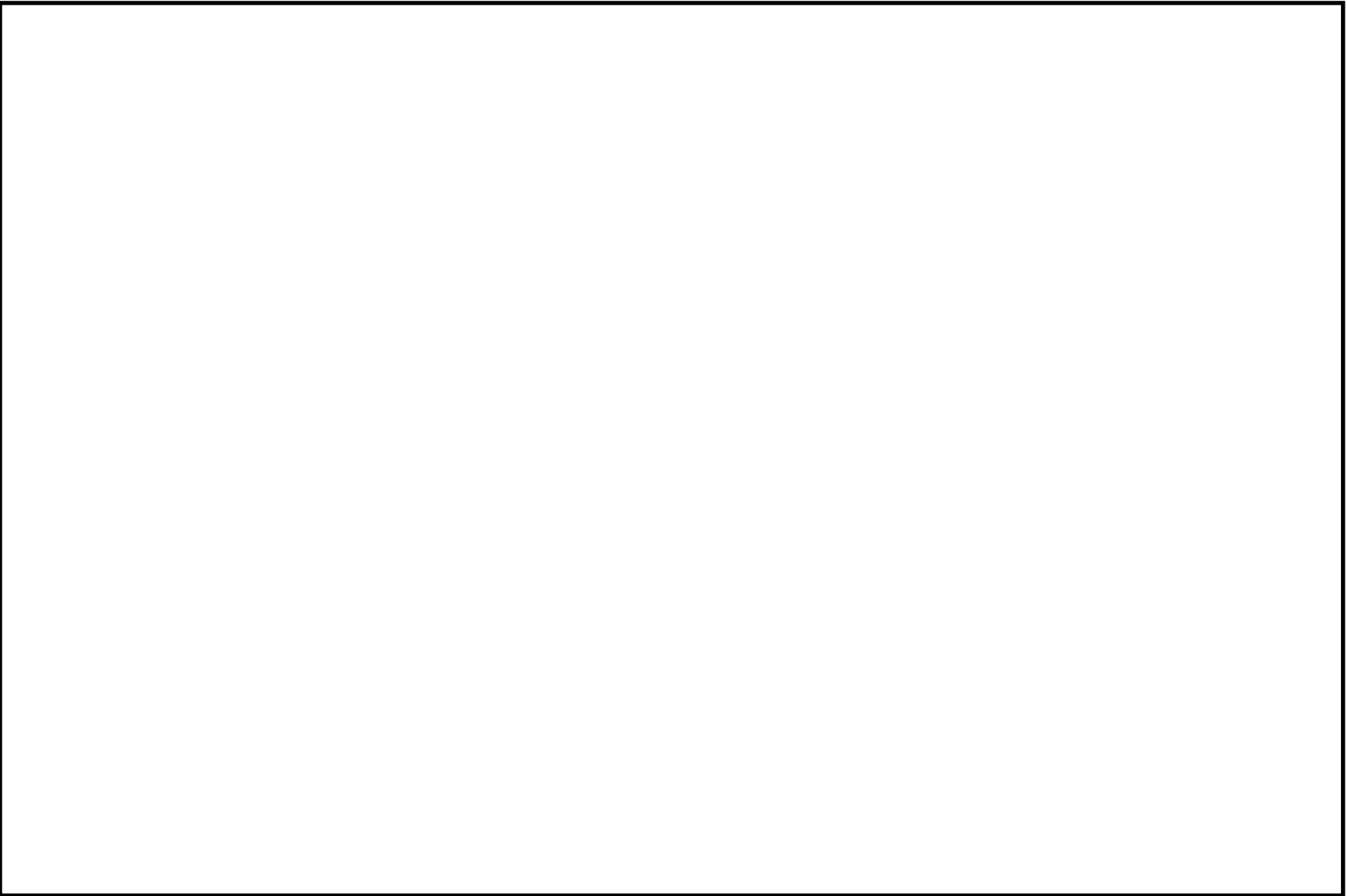
第 58—3—1 圖 機器配置圖 (原子炉建屋原子炉棟地下 2 階)



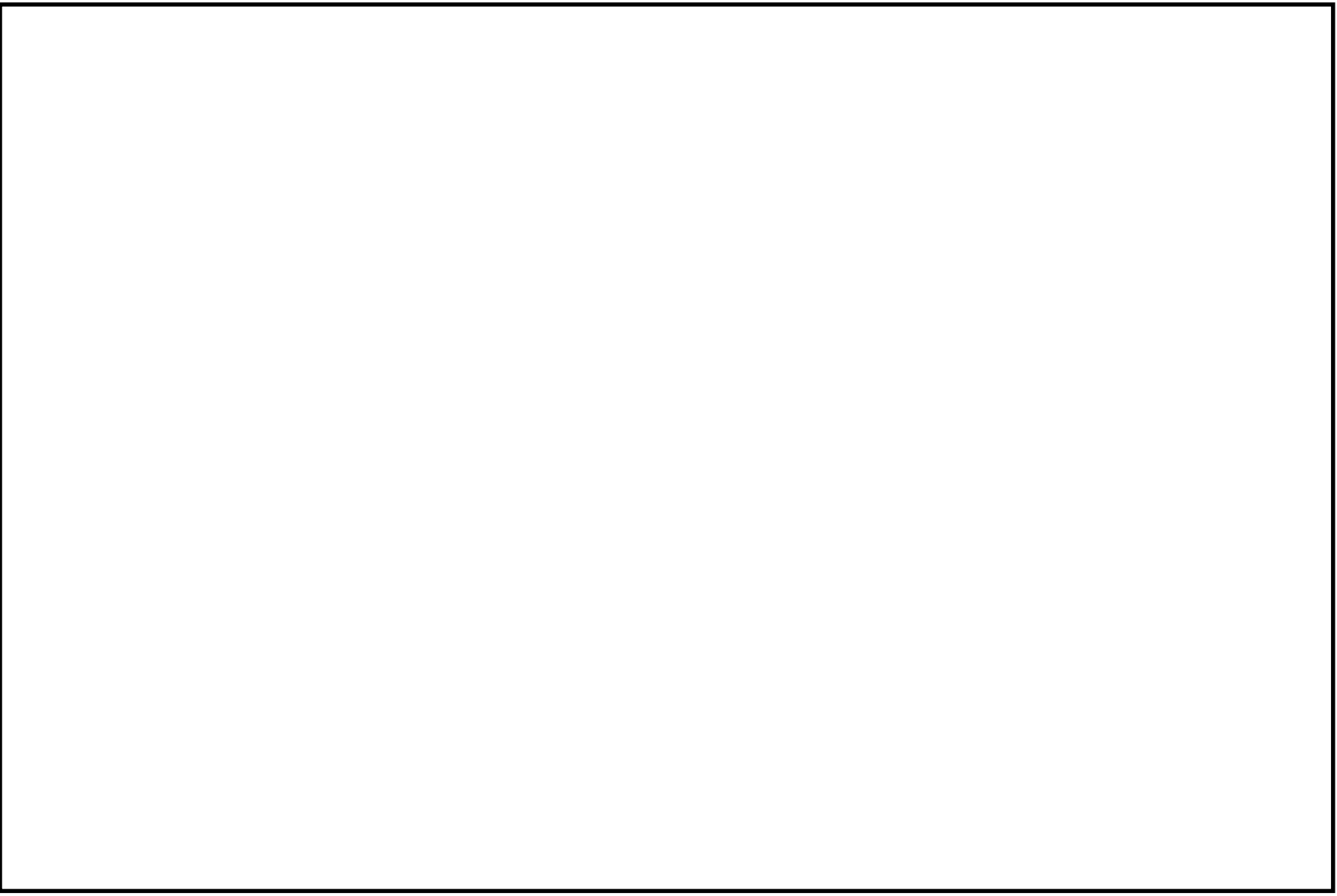
第 58—3—2 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階)



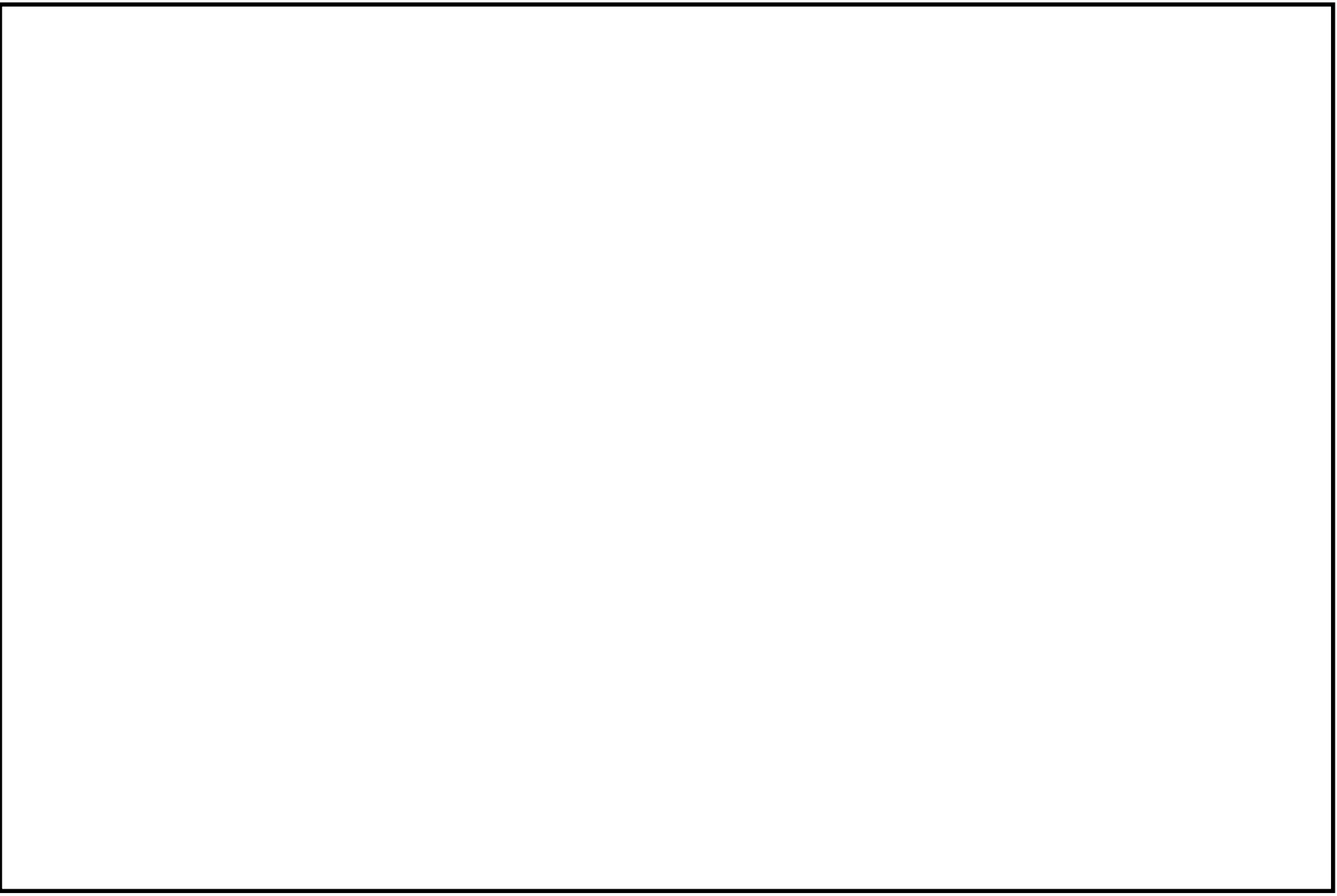
第 58-3-3 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 1 階)



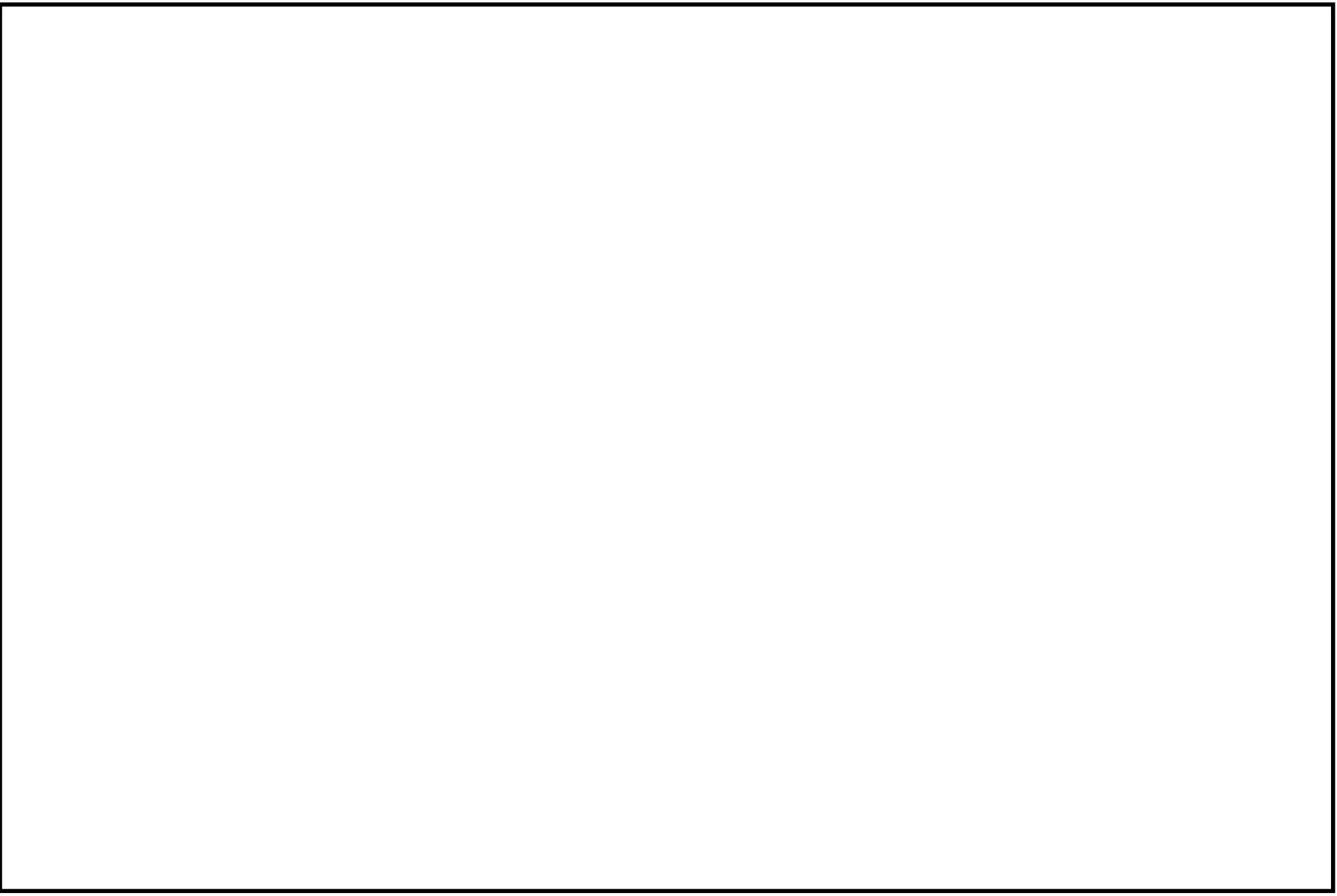
第 58-3-4 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 2 階)



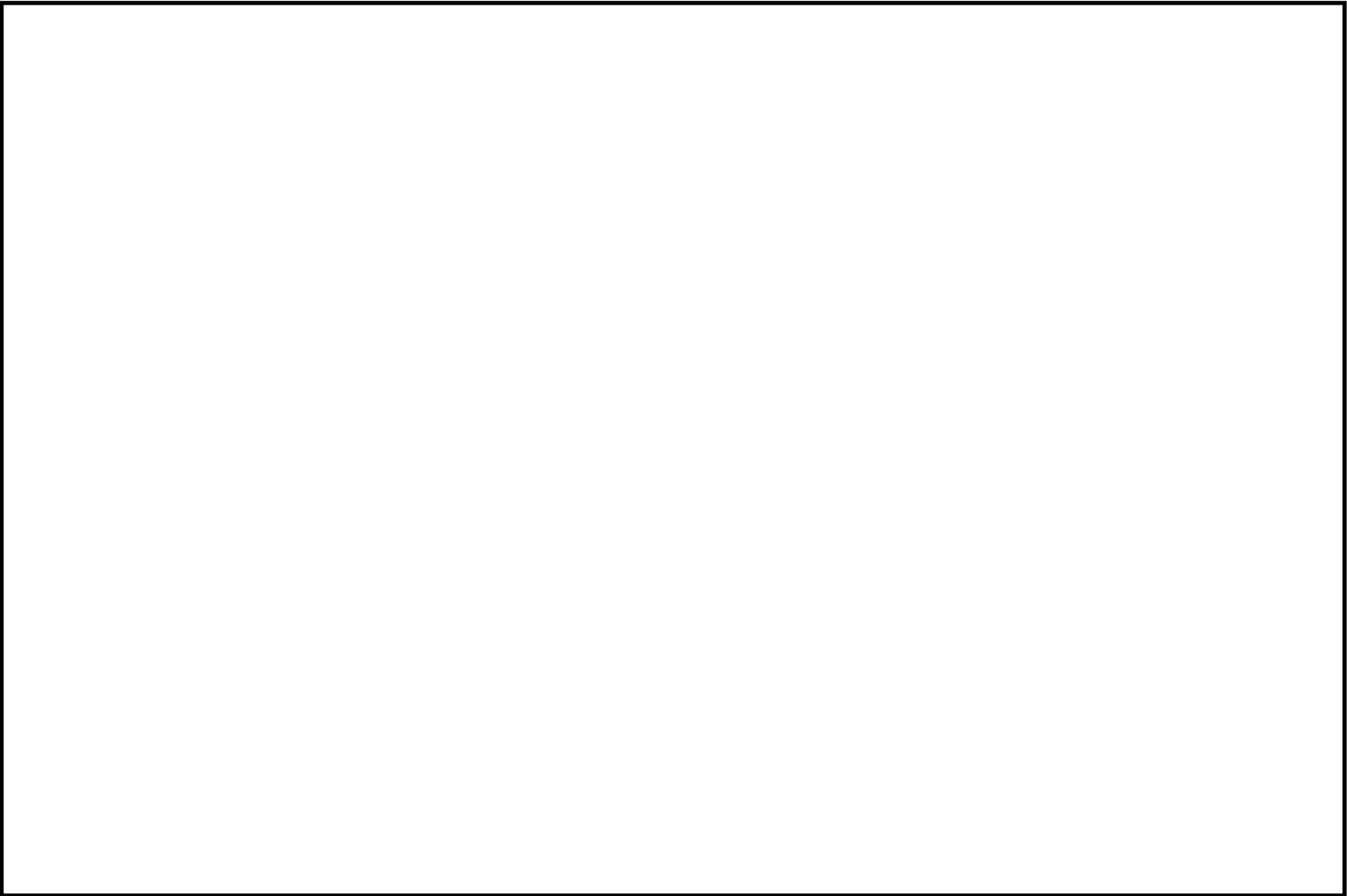
第 58—3—5 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)



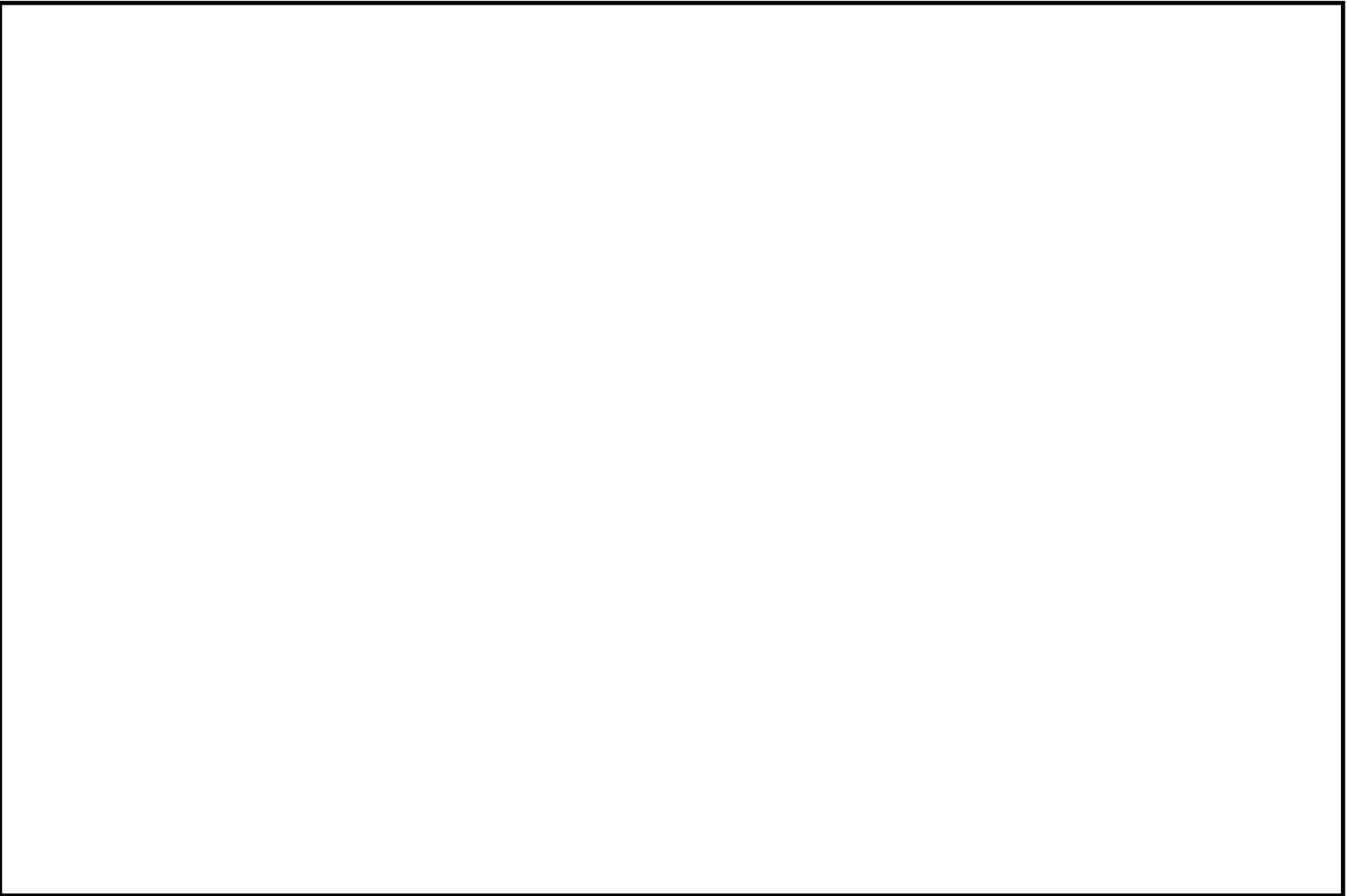
第 58—3—6 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 4 階)



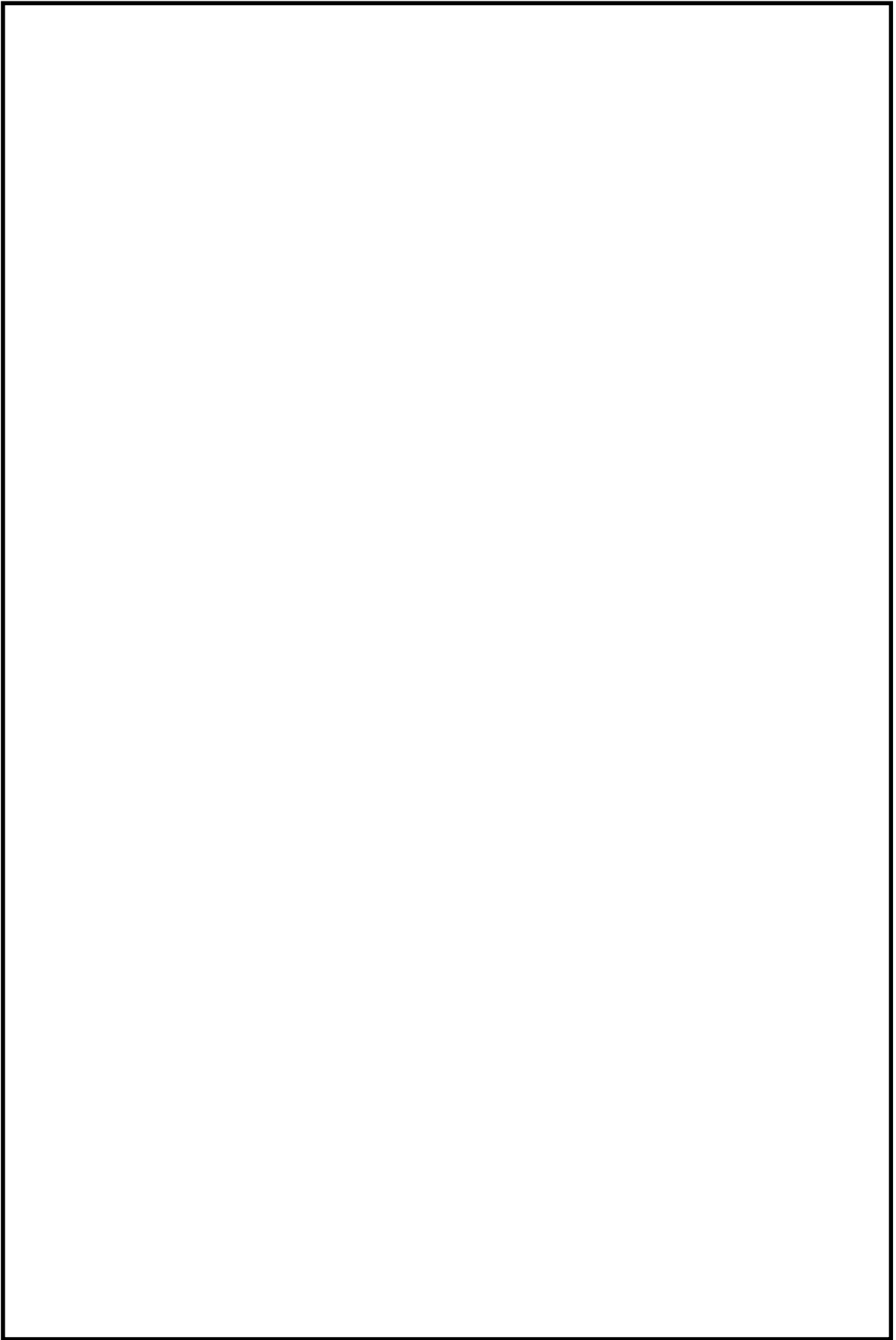
第 58—3—7 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)



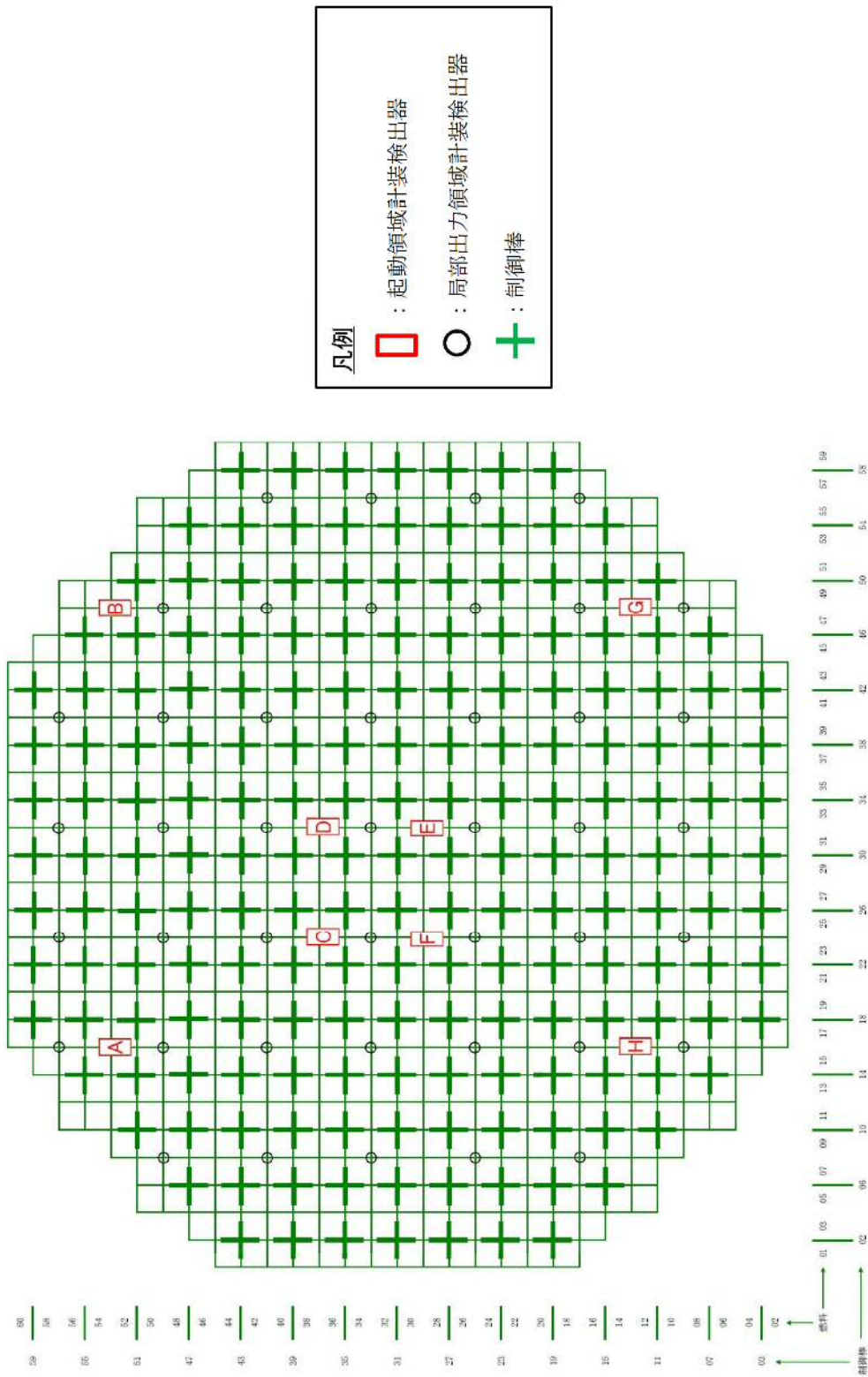
第 58—3—8 图 機器配置图 (原子炉建屋廢棄物处理棟地下 1 階)



第 58—3—9 图 機器配置图 (原子炉建屋廃棄物处理棟 1 階)

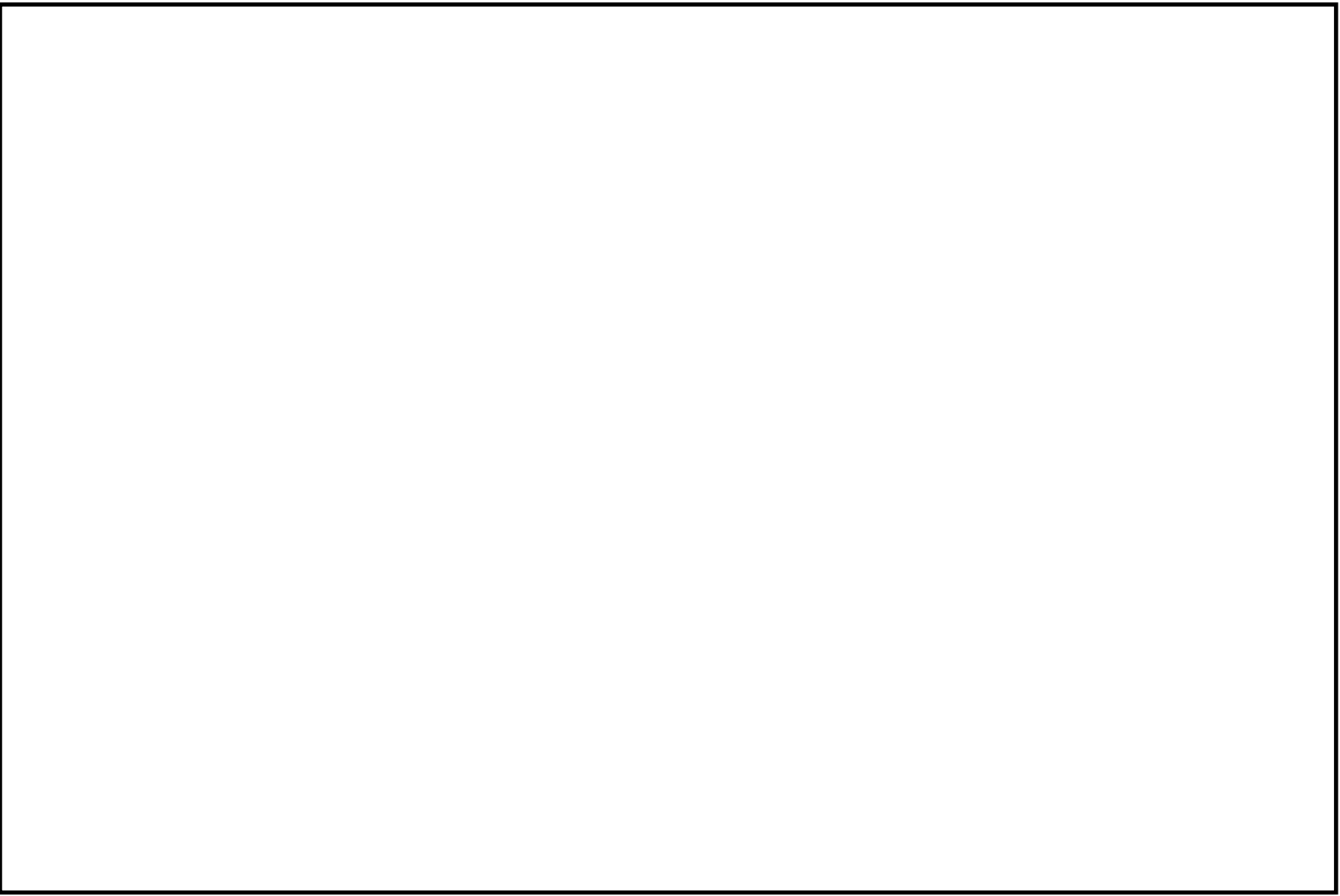


第 58-3-10 図 機器配置図（原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階）

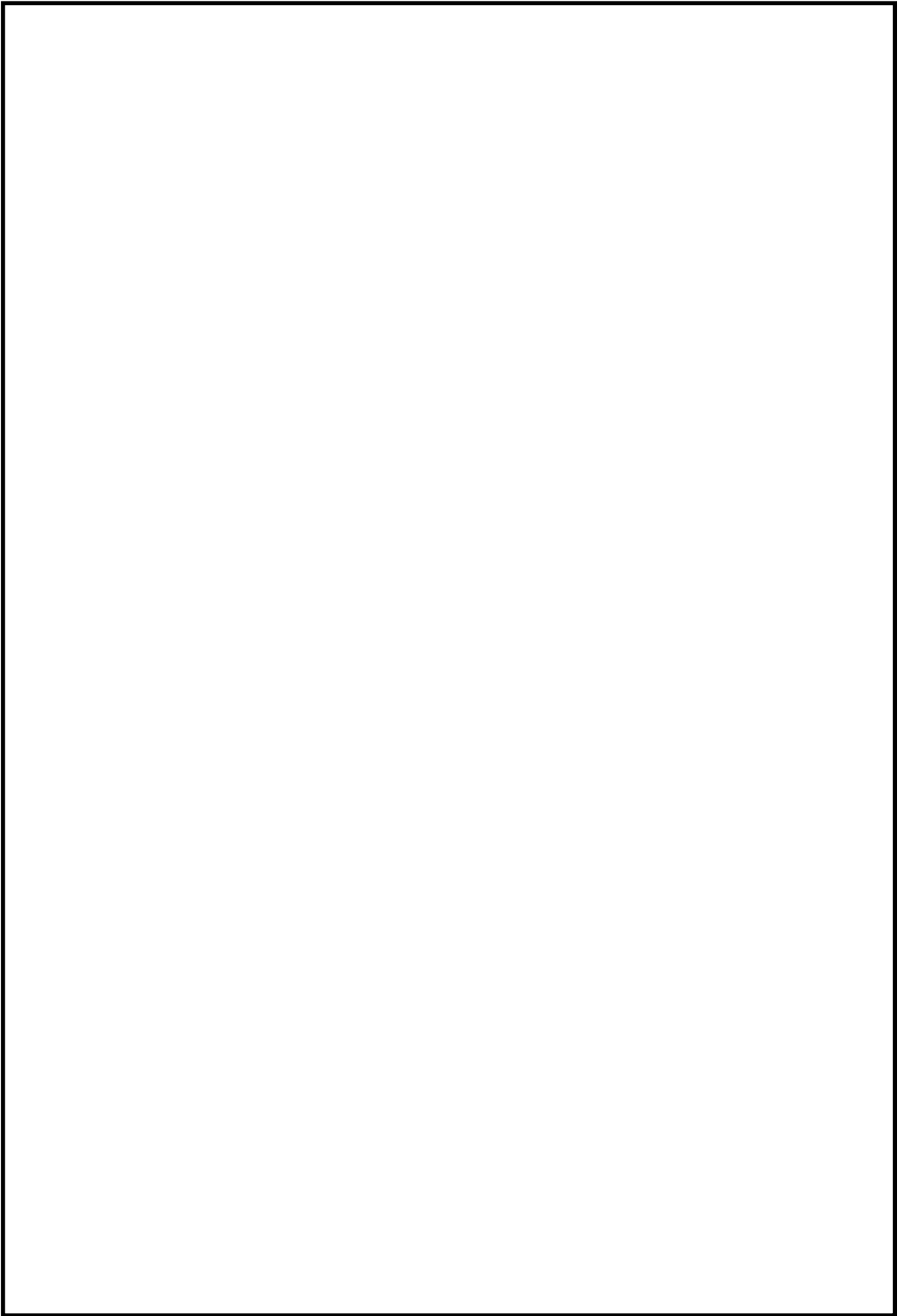


※平均出力領域計装は、あらかじめグループ分けした局部出力領域計装の各増幅器からの出力信号を平均化する機能で、2チャンネル設ける。

第 58-3-11 機器配置図 (核計装配置図)

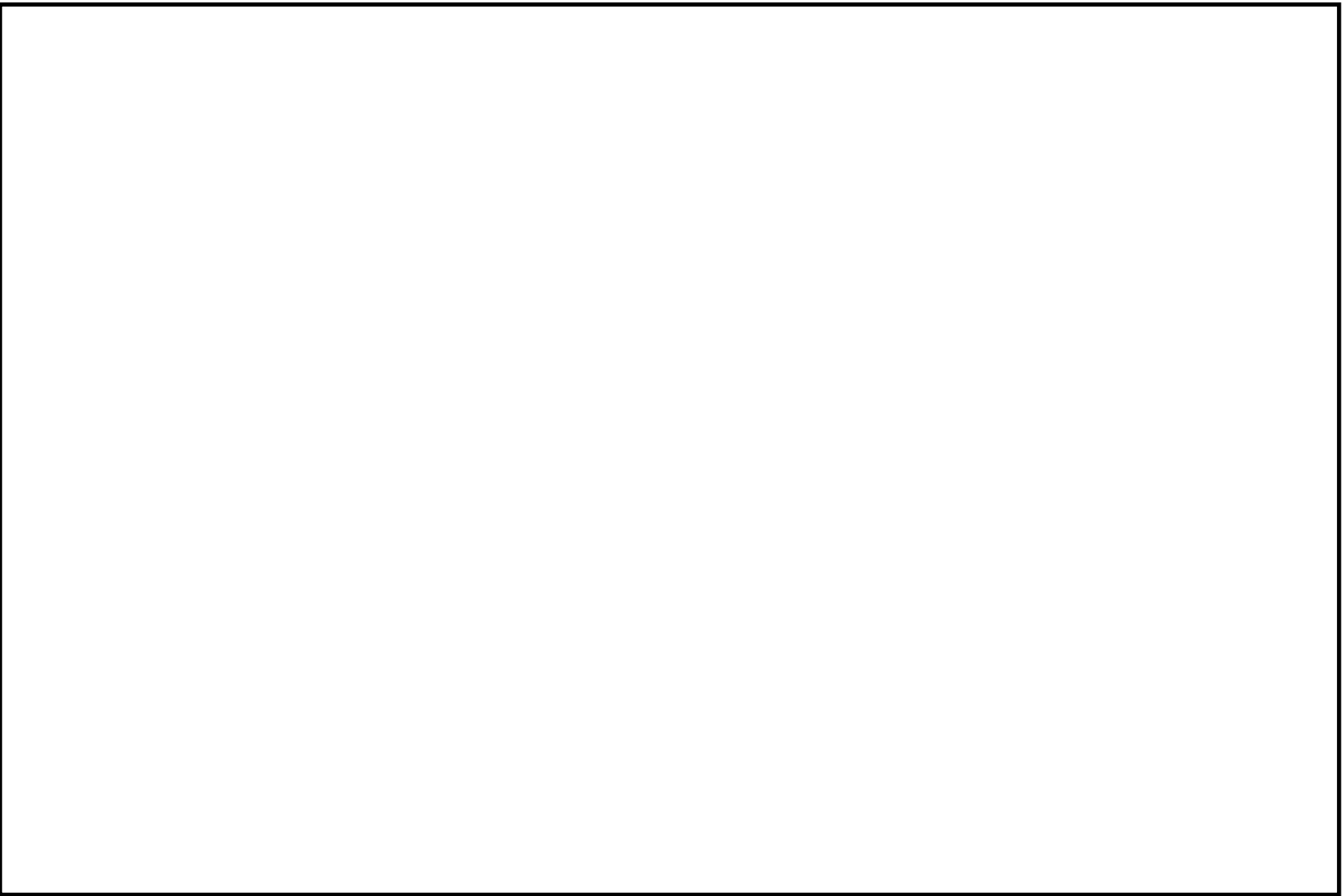


第 58—3—12 図 機器配置図 (その他の建屋, 屋外)



・ 配備又は保管場所については、今後、訓練等を通じて見直しを行う。

第 58-3-13 図 機器配置図（原子炉建屋付属棟 3 階）



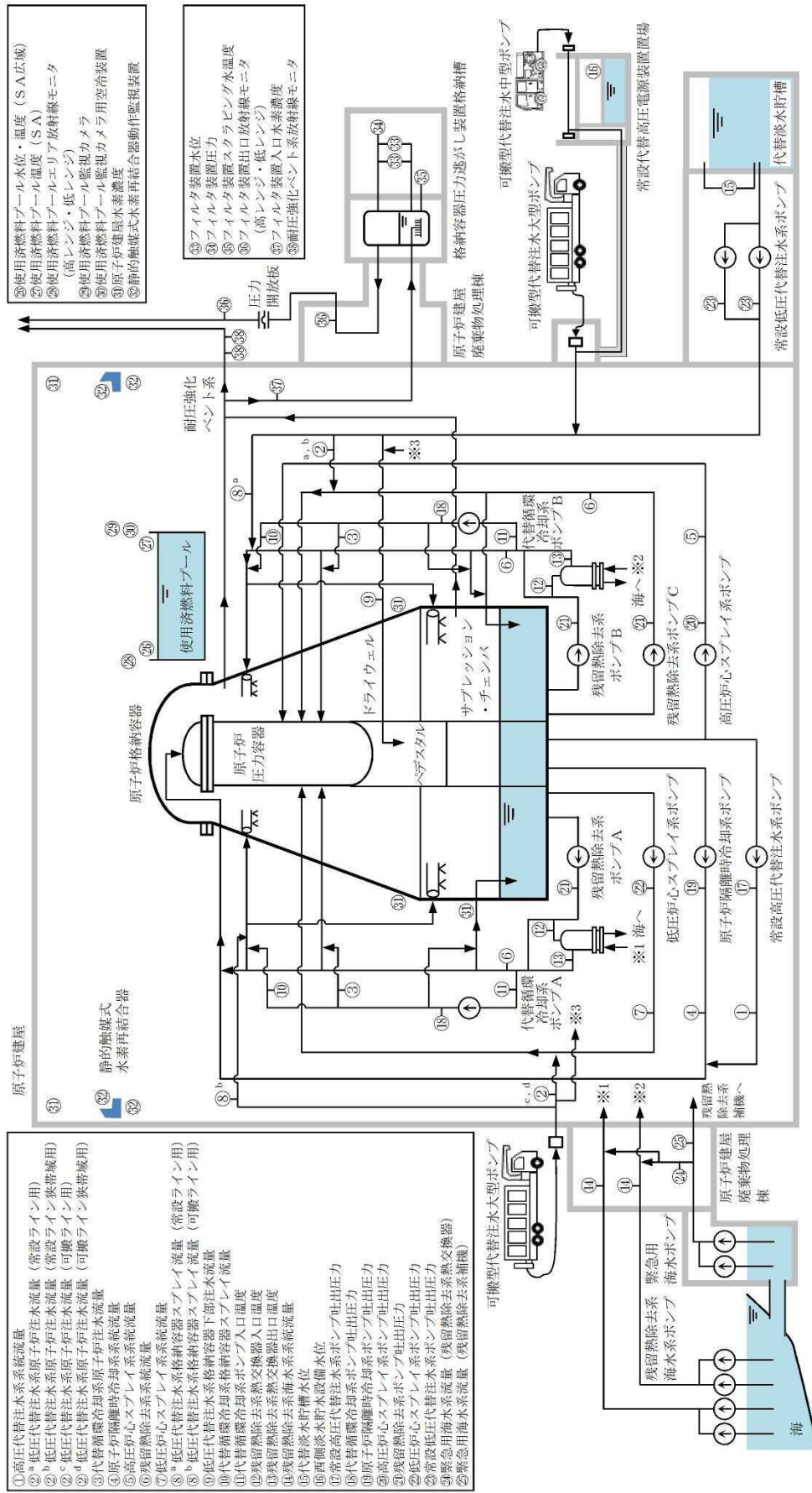
第 58—3—14 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 4 階)



・ 配備又は保管場所については，今後，訓練等を通じて見直しを行う。

第 58-3-15 図 機器配置図（緊急時対策所建屋 2 階）

58-4 系統図



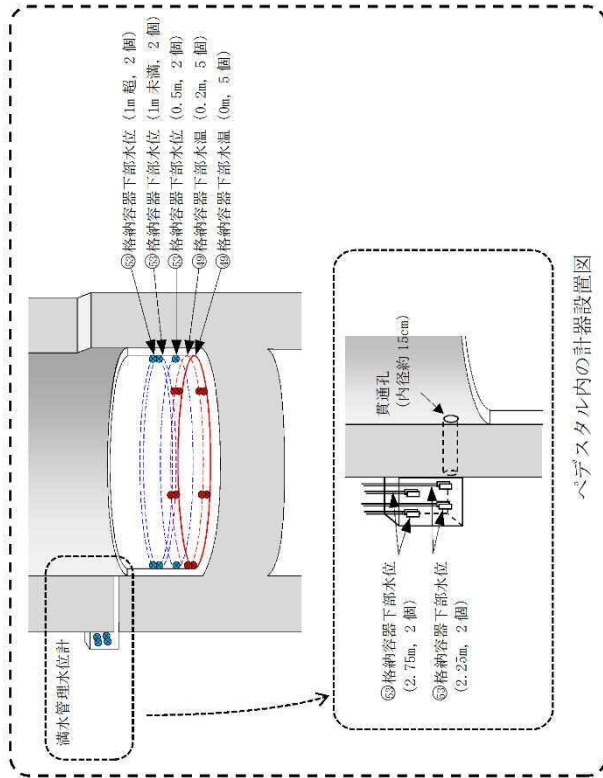
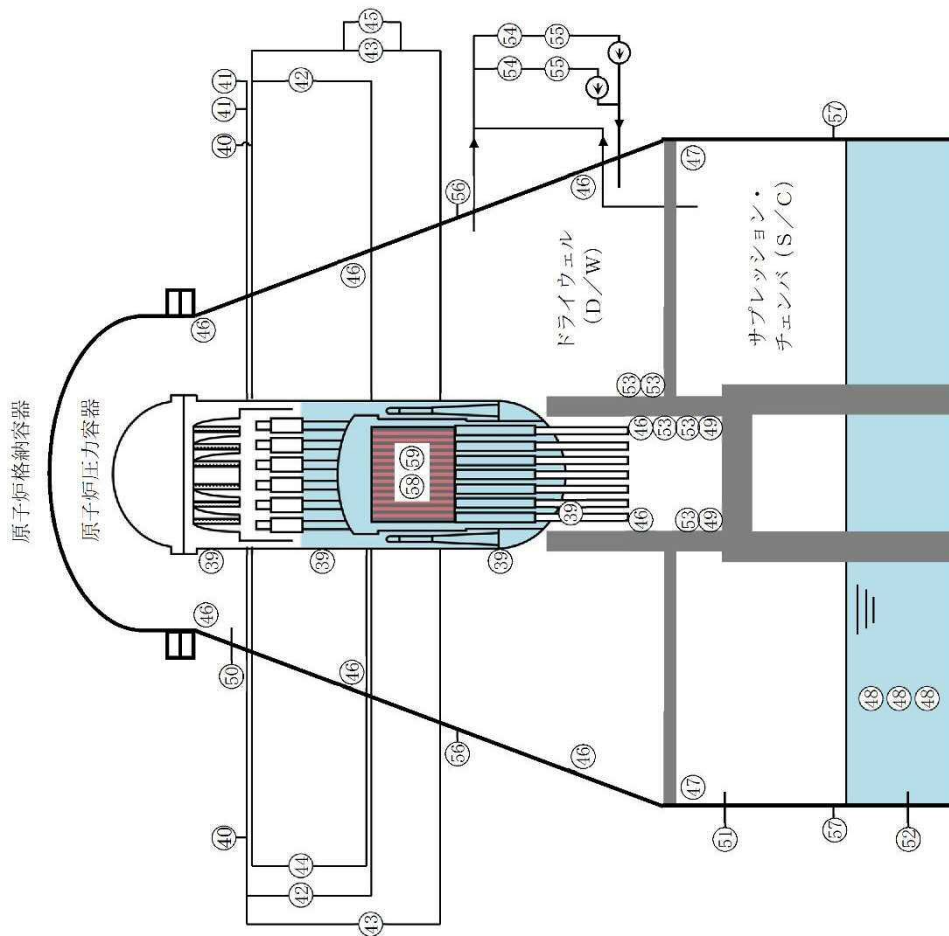
- ②⑤使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)
- ②⑦使用済燃料プール温度 (SA)
- ②⑧使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ②⑨使用済燃料プール監視カメラ
- ③①原子炉建屋水素濃度
- ③②静的触媒式水素再結合器動作監視装置

- ③③フィルタ装置水位
- ③④フィルタ装置圧力
- ③⑤フィルタ装置スクラビング水温度
- ③⑥フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
- ③⑦フィルタ装置入口水素濃度
- ③⑧耐圧強化ベント系放射線モニタ

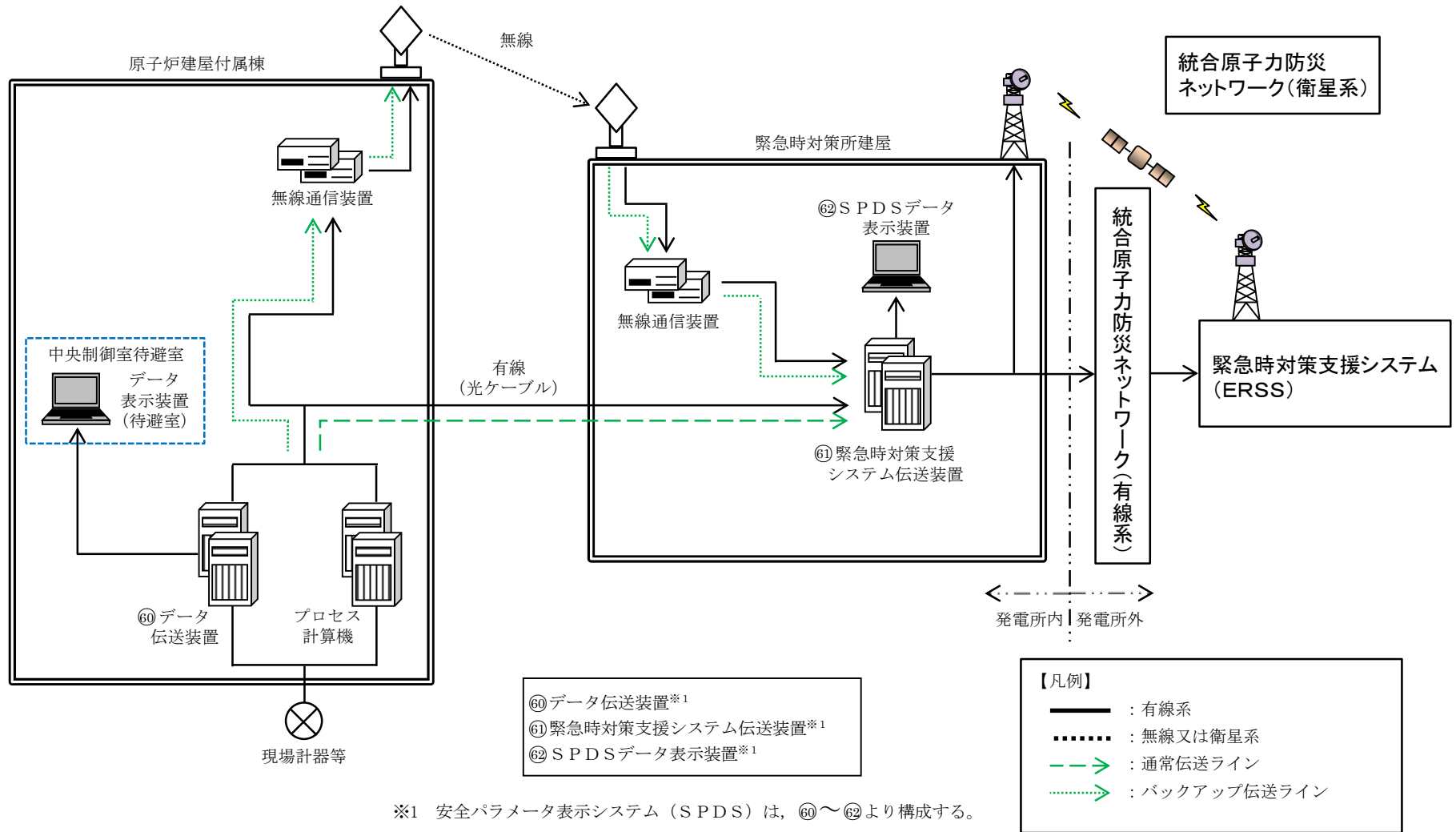
- ①高圧代替注水水系系統流量
- ②^a低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)
- ②^b低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン緊急用)
- ②^c低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)
- ②^d低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン緊急用)
- ③代替隔離冷却系原子炉注水流量
- ④原子炉隔離冷却系系統流量
- ⑤高圧炉心スプレイス系系統流量
- ⑥残留熱除去系系統流量
- ⑦低圧炉心スプレイス系系統流量
- ⑧^a低圧代替注水系格納容器スプレイス流量 (常設ライン用)
- ⑧^b低圧代替注水系格納容器スプレイス流量 (可搬ライン用)
- ⑨代替隔離冷却系格納容器下部注水流量
- ⑩代替隔離冷却系格納容器スプレイス流量
- ⑪残留熱除去系熱交換器入口温度
- ⑫残留熱除去系熱交換器出口温度
- ⑬代替隔離冷却系海水系系統流量
- ⑭代替淡水貯槽水位
- ⑮側淡水貯水設備水位
- ⑯常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑰代替隔離冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑱原子炉隔離冷却系ポンプ吐出圧力
- ⑲高圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑲残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ⑲低圧炉心スプレイス系ポンプ吐出圧力
- ⑲常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
- ⑲緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

第 58-4-1 図 主要設備 系統概要図 (1/3)

- ④⑨ 原子炉圧力容器温度
- ④⑩ 原子炉圧力
- ④⑪ 原子炉圧力 (S/A)
- ④⑫ 原子炉水位 (広帯域)
- ④⑬ 原子炉水位 (燃料域)
- ④⑭ 原子炉水位 (S/A燃料域)
- ④⑮ ドライウエル雰囲気温度
- ④⑯ サプレッション・チェンバール水温度
- ④⑰ 格納容器下部水温
- ⑤① ドライウエル圧力
- ⑤② サプレッション・チェンバール圧力
- ⑤③ サプレッション・プール水位
- ⑤④ 格納容器下部水位
- ⑤⑤ 格納容器内水蒸気濃度 (S/A)
- ⑤⑥ 格納容器内酸素濃度 (S/A)
- ⑤⑦ 格納容器雰囲気気放射線モニタ (D/W)
- ⑤⑧ 格納容器雰囲気気放射線モニタ (S/C)
- ⑤⑨ 起動傾斜計装
- ⑤⑩ 平均出力領域計装



第 58-4-2 図 主要設備 系統概要図 (2/3)



58-5 試驗檢查

第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (1/2)

計器分類	パラメータ	図番号
水位計	原子炉水位 (広帯域)	第 58-5-1 図
	原子炉水位 (燃料域)	
	原子炉水位 (S A 広帯域)	
	原子炉水位 (S A 燃料域)	
	サブプレッション・プール水位	
	フィルタ装置水位	
	代替淡水貯槽水位	
	格納容器下部水位	第 58-5-2 図
	西側淡水貯水設備水位	第 58-5-3 図
	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	第 58-5-4 図
圧力計	原子炉圧力	第 58-5-5 図
	原子炉圧力 (S A)	
	ドライウェル圧力	
	サブプレッション・チェンバ圧力	
	フィルタ装置圧力	
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力		
流量計	高圧代替注水系系統流量	第 58-5-6 図
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	
	残留熱除去系系統流量	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量		

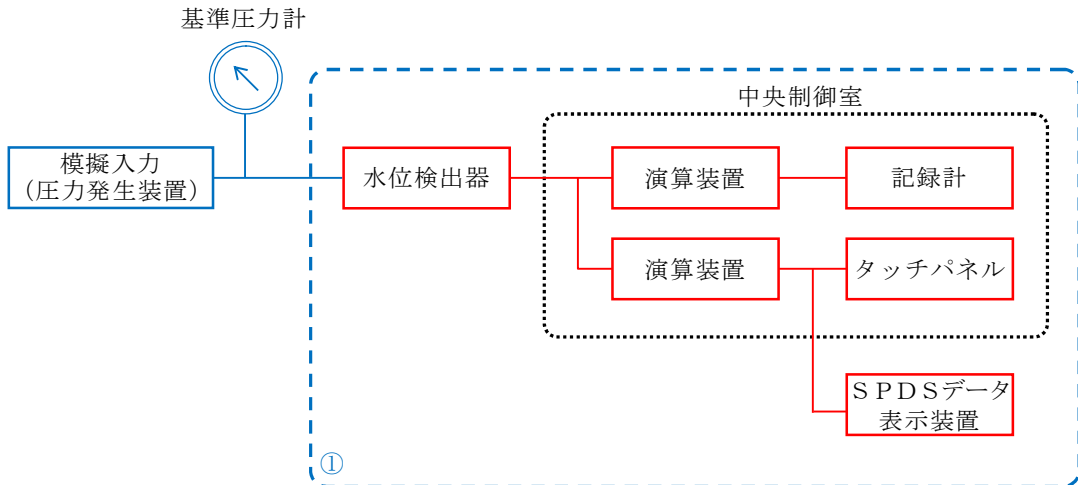
第 58-5-1 表 試験検査一覧表 (2/2)

計器分類	パラメータ	図番号
流量計	残留熱除去系海水系系統流量	第 58-5-6 図
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	
温度計	原子炉圧力容器温度	第 58-5-7 図
	ドライウェル雰囲気温度	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	
	フィルタ装置スクラビング水温度	
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	
	残留熱除去系熱交換器出口温度	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	第 58-5-8 図
	使用済燃料プール温度 (SA)	
	サブプレッション・プール水温度	
	格納容器下部水温	
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)		
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度 (SA)	第 58-5-9 図
	格納容器内酸素濃度 (SA)	
	フィルタ装置入口水素濃度	
	原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟 6 階)	第 58-5-10 図
	原子炉建屋水素濃度 (原子炉建屋原子炉棟地下 1 階, 2 階)	
放射線量率計	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	第 58-5-11 図
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	
原子炉出力	起動領域計装	第 58-5-12 図
	平均出力領域計装	
使用済燃料プール監視カメラ, 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置		第 58-5-13 図
安全パラメータ表示システム (SPDS)		第 58-5-14 図
可搬型計測器 ^{※1}		第 58-5-15 図

※1 可搬型計測器は、「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用」及び「原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量 (注水量) 計測用」を指す。

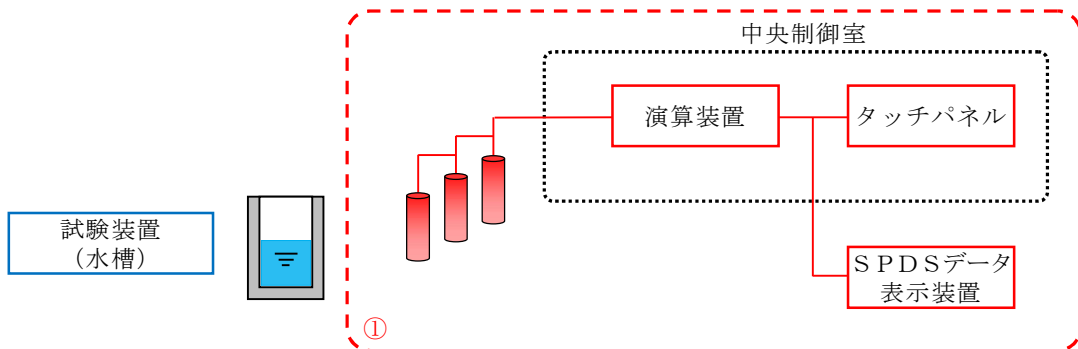
○計装設備の試験検査について

計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に点検及び検査をすることとしており、点検及び検査内容は第 58-5-1～15 図のとおりである。



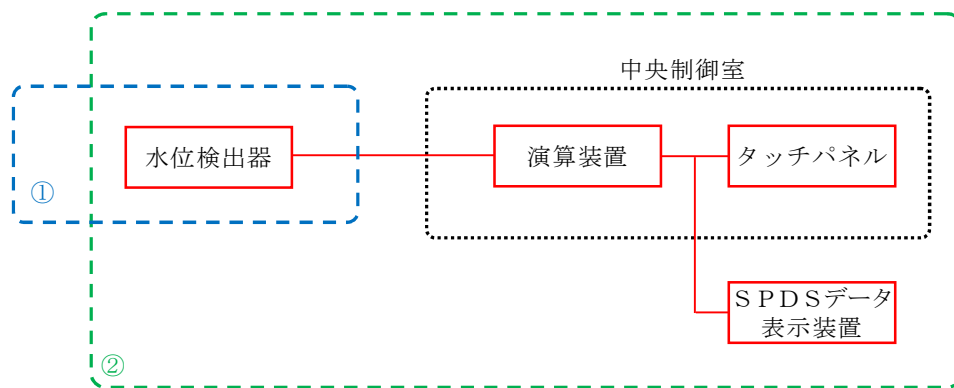
①検出器、記録計に模擬入力を与え、計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の記録計、タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-1 図 水位計の試験検査



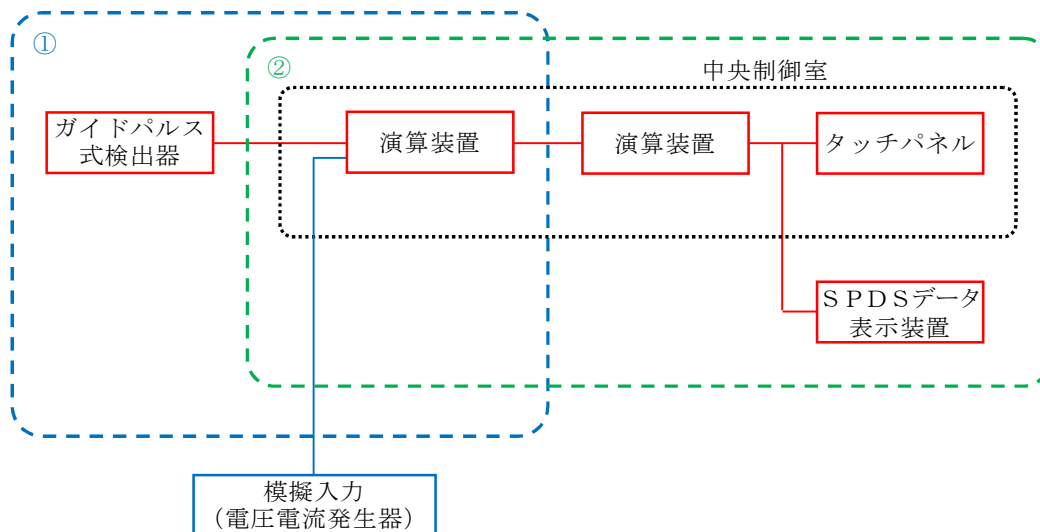
①試験装置（水槽）を用いて検出器が動作することを、中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）で確認（点検・検査）

第 58-5-2 図 水位計の試験検査
(格納容器下部水位)



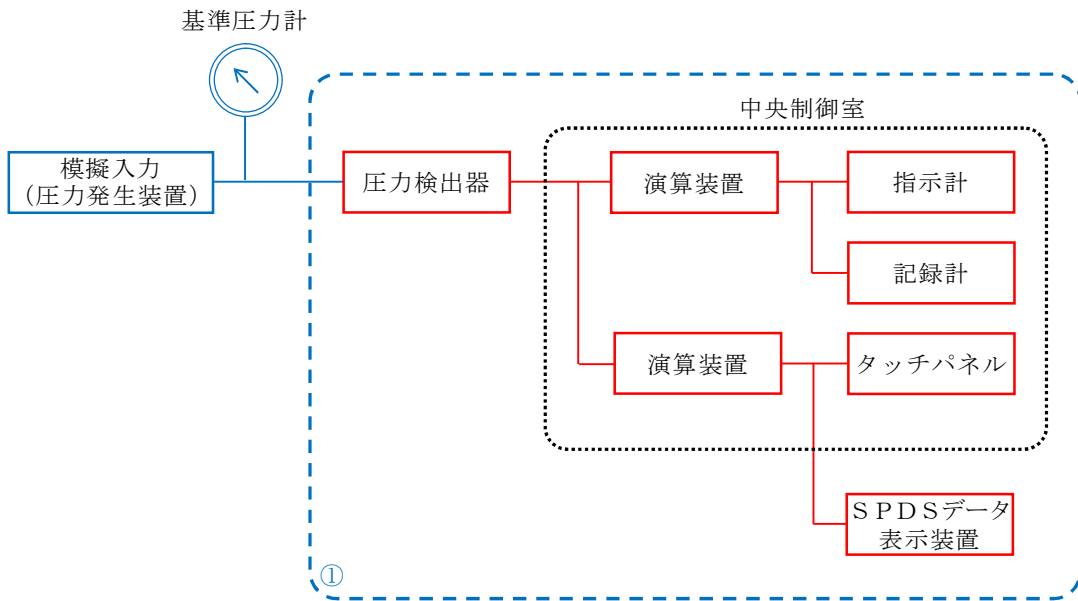
- ① 検出器の単体校正を実施（点検）
- ② 検出器に模擬入力を与え、検出器から中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-3 図 水位計の試験検査
（西側淡水貯水設備水位）



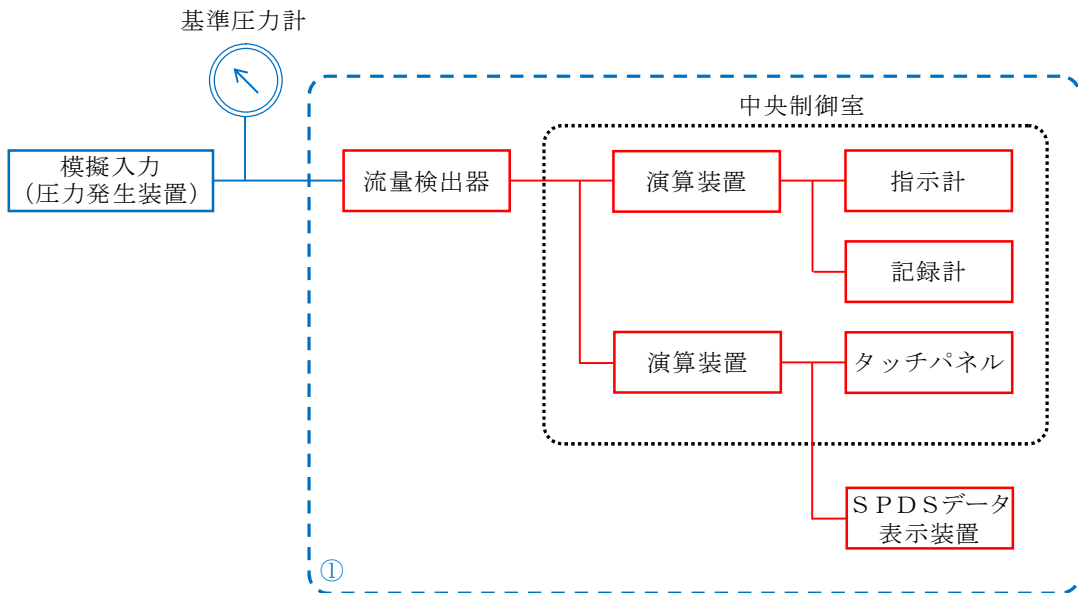
- ① 試験装置を用いて検出器から演算装置までのループ校正を実施（点検・検査）
- ② 演算装置に模擬入力を与え、演算装置から中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-4 図 水位計の試験検査
（使用済燃料プール水位・温度（SA広域））



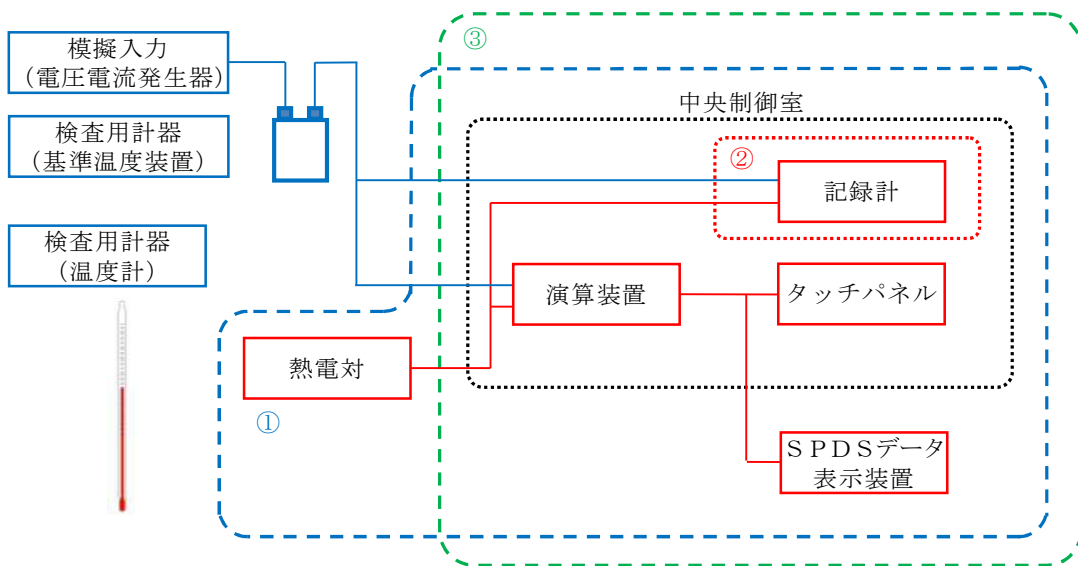
① 検出器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計・記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-5 図 圧力計の試験検査



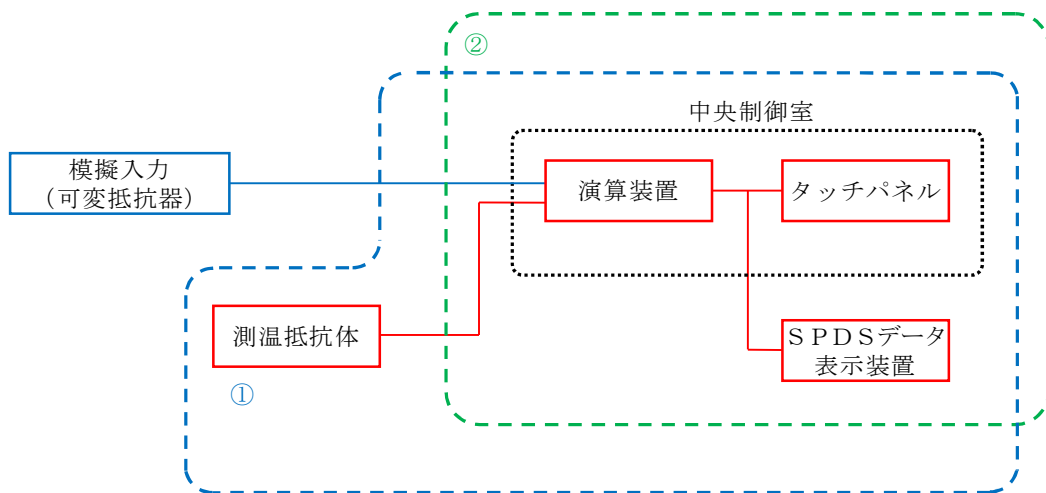
① 検出器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに検出器から中央制御室の指示計・記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-6 図 流量計の試験検査



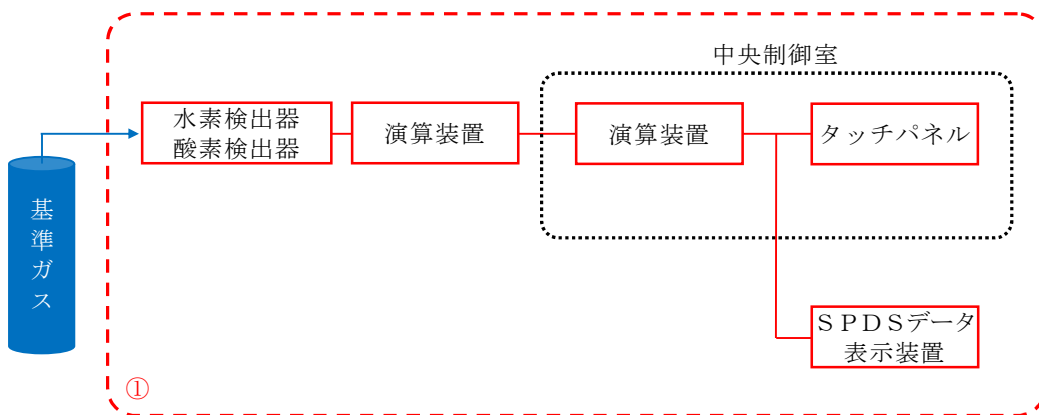
- ①検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
- ②記録計に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
- ③演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室の記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-7 図 温度計の試験検査



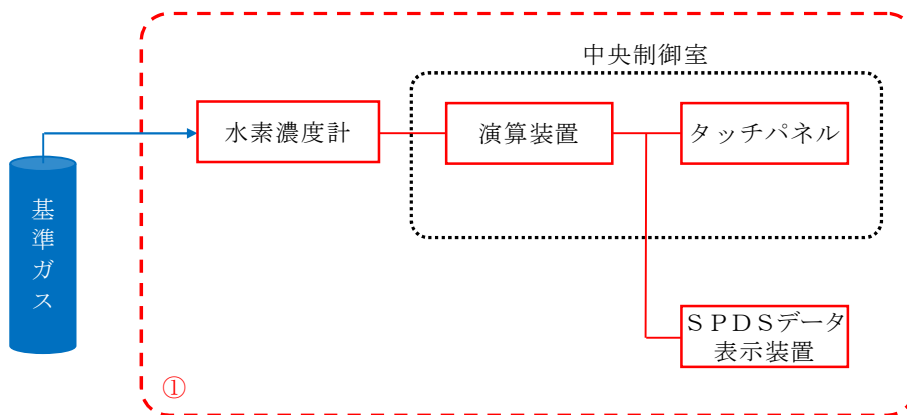
- ①検出器の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定による電気試験を実施（点検・検査）
- ②演算装置に模擬入力を与え，演算装置から中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-8 図 温度計の試験検査



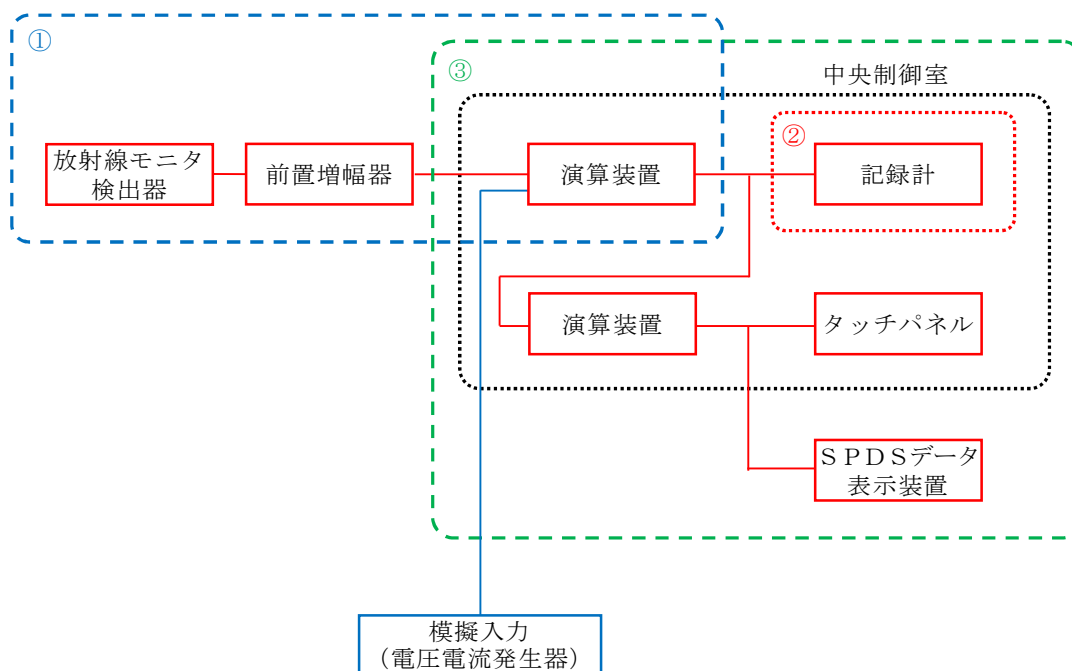
①基準ガスによる検出器のガス校正並びに中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-9 図 水素及び酸素濃度計の試験検査



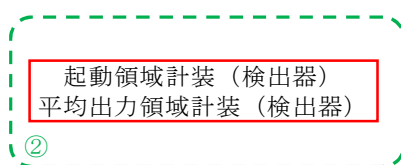
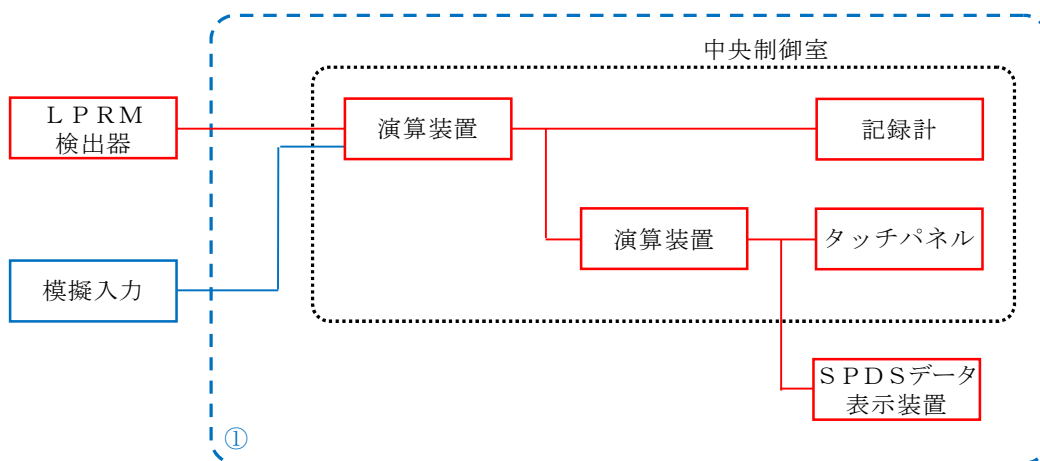
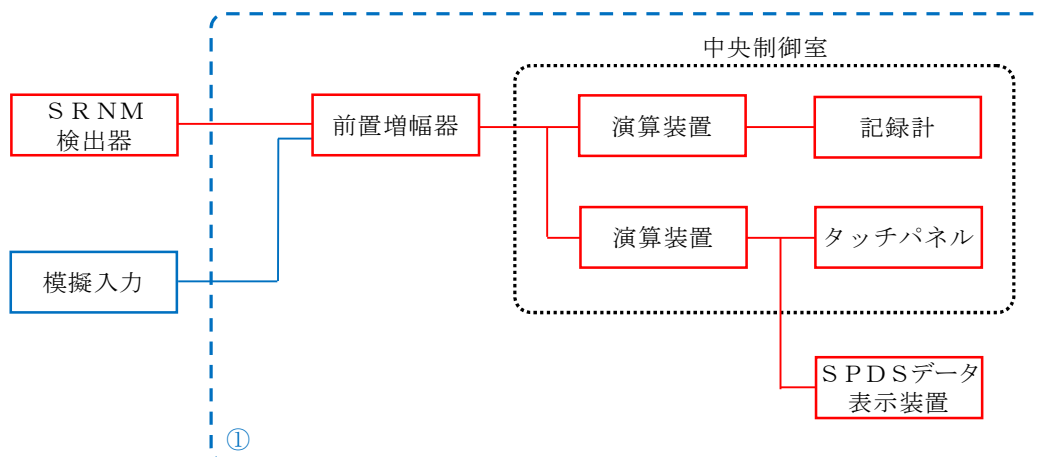
①基準ガスによる検出器の校正及び、中央制御室のタッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-10 図 水素濃度計の試験検査



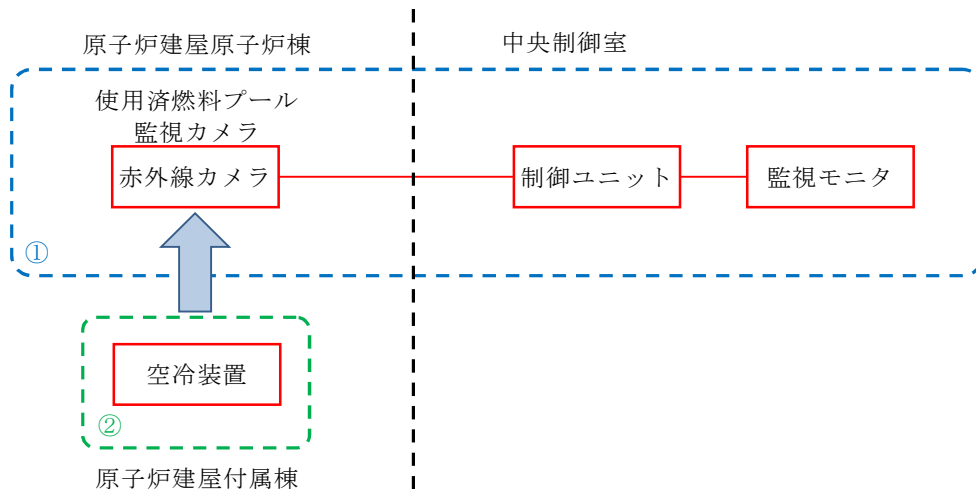
- ①線源校正室にて、標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）
 ②記録計にて模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検）
 ③演算装置に模擬入力を与え、演算装置から中央制御室の記録計、タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）

第 58-5-11 放射線量率計の試験検査



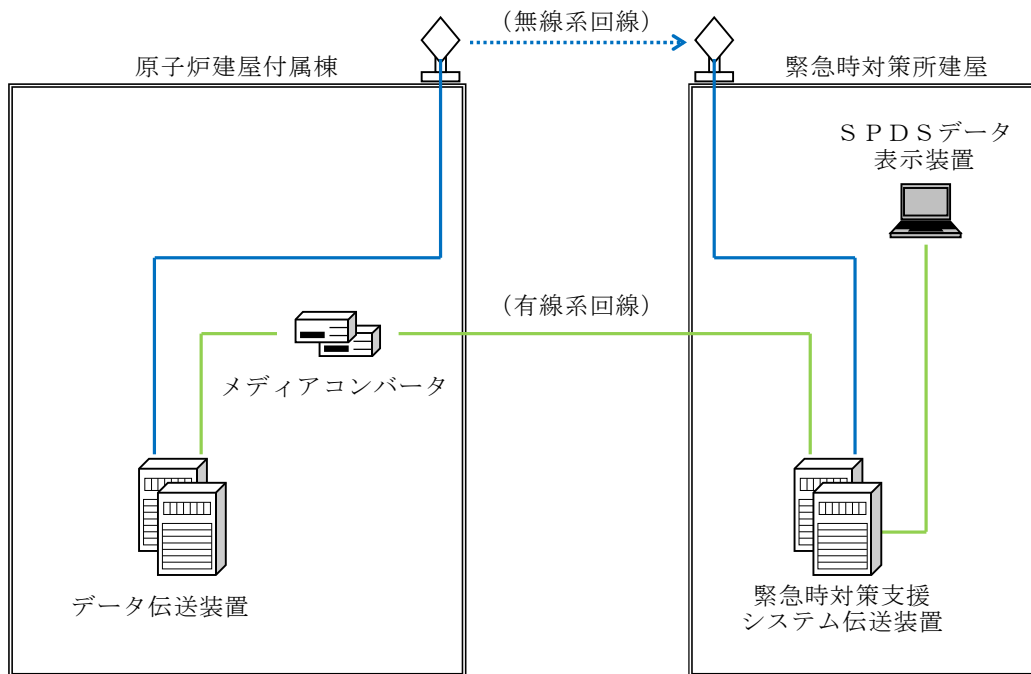
- ①計測機器，記録計に模擬入力を与え計器の単体校正並びに計測機器から中央制御室の記録計，タッチパネル及びSPDSデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ校正を実施（点検・検査）
- ②検出器点検として，プラトー特性測定，絶縁抵抗測定を実施（点検）

第 58-5-12 図 起動領域計装，平均出力領域計装の試験検査



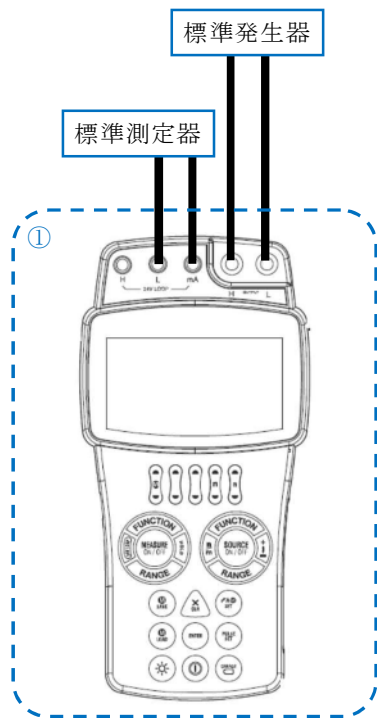
- ①使用済燃料プール監視カメラの外観点検及び表示確認を実施（点検・検査）
- ②空冷装置の外観点検及び動作確認を実施（点検・検査）

第 58-5-13 図 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の試験検査

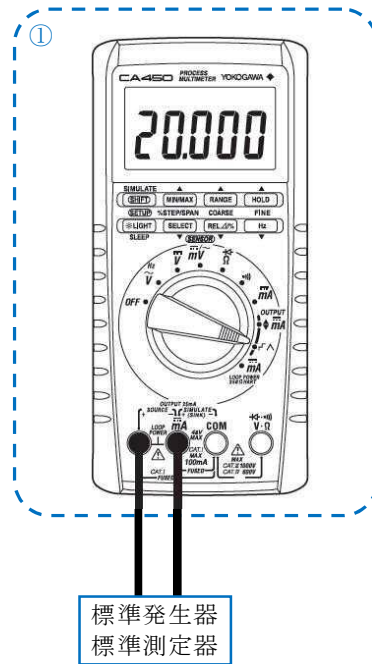


※試験区間：中央制御室 ～ 緊急時対策所

第 58-5-14 図 安全パラメータ表示システム（SPDS）の試験検査



原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用



原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用

①可搬型計測器に模擬入力を与え計器の単体校正を実施（点検・検査）

第 58-5-15 図 可搬型計測器の試験検査

58-6 容量設定根拠

1. 概要

本説明書は、計測制御系統施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

- (1) 起動領域計測装置及び出力領域計測装置
- (2) 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置
- (3) 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置
- (4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置
- (5) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置
- (6) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置
- (7) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置
- (8) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置
- (9) 放射線管理用計測装置
- (10) その他重大事故等対処設備の計測装置

2. 基本方針

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

2.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

本計測装置は、炉心中性子束レベル（起動領域、出力領域）を計測して、

その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

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

本計測装置は、原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレ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）、温度（代替循環冷却系ポンプ入口温度、残留熱除去系熱交換器入口温度、残留熱除去系熱交換器出口温度）及び流量（高圧代替注水系系統流量、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）、代替循環冷却系原子炉注水流量、原子炉隔離時冷却系系統流量、高圧炉心スプレー系系統流量、残留熱除去系系統流量、低圧炉心スプレー系系統流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

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

2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計

測する装置

本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力），温度（ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度，サプレッション・プール水温度），酸素濃度（格納容器内酸素濃度（SA））及び水素濃度（格納容器内水素濃度（SA））を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

原子炉格納容器本体内の温度（格納容器下部水温）を計測する装置は，格納容器破損及びデブリ落下・堆積を検知して，その検知結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

本計測装置は，非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位（代替淡水貯槽水位，西側淡水貯水設備水位）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体への冷却材流量（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用），低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用），低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

2.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

本計測装置は，原子炉格納容器本体の水位（サプレッション・プール水

位)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

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

2.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.9 放射線管理用計測装置

本計測装置は、原子炉格納容器内の放射線量率(格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C))、フィルタ装置出口の放射線量率(フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ))、耐圧強化ベント系の放射線量率(耐圧強化ベント系放射線モニタ)及び使用済燃料プールの放射線量率(使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。

2.10 その他重大事故等対処設備の計測装置

本計測装置は、その他重大事故等の対応に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(原子炉圧力容器温度、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置入口水素濃度、残留熱除去系海水系系統流量、緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)、緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)、静的触媒式水素再

結合器動作監視装置，使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プール監視カメラ）を計測して，その計測結果を中央制御室に指示し，記録する目的で設置する。

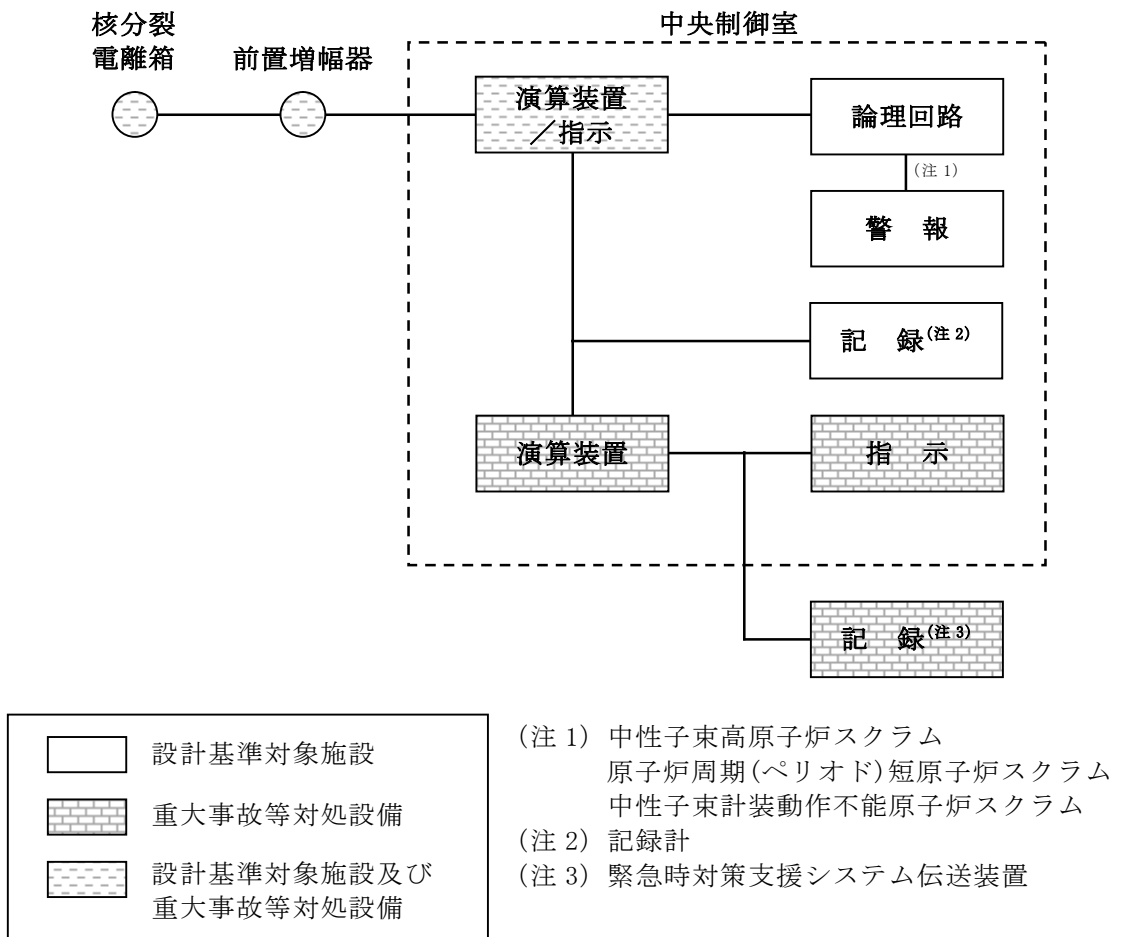
3. 計測装置の構成

3.1 起動領域計測装置及び出力領域計測装置

3.1.1 起動領域計測装置

(1) 起動領域計装

起動領域計装は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱からのパルス信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-1 図「起動領域計装の概略構成図」参照。)

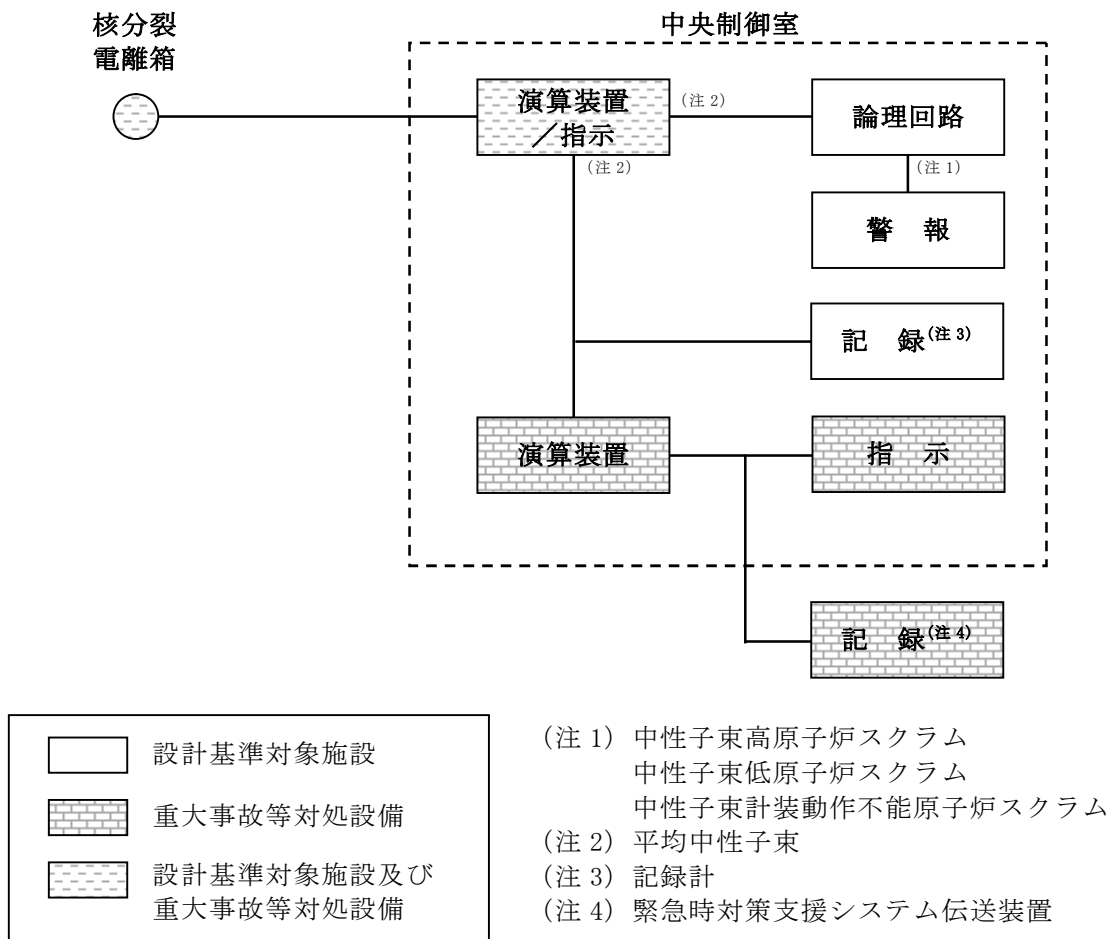


第 58-6-1 図 起動領域計装の概略構成図

3.1.2 出力領域計測装置

(1) 平均出力領域計装

平均出力領域計装は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，出力領域中性子束の検出信号は，核分裂電離箱からの電流信号を，演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後，中性子束レベルを中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-2 図「平均出力領域計装の概略構成図」参照。）



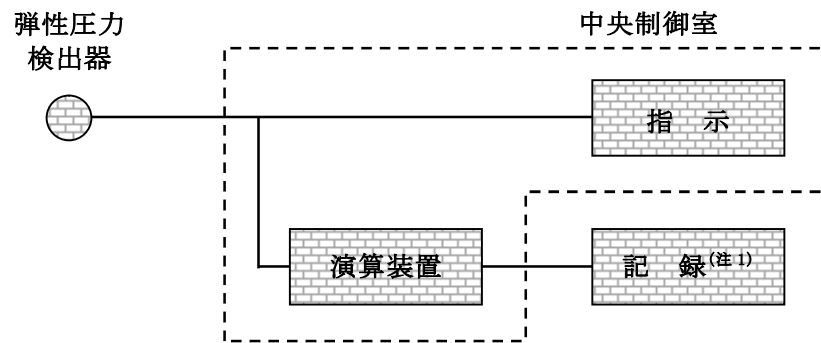
第 58-6-2 図 平均出力領域計装の概略構成図

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

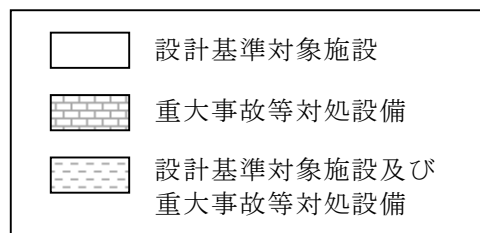
3.2.1 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-3図「常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



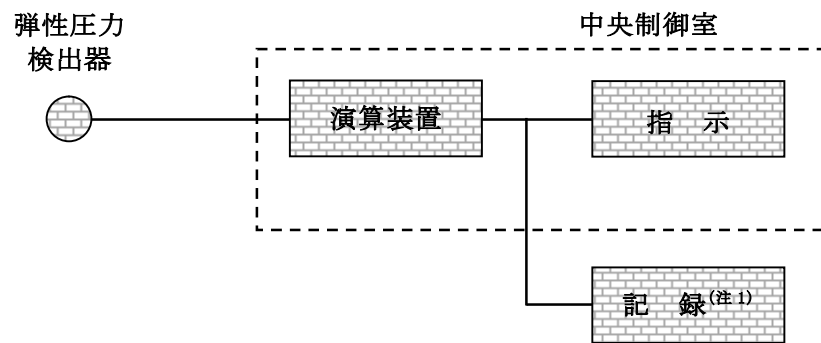
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



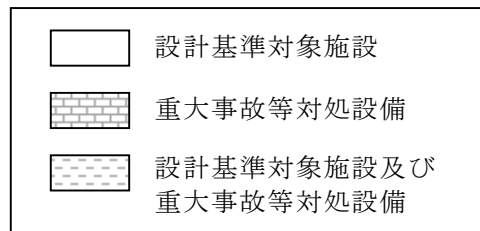
第58-6-3図 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(2) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-4図「常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



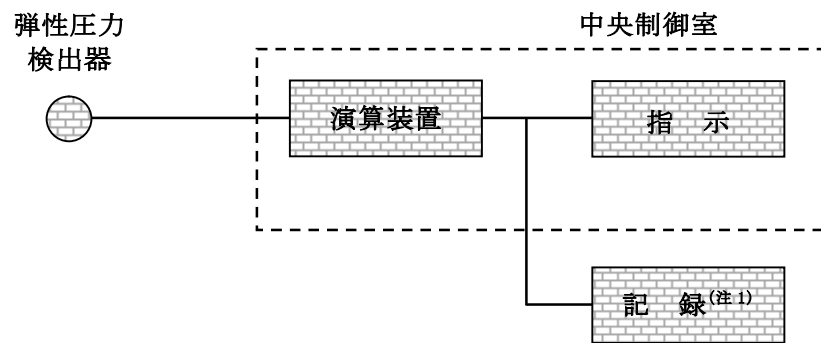
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



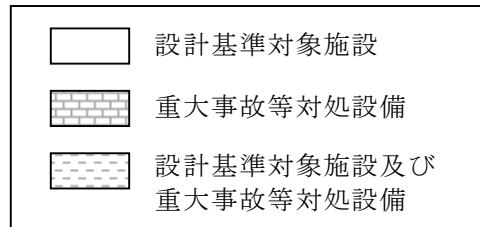
第58-6-4図 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(3) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

代替循環冷却系ポンプ吐出圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-5 図「代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



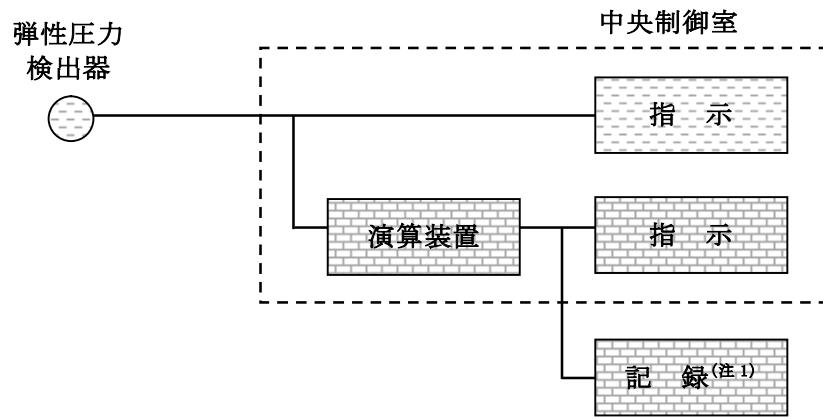
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



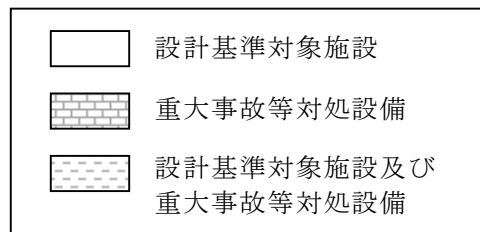
第 58-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-6 図「原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



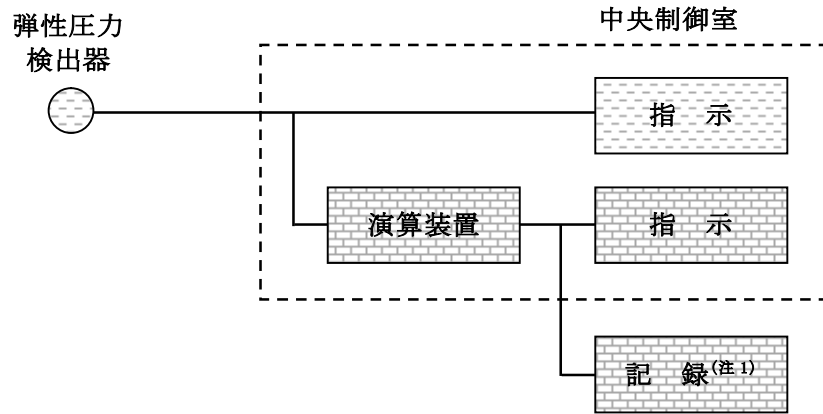
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



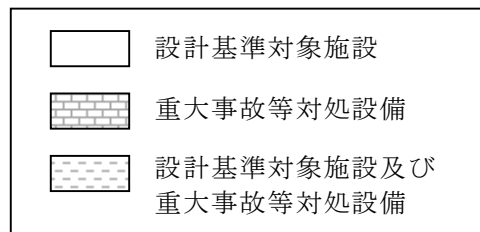
第 58-6-6 図 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(5) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-7 図「高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

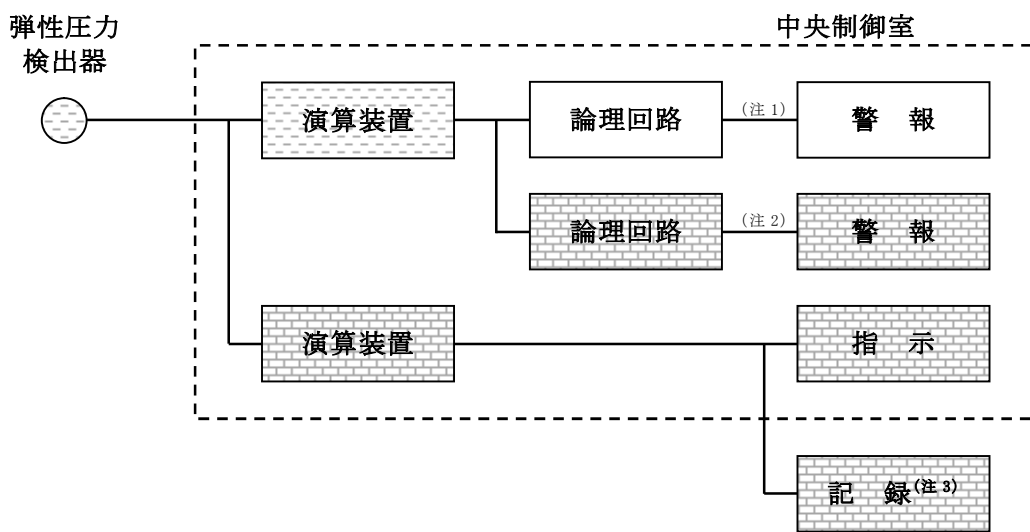


第 58-6-7 図 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

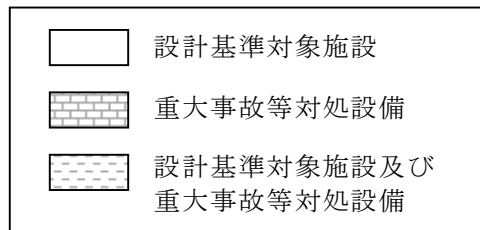
(6) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

残留熱除去系ポンプ吐出圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系ポンプ吐出圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し、記録する。

(第 58-6-8 図「残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。)



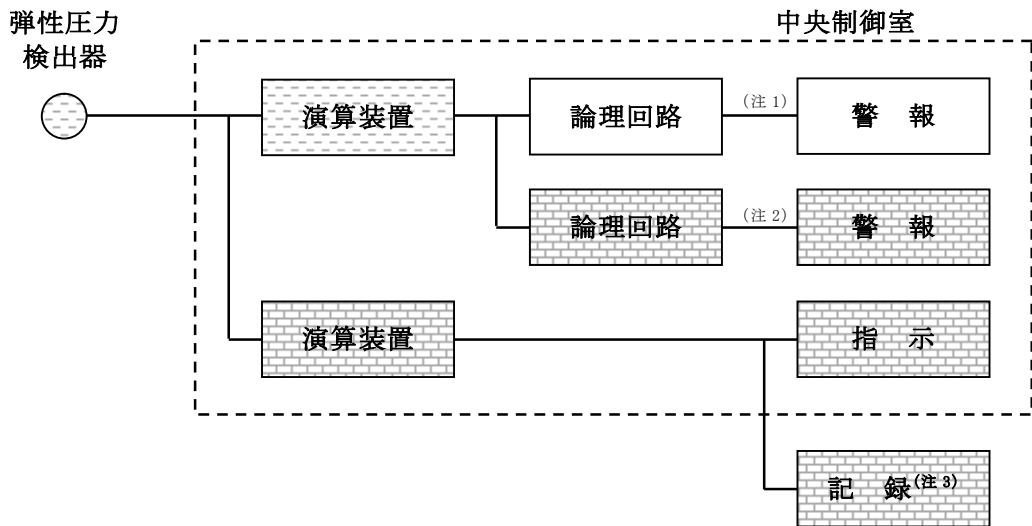
- (注 1) 自動減圧系作動
- (注 2) 過渡時自動減圧系作動
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置



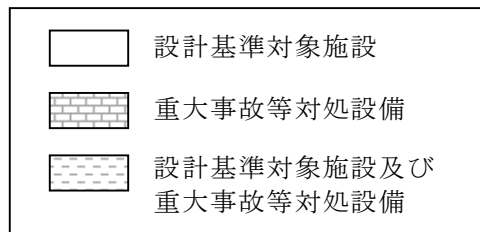
第 58-6-8 図 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の概略構成図

(7) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-9 図「低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図」参照。）



- (注 1) 自動減圧系作動
- (注 2) 過渡時自動減圧系作動
- (注 3) 緊急時対策支援システム伝送装置

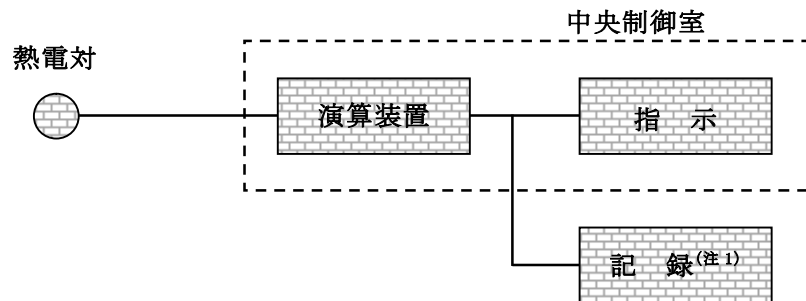


第 58-6-9 図 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の概略構成図

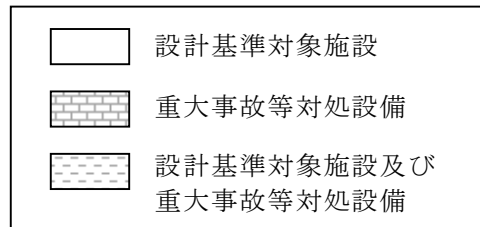
3.2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度

(1) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

代替循環冷却系ポンプ入口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系ポンプ入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、代替循環冷却系ポンプ入口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-10図「代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図」参照。)



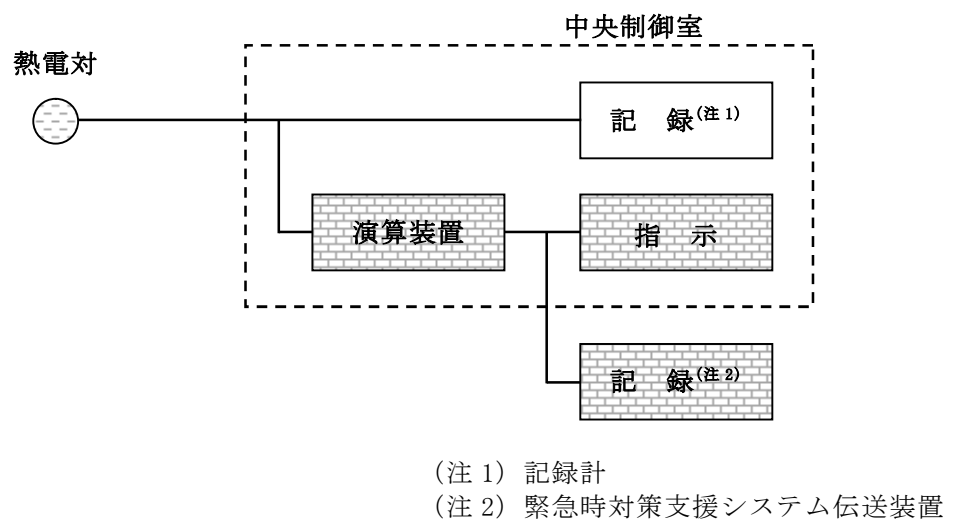
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第58-6-10図 代替循環冷却系ポンプ入口温度の概略構成図

(2) 残留熱除去系熱交換器入口温度

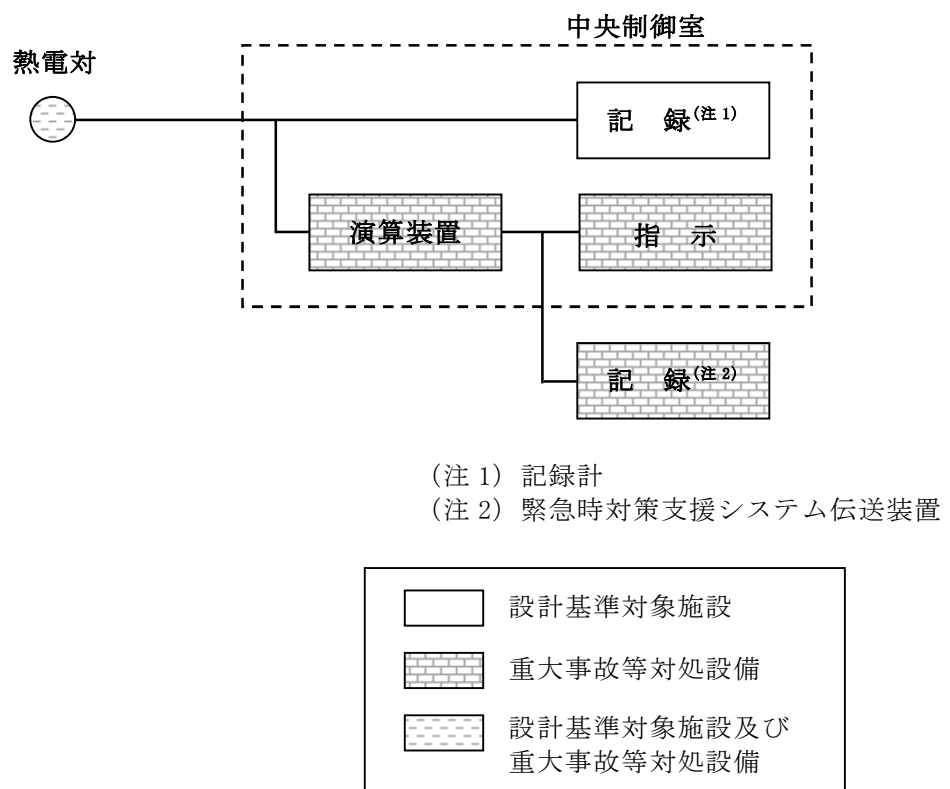
残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器入口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器入口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-11 図「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)



第 58-6-11 図 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図

(3) 残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-12 図「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)

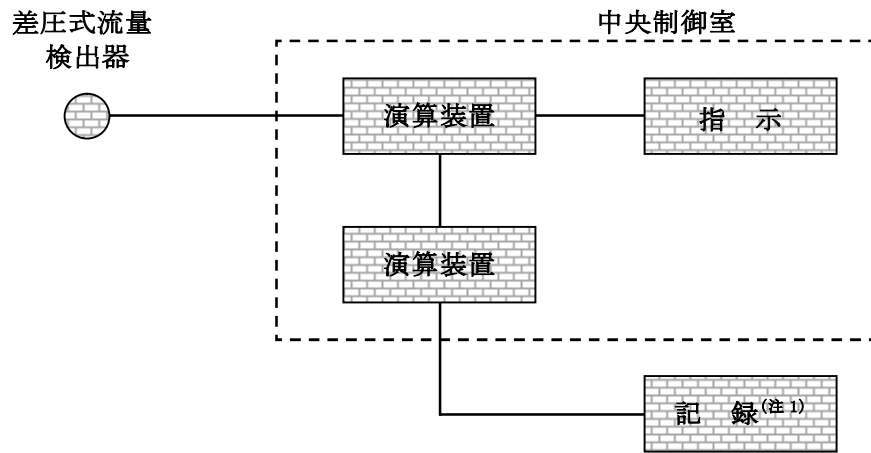


第 58-6-12 図 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

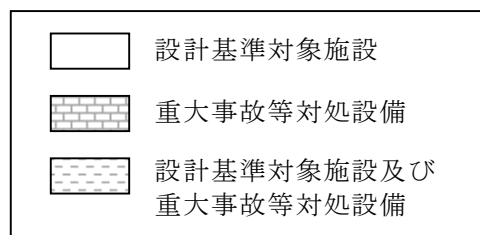
3.2.3 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量

(1) 高圧代替注水系系統流量

高圧代替注水系系統流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、高圧代替注水系系統流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高圧代替注水系系統流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-13 図「高圧代替注水系系統流量の概略構成図」参照。)



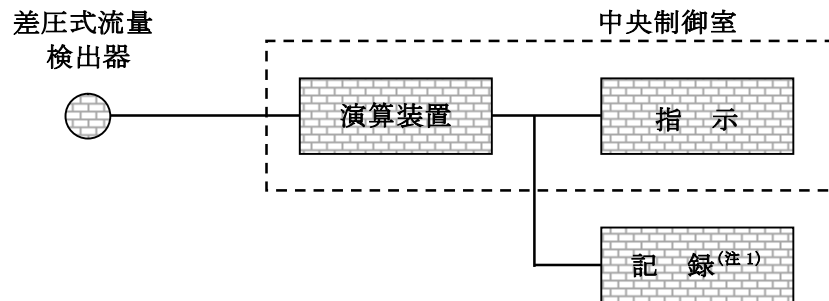
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



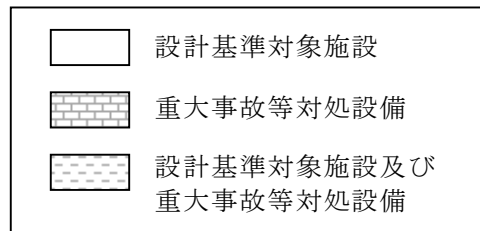
第 58-6-13 図 高圧代替注水系系統流量の概略構成図

(2) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）は，重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-14 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図」参照。）



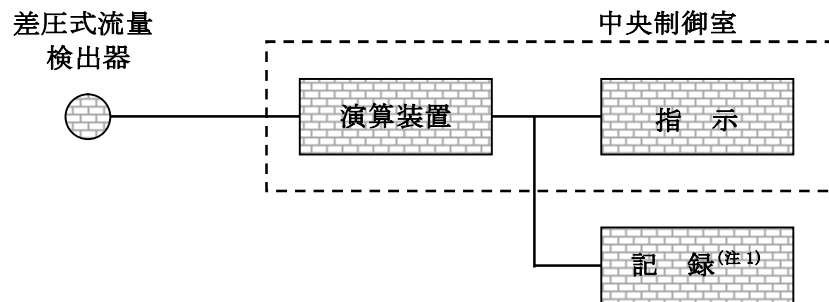
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



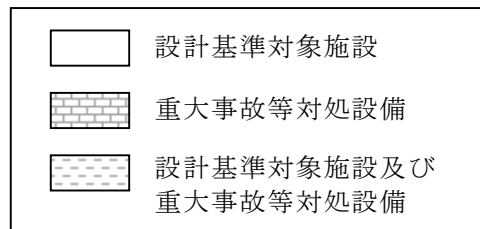
第 58-6-14 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の概略構成図

(3) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-15 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図」参照。）



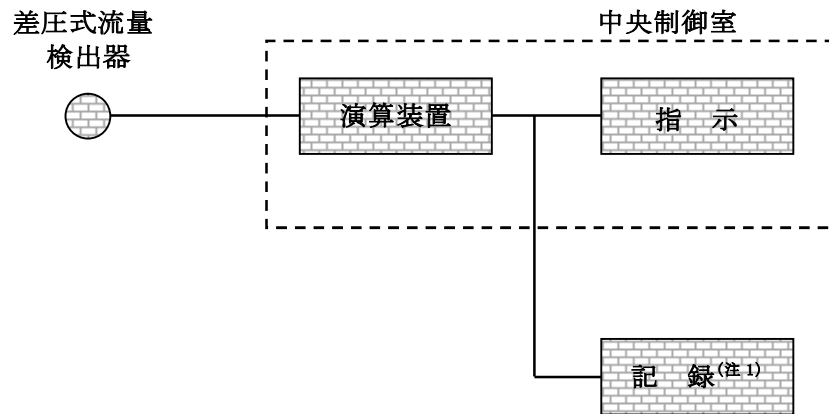
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



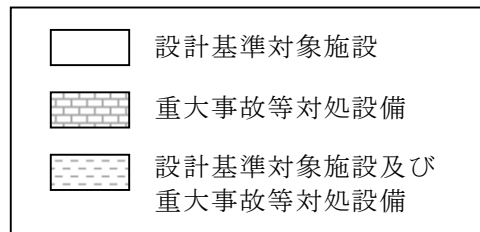
第 58-6-15 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の概略構成図

(4) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-16 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図」参照。）



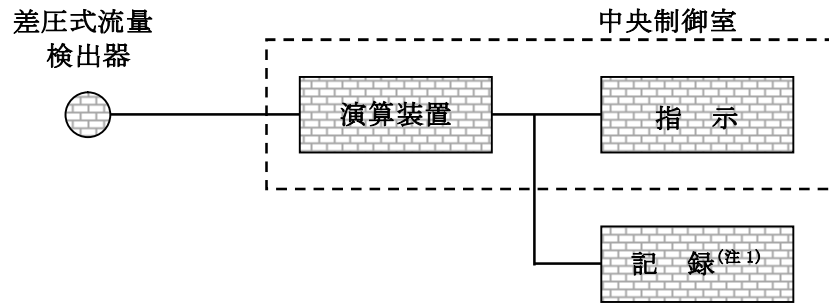
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



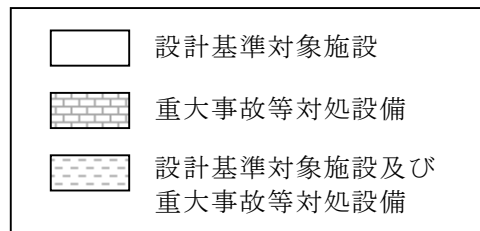
第 58-6-16 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の概略構成図

(5) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-17 図「低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図」参照。）



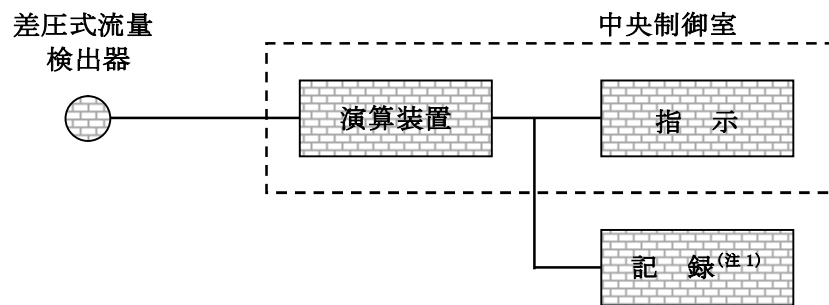
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



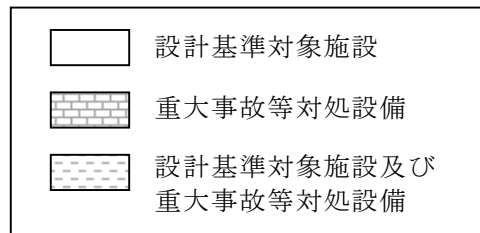
第 58-6-17 図 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の概略構成図

(6) 代替循環冷却系原子炉注水流量

代替循環冷却系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-18 図「代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)



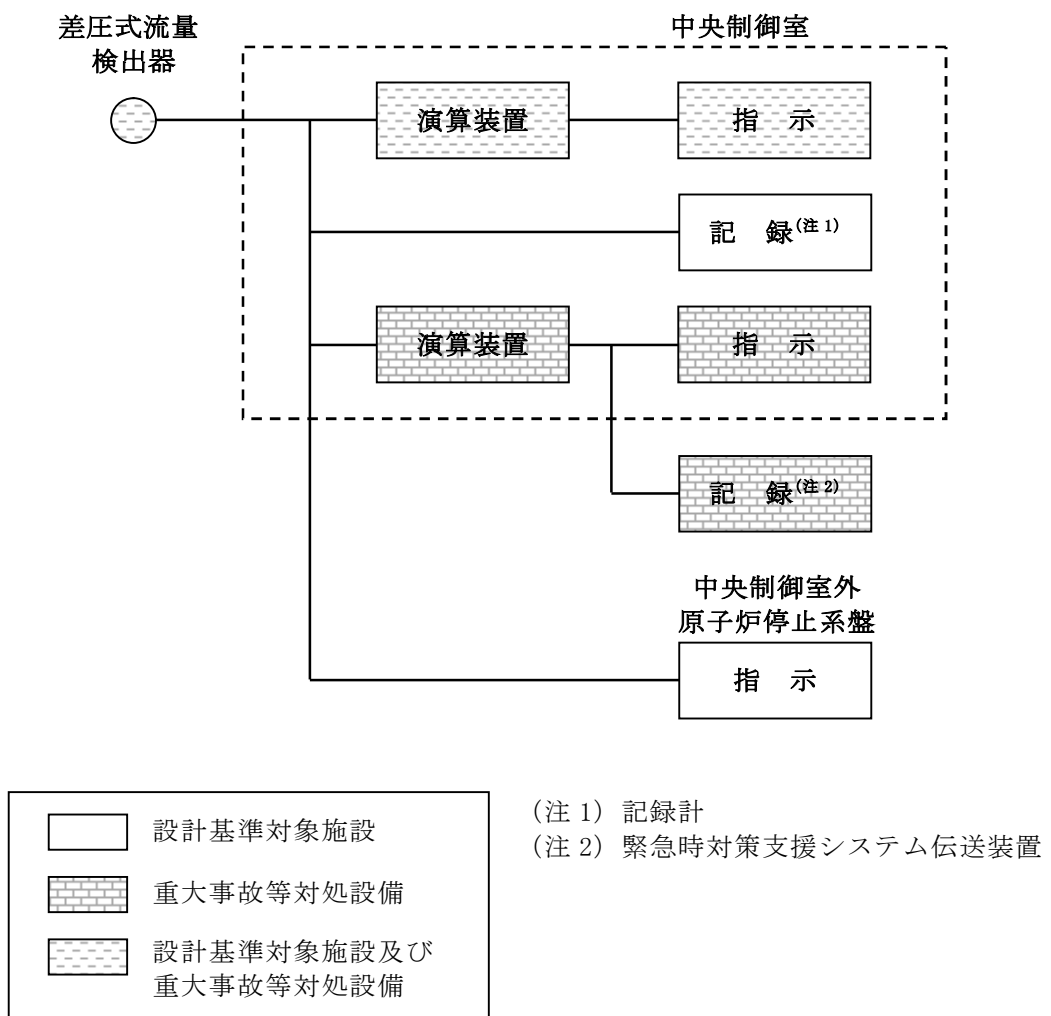
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-18 図 代替循環冷却系原子炉注水流量の概略構成図

(7) 原子炉隔離時冷却系系統流量

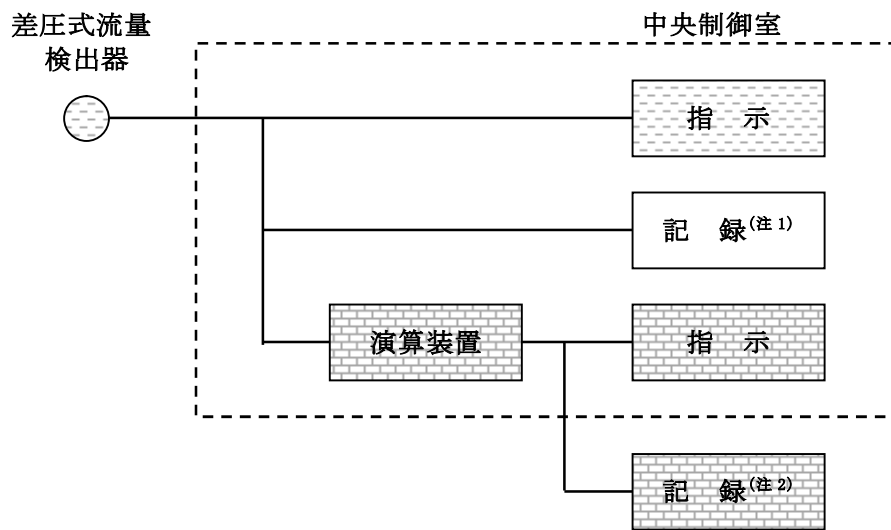
原子炉隔離時冷却系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉隔離時冷却系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，原子炉隔離時冷却系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-19 図「原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図」参照。)



第 58-6-19 図 原子炉隔離時冷却系系統流量の概略構成図

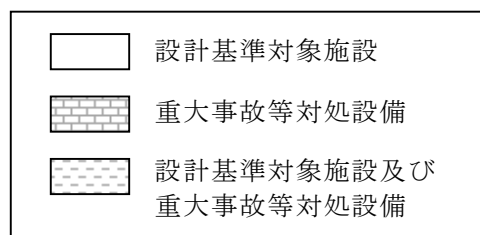
(8) 高圧炉心スプレイ系系統流量

高圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，高圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，高圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-20 図「高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

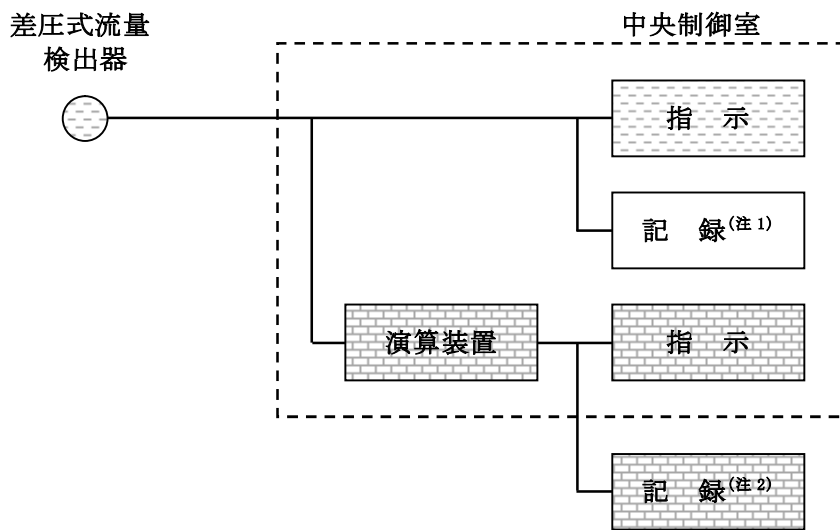
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-20 図 高圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

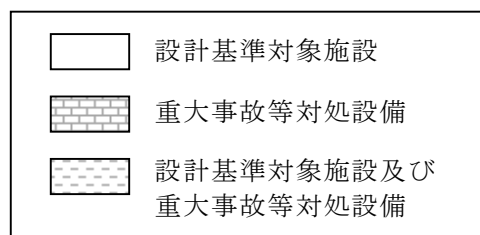
(9) 残留熱除去系系統流量

残留熱除去系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対象設備の機能を有しており，残留熱除去系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-21 図「残留熱除去系系統流量の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

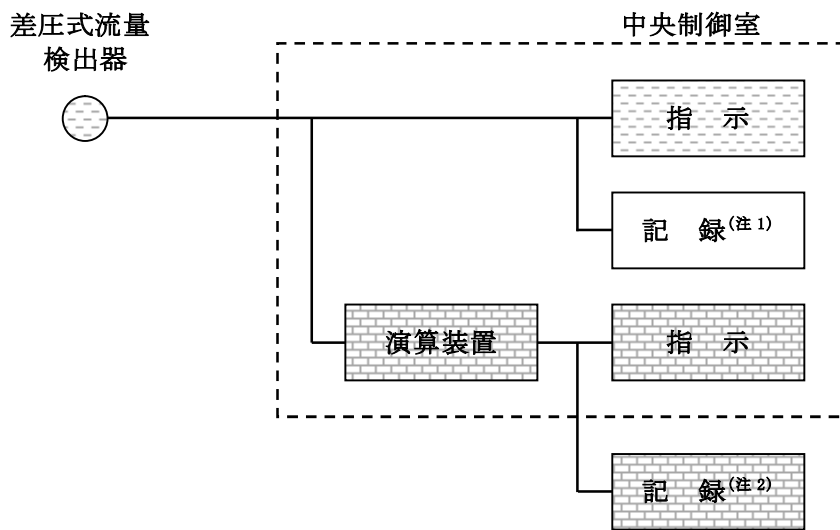
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-21 図 残留熱除去系系統流量の概略構成図

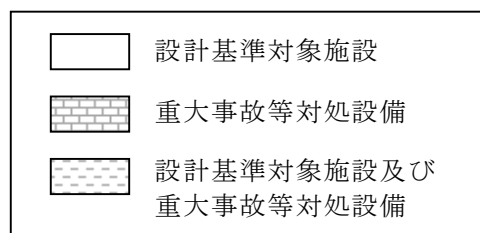
(10) 低圧炉心スプレイ系系統流量

低圧炉心スプレイ系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧炉心スプレイ系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧炉心スプレイ系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-22 図「低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



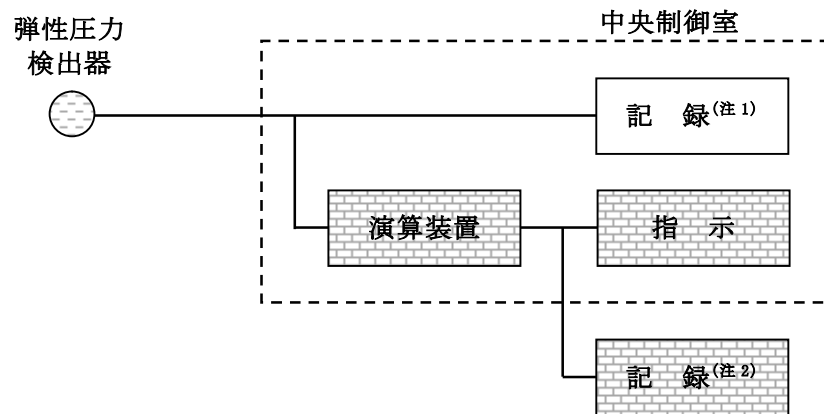
第 58-6-22 図 低圧炉心スプレイ系系統流量の概略構成図

3.3 原子炉压力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置

3.3.1 原子炉压力容器本体内の圧力

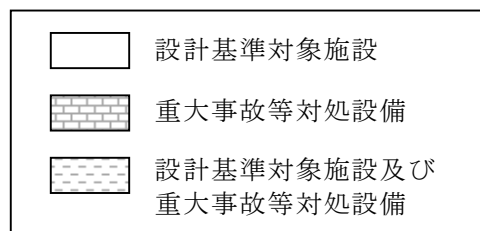
(1) 原子炉圧力

原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-23 図「原子炉圧力の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

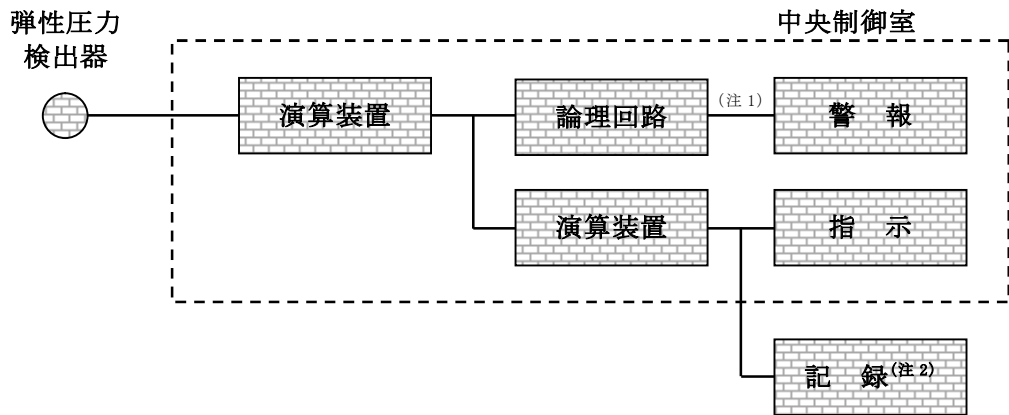
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



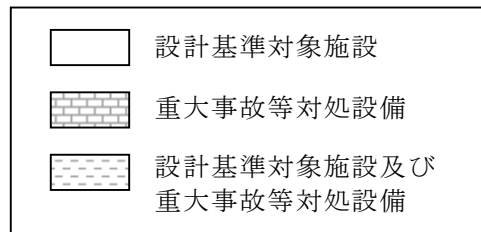
第 58-6-23 図 原子炉圧力の概略構成図

(2) 原子炉圧力 (S A)

原子炉圧力 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力 (S A) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を、演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-24 図「原子炉圧力 (S A) の概略構成図」参照。)



- (注 1) A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 作動
A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) 作動
- (注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置

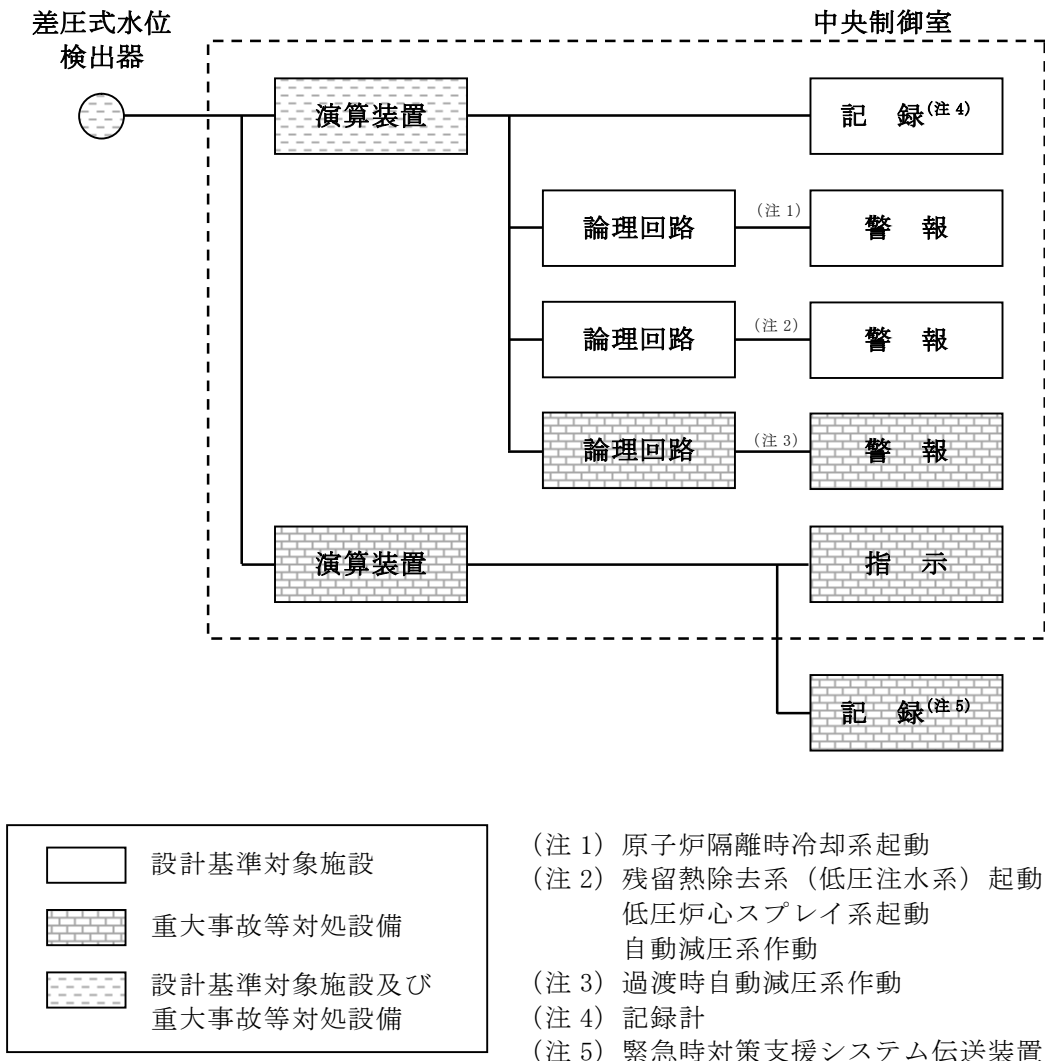


第 58-6-24 図 原子炉圧力 (S A) の概略構成図

3.3.2 原子炉压力容器本体内の水位

(1) 原子炉水位（広帯域）

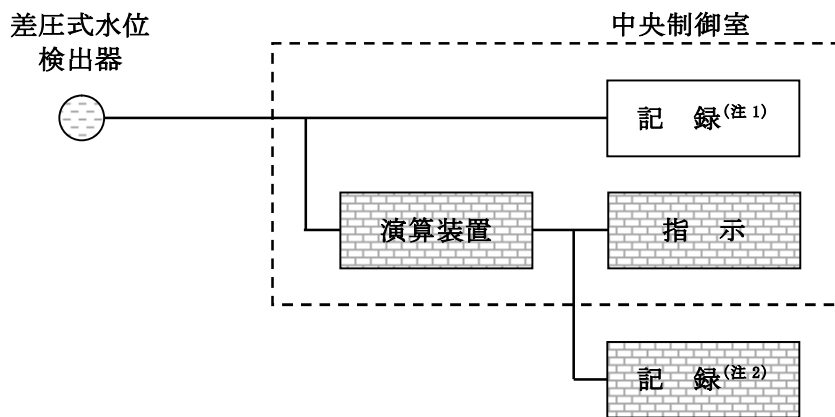
原子炉水位（広帯域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（広帯域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（広帯域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-25 図「原子炉水位（広帯域）の概略構成図」参照。）



第 58-6-25 図 原子炉水位（広帯域）の概略構成図

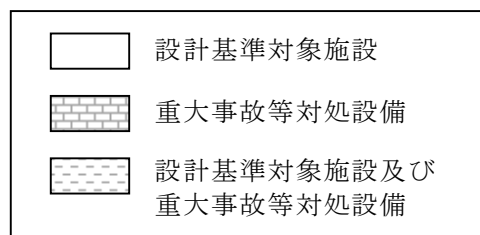
(2) 原子炉水位（燃料域）

原子炉水位（燃料域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，原子炉水位（燃料域）の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，原子炉水位（燃料域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58－6－26 図「原子炉水位（燃料域）の概略構成図」参照。）



(注 1) 記録計

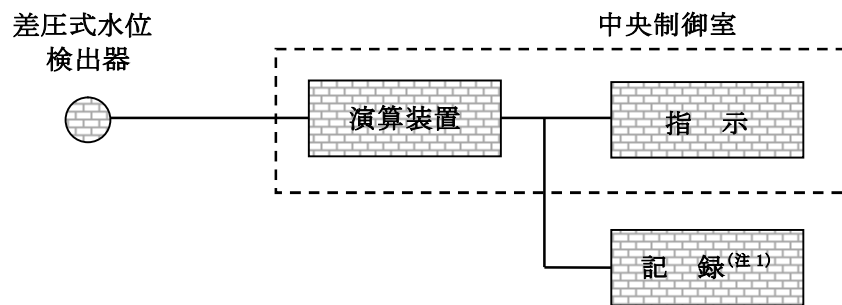
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



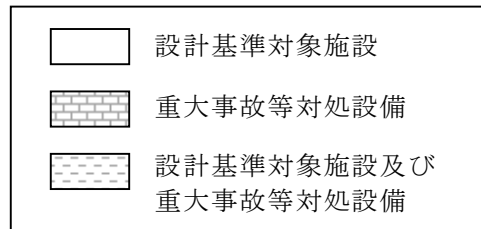
第 58－6－26 図 原子炉水位（燃料域）の概略構成図

(3) 原子炉水位（S A広帯域）

原子炉水位（S A広帯域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A広帯域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A広帯域）、を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-27 図「原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図」参照。）



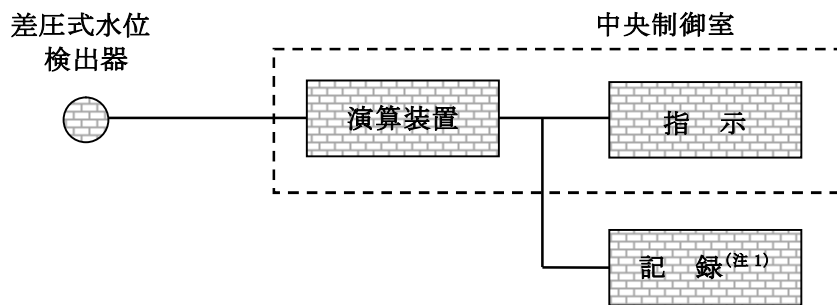
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



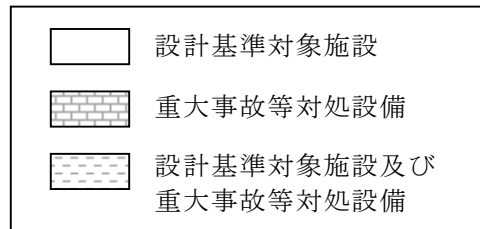
第 58-6-27 図 原子炉水位（S A広帯域）の概略構成図

(4) 原子炉水位（S A燃料域）

原子炉水位（S A燃料域）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位（S A燃料域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位（S A燃料域）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-28 図「原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



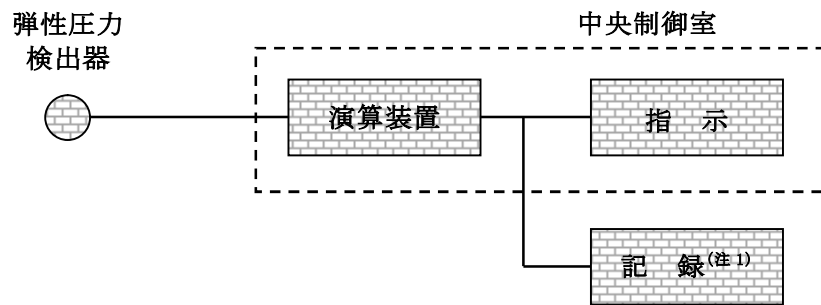
第 58-6-28 図 原子炉水位（S A燃料域）の概略構成図

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

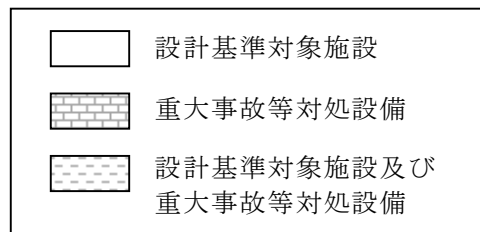
3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力

(1) ドライウエル圧力

ドライウエル圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，ドライウエル圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，ドライウエル圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-29 図「ドライウエル圧力の概略構成図」参照。）



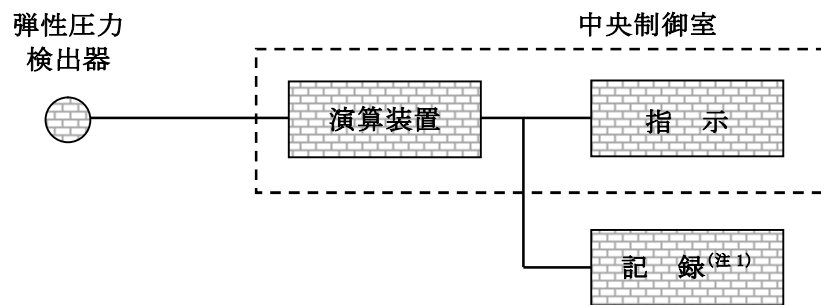
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



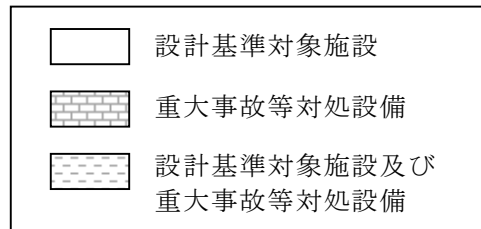
第 58-6-29 図 ドライウエル圧力の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ圧力

サプレッション・チェンバ圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-30 図「サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

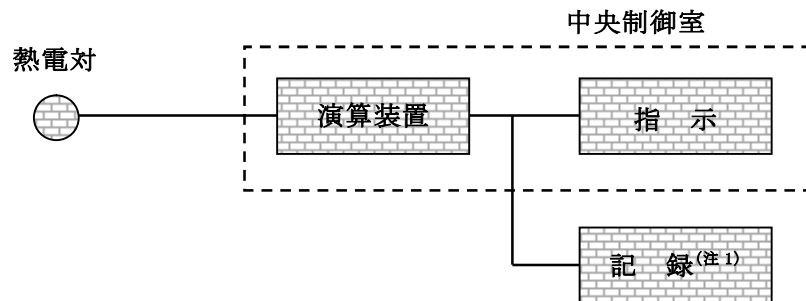


第 58-6-30 図 サプレッション・チェンバ圧力の概略構成図

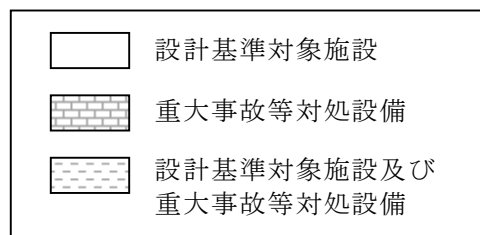
3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウエル雰囲気温度

ドライウエル雰囲気温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル雰囲気温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル雰囲気温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-31図「ドライウエル雰囲気温度の概略構成図」参照。)



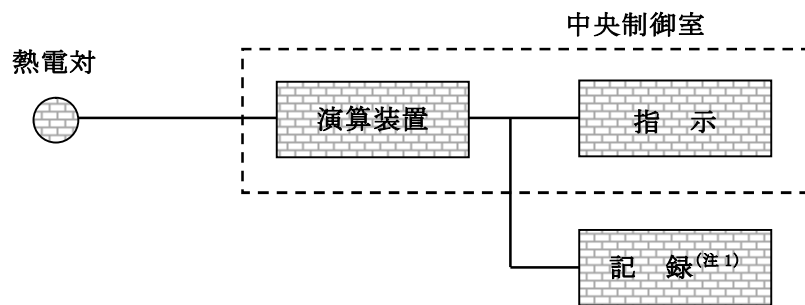
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



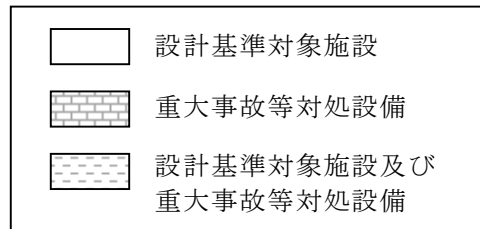
第58-6-31図 ドライウエル雰囲気温度の概略構成図

(2) サプレッション・チェンバ雰囲気温度

サプレッション・チェンバ雰囲気温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・チェンバ雰囲気温度を中央制御室に指示し，記録する。（第58-6-32 図「サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図」参照。）



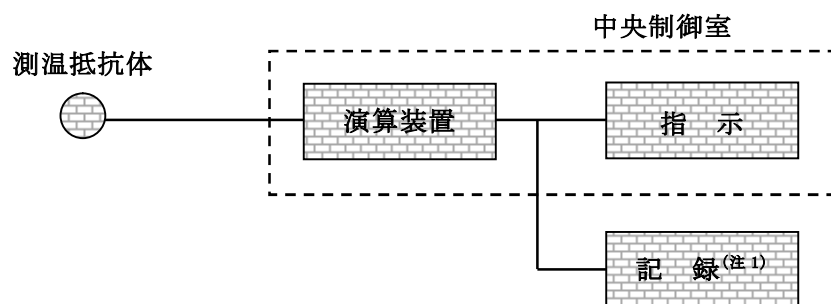
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



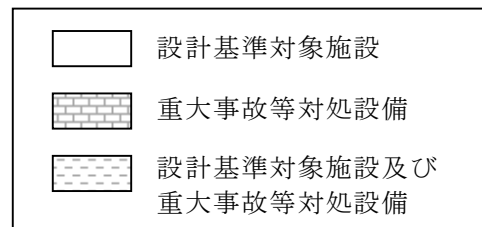
第58-6-32 図 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の概略構成図

(3) サプレッション・プール水温度

サプレッション・プール水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水温度の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，サプレッション・プール水温度を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-33 図「サプレッション・プール水温度の概略構成図」参照。）



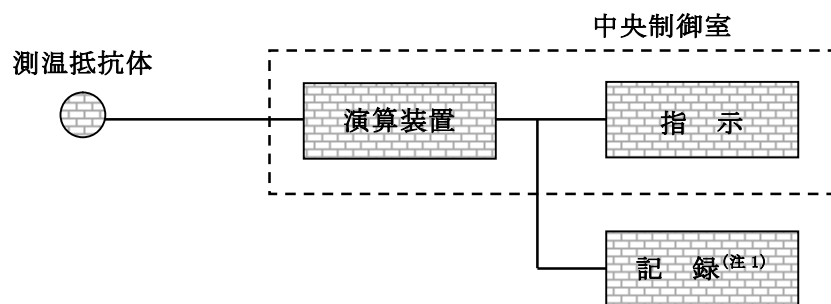
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



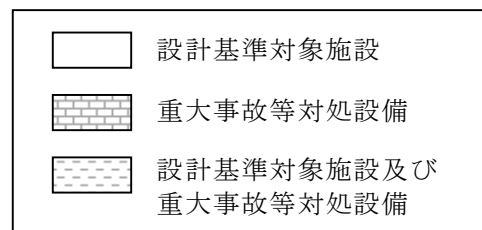
第 58-6-33 図 サプレッション・プール水温度の概略構成図

(4) 格納容器下部水温

格納容器下部水温は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水温の検出信号は，测温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，格納容器下部水温を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-34 図「格納容器下部水温の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

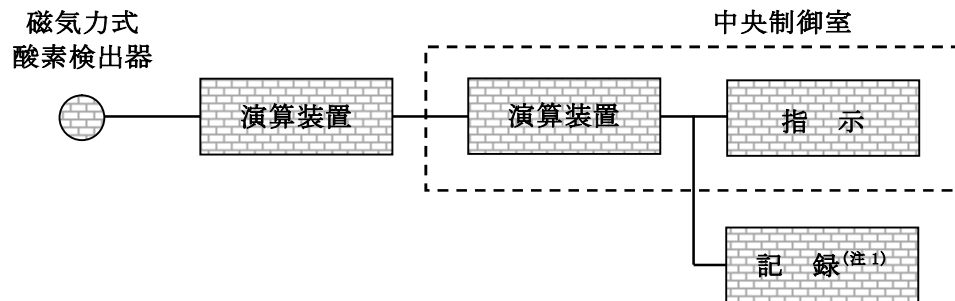


第 58-6-34 図 格納容器下部水温の概略構成図

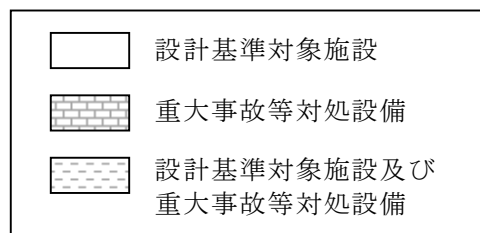
3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度

(1) 格納容器内酸素濃度 (S A)

格納容器内酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内酸素濃度 (S A) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を、演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-35 図「格納容器内酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

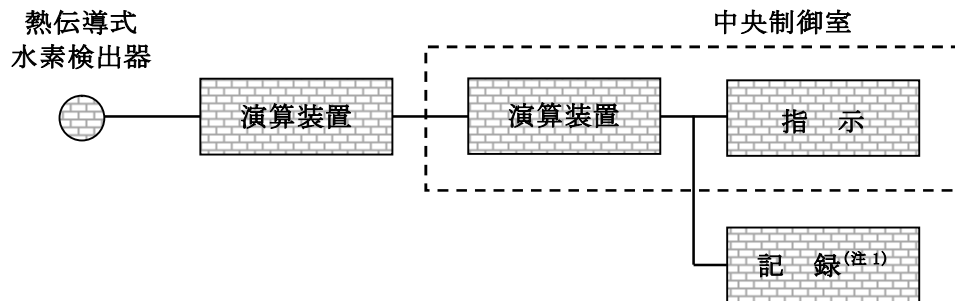


第 58-6-35 図 格納容器内酸素濃度 (S A) の概略構成図

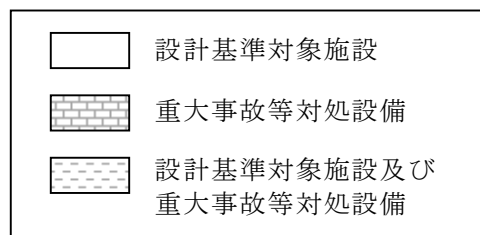
3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度

(1) 格納容器内水素濃度 (S A)

格納容器内水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (S A) の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-36 図「格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

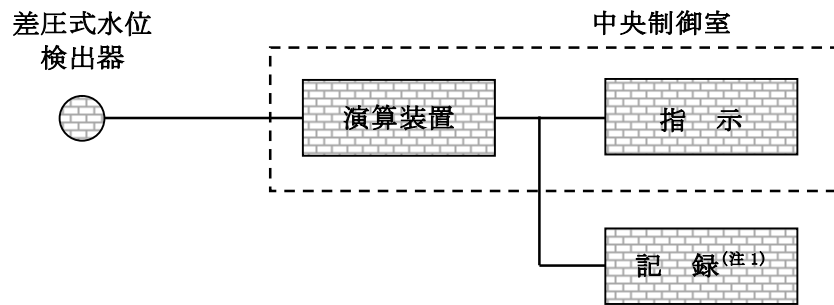


第 58-6-36 図 格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図

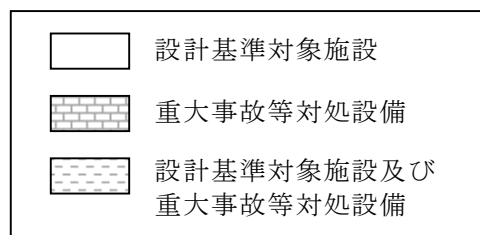
3.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の
水位を計測する装置

(1) 代替淡水貯槽水位

代替淡水貯槽水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，代替淡水貯槽水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，代替淡水貯槽水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-37 図「代替淡水貯槽水位の概略構成図」参照。



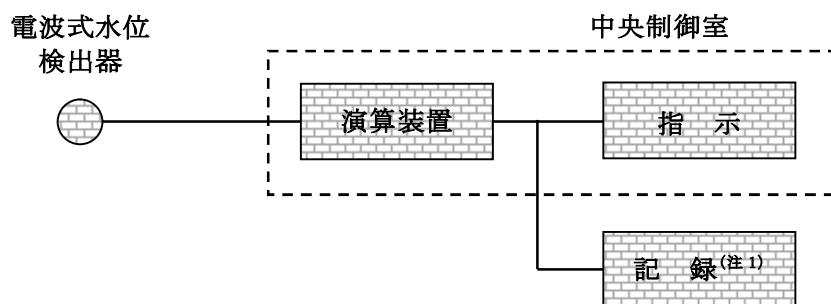
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



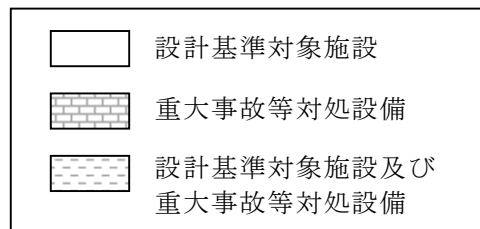
第 58-6-37 図 代替淡水貯槽水位の概略構成図

(2) 西側淡水貯水設備水位

西側淡水貯水設備水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、西側淡水貯水設備水位の検出信号は、電波式水位検出器からの電流信号を、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、西側淡水貯水設備水位を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-38 図「西側淡水貯水設備水位の概略構成図」参照。



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

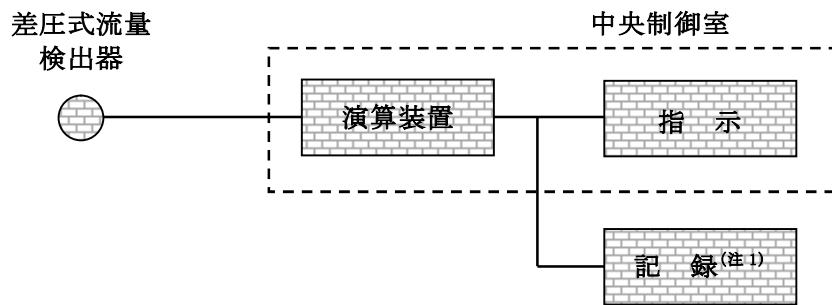


第 58-6-38 図 西側淡水貯水設備水位の概略構成図

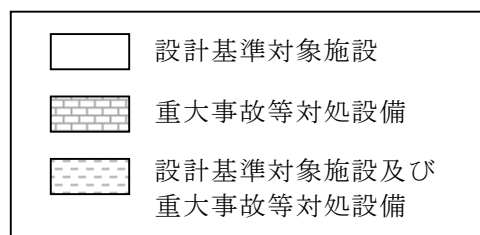
3.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置

(1) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-39 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図」参照。）



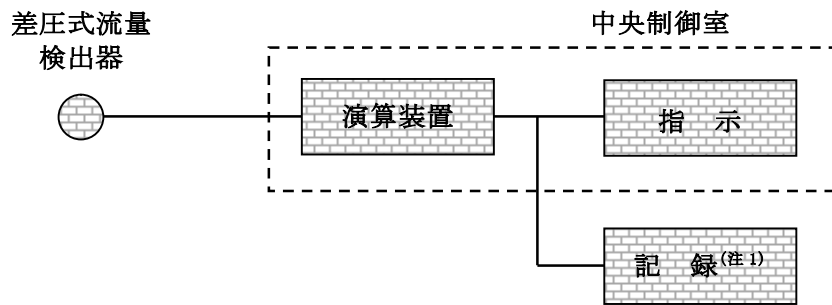
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



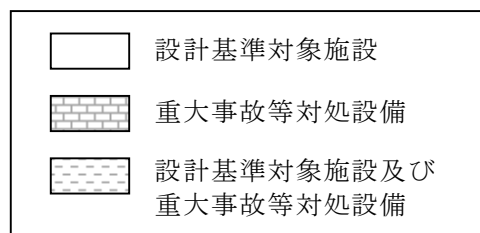
第 58-6-39 図 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）の概略構成図

(2) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-40 図「低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図」参照。）



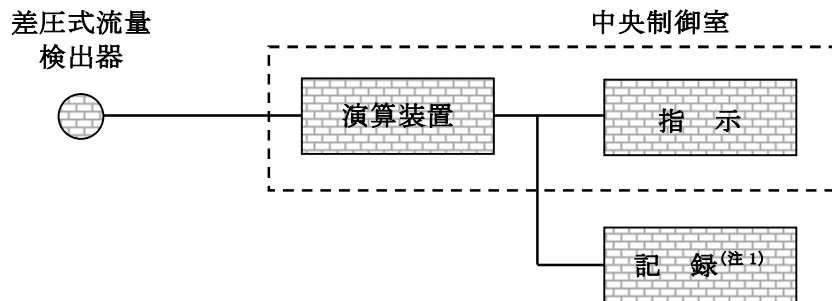
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



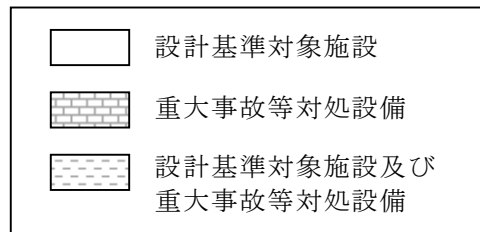
第 58-40 図 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）の概略構成図

(3) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧代替注水系格納容器下部注水流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-41 図「低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。)



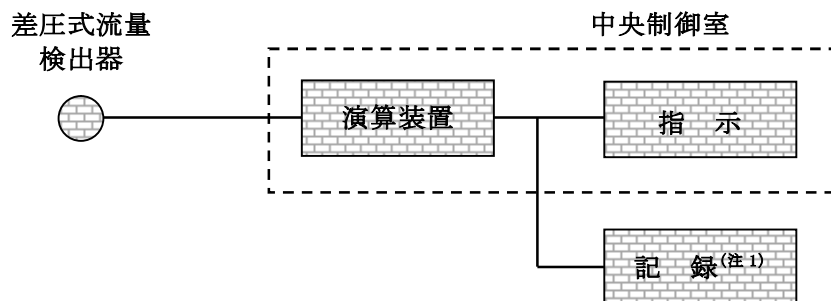
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



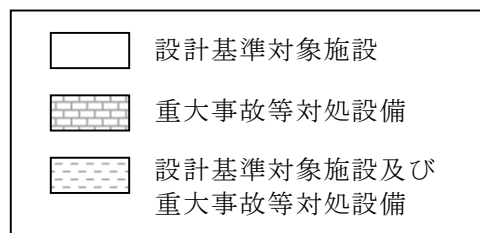
第 58-6-41 図 低圧代替注水系格納容器下部注水流量の概略構成図

(4) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

代替循環冷却系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-42 図「代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

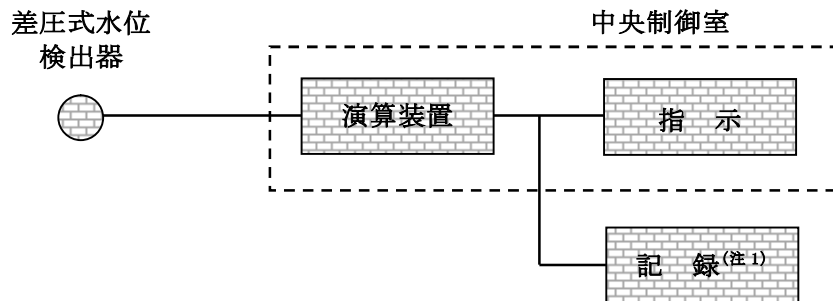


第 58-6-42 図 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の概略構成図

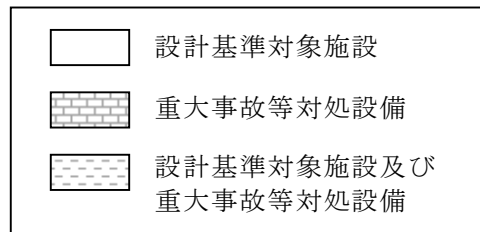
3.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置

(1) サプレッション・プール水位

サプレッション・プール水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，サプレッション・プール水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，サプレッション・プール水位を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-43 図「サプレッション・プール水位の概略構成図」参照。）



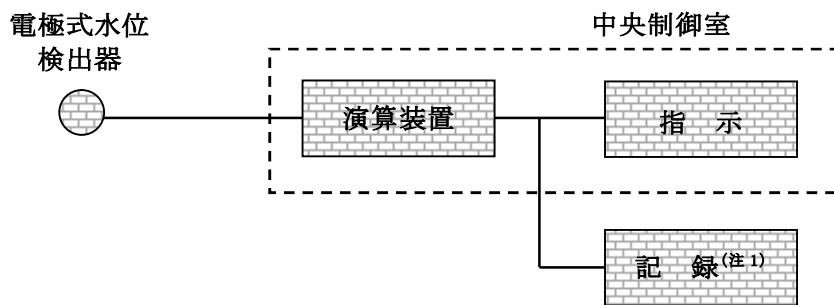
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



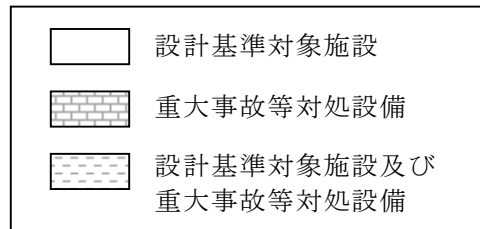
第 58-6-43 図 サプレッション・プール水位の概略構成図

(2) 格納容器下部水位

格納容器下部水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，格納容器下部水位の検出信号は，電極式水位検出器からの水位状態（ON-OFF 信号）を，演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-44 図「格納容器下部水位の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

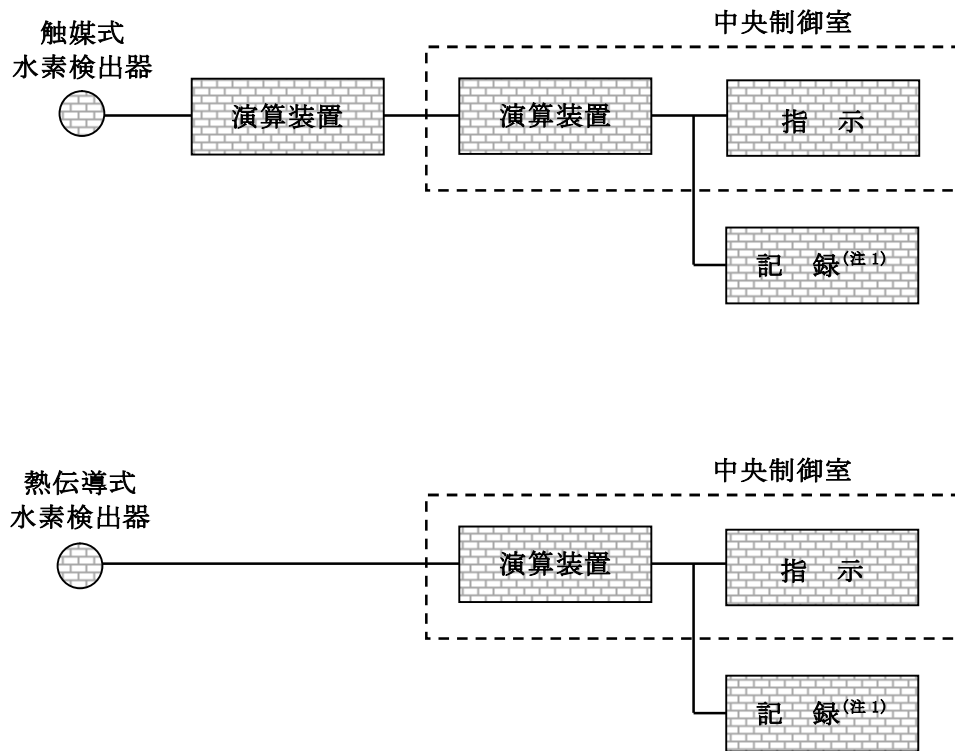


第 58-6-44 図 格納容器下部水位の概略構成図

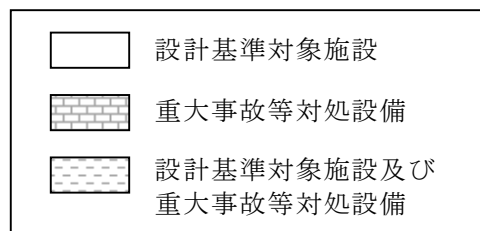
3.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置

(1) 原子炉建屋水素濃度

原子炉建屋水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉建屋水素濃度の検出信号は、触媒式水素検出器及び熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、原子炉建屋水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-45 図「原子炉建屋水素濃度の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

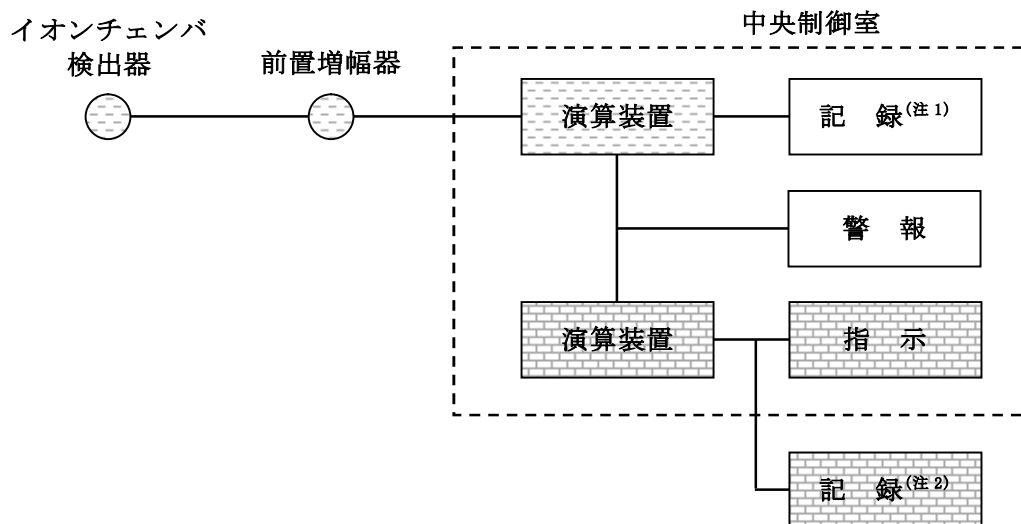


第 58-6-45 図 原子炉建屋水素濃度の概略構成図

3.9 放射線管理用計測装置

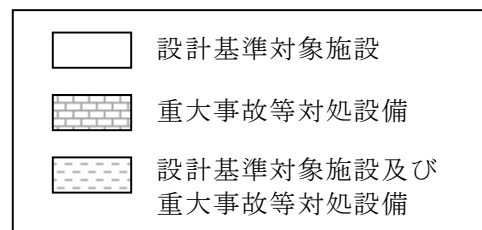
(1) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)

格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-46 図「格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

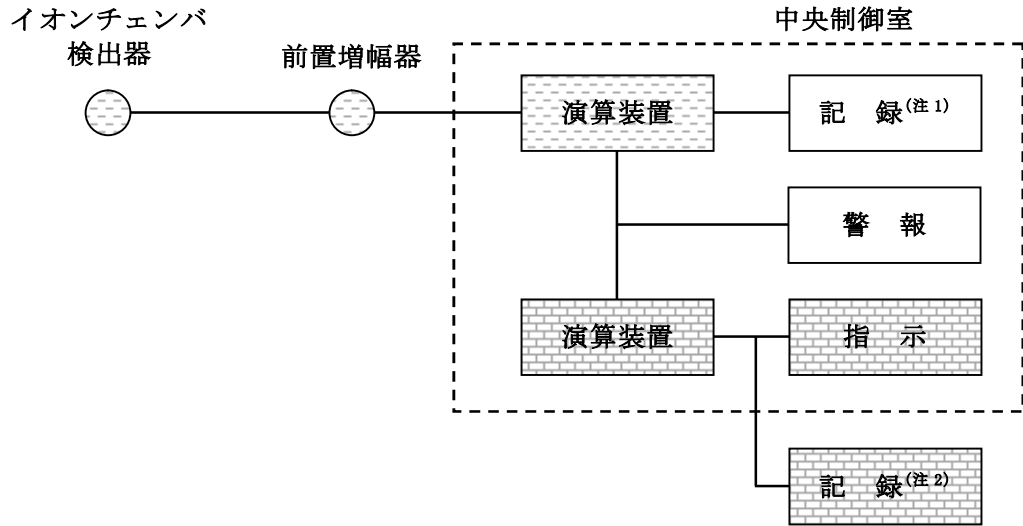
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 58-6-46 図 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の概略構成図

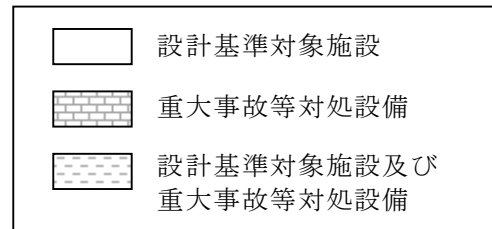
(2) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-47 図「格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図」参照。)



(注 1) 記録計

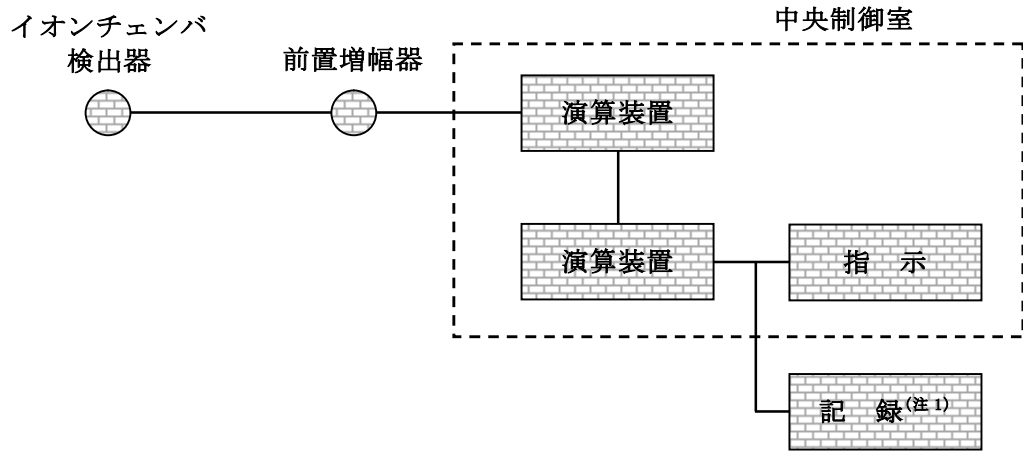
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



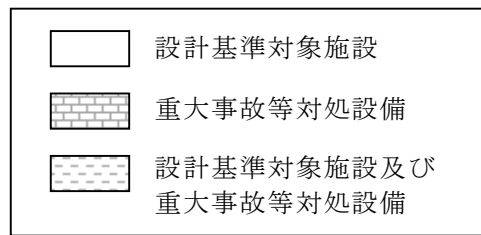
第 58-6-47 図 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の概略構成図

(3) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-48 図「フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

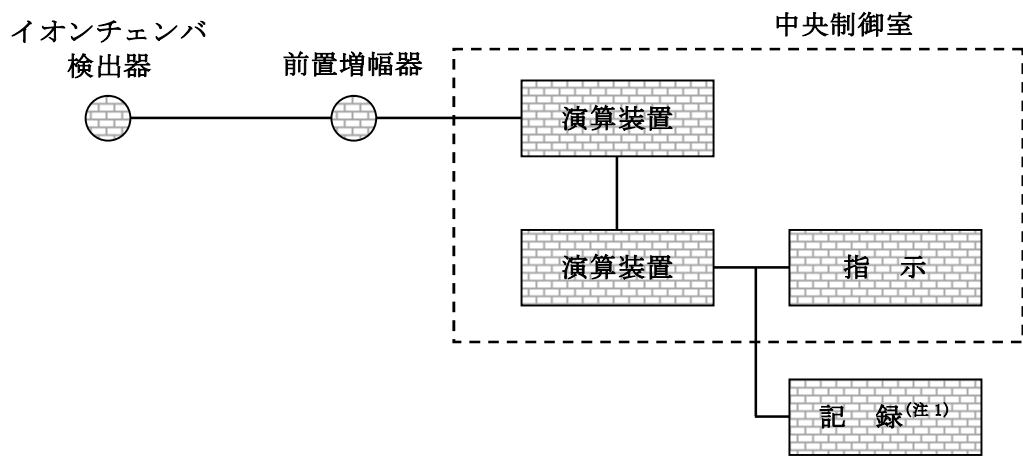


第 58-6-48 図 フィルタ装置出口放射線モニタ
（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

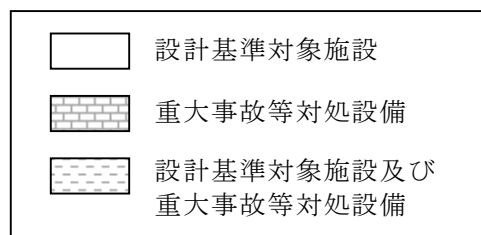
(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、耐圧強化ベント系放射線モニタの検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。

(第 58-6-49 図「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)



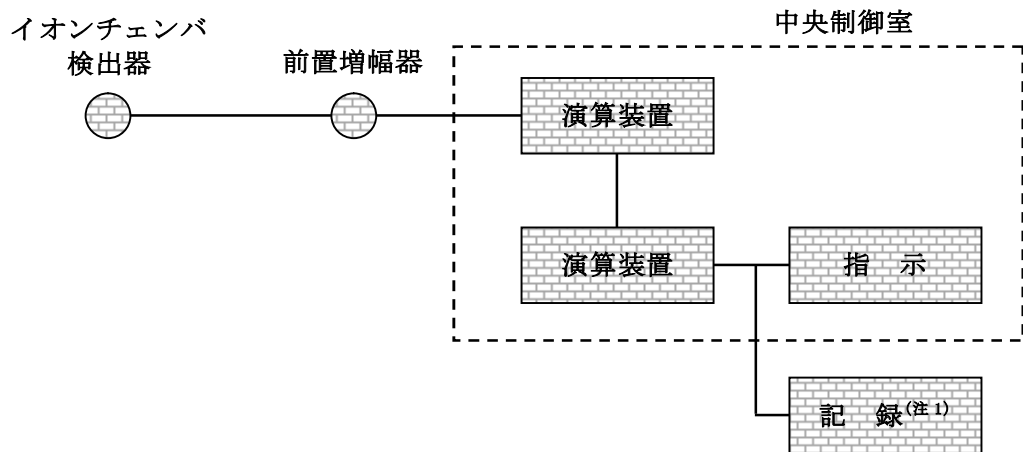
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



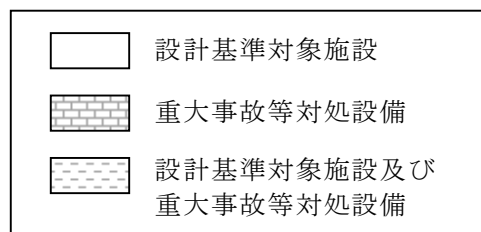
第 58-6-49 図 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図

(5) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-50 図「使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照。）



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

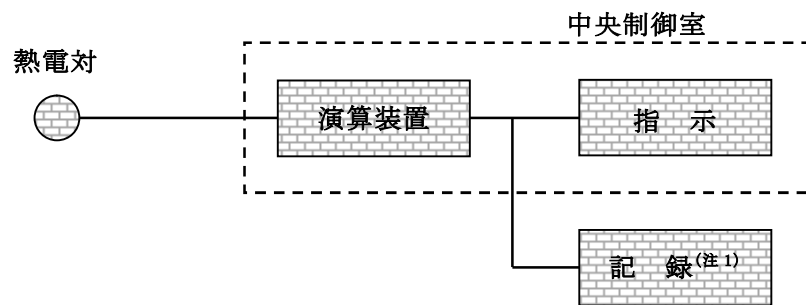


第 58-6-50 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図

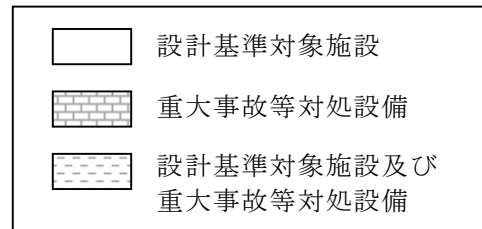
3.10 その他重大事故等対処設備の計測装置

(1) 原子炉圧力容器温度

原子炉圧力容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉圧力容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、原子炉圧力容器温度を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-51「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。)



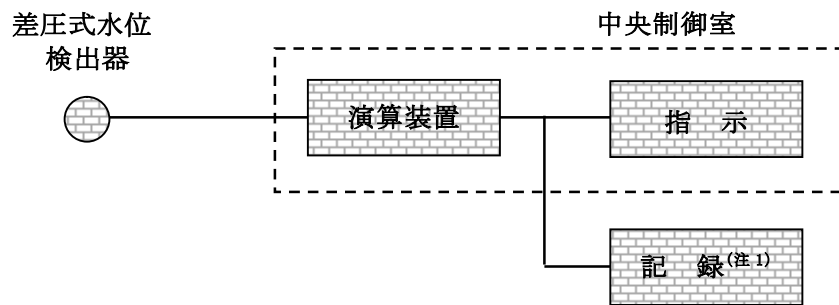
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



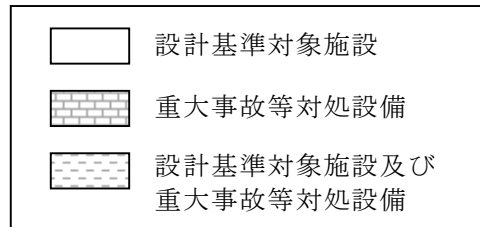
第58-6-51 図 原子炉圧力容器温度の概略構成図

(2) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置水位の検出信号は，差圧式水位検出器からの電流信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置水位を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-52 図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。)



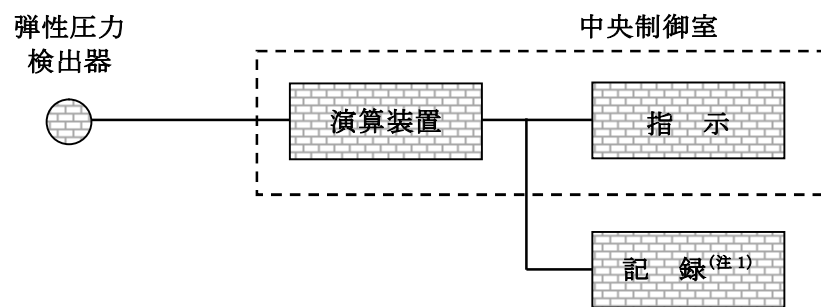
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



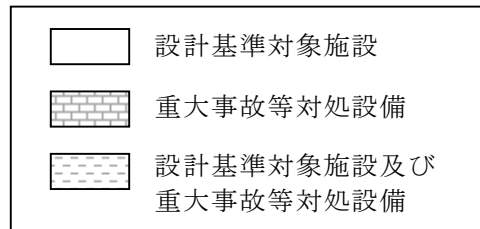
第 58-6-52 図 フィルタ装置水位の概略構成図

(3) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置圧力の検出信号は，弾性圧力検出器からの電流信号を，演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後，フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-53 図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



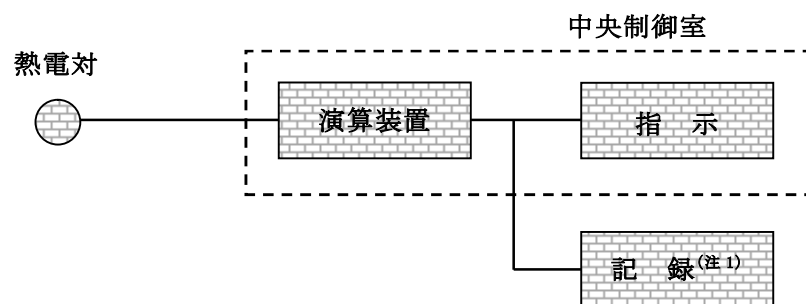
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



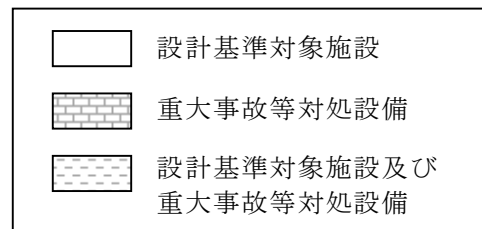
第 58-6-53 図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は，重大事故等対処設備の機能を有しており，フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-54 図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。)



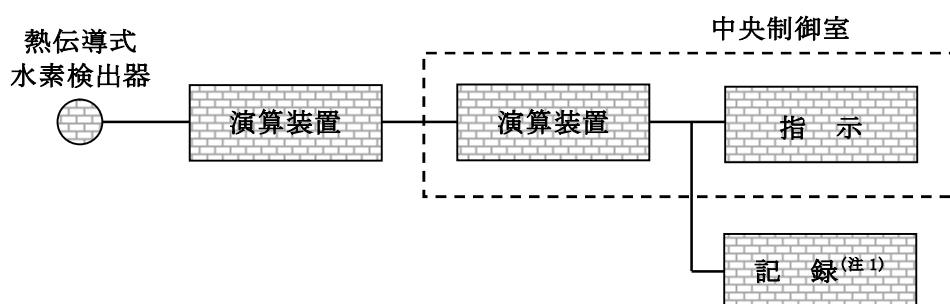
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



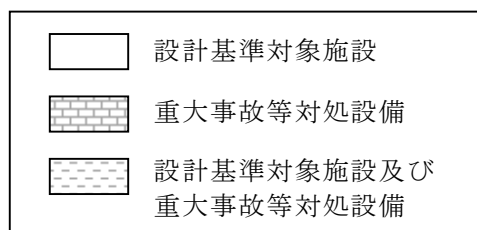
第 58-6-54 図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(5) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-55 図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



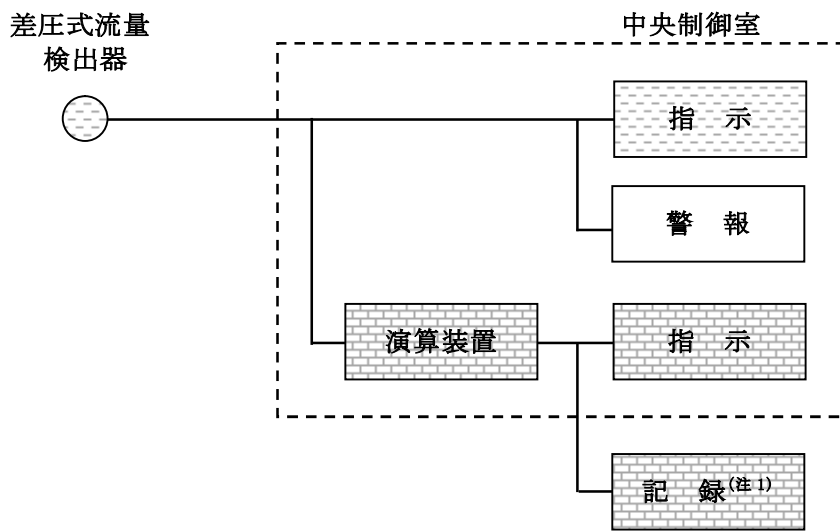
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



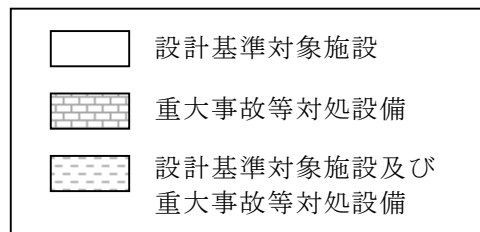
第 58-6-55 図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(6) 残留熱除去系海水系系統流量

残留熱除去系海水系系統流量は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系海水系系統流量の検出信号は，差圧式流量検出器からの電流信号を，演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後，残留熱除去系海水系系統流量を中央制御室に指示し，記録する。(第 58-6-56 図「残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図」参照。)



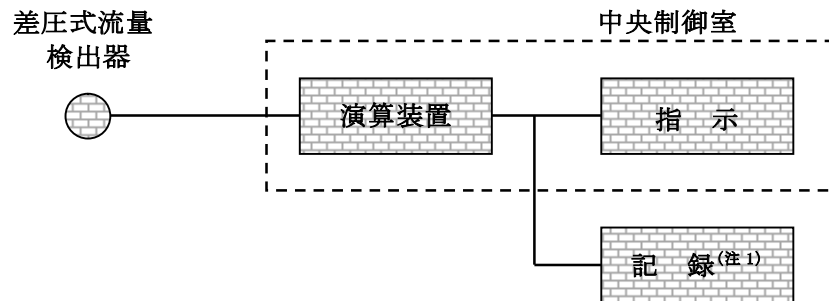
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



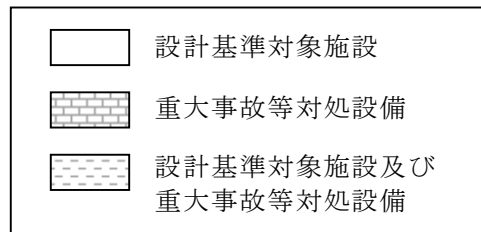
第 58-6-56 図 残留熱除去系海水系系統流量の概略構成図

(7) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-57 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図」参照。）



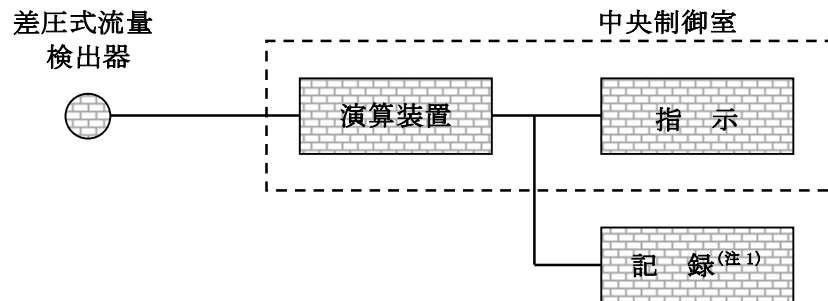
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



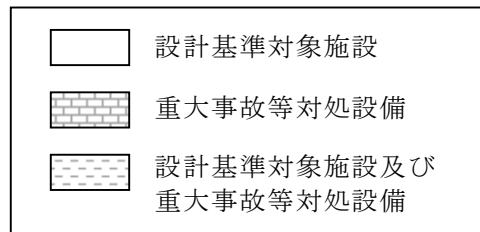
第 58-6-57 図 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の概略構成図

(8) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）を中央制御室に指示し、記録する。（第 58-6-58 図「緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図」参照。）



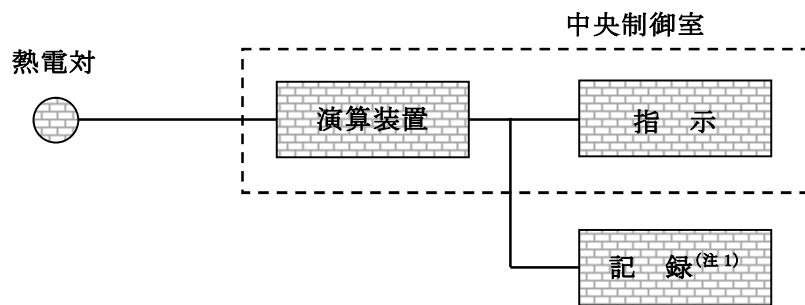
(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置



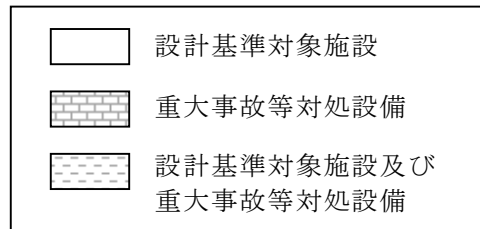
第 58-6-58 図 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の概略構成図

(9) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、静的触媒式水素再結合器動作監視装置の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、静的触媒式水素再結合器動作監視装置を中央制御室に指示し、記録する。(第58-6-59 図「静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図」参照。)



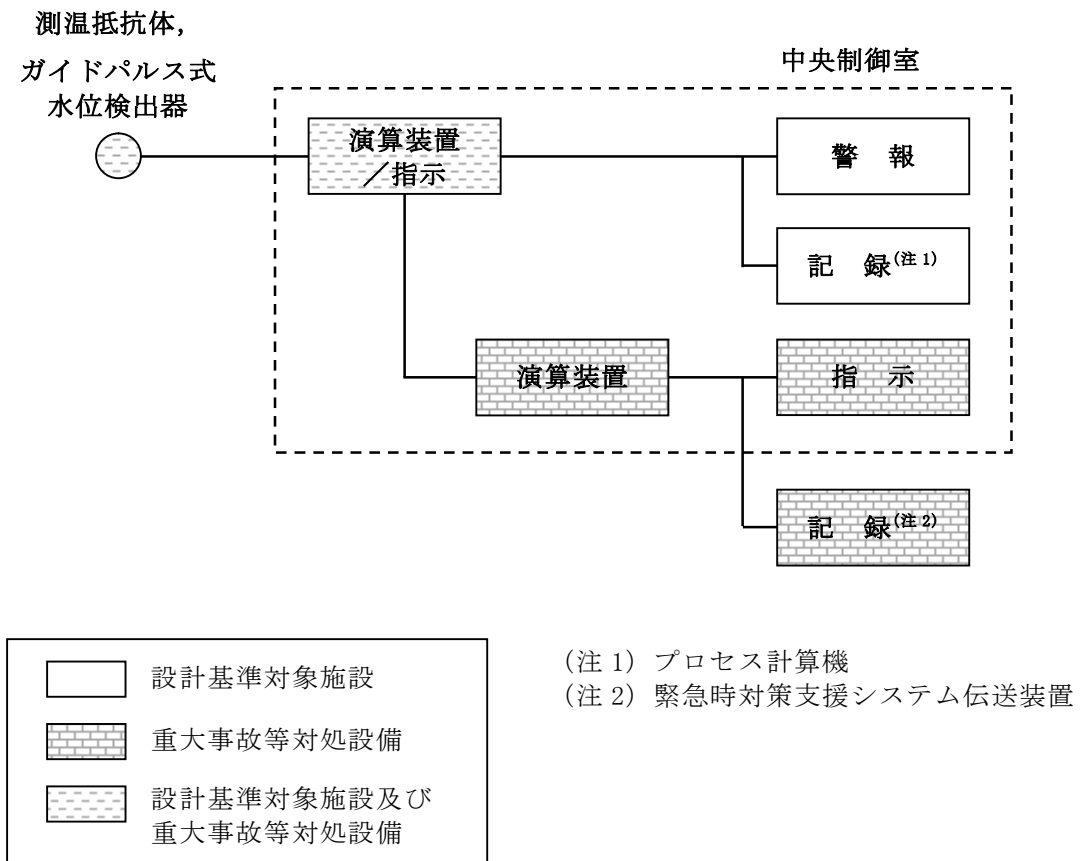
(注1) 緊急時対策支援システム伝送装置



第58-6-59 図 静的触媒式水素再結合器動作監視装置の概略構成図

(10) 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

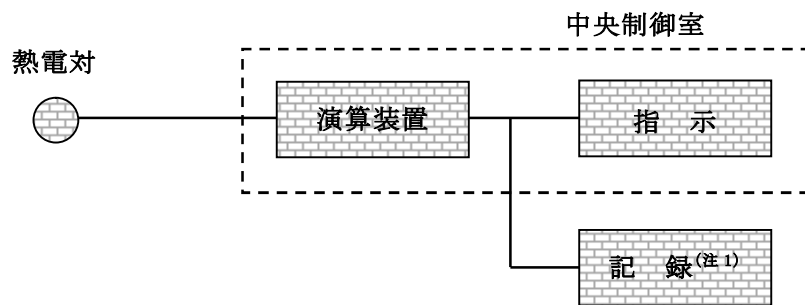
使用済燃料プール水位・温度（S A広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，使用済燃料プール水位（S A広域）の検出信号は，ガイドパルス式水位検出器からのパルス信号を，演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール水位（S A広域）を中央制御室に指示し，記録する。使用済燃料プール温度（S A広域）の検出信号は，測温抵抗体の抵抗値を，演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，使用済燃料プール温度（S A広域）を中央制御室に指示し，記録する。（第 58-6-60 図「使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の概略構成図」参照。）



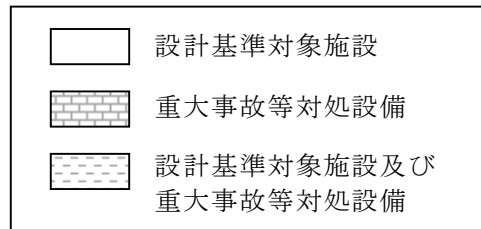
第 58-6-60 図 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）概略構成図

(11) 使用済燃料プール温度 (S A)

使用済燃料プール温度 (S A) 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 (S A) の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料プール温度 (S A) を中央制御室に指示し、記録する。(第 58-6-61 図「使用済燃料プール温度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) 緊急時対策支援システム伝送装置

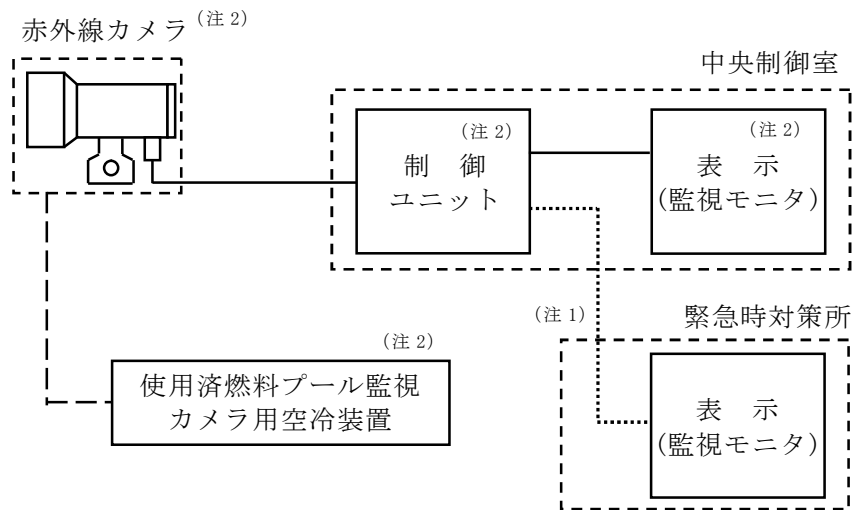


第 58-6-61 図 使用済燃料プール温度 (S A) 概略構成図

(12) 使用済燃料プール監視カメラ

使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール及びその周辺の状態が確認できるよう高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても使用済燃料プールの状態が監視できるよう赤外線監視カメラとしている。使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し中央制御室の監視モニタに表示する。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、重大事故等対処設備の機能を有しており、コンプレッサー、ドライヤー、エアクーラー等で構成し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時に使用済燃料プール監視カメラの耐環境性向上用の空気を供給する。(第 58-6-62 図「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)



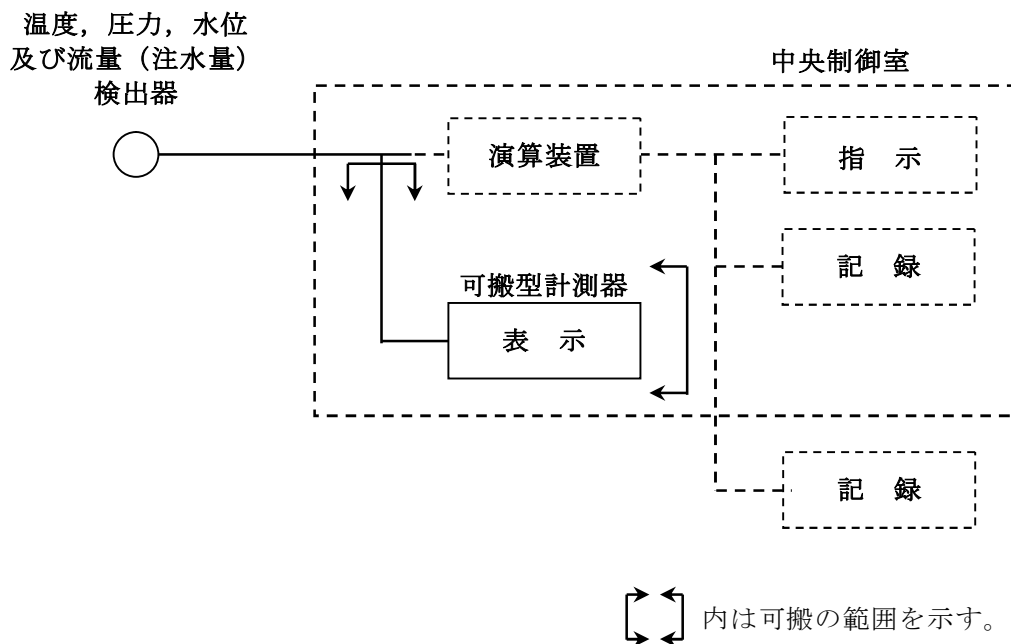
(注1) 緊急時対策所まで無線通信

(注2) 重大事故等対処設備

第 58-6-62 図 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(13) 可搬型計測器

可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを計測する計器について、検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、記録用紙に記録し、保存する。(第 58-6-63 図「可搬型計測器の概略構成図」参照。)



第 58-6-63 図 可搬型計測器の概略構成図

第 58-6-1 表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉压力容器温度	サプレッション・チェンバ圧力
原子炉圧力	サプレッション・プール水位
原子炉圧力 (S A)	格納容器下部水位
原子炉水位 (広帯域)	フィルタ装置水位
原子炉水位 (燃料域)	フィルタ装置圧力
原子炉水位 (S A 広帯域)	フィルタ装置スクラビング水温度
原子炉水位 (S A 燃料域)	代替循環冷却系ポンプ入口温度
高压代替注水系系統流量	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
原子炉隔離時冷却系系統流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
高压炉心スプレイ系系統流量	残留熱除去系熱交換器出口温度
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	残留熱除去系海水系系統流量
低压代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)
低压代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	代替淡水貯槽水位
代替循環冷却系原子炉注水流量	西側淡水貯水設備水位
残留熱除去系系統流量	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力
低压炉心スプレイ系系統流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
低压代替注水系格納容器下部注水流量	残留熱除去系ポンプ吐出圧力
ドライウェル雰囲気温度	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
サプレッション・チェンバ雰囲気温度	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力
サプレッション・プール水温度	静的触媒式水素再結合器動作監視装置
格納容器下部水温	使用済燃料プール温度 (S A 広域)
ドライウェル圧力	使用済燃料プール温度 (S A)

4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲

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

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (1/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前		炉心損傷後
起動領域計装	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	約 100cps \sim 10 ⁴ cps 前後	定格出力の約 19 倍	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の停止時から起動時の中性子束 (約 100cps \sim 10 ⁴ cps 前後) を測定できる範囲として 10 ⁻¹ cps \sim 10 ⁶ cps に設定している。重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。起動領域計装 (中性子源領域) が測定できる範囲を超えた場合は、起動領域計装 (中間領域)、平均出力領域計装によって監視可能である。
	0 \sim 40% 又は 0 \sim 125% $(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	$10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$		0 \sim 40% 又は 0 \sim 125% $(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	—	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ に設定している。
平均出力領域計装	0 \sim 125% $(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	0 \sim 100%	—	定格出力の約 6 倍	—	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化時並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として 0 \sim 125% に設定している。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。また、重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能である。「中間領域中性子束」「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (2/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
常設高圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	—	—	8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、常設高圧代替注水系ポンプ運転時の吐 出圧力 (8.96MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
常設低圧代替注水系 ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	—	—	3.14MPa [gage]	3.14MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、常設低圧代替注水系ポンプ運転時の吐 出圧力 (3.14MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
代替循環冷却系 ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	—	—	3.45MPa [gage]	3.45MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧 力 (3.45MPa [gage]) に余裕を見込んだ設定 とする。
原子炉隔離時冷却系 ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	8.96MPa [gage]	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐 出圧力 (8.96MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~8.01MPa [gage]	8.01MPa [gage]	8.01MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐 出圧力 (8.01MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。
残留熱除去系 ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~3.45MPa [gage]	3.45MPa [gage]	3.45MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力 (3.45MPa [gage]) に余裕を見込んだ設定と する。
低圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~3.79MPa [gage]	3.79MPa [gage]	3.79MPa [gage]	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう に、低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時の吐 出圧力 (3.79MPa [gage]) に余裕を見込んだ 設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (3/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系ポンプ 入口温度	0~100℃	—	—	80℃以下	80℃以下	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度 (80℃) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器 入口温度	0~300℃	182℃以下	182℃以下	182℃以下	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系熱交換器 出口温度	0~300℃	182℃以下	182℃以下	182℃以下	182℃以下	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系系統水の最高温度 (182℃) に余裕を見込んだ設定とする。
高压代替注水系 系統流量	0~50L/s	—	—	38L/s	38L/s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、常設高压代替注水系ポンプ最大注水量 (38L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (常設 ライン用)	0~500m ³ /h	—	—	378m ³ /h	230m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (378m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (常設 ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	—	—	75m ³ /h	75m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) が計測可能な範囲とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (可搬 ライン用)	0~300m ³ /h	—	—	110m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (110m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低压代替注水系 原子炉注水流量 (可搬 ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	—	—	75m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量 (75m ³ /h) が計測可能な範囲とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (4/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
代替循環冷却系 原子炉注水流量	0~150m ³ /h	—	—	—	100m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量 (100m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉隔離時冷却系 系統流量	0~50L/s	0~40L/s	40L/s	40L/s	40L/s	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (40L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧炉心スプレイ系 系統流量	0~500L/s	0~438L/s	438L/s	438L/s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (438L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
残留熱除去系 系統流量	0~600L/s	0~470L/s	470L/s	470L/s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、残留熱除去系ポンプの最大注水量 (470L/s) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧炉心スプレイ系 系統流量	0~600L/s	0~456L/s	456L/s	456L/s	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (456L/s) に余裕を見込んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (5/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	約 6.93MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下	8.19MPa [gage] 以下	8.23MPa [gage] 以下	原子炉圧力容器最高使用圧力 (8.62 MPa[gage]) の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を監視可能である。
原子炉圧力 (S A)	0~10.5MPa [gage]	約 6.93MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下	8.19MPa [gage] 以下	8.23MPa [gage] 以下	
原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^{*2}	1,260mm ^{*2} 1,300mm ^{*3}	-3,800mm~1,400 mm ^{*2} 397mm~1,300 mm ^{*3}	-3,800mm~1,400mm ^{*2} 0~1,300mm ^{*3}	1,260mm ^{*2} 以下 1,300mm ^{*3} 以下	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲 (レベル 3~8) 及び燃料有効長底部まで監視可能である。
原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^{*3}					
原子炉水位 (S A 広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^{*2}	1,260mm ^{*2} 1,300mm ^{*3}	-3,800mm~1,400 mm ^{*2} 397mm~1,300 mm ^{*3}			
原子炉水位 (S A 燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^{*3}					

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (6/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	5kPa [gage]	279kPa [gage] 以下	310kPa [gage] 以下	620kPa [gage] 以下	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) に余裕を見込んだ設定とする。
サブプレッション・ チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	5kPa [gage]	279kPa [gage] 以下	310kPa [gage] 以下	620kPa [gage] 以下	
ドライウエル雰囲気 温度	0~300℃	57℃以下	171℃以下	約 123℃	約 202℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、ドライウエル雰囲気温度 (約 202℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・ チェンバ雰囲気温度	0~200℃	32℃以下	104℃以下	約 143℃	約 132℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (約 143℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能である。
サブプレッション・ プール水温度	0~200℃	32℃以下	104℃以下	約 139℃	約 119℃	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、サブプレッション・プール水温度 (約 139℃) に余裕を見込んだ設定とする。また、原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gage]) におけるサブプレッション・プール水の飽和温度 (約 167℃) を監視可能である。
格納容器下部水温	0~500℃ ^{※4} (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{※5}	—	—	—	0℃以下又は 500℃以上	ペDESTAL底部にデブリが落下又は堆積した際に温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることでデブリの落下・堆積が検知可能である。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (7/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器内酸素濃度 (SA)	0~25vol%	2.5vol%以下	約 4.4vol%以下	2.5vol%以下	4.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0~4.3vol%) を計測可能な範囲とする。
格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	約 3.3vol%以下	—	56.6vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度 が変動する可能性のある範囲 (0~56.6vol%) を計測可能な範囲とする。
代替淡水貯槽水位	0~20m	—	—	0~20m	0~20m	重大事故等時において、代替淡水貯槽の底部 より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レ ベル (0~20m) を監視可能である。
西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	—	—	0.5~4.5m	0.5~4.5m	西側淡水貯水設備の水槽底部+1m から+5m (水槽上端) まで (事故収束に必要な貯水量) を監視可能。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	—	—	130m ³ /h	300m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器スプレイ時における最大注水 量 (300m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	—	—	130m ³ /h	—	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器スプレイ時における最大注水 量 (130m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧代替注水系 格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	—	—	—	80m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、格納容器下部注水系 (常設又は可搬型) による格納容器下部注水時における最大注水 量 (80m ³ /h) に余裕を見込んだ設定とする。
代替循環冷却系 格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	—	—	250m ³ /h	250m ³ /h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよ うに、代替循環冷却系による格納容器スプレイ時 における最大注水量 (250m ³ /h) に余裕を見込 んだ設定とする。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (8/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
サブプレッション・ プール水位	-1m~9m (EL. 2, 030mm~ 12, 030mm) ^{※6}	±0m (EL. 3, 030mm) ^{※6}	-0.5m~0m (EL. 2, 530mm~ 3, 030mm) ^{※6}	0~7.219m (EL. 3, 030mm~ 10, 249mm) ^{※6}	0~約 7.681m (EL. 3, 030mm~ 約 10, 711mm) ^{※6}	ウェットウェルベント操作可否判断(ベント ライン下端高さ-1.64m:通常水位+6.5m) を把握できる範囲を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡する ように、サブプレッション・プール水位(0~ 約 7.681m)に余裕を見込んだ設定とする。 (サブプレッション・プール水を水源とする非常 用炉心冷却系等の起動時に想定される変動(低 下)水位(-0.5m)を監視可能。)
格納容器下部水位	+1.05m ^{※5, ※7} (EL. 12, 856mm)	—	—	+1.05m ^{※5, ※7} (EL. 12, 856mm)	+1.05m ^{※5, ※7} (EL. 12, 856mm)	原子炉格納容器下部における注水状況を確認 するため、原子炉圧力容器破損前に熔融炉心 の冷却に必要な水深があることを確認できる 位置に設置する。
	+0.50m, +0.95m ^{※5, ※8} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—	—	—	+0.50m~+0.95m ^{※5, ※8} (EL. 12, 306mm~ 12, 756mm)	原子炉格納容器下部における注水状況を確認 するため、原子炉圧力容器破損後(デブリ堆 積高さ<0.2mの場合)に熔融炉心の冷却に 必要な水深があることを確認できる位置に設 置する。
	+2.25m, +2.75m ^{※5, ※9} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—	—	—	—	+2.25m~+2.75m ^{※5, ※9} (EL. 14, 056mm~ 14, 556mm)
原子炉建屋水素濃度	0~10vol%, 0~20vol%	—	—	—	4.0vol%未満	重大事故等時において、水素と酸素の可燃限 界(水素濃度:4vol%)を監視可能である(な お、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋 内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に 低減する)。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (9/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{*1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{*1}	設計基準事故時 ^{*1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{*1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	90Sv/h 未満 ^{*10}	90Sv/h 未満 ^{*10}	$5 \times 10^4\text{Sv/h}$ 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	90Sv/h 未満 ^{*10}	90Sv/h 未満 ^{*10}	$5 \times 10^4\text{Sv/h}$ 以下	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	—	—	—	約 $5 \times 10^1\text{Sv/h}$ 以下	格納容器ベント実施時(炉心損傷している場合)に、想定されるフィルタ装置出口最大放射線量率(約 $5 \times 10^1\text{Sv/h}$)を監視可能。
	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$	—	—	約 $7 \times 10^0\text{mSv/h}$ 以下	—	格納容器ベント実施時(炉心損傷していない場合)に、想定されるフィルタ装置出口最大放射線量率(約 $7 \times 10^0\text{mSv/h}$)を監視可能。
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2}\text{mSv/h} \sim 10^5\text{mSv/h}$	—	—	約 $9 \times 10^4\text{mSv/h}$ 以下	—	耐圧強化ベントによる格納容器ベント実施時に、想定される耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置の最大放射線量率(約 $9 \times 10^4\text{mSv/h}$)を監視可能。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	—	$3.1 \times 10^0\text{mSv/h}$ 以下		重大事故等時における使用済燃料プールの変動する範囲 ($1.0 \times 10^{-2} \sim 2.4 \times 10^6\text{mSv/h}$) にわたり放射線量率を監視可能である。
	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$					
原子炉压力容器温度	0~500℃	約 286℃ 以下	302℃ 以下	300℃ 以下	300℃ 以上 ^{*11}	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対して、原子炉压力容器温度(0~500℃)を設定する。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (10/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	—	—			系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲 [] 及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲 [] を監視可能。
フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—	—	0.31MPa [gage] 以下	0.62MPa [gage] 以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力 (0.62MPa [gage]) を監視可能。
フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—	—	200℃以下	200℃以下	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。
フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—	—	—	56.6vol%以下	格納容器ベント停止後の窒素によるバージを実施し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。格納容器内水素濃度の最大値 (56.6vol% (ドライ条件)) を監視可能。
残留熱除去系海水系系統流量	0～550L/s	493L/s	493L/s	493L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における、残留熱除去系海水系ポンプの最大流量 (493L/s) を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800m ³ /h	—	—	650m ³ /h	650m ³ /h	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の最大流量 (650m ³ /h) を監視可能。
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50m ³ /h	—	—	40m ³ /h	40m ³ /h	緊急用海水系の運転時における、緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の最大流量 (40m ³ /h) を監視可能。

第 58-6-2 表 計測装置の計測範囲 (11/11)

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な 過渡変化時を含む)	重大事故等時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	—	—	—	300℃以下	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能である。
使用済燃料プール 水位・温度 (S A 広域)	-4,300mm~+7,200mm (EL. 35,077mm~46,577mm) ※1 2	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1 2	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1 2	N. W. L から -0.62m (EL. 45,575mm) ※1 2		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。
	0~120℃	52℃以下	66℃以下	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール 温度 (S A)	0~120℃	52℃以下	—	100℃以下		重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。
使用済燃料プール 監視カメラ	—	—	—	—		重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。

- ※1 プラント状態の定義は、以下のとおり。
- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
 - ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
 - ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
 - ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。
- ※2 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
- ※3 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
- ※4 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
- ※5 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ
- ※6 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
- ※7 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- ※8 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- ※9 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合）（満水管理水位計）
- ※10 炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- ※11 300℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上で問題ない。
- ※12 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (1/2)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計 測 装 置	起動領域計装 (中間領域)	原子炉周期(ペリオド) : 10 秒以上	プラント起動運転時の制御棒誤引き抜き等に伴う異常反応度印加投入による燃料損傷を防止するため、中性子束の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉スクラムさせるよう、 <u>原子炉周期 10 秒以上</u> を設定値とする。
		中性子束 : 120%以下	プラント起動運転時の制御棒誤引抜等に伴う異常反応度印加による燃料損傷を防止するため、中性子束の緩慢な出力増加を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇をもたらす反応度変化のうち、最も大きな制御棒誤引抜に伴う制御棒引抜過渡変化に対して、燃料が安全限界を超える前に原子炉スクラムさせるよう、 <u>中性子束 120%以下</u> を設定値とする。
	平均出力領域計装	120%以下 (原子炉モードスイッチが 「運転」の時)	プラント運転時の異常反応度印加による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 出力上昇過渡変化が生じても燃料の熱的限界を超えない値として <u>120%以下</u> とする。
		2%以上 (原子炉モードスイッチが 「運転」の時)	プラント運転時の平均出力領域計装の健全性を監視し、異常時に原子炉をスクラムさせる。 測定系の異常を確実に検出できる値として <u>2%以上</u> とする。
		15%以下 (原子炉モードスイッチが 「燃料取替」、「起動」の時)	原子炉の起動時の異常反応度印加による燃料被覆管損傷の保護を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。 原子炉モードスイッチを起動から運転へ切り替える時まで誤トリップを起こさない値として <u>15%以下</u> とする。
		自動可変設定 ($0.72Wd+54\%$ 以下 ^{*1} , 又は最大値 115%)	給水加熱喪失等による燃料被覆管表面熱流束の異常な過渡変動に対し、燃料の熱的限界を超えないよう熱出力レベルで原子炉をスクラムさせる。 熱流束信号を出力に依存するよう再循環流量の関数として自動可変設定とし、再循環流量によって決まる燃料の表面熱流速の制限値を超えない値として <u>($0.72Wd+54\%$) 以下又は最大値 115%</u> とする。

第 58-6-3 表 計測装置の警報動作範囲 (2/2)

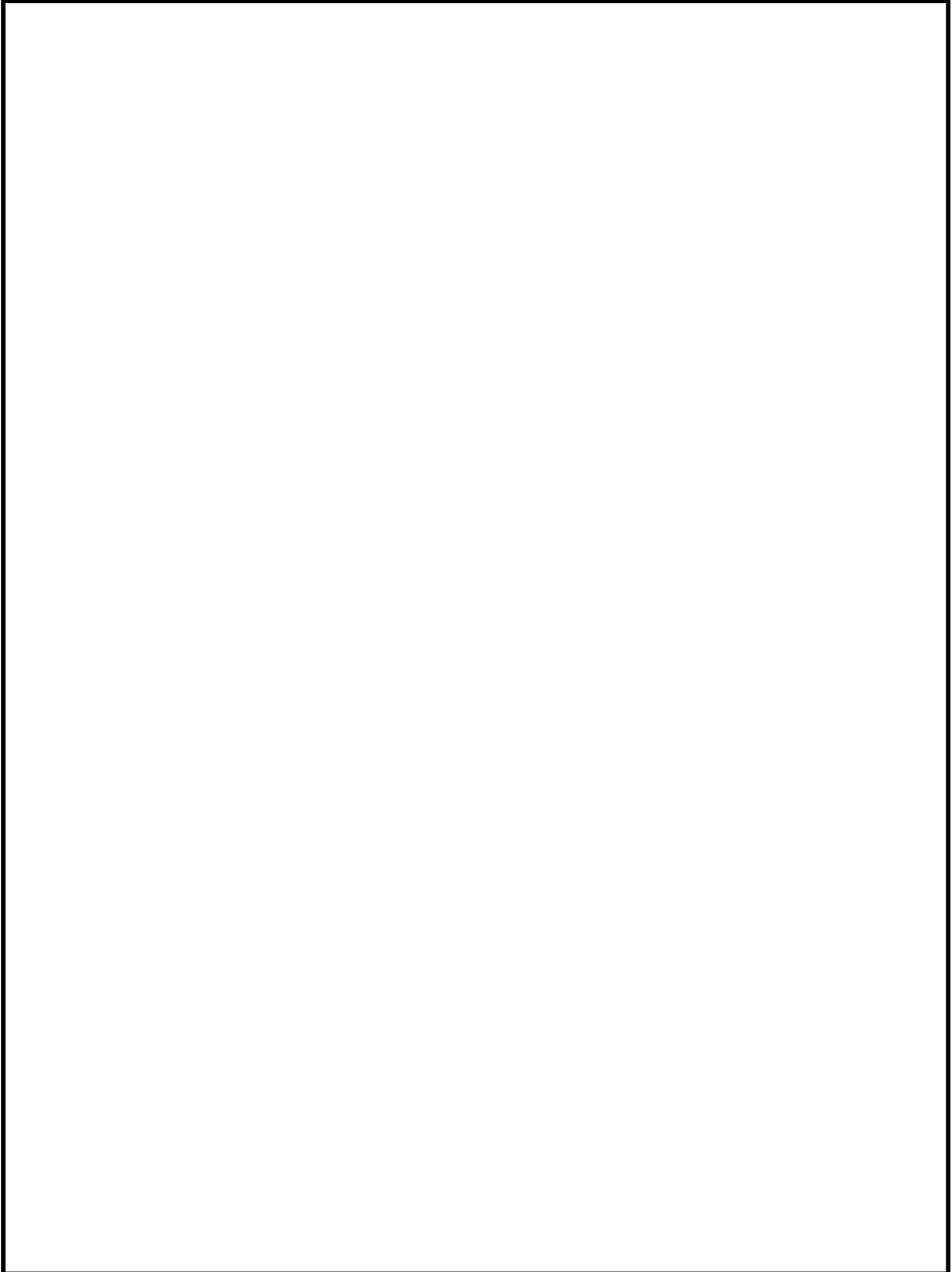
	名 称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.39MPa [gage] 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、原子炉圧力容器内の圧力上昇を緩和し、かつサプレッション・プール水の温度上昇を抑えるため再循環系ポンプ 2 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.25MPa [gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため、圧力高スクラム設定値に対して計器誤差を見込んだ原子炉圧力 7.39MPa [gage] 以下を設定値とする。
	原子炉水位	-970mm 以上 ^{※2}	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動 (冷却材補給機能) し、原子炉の水位低下を防ぐ。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L 2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L 1 を下回らないよう十分高い水位にするとともに、原子炉水位 L 3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L 3 水位より十分に低い水位である、 <u>原子炉水位 -970mm 以上</u> を設定値とする。
	原子炉水位	-3,790mm 以上 ^{※2}	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L 2 で原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系が起動することにより、L 1 に達しないように十分低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう <u>原子炉水位 -3,790mm 以上</u> を設定値とする。
原子炉水位	-3,790mm 以上 ^{※2}	中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合、原子炉水位 L 1 で自動減圧系を作動させ、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系 (低圧注水系) と連携して炉心を冷却するよう <u>原子炉水位 -3,790mm 以上</u> を設定値とする。 また、自動減圧系の機能が喪失した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位 L 1 で自動減圧機能を有する 7 個のうち 2 個の逃がし安全弁を作動させるよう <u>原子炉水位 -3,790mm 以上</u> を設定値とする。	

※1 Wd は再循環流量 (%)

※2 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)

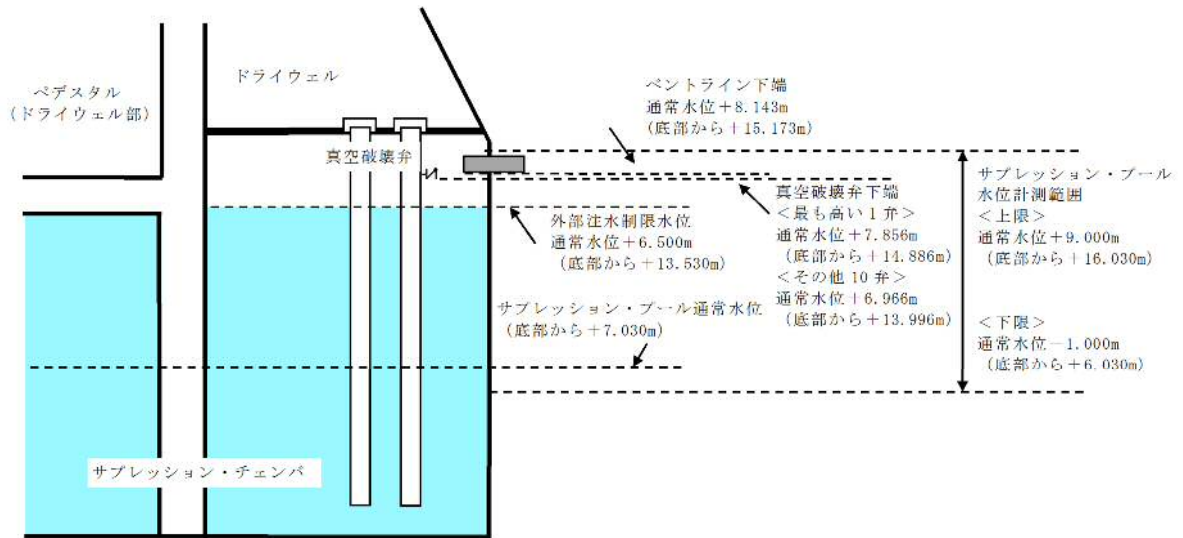
原子炉水位，サプレッション・プール水位，核計装の概要図と計測範囲との関係

1. 原子炉水位



第 58-6-64 図 原子炉水位の概要図

2. サプレッション・プール水位

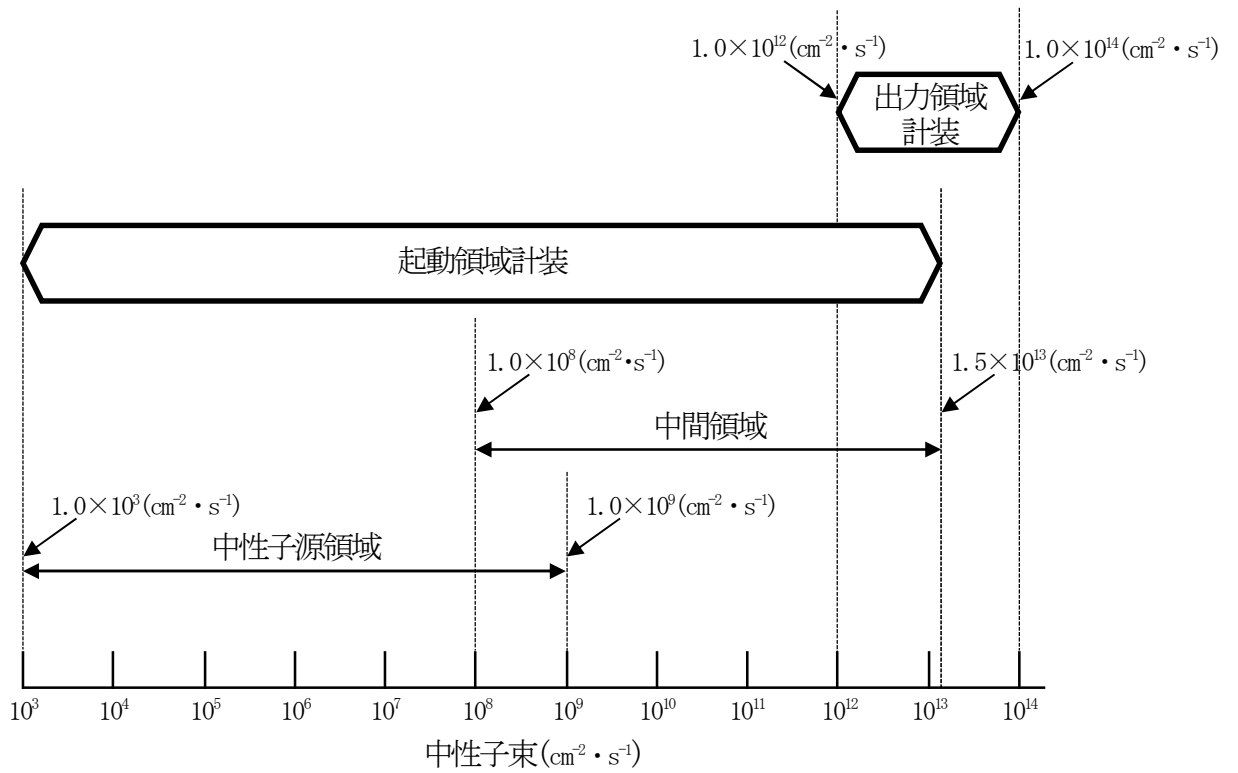


項目	通常水位からの高さ	底部からの高さ
水位計*計測範囲 (上限)	9.000m	16.030m
ペントライン (下端)	8.143m	15.173m
真空破壊弁下端 (最も高い1弁)	7.856m	14.886m
真空破壊弁下端 (その他10弁)	6.966m	13.996m
外部注水制限	6.500m	13.530m
通常水位	0.000m	7.030m
水位計*計測範囲 (下端)	-1.000m	6.030m

※重大事故等対処設備として設置するもの

第 58-6-65 図 サプレッション・プール水位の概要図

3. 核計装

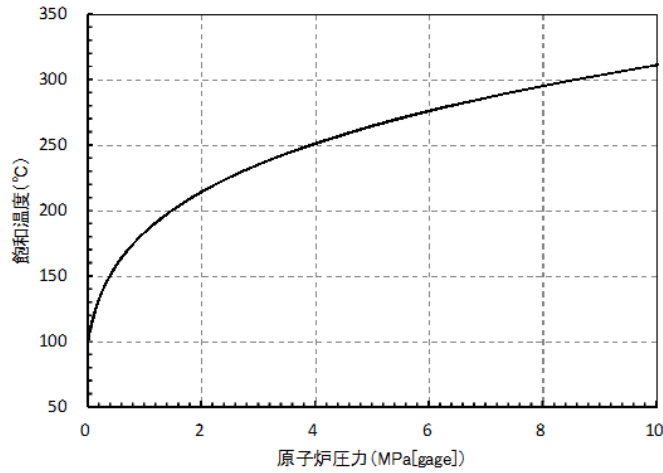


第 58-6-66 図 核計装の概要図

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

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

項目	原子炉圧力容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0～500℃	302℃以下
代替パラメータ	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}
	①原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm） ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）		
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。</p> <p>特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば炉心が過熱状態となり、冷却処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。</p>		
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位が燃料有効長頂部（T A F）以上の場合には、原子炉圧力容器内の水蒸気が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>また、スクラム後、原子炉水位がT A Fに到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能である。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 原子炉水位がT A F以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-1図を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定可能範囲：100℃～約315℃</p>		



飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa _{gage})
311	9.9
312	10.0
313	10.2
314	10.3
315	10.5
316	10.6
317	10.7
318	10.9
319	11.0
350	16.4

第 58-7-1 図 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定

- ① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)
 原子炉水位が T A F 以下の場合には, 原子炉水位が T A F 以下になった時間から発生する崩壊熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。
 (専用入力シートに原子炉水位等を入力することによって温度を推定する。)

推定可能範囲: 全範囲

※推定概要

<推定方法>

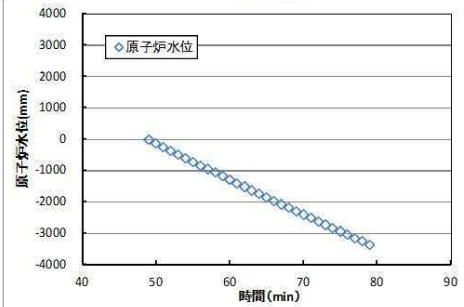
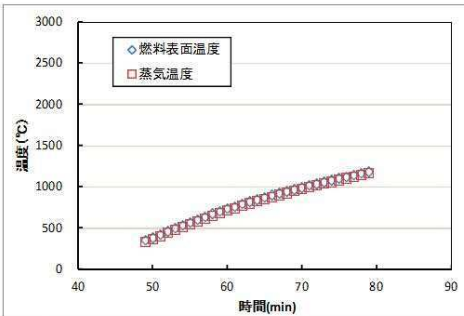
第 58-7-2 図に示すシートに時間 (スクラムからの時間), 原子炉水位を入力することにより, T A F 到達後の崩壊熱から原子炉圧力容器内の温度を推定する。

<注意事項>

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

推定方法

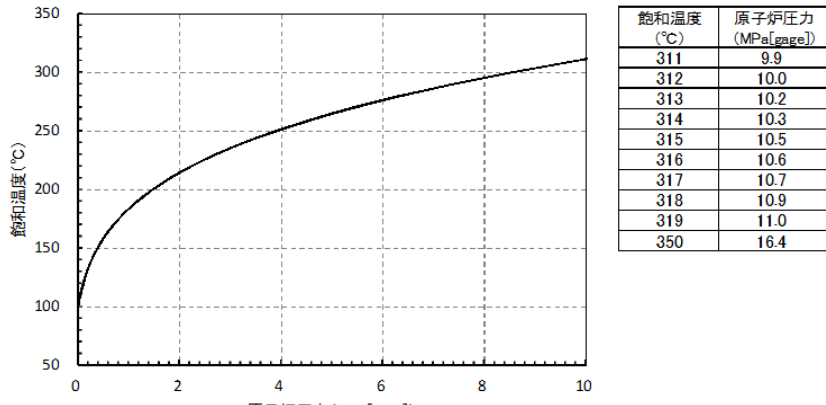
入力		結果		
時間	原子炉水位* (燃料域)	崩壊熱	燃料表面温度	蒸気温度
[min]	[mm]	[MWt]	[°C]	[°C]
49	-25	46.96	352	329
50	-146	46.63	384	361
51	-266	46.33	424	401
52	-386	46.03	463	440
53	-505	45.74	500	477
54	-624	45.45	534	512
55	-741	45.17	570	549
56	-852	44.89	606	584
57	-963	44.62	639	618
58	-1071	44.35	673	652
59	-1185	44.09	706	684
60	-1299	43.83	734	713
61	-1413	43.58	763	742
62	-1526	43.33	792	771
63	-1638	43.08	821	800
64	-1750	42.84	846	826
65	-1862	42.60	872	852
66	-1973	42.37	898	878
67	-2083	42.15	922	902
68	-2193	41.95	945	925
69	-2303	41.75	969	949
70	-2412	41.55	993	973
71	-2521	41.36	1016	996
72	-2629	41.17	1038	1018
73	-2737	40.98	1060	1040
74	-2844	40.80	1081	1061
75	-2951	40.62	1103	1083
76	-3057	40.44	1123	1104
77	-3163	40.26	1143	1124
78	-3269	40.08	1163	1144
79	-3374	39.91	1183	1164
80	-3479	39.74	1203	1184
81	-3584	39.57	1222	1203



第 58-7-2 図 原子炉内燃料温度推定計算シート

推定方法	<p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を推定する。</p>
推定の評価	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域） 原子炉圧力による推定手順は，原子炉水位がT A F以上の場合には，原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し，原子炉圧力容器内の温度は飽和温度／圧力の関係から推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。 原子炉水位がT A F以下の場合には，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため定量的な評価は困難だが，原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。</p> <p>② 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により炉水の温度を計測可能である。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は，炉心の冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（S A），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域））による推定では，温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。原子炉内燃料温度推定計算シートは，輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮していないため，実際の温度より高めに温度が算出される可能性があることを考慮して対応することで，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 原子炉圧力容器の定格圧力：約7MPa [gage]（飽和温度：約287℃）に対して，原子炉圧力の誤差：±91kPa から温度に換算した場合は287±1℃程度，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa から温度に換算した場合は287±1℃程度。</p> <p>代替パラメータ（残留熱除去系熱交換器入口温度）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2 残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差：±3.4℃</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

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

項目	原子炉圧力容器内の圧力																								
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																						
主要 パラメータ	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
	原子炉圧力（S A）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
代替 パラメータ	①原子炉圧力（S A） （原子炉圧力の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（S A）の代替）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下																						
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}																						
	②原子炉水位（S A広帯域） 原子炉水位（S A燃料域）	－3,800mm～1,500mm ^{※1} －3,800mm～1,300mm ^{※2}	－3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}																						
	②原子炉圧力容器温度	0～500℃	302℃以下																						
	※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm） ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことである。																								
推定方法	<p>原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には原子炉圧力（S A）（原子炉圧力（S A）を推定する場合は原子炉圧力にて推定）により推定する。</p> <p>原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度 飽和温度／圧力の関係を利用し、第58-7-3図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉圧力容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。 推定可能範囲：0～約10.3MPa [gage]</p>																								
	 <table border="1" data-bbox="1109 1568 1324 1814"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>311</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>312</td><td>10.0</td></tr> <tr><td>313</td><td>10.2</td></tr> <tr><td>314</td><td>10.3</td></tr> <tr><td>315</td><td>10.5</td></tr> <tr><td>316</td><td>10.6</td></tr> <tr><td>317</td><td>10.7</td></tr> <tr><td>318</td><td>10.9</td></tr> <tr><td>319</td><td>11.0</td></tr> <tr><td>350</td><td>16.4</td></tr> </tbody> </table> <p>図 58-7-3 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定</p>			飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	311	9.9	312	10.0	313	10.2	314	10.3	315	10.5	316	10.6	317	10.7	318	10.9	319	11.0	350	16.4
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])																								
311	9.9																								
312	10.0																								
313	10.2																								
314	10.3																								
315	10.5																								
316	10.6																								
317	10.7																								
318	10.9																								
319	11.0																								
350	16.4																								

推定の評価	<p>① 原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器温度，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A 広帯域），原子炉水位（S A 燃料域） 原子炉圧力容器温度による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>< 誤差による影響について > 原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は，低圧注水選択のための減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を行うことであり，代替パラメータ（原子炉圧力）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（なお，原子炉圧力の凝縮槽及び計装配管内の水が蒸発した場合は，原子炉圧力で-0.144MPa程度，原子炉圧力（S A）で-0.114MPa程度ずれる可能性があり，このずれを考慮した上で対応する。以下，原子炉圧力又は原子炉圧力（S A）を代替パラメータとして用いた場合も同様。） ※1 原子炉圧力の誤差：$\pm 91\text{kPa}$，原子炉圧力（S A）の誤差：$\pm 84\text{kPa}$</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力容器温度）による推定では，温度を圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき，計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 低圧注水選択の判断圧力：0.34MPa [gage]（飽和温度：約147°C），定格圧力：約7MPa [gage]（飽和温度：約287°C）に対して，原子炉圧力容器温度の誤差：$\pm 5.4^\circ\text{C}$から圧力に換算した場合はそれぞれ$0.34 \pm 0.07\text{MPa}$ [gage]程度，$7.0 \pm 0.6\text{MPa}$ [gage]程度。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

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

項目	原子炉圧力容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	-3,800mm～1,400mm ^{※1}
	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※2}	397mm～1,300mm ^{※2}
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	-3,800mm～1,400mm ^{※1}
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※2}	397mm～1,300mm ^{※2}
代替 パラメータ	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800mm～1,500mm ^{※1} -3,800mm～1,300mm ^{※2}	-3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800mm～1,500mm ^{※1} -3,800mm～1,300mm ^{※2}	-3,800mm～1,400mm ^{※1} 397mm～1,300mm ^{※2}
	②高压代替注水系系統流量	0～50L/s	—
	②低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h ^{※3}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h ^{※3}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m ³ /h ^{※4}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h ^{※4}	—
	②代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	—
	②原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	40L/s
	②高压炉心スプレー系系統流量	0～500L/s	438L/s
	②残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
	②低压炉心スプレー系系統流量	0～600L/s	456L/s
	③原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	③サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
		※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm） ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm） ※3 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※4 可搬型設備による対応時に使用	
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。</p> <p>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）（原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）にて推定），②原子炉圧力容器への注水流量（高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，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレー系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレー系系統流量）により原子炉圧力容器内の水位を推定</p>		

<p>推定方法</p>	<p>することができる。また、③原子炉圧力，原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 重大事故等時に，設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し，水位不明と判断した場合は，下記の「② 原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水流量 第 58-7-4 図より原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。</p> <p>原子炉水位変化率 [mm/min] = 原子炉圧力容器注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差 [m³/h] /60 [min] / <input type="text"/></p> <p>原子炉圧力容器レベル換算：<input type="text"/></p> <p>推定可能範囲：全範囲</p> <div data-bbox="443 952 1361 1608" style="border: 1px solid black; height: 293px; margin: 10px 0;"></div> <p>第 58-7-4 図 原子炉圧力容器への注水量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用した水位の推定</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には，逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において，非常用炉心冷却系又は代替の注水系統による原子炉圧力容器への注水により，原子炉水位が主蒸気管高さまで上昇し，逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し，原子炉圧力又は原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧が <input type="text"/> [gage] 以上であれば原子炉圧力容器を満水と推定する。</p>
-------------	---

推定の評価	<p>① 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより，原子炉压力容器内の水位を計測することができ，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>② 原子炉压力容器への注水流量 原子炉压力容器への注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し，原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して，原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力による推定方法は，原子炉水位の計測が困難^{*1}となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており，炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ※1 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に，原子炉圧力とドライウェル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは，計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し，正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお，大規模な破断が発生した場合は，原子炉压力容器の満水を確認することが困難であるため，破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水流量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサブプレッション・プール水位上昇傾向変化により推定する。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉压力容器内の水位を監視する目的は，炉心冷却状態を把握することであり，代替パラメータ（原子炉水位）による推定は，同一物理量からの推定であり，計器誤差^{*2}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm 原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm 原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm 原子炉水位（SA燃料域）の誤差：±41mm</p> <p>代替パラメータ（原子炉压力容器への注水流量）による推定では，崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで，炉心冷却状態の傾向が把握できるため，計器誤差^{*3}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※3 高圧代替注水系系統流量の誤差：±0.5L/s 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の誤差：±4.0m³/h^{*4} 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の誤差 ：±0.7m³/h^{*4} 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の誤差：±2.4m³/h^{*5} 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の誤差 ：±0.7m³/h^{*5}</p> <p>代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.2m³/h 原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±0.5L/s 高圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±4.3L/s 残留熱除去系系統流量の誤差：±5.2L/s 低圧炉心スプレー系系統流量の誤差：±5.2L/s</p> <p>※4 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用する流量 ※5 可搬型設備による対応時に使用する流量</p> <p>代替パラメータ（原子炉圧力，原子炉圧力（SA），サブプレッション・チェンバ圧力）による推定では，計器誤差^{*6}を考慮した差圧誤差は約0.1MPa [gage]であるが，満水時に使用する系統の注水流量の推定手段と併せて原子炉压力容器内の水位傾向を把握することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※6 原子炉圧力の誤差：±91kPa</p>
-------	---

推定の評価	<p>原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

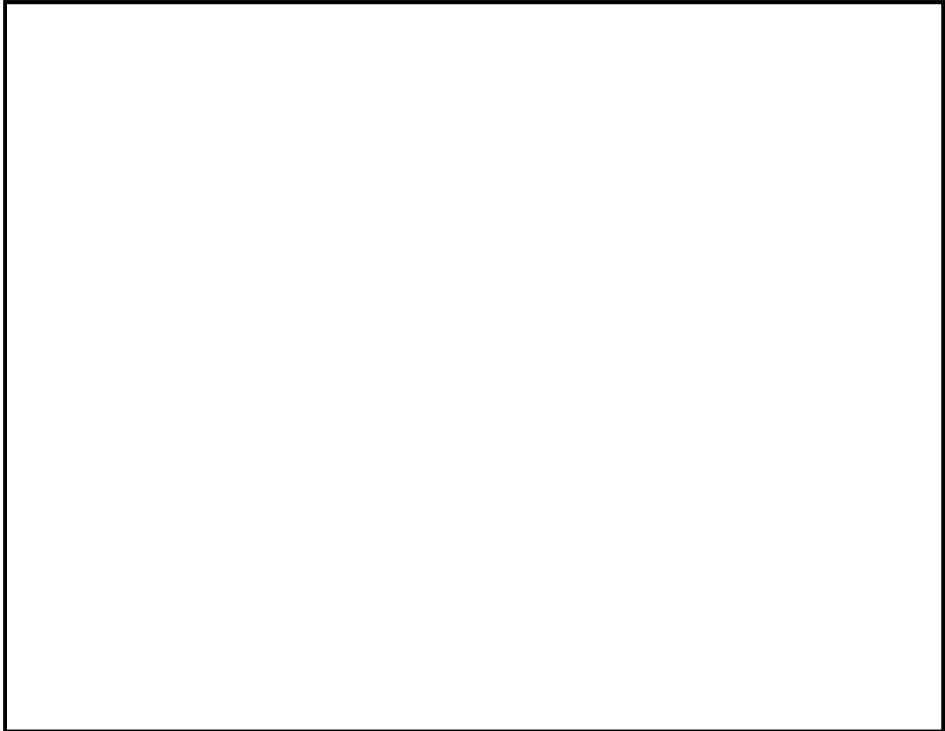

(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）

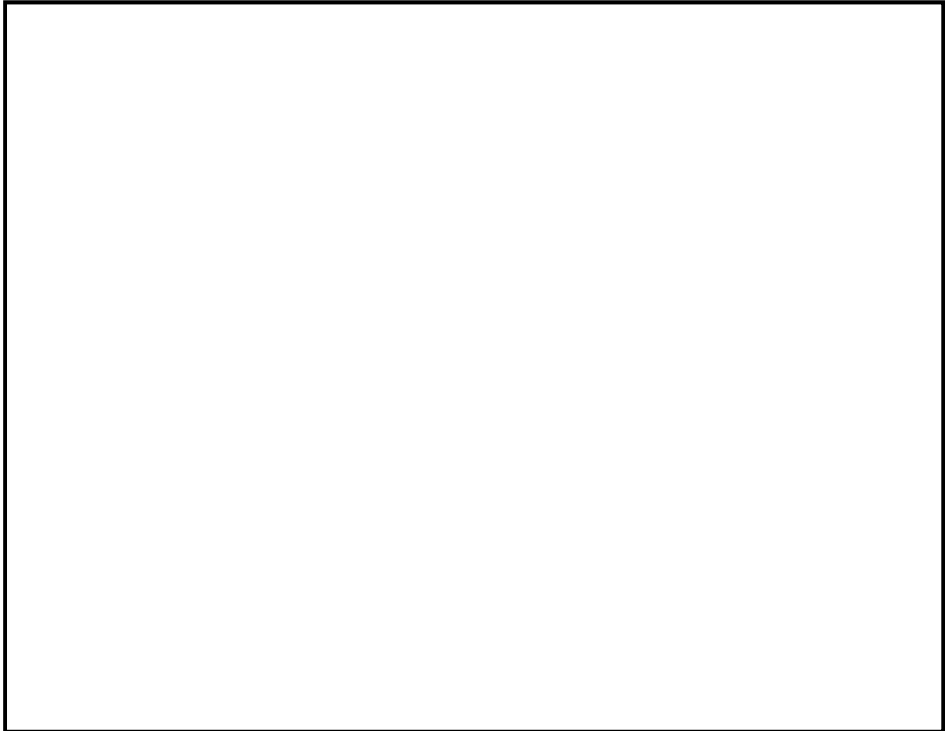

項目	原子炉圧力容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	高压代替注水系系統流量	0～50L/s	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h ^{*1}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h ^{*1}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m ³ /h ^{*2}	—
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h ^{*2}	—
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	—
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	40L/s
	高压炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	438L/s
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
	低压炉心スプレイ系系統流量	0～600L/s	456L/s
代替 パラメータ	①サプレッション・プール水位 （高压代替注水系系統流量，代替循環冷却系原子炉注水流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高压炉心スプレイ系系統流量，残留熱除去系系統流量，低压炉心スプレイ系系統流量の代替）	—1m～9m (EL. 2, 030mm～12, 030mm) ^{*3}	—0.5m～0m (EL. 2, 530mm～3, 030mm) ^{*3}
	①代替淡水貯槽水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～20m	—
	①西側淡水貯水設備水位 （低压代替注水系原子炉注水流量の代替）	0～6.5m	—
	②原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	—3,800mm～1,500mm ^{*4} —3,800mm～1,300mm ^{*5}	—3,800mm～1,400mm ^{*4} 397mm～1,300mm ^{*5}
	②原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	—3,800mm～1,500mm ^{*4} —3,800mm～1,300mm ^{*5}	—3,800mm～1,400mm ^{*4} 397mm～1,300mm ^{*5}
	③常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 （高压代替注水系系統流量の代替）	0～10MPa [gage]	—
	③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 （代替循環冷却系原子炉注水流量の代替）	0～5MPa [gage]	—
	③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 （原子炉隔離時冷却系系統流量の代替）	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	③高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 （高压炉心スプレイ系系統流量の代替）	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	③残留熱除去系ポンプ吐出圧力 （残留熱除去系系統流量の代替）	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]

代替 パラメータ	③ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (低圧炉心スプレイ系系統流量の代 替)	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することである。		
推定方法	<p>原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源であるサブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備並びに注水先の原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① サプレッション・プール水位 サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>原子炉圧力容器注水量 [m³/h] = <input type="text"/> ×1 時間当たりに換算したサブプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]</p> <p>サブプレッション・プール水量レベル換算 : <input type="text"/></p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-5 図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p>		

<p>推定方法</p>	<p>① 代替淡水貯槽水位</p> <p>代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併わせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="501 510 1326 965" style="border: 1px solid black; height: 200px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-6 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位</p> <p>西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併わせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p> <div data-bbox="424 1335 1358 1776" style="border: 1px solid black; height: 200px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-7 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p>
-------------	---

推定方法	<p>② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）</p> <p>(1) 任意の時間における原子炉水位変化率を測定する。</p> <p>(2) 第 58-7-8 図の崩壊熱除去に必要な注水量と(1)で測定した原子炉水位変化率に相当する水量の和（下式参照）により原子炉注水量を算出する。</p> <p>原子炉注水量 [m³/h]</p> <p>= <input type="text"/> × 原子炉水位変化率 [mm/min] × 60 [min]</p> <p>+ 崩壊熱除去に必要な注水量 [m³/h]</p> <p>原子炉圧力容器水量レベル換算 : <input type="text"/></p> <p>推定可能範囲 : 全範囲</p> <div style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第 58-7-8 図 崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用した注水量の推定</p> <p>③ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力</p> <p>高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，注水流量の制御を一定に行うため，各系統のポンプ吐出圧力から運転状態であることを確認することで，定格流量が確保されていることを推定する。</p> <p>上記 2 系統以外の系統流量の監視が不可能となった場合は，各系統のポンプ吐出圧力から各ポンプの注水特性を用いて，系統流量が確保されていることを推定する。</p>
------	---

	
推定方法	<p data-bbox="622 981 1204 1014">第 58-7-9 図 代替循環冷却系ポンプの注水特性</p>  <p data-bbox="590 1843 1236 1877">第 58-7-10 図 高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性</p>

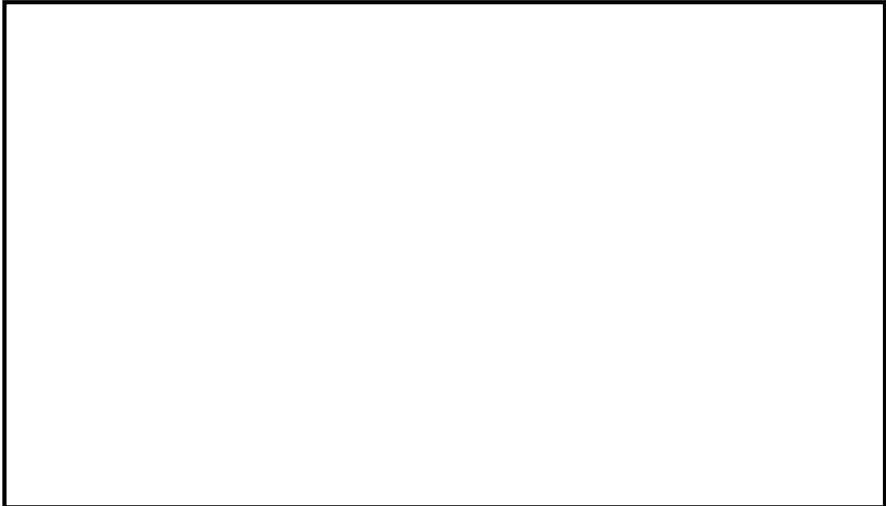
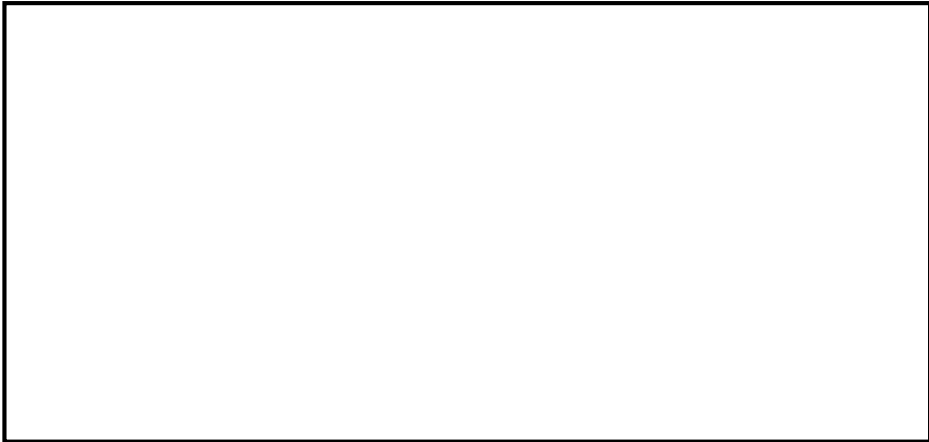
	
	<p>第 58-7-11 図 残留熱除去系ポンプの注水特性</p>
<p>推定方法</p>	
	<p>第 58-7-12 図 低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性</p>

推定の評価	<p>① サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は、サプレッション・チェンバを水源として使用し、かつ、サプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力による推定方法は、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系が注水流量が一定となるよう制御される系統であることを考慮したものであり、ポンプの運転状態を確認することで推定可能である。 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力、残留熱除去系ポンプ吐出圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力による推定方法は、ポンプの吐出圧力と流量の関係から推定する方法であるため、流量の推定に適用できる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（サプレッション・プール水位、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（「サプレッション・プールの水位容量曲線」より、サプレッション・プールの水位の誤差^{※1}から流量に換算した場合は\square程度。「代替淡水貯槽の水位容量曲線」より、代替淡水貯槽の水位の誤差^{※1}から流量に換算した場合は\square程度。「西側淡水貯水設備の水位容量曲線」より、西側淡水貯水設備の水位の誤差^{※1}から流量に換算した場合は\square程度。）</p> <p>※1 サプレッション・プール水位の誤差：±8.0cm、代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm、西側淡水貯水設備水位の誤差：±4.7cm</p> <p>代替パラメータ（原子炉水位）による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備によって原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2 原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm、原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm、原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm、原子炉水位（SA燃料域）の誤差：±41mm</p>
-------	--

<p>推定の評価</p>	<p>代替パラメータ（常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力）による推定では，流量が一定で制御される系統であることを考慮すると，計器誤差の推定結果への影響を考慮せず，重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ（代替循環冷却系ポンプ吐出圧力，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力，残留熱除去系ポンプ吐出圧力，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力）による推定では，計器誤差^{※3}を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば残留熱除去系については，「残留熱除去系ポンプの注水特性」より，流量 $1,690\text{m}^3/\text{h}$ の場合，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差（$\pm 35\text{kPa}$）から流量に換算した場合は $1,690\pm 60\text{m}^3/\text{h}$ 程度である。）</p> <p>※3 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差：$\pm 40\text{kPa}$，高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差：$\pm 86\text{kPa}$，残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差：$\pm 35\text{kPa}$，低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差：$\pm 35\text{kPa}$</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

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

項目	原子炉格納容器への注水量		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h ^{*1}	—
	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量（可搬ライン用）	0～500m ³ /h ^{*2}	—
	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量	0～200m ³ /h	—
代替 パラメータ	①代替淡水貯槽水位	0～20m	—
	①西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	—
	②サプレッション・プール水位 （低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量の代替）	-1m～9m (EL. 2,030mm～12,030mm) ※3	-0.5m～0m (EL. 2,530mm～3,030mm) ※3
	②格納容器下部水位 （低圧代替注水系格納容器下部注 水流量の代替）	+1.05m ^{*4,*5} (EL. 12,856mm)	—
		+0.50m, +0.95m ^{*4,*6} (EL. 12,306mm, 12,756mm)	—
		+2.25m, +2.75m ^{*4,*7} (EL. 14,056mm, 14,556mm)	—
	※1 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※2 可搬型設備による対応時に使用 ※3 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm） ※4 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ ※5 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） ※6 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水 位計） ※7 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計）		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器への注水量を推定することができる。</p> <p>低圧代替注水系格納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合には、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位より注水量を推定する。また、注水先のサプレッション・プール水位又は格納容器下部水位により注水量を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併わせて確認する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>		

推定方法	
	<p style="text-align: center;">第 58-7-13 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併わせて確認する。</p> <p style="text-align: center;">推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p style="text-align: center;">第 58-7-14 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p> <p>② サプレッション・プール水位（低圧代替注水系格納容器スプレイ流量の代替） サプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> <p>原子炉格納容器注水量 [m³/h] = <input type="text"/> ×1 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]</p> <p>サプレッション・プール水量レベル換算：<input type="text"/></p>

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="496 215 1305 736" style="border: 1px solid black; width: 500px; height: 230px; margin: 0 auto;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-15 図 サプレッション・プールの水位容量曲線</p> <p>② 格納容器下部水位（低圧代替注水系格納容器下部注水流量の代替） ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水した場合は、格納容器下部水位の上昇量から注水流量を推定する。 具体的には、ペDESTAL（ドライウエル部）の平面積（約 30m²）と格納容器下部水位の値から注水量を算出し、注水時間から注水流量を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は、代替淡水貯槽を水源として使用し、かつ、代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態による影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>① 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は、西側淡水貯水設備を水源として使用し、かつ、西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態による影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水位による推定方法は、他の系統からのサプレッション・プールへの注水流量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>② 格納容器下部水位 ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水目的は、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却するため、通常運転時及び原子炉圧力容器破損前確保水位（+1.05m）、原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）高さ（+0.5m, +0.95m）及び原子炉圧力容器破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）高さ（+2.25m, +2.75m）が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握できる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを把握することであり、代替パラメータ（代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>

<p>推定の評価</p>	<p>(「代替淡水貯槽の水位容量曲線」より、代替淡水貯槽の水位の誤差^{※1}から流量に換算した場合は [] 程度。「西側淡水貯水設備の水位容量曲線」より、西側淡水貯水設備の水位の誤差^{※1}から流量に換算した場合は [] 程度。)</p> <p>※1 代替淡水貯槽水位の誤差：±16cm 西側淡水貯水設備水位の誤差：±4.7cm</p> <p>代替パラメータ（サプレッション・プール水位、格納容器下部水位）による推定では、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※2 サプレッション・プール水位の誤差：±8.0cm 格納容器下部水位の誤差：±10mm</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	--

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

項目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	104℃以下
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	格納容器下部水温	0～500℃ ^{※1} (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{※2}	—
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～200℃	104℃以下
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (サブプレッション・プール水温度の代替)	0～200℃	104℃以下
	②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の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	※1 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器） ※2 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力、原子炉格納容器内温度（原子炉格納容器内の他の計測箇所）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して第 58-7-16 図よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃～170℃</p>		

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="523 241 1294 788" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>Approximate data points from the saturation temperature/pressure graph</caption> <thead> <tr> <th>Pressure (kPa[abs])</th> <th>Saturation Temperature (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>100</td><td>100</td></tr> <tr><td>200</td><td>120</td></tr> <tr><td>300</td><td>135</td></tr> <tr><td>400</td><td>145</td></tr> <tr><td>500</td><td>155</td></tr> <tr><td>600</td><td>162</td></tr> <tr><td>700</td><td>168</td></tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="555 813 1273 842">第 58-7-16 図 飽和温度／圧力の関係を利用した温度の推定</p> <p data-bbox="411 904 1422 996">① サプレッション・チェンバ雰囲気温度， サプレッション・プール水温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度， サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には，以下のとおり代替パラメータにより推定する。</p> <ul data-bbox="453 1032 1422 1211" style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・プール水温度により推定する。 ・サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合には，サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態であると仮定し，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により推定する。 <p data-bbox="411 1247 911 1308">② サプレッション・チェンバ圧力 ①ドライウエル圧力の推定方法と同様。</p>	Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)	100	100	200	120	300	135	400	145	500	155	600	162	700	168
Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)																
100	100																
200	120																
300	135																
400	145																
500	155																
600	162																
700	168																
<p>推定の評価</p>	<p data-bbox="411 1373 1422 1554">① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過温破損防止に係る必要な情報を得ることができる。</p> <p data-bbox="411 1590 1422 1682">① サプレッション・チェンバ雰囲気温度， サプレッション・プール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより，原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p data-bbox="411 1718 823 1778">② サプレッション・チェンバ圧力 ①ドライウエル圧力と同様。</p> <p data-bbox="411 1839 1422 2020"><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は，原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することであり，代替パラメータ（ドライウエル圧力及びサプレッション・チェンバ圧力）による推定は，温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき，計器誤差を考慮した上で対応することにより，重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa [gage]（飽和温度：約</p>																

<p>推定の評価</p>	<p>145℃) に対して、原子炉格納容器内圧力の誤差±8.0kPa から温度に換算した場合は 145±1℃程度)</p> <p>代替パラメータ (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度, サプレッション・プール水温度) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃ サブプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器温度は低くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
--------------	--

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

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
代替パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①ドライウエル圧力 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	171℃以下
	②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・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	104℃以下
	③ [ドライウエル圧力] ※1 （ドライウエル圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③ [サブプレッション・チェンバ圧力] ※1 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、原子炉格納容器内温度により原子炉格納容器内圧力を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する（サブプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウエル圧力にて推定）。</p> <p>② 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 原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58-7-17 図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。</p> <p>推定可能範囲：0.10MPa [abs] ～0.71MPa [abs]</p>		

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="523 210 1294 757" data-label="Figure"> <table border="1"> <caption>Approximate data points from the saturation temperature/pressure graph</caption> <thead> <tr> <th>Pressure (kPa[abs])</th> <th>Saturation Temperature (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>100</td><td>100</td></tr> <tr><td>200</td><td>120</td></tr> <tr><td>300</td><td>135</td></tr> <tr><td>400</td><td>145</td></tr> <tr><td>500</td><td>155</td></tr> <tr><td>600</td><td>162</td></tr> <tr><td>700</td><td>168</td></tr> </tbody> </table> </div> <p>第 58-7-17 図 飽和温度／圧力の関係を利用した圧力の推定</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [サブプレッション・チェンバ圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより，推定する。</p>	Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)	100	100	200	120	300	135	400	145	500	155	600	162	700	168
Pressure (kPa[abs])	Saturation Temperature (°C)																
100	100																
200	120																
300	135																
400	145																
500	155																
600	162																
700	168																
<p>推定の評価</p>	<p>① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内のドライウエル側又はサブプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。 なお，格納容器スプレイ（D/Wスプレイ）時は，サブプレッション・チェンバ圧力 > ドライウエル圧力の関係になるため，真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。（代替循環冷却系運転時や格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動）また，サブプレッション・チェンバ側の除熱（格納容器ベント（S/C側ベント）やサブプレッション・プール冷却等）を実施するときは，サブプレッション・チェンバ圧力 < ドライウエル圧力の関係になるため，ドライウエル側からベント管を通してサブプレッション・チェンバ側へ圧力がかかるため，ドライウエル圧力からサブプレッション・プール水頭圧分を除いた値がサブプレッション・チェンバ圧力と同じ挙動を示す。（例えば，通常水位（サブプレッション・チェンバ床面から約 7m）のとき，水頭圧は約 69kPa であり，ドライウエル圧力=サブプレッション・チェンバ圧力+69kPa の関係）（例えば，外部水源注水制限水位（サブプレッション・チェンバ床面から約 13.5m）のとき，水頭圧は約 133kPa であり，ドライウエル圧力=サブプレッション・チェンバ圧力+133kPa の関係）</p> <p>② 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 ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [サブプレッション・チェンバ圧力] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器の圧力を計測することにより，原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p>																

<p>推定の評価</p>	<p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することであり、代替パラメータ（ドライウエル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力）による推定は、同一物理量からの推定であり、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 ドライウエル圧力の誤差：±8.0kPa，サブプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa</p> <p>代替パラメータ（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）による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（例えば、原子炉格納容器内圧力約 0.31MPa [gage]（飽和温度：約 145℃）に対して、原子炉格納容器内の温度の誤差は、ドライウエル雰囲気温度で±3.5℃，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度で±2.2℃，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は、ドライウエル圧力で 0.31±0.04MPa [gage] 程度，サブプレッション・チェンバ圧力で 0.31±0.03MPa [gage] 程度。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は窒素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全な飽和状態にはなっておらず、非凝縮性ガスの方が水蒸気（水）より比熱が小さく、原子炉格納容器内の温度が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p>
--------------	--

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

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サブプレッション・プール水位	-1m~9m (EL. 2,030mm~12,030mm) ※2	-0.5m~0m (EL. 2,530mm~3,030mm) ※2
	格納容器下部水位	+1.05m ^{※3,※4} (EL. 12,856mm)	—
		+0.50m, +0.95m ^{※3,※5} (EL. 12,306mm, 12,756mm)	—
		+2.25m, +2.75m ^{※3,※6} (EL. 14,056mm, 14,556mm)	—
代替 パラメータ	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m ³ /h ^{※7}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~80m ³ /h ^{※7}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~300m ³ /h ^{※8}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~80m ³ /h ^{※8}	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量(常設ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m ³ /h ^{※7}	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレ イ流量(可搬ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0~500m ³ /h ^{※8}	—
	① 低圧代替注水系格納容器下部注 水流量	0~200m ³ /h	—
	② 代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	② 西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	—
	③ ドライウェル圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③ サブプレッション・チェンバ圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③ [格納容器下部雰囲気温度] ^{※1} (格納容器下部水位の代替)	0~500℃	—

<p>代替 パラメータ</p>	<p>※2 基準点は通常運転水位：EL. 3, 030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm） ※3 ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ ※4 R P V破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計） ※5 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計） ※6 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2m の場合）（満水管理水位計） ※7 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用 ※8 可搬型設備による対応時に使用</p>
<p>計測目的</p>	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のサプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウエル部）水位を確認することである。</p>
<p>推定方法</p>	<p>原子炉格納容器内の主要パラメータであるサプレッション・プール水位、格納容器下部水位の計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量又は低圧代替注水系格納容器下部注水流量、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、サプレッション・プールの水位を推定する。また、サプレッション・チェンバとドライウエルの差圧によりサプレッション・プールの水位を推定できる。 ・格納容器下部水位の監視が不可能となった場合には、低圧代替注水系格納容器下部注水流量、水源である代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の水位変化により、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定できる。また、デブリの冠水状態を格納容器下部雰囲気温度により推定できる。 <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量 低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系納容器スプレイ流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量から注水量を算出し、注水先であるサプレッション・プール水位又はペDESTAL（ドライウエル部）水位を推定する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・プール水位 $1 \text{ 時間あたりに換算したサプレッション・プール水位の上昇量 [cm/h]} = \frac{\text{格納容器スプレイ流量 [m}^3\text{/h]}}{\text{[]}}$ <p>推定可能範囲：通常水位～約 15m（サプレッション・チェンバ側ベントライン付近）</p> <p>サプレッション・プール水量レベル換算：[]</p>



第 58-7-18 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

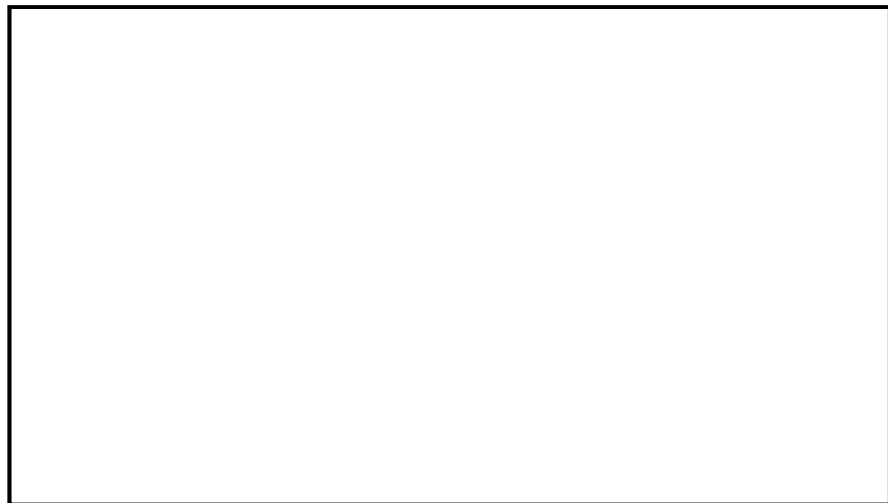
- ・ 格納容器下部水位
 1 時間あたりに換算したペDESTAL（ドライウエル部）水位の上昇量 [cm/h]
 = 格納容器下部注水量 [m³/h] /

推定可能範囲：0m 以上

ペDESTAL（ドライウエル部）水量レベル換算：

推定方法

- ② 代替淡水貯槽水位
 代替淡水貯槽水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から、原子炉格納容器内の水位を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。



第 58-7-19 図 代替淡水貯槽水位容量曲線

- ② 西側淡水貯水設備水位
 西側淡水貯水設備水位の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水を原子炉格納容器内圧力・温度にて併せて確認する。

<p>推定方法</p>	<div data-bbox="438 212 1380 660" style="border: 1px solid black; height: 200px; margin-bottom: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-20 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p> <p><ベント判断基準> サプレッション・プール水位不明時は、代替パラメータ（低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量，代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサプレッション・プールへ移行する場合は想定し，想定した値からベント実施判断基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m（ベントライン下端から-1.64m）の到達確認をもって，ベントを実施する。</p> <p>③ ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差圧から求める水頭圧力より原子炉格納容器内の水位を推定する。</p> <p style="margin-left: 40px;">$h1 \approx P_s - P_d + 12m$ $h1$：格納容器内水位，P_s：サプレッション・チェンバ圧力，P_d：ドライウェル圧力</p> <p style="margin-left: 40px;">推定可能範囲：約 12m～15.1m</p> <p>④ 格納容器下部雰囲気温度 R P V破損後のデブリ少量落下時の注水の判断として，格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合，デブリからの放射熱等により温度が上昇）を計測することで，デブリの冠水状態を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部注水流量による推定方法は，直前まで判明していた原子炉格納容器水位に水位変換率と注水流量を考慮した推定としており，水位確認に適用できる。</p> <p>② 代替淡水貯槽水位 代替淡水貯槽水位による推定方法は，代替淡水貯槽を水源として使用し，かつ，代替淡水貯槽を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 西側淡水貯水設備水位 西側淡水貯水設備水位による推定方法は，西側淡水貯水設備を水源として使用し，かつ，西側淡水貯水設備を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は，水源の水位変化から求めるものであり，プラント状態に影響を受けるものではないため，プラント状態に依存することなく適用できる。</p>

推定の評価	<p><ベント判断基準></p> <p>ベント判断基準を目的とする場合は、代替パラメータ（低压代替注水系原子炉注水流量、低压代替注水系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、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位）から算出した水量が全てサブプレッション・プールへ移行する場合を想定しており、サブプレッション・プール水位の計測目的から考えると保守的な評価となり問題ない。</p> <p>③ ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力</p> <p>計測範囲が限定されるものの、原子炉格納容器内の水位は上記①、②（低压代替注水系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、代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水設備水位）で推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>④ 格納容器下部雰囲気温度</p> <p>当該計器は自主対策設備であるが、重大事故等時に計測が可能な場合は、格納容器下部雰囲気温度（デブリが露出した場合、デブリからの輻射熱等により温度が上昇）を計測することで、デブリの冠水状態を推定可能である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、格納容器ベントを実施する際のサブプレッション・プール水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するためのペDESTAL（ドライウェル部）水位を確認することである。</p> <p>代替パラメータ（低压代替注水系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）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（低压代替注水系格納容器スプレイ流量については、誤差±4.0m³/hから、サブプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約 [] であり、有効性評価における約 28 時間ベントを想定すると誤差は約 []。低压代替注水系格納容器下部注水流量については、誤差±1.6m³/hから、ペDESTAL（ドライウェル部）の水位に換算した場合の誤差は約 [] であり、有効性評価における 80m³/h、約 20 分での水張りを想定すると誤差は約 []）</p> <p>代替パラメータ（代替淡水貯槽水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（代替淡水貯槽水位の誤差±16cm から注水量に換算した場合の誤差は約 [] で、サブプレッション・プール水位に換算すると約 [] であり、有効性評価における約 28 時間ベントを想定すると誤差は約 [] また、格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約 []）</p> <p>代替パラメータ（西側淡水貯水設備水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（西側淡水貯水設備水位の誤差±4.7cm から注水量に換算した場合の誤差は約 [] で、サブプレッション・プール水位に換算すると約 [] であり、有効性評価における約 28 時間ベントを想定すると誤差は約 [] また、格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約 []）</p> <p>代替パラメータ（ドライウェル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力）による推定では、ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧の関係から推定するため、誤差は他の推定手段の誤差と比較して大きくなるが、他の推定手段と併せて原子炉格納容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の誤差±8.0kPa から、原子炉格納容器内の水位に換算した場合の誤差は約±1.63m。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

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

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内水素濃度（SA）	0～100vol%	約3.3vol%以下
代替パラメータ	① [格納容器内水素濃度] ※1	0～20vol% / 0～100vol%	約3.3vol%以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① [格納容器内水素濃度] 常用計器で格納容器内水素濃度を計測することにより、推定する。</p>		
推定の評価	<p>① [格納容器内水素濃度] 監視可能であれば常用計器で原子炉格納容器内の水素濃度を計測することができる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じるおそれのある濃度にあるか確認することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度の誤差：±1.7vol%）を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

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

項目	原子炉格納容器内の放射線量率		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） （格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）の代替）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） （格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の代替）	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）の計測が困難になった場合、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の計測が困難になった場合は格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）により推定する。 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）により推定する。</p>		
推定の評価	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C） 同じ仕様の検出器で放射線量率を計測することにより、炉心損傷の推定に必要な情報を得ることができる。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷を推定することであり、代替パラメータ（格納容器雰囲気放射線モニタ）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の放射線量率の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		

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

※1 有効監視パラメータ

項目	未臨界の維持又は確認		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	起動領域計装	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約19倍
	平均出力領域計装	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約19倍
	[制御棒操作監視系] ※1	全挿入～全引抜	—
代替 パラメータ	①平均出力領域計装 (起動領域計装, [制御棒操作監視系] ※の代替)	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約19倍
	①起動領域計装 (平均出力領域計装, [制御棒操作監視系] ※の代替)	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は0～125% $(1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の 約19倍
	② [制御棒操作監視系] ※1 (起動領域計装, 平均出力領域計装の代替)	全挿入～全引抜	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認することである。		
推定方法	<p>未臨界を監視する主要パラメータである起動領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装（平均出力領域計装を推定する場合は起動領域計装にて推定）により推定する。</p> <p>制御棒操作監視系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 起動領域計装, 平均出力領域計装 起動領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域計装により推定する。 平均出力領域計装の計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域計装により推定する。</p> <p>② [制御棒操作監視系] 全制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</p>		
推定の評価	① 起動領域計装, 平均出力領域計装 起動領域計装又は平均出力領域計装による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。		

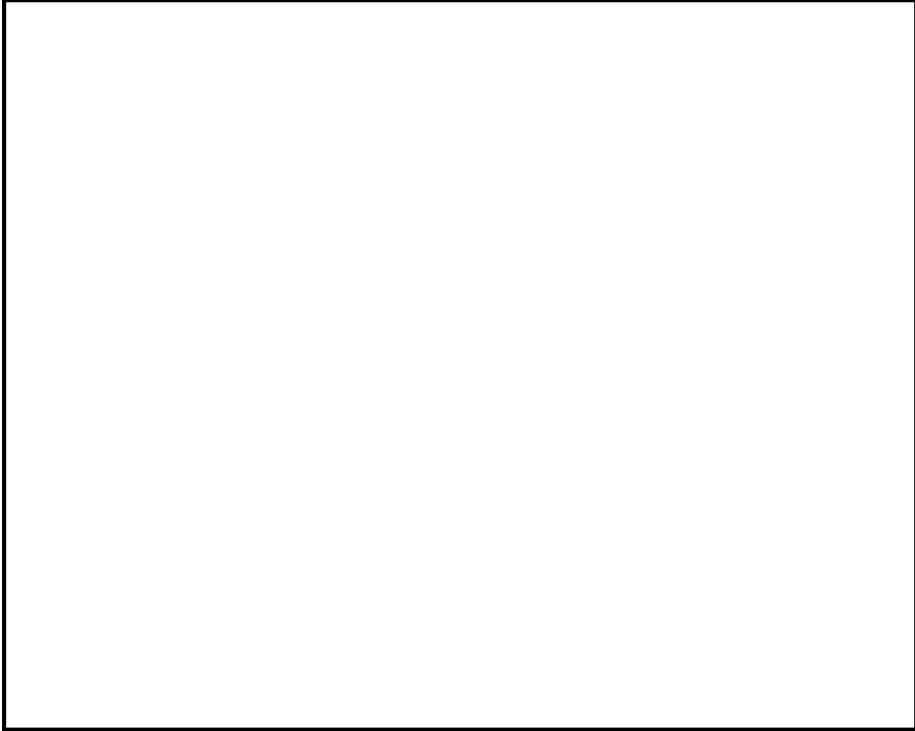
推定の評価	<p>② [制御棒操作監視系]</p> <p>制御棒は、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ（起動領域計装、平均出力領域計装）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 起動領域計装の誤差：$7.3 \times 10^{N-1} \text{cps} \sim 1.38 \times 10^N \text{cps}$ (N：-1～6 又は±2.0%) 平均出力領域計装の誤差：±2.7%</p> <p>代替パラメータ（制御棒操作監視系）による推定は、制御棒の位置からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

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

項目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系		
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m ³ /h	—
	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	180mm～5, 500mm	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	—
		10 ⁻³ mSv/h～10 ⁴ mSv/h	—
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² mSv/h～10 ⁵ mSv/h	—
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下
残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s	
代替 パラメータ	代替循環冷却系		
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・プール水温度, 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃以下
	①残留熱除去系熱交換器出口温度 （代替循環冷却系ポンプ入口温度の代替）	0～300℃	182℃以下
	①代替循環冷却系原子炉注水流量 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～150m ³ /h	—
	②サブプレッション・プール水温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃以下
	②ドライウェル雰囲気温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～300℃	171℃以下
	格納容器圧力逃がし装置		
①ドライウェル圧力 （フィルタ装置圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	

代替 パラメータ	①サプレッション・チェンバ圧力 (フィルタ装置圧力の代替)	0~1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①フィルタ装置圧力 (フィルタ装置スクラビング水温度の代替)	0~1MPa [gage]	—
	②フィルタ装置スクラビング水温度 (フィルタ装置圧力の代替)	0~300℃	—
	②格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置入口水素濃度の代替)	0~100vol%	約 3.3vol% 以下
	残留熱除去系		
	①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	302℃ 以下
	①サプレッション・プール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	104℃ 以下
	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	182℃ 以下
	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (残留熱除去系系統流量の代替)	0~4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	②残留熱除去系海水系系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~550L/s	493L/s
	②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~800m ³ /h	—
	②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~50m ³ /h	—
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することである。</p> <p>なお、最終ヒートシンクの確保は、プラントの状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。</p>		
推定方法	<p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッション・プール水温度</p> <p>① サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>サプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあると仮定し、サプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサプレッション・プール水温度を推定する。</p> <p>(2) 代替循環冷却系ポンプ入口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。</p>		

推定方法	<p>(3) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p> <p>① 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプの設計流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を推定する。</p> <p>② サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度 代替循環冷却系による冷却において，代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は，サプレッション・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>2. 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) フィルタ装置圧力</p> <p>① ドライウェル圧力，サプレッション・チェンバ圧力 フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は，ドライウェル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 (第 50 条 補足 50-12 別紙 14 参照)</p> <p>② フィルタ装置スクラビング水温度 飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。</p> <p>(2) フィルタ装置スクラビング水温度</p> <p>① フィルタ装置圧力 飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。</p> <p>(3) フィルタ装置入口水素濃度</p> <p>① 格納容器内水素濃度 (S A) フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度 (S A) により推定する。</p> <p>3. 残留熱除去系</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>① 原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>② 残留熱除去系海水系系統流量，緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)，緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 残留熱除去系系統流量</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。</p>
------	---

<p>推定方法</p>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; display: flex; align-items: center; justify-content: center;">  </div> <p style="text-align: center;">第 58-7-21 図 残留熱除去系ポンプによる注水特性</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 代替循環冷却系</p> <p>(1) サプレッション・プール水温度</p> <p>① サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>サプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様の温度計で計測することにより、サプレッション・プール水温度を推定でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃)</p> <p>(2) 代替循環冷却系ポンプ入口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>代替循環冷却系ポンプは残留熱除去系熱交換器出口側を吸い込み口としていることから、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定することができる。</p> <p>(3) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量</p> <p>① 代替循環冷却系原子炉注水流量</p> <p>代替循環冷却系は、原子炉注水と格納容器スプレイの流量の合計が 250m³/h 以上となるよう設計することから、250m³/h と代替循環冷却系原子炉注水流量の差分から格納容器スプレイ流量を推定することができる。(代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.2m³/h)</p> <p>② サプレッション・プール水温度，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度</p> <p>除熱対象であるサプレッション・プール水温度，ドライウエル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の低下傾向を確認することができれば，除熱が適切に行われていることを確認することができ，最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(サプレッション・プール水温度の誤差：±2.1℃，ドライウエル雰囲気温度の誤差：±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度の誤差：±2.2℃)</p>

推定の評価	<p>2. 格納容器圧力逃がし装置</p> <p>(1) フィルタ装置圧力</p> <p>① ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェル圧力, サプレッション・チェンバ圧力の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ, フィルタ装置入口圧力を推定する。(ドライウェル圧力の誤差: $\pm 8.0\text{kPa}$, サプレッション・チェンバ圧力の誤差: $\pm 8.0\text{kPa}$)</p> <p>② フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置スクラビング水温度による推定手順は, フィルタ装置内が飽和状態にあることが限定されるものの, 最終ヒートシンクの確保の確認は, 上記①のできるため, 事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(2) フィルタ装置スクラビング水温度</p> <p>① フィルタ装置圧力 フィルタ装置圧力による推定手順は, フィルタ装置内が飽和状態にあることが限定されるものの, 最終ヒートシンクの確保の確認は, 上記(1)①のできるため, 事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(3) フィルタ装置入口水素濃度</p> <p>① 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 (SA) による推定は, それぞれ異なる測定原理で計測することから, 推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度 (SA) の誤差: $\pm 1.7\text{vol}\%$)</p> <p>3. 残留熱除去系</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>① 原子炉圧力容器温度, サプレッション・プール水温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度, サプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: $\pm 5.4^\circ\text{C}$, サプレッション・プール水温度の誤差: $\pm 2.1^\circ\text{C}$)</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>① 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から, 残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。(残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差: $\pm 3.4^\circ\text{C}$)</p> <p>② 残留熱除去系海水系系統流量, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器), 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) 残留熱除去系海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(残留熱除去系海水系系統流量の誤差: $\pm 4.8\text{L/s}$, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) の誤差: $\pm 6.4\text{m}^3/\text{h}$, 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) の誤差: $\pm 0.4\text{m}^3/\text{h}$)</p> <p>(3) 残留熱除去系系統流量</p> <p>① 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力による推定方法は, 残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し, プラントの状態を考慮した推定としており, 原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用できる。(「残留熱除去系ポンプの注水特性」より, 例えば流量 $1,690\text{m}^3/\text{h}$ に対して, 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差 ($\pm 35\text{kPa}$) から流量に換算した場合は $1,690 \pm 60\text{m}^3/\text{h}$ 程度である。なお, 原子炉圧力容器温度, サプレッション・プール水温度の低下傾向を併せて確認することで, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。)</p>
-------	--

推定の評価	<p>最終ヒートシンクの確保の監視の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上により、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

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

※1 有効監視パラメータ

項目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	原子炉建屋内の状態		
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
	代替 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態	
①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域），原子炉 水位（SA燃料域），原子炉圧力，原 子炉圧力（SA）の代替）		-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位 （燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力 （SA）の代替）		-3,800mm～1,500mm ^{※2} -3,800mm～1,300mm ^{※3}	-3,800mm～1,400mm ^{※2} 397mm～1,300mm ^{※3}
①原子炉圧力 （原子炉圧力（SA）の代替）		0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力の代替）		0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
②原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力，原子炉圧力（SA） の代替）		0～500℃	302℃以下
原子炉格納容器内の状態			
①ドライウエル圧力 （ドライウエル雰囲気温度の代替）		0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
①サプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）		0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）		0～300℃	171℃以下

代替 パラメータ	③ [ドライウェル圧力] ※ ¹ (ドライウェル圧力の代替)	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	原子炉建屋内の状態		
	①原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力 (S A)	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	② [エリア放射線モニタ] ※ ¹	10 ⁻⁴ mSv/h～10 ⁰ mSv/h 10 ⁻³ mSv/h～10 ¹ mSv/h 10 ⁻² mSv/h～10 ² mSv/h 10 ⁰ mSv/h～10 ⁴ mSv/h	—
※2 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm) ※3 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスを監視する目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生したことを確認することである。 なお、格納容器バイパス発生監視は、プラントの状態を監視することで確認でき、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。		
推定方法	1. 原子炉圧力容器内の状態 ①原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 ①原子炉圧力, 原子炉圧力 (S A) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 ②原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉圧力容器温度 飽和温度/圧力の関係を利用し、第 58-7-3 図を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0～約 10.3MPa [gage] 2. 原子炉格納容器内の状態 ①ドライウェル圧力 ドライウェル圧力が過去の温度, 圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば, 飽和温度/圧力の関係を利用して第 58-7-16 図よりドライウェル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100℃～170℃ ①サプレッション・チェンバ圧力 ドライウェルとサプレッション・チェンバは, 真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから, ドライウェル圧力の計測が困難になった場合, サプレッション・チェンバ圧力により推定する (サプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウェル圧力にて推定)。 ②ドライウェル雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度, 圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば, 飽和温度/圧力の関係を利用して第 58-7-17 図よりドライウェル圧力の推定を行う。 推定可能範囲: 0.10MPa [abs] ～0.71MPa [abs] ③ [ドライウェル圧力] 常用計器でドライウェル圧力を計測することにより, 推定する。		

<p>推定方法</p>	<p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 格納容器バイパスが発生した場合は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で，高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち，隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断する事象を想定していることから，原子炉圧力，原子炉圧力（S A）により推定する。</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ，適用可能である。 （原子炉水位（S A広帯域）の誤差：±43mm，原子炉水位（S A燃料域）の誤差：±41mm，原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm，原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm）</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ，適用可能である。 （原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa）</p> <p>②原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器による推定手順は，原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの，原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため，事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能である。（ドライウエル圧力の誤差：±8.0kPa）</p> <p>①サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内のサプレッション・チェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ，適用可能である。（サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa）</p> <p>②ドライウエル雰囲気温度 ドライウエル雰囲気温度による推定手順は，原子炉格納容器内が飽和状態にある場合に限定される。ただし，重大事故等時の有効性評価（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））において，事象初期に一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの，その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから，適用可能である。（例えば，原子炉格納容器内圧力約0.31MPa [gage]（飽和温度：約145℃）に対して，原子炉格納容器内の温度の誤差は，ドライウエル雰囲気温度で±3.5℃，サプレッション・チェンバ雰囲気温度で±2.2℃，それぞれの誤差から圧力に換算した場合は，ドライウエル圧力で0.31±0.03MPa [gage]程度，サプレッション・チェンバ圧力で0.31±0.02MPa [gage]程度。）</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 監視可能であれば常用計器でドライウエル圧力を計測することができる。</p>

推定の評価	<p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力，原子炉圧力（S A） 格納容器バイパスが発生した場合（発生箇所の隔離まで）は，原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから，破断検知をする上で適用可能である。（原子炉圧力の誤差：±91kPa，原子炉圧力（S A）の誤差：±84kPa）</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握するにより，格納容器バイパスが発生したことを推定することができ，適用可能である。</p> <p>以上より，これらの代替パラメータによる推定で，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	---

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

項目	水源の確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サプレッション・プール水位	-1m~9m (EL. 2,030mm~12,030mm) ※1	-0.5m~0m (EL. 2,530mm~3,030mm) ※1
	代替淡水貯槽水位	0~20m	—
	西側淡水貯蔵設備水位	0~6.5m	—
代替 パラメータ	① 高圧代替注水系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	—
	① 代替循環冷却系原子炉注水流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~150m ³ /h	—
	① 原子炉隔離時冷却系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~50L/s	40L/s
	① 高圧炉心スプレイ系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~500L/s	438L/s
	① 残留熱除去系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	470L/s
	① 低圧炉心スプレイ系系統流量 (サプレッション・プール水位の代替)	0~600L/s	456L/s
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m ³ /h ^{*2}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~80m ³ /h ^{*2}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~300m ³ /h ^{*3}	—
	① 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~80m ³ /h ^{*3}	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m ³ /h ^{*2}	—
	① 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~500m ³ /h ^{*3}	—
	① 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 (代替淡水貯槽水位，西側淡水貯蔵設備水位の代替)	0~200m ³ /h	—

代替 パラメータ	②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～10MPa [gage]	—
	②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～5MPa [gage]	—
	②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
	②原子炉水位 (広帯域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,500mm ^{※4}	-3,800mm～1,400mm ^{※4}
	②原子炉水位 (燃料域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,300mm ^{※5}	397mm～1,300mm ^{※5}
	②原子炉水位 (SA広帯域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,500mm ^{※4}	-3,800mm～1,400mm ^{※4}
	②原子炉水位 (SA燃料域) (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-3,800mm～1,300mm ^{※5}	397mm～1,300mm ^{※5}
	②サブプレッション・プール水位 (代替淡水貯槽水位, 西側淡水貯蔵設備水位の代替)	-1m～9m (EL. 2,030mm～12,030mm) ※1	-0.5m～0m (EL. 2,530mm～3,030mm) ※1
	②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 (代替淡水貯槽水位の代替)	0～5MPa [gage]	—
<p>※1 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)</p> <p>※2 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用</p> <p>※3 可搬型設備による対応時に使用</p> <p>※4 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)</p> <p>※5 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)</p>			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源を確認する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを確認することである。		
推定方法	<p>サブプレッション・チェンバ、代替淡水貯槽又は西側淡水貯蔵設備を水源とするポンプの注水量、吐出圧力あるいは注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位から、サブプレッション・プール、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯蔵設備水位を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>1. サブプレッション・プール水位</p> <p>① サブプレッション・チェンバを水源とする注水系の流量</p> <p>サブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・チェンバから原子炉圧力容器に注水する高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。</p>		



第 58-7-22 図 サプレッション・プールの水位容量曲線

② サプレッション・チェンバを水源とする注水系のポンプ吐出圧力
 サプレッション・チェンバを水源とする常設高圧代替注水系ポンプ，代替循環冷却系ポンプ，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から，各ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。

推定方法

2. 代替淡水貯槽水位
 ① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量
 代替淡水貯槽の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量と経過時間より算出した注水量から推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。



第 58-7-23 図 代替淡水貯槽の水位容量曲線

<p>推定方法</p>	<p>② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位 注水先である原子炉压力容器及びサプレッション・プールの水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。代替淡水貯槽に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から，ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。</p> <p>3. 西側淡水貯水設備水位</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量 西側淡水貯水設備の水位容量曲線を用いて，低圧代替注水系原子炉注水流量，低圧代替注水系格納容器スプレイ流量，低圧代替注水系格納容器下部流量と経過時間より算出した注水量から推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <div data-bbox="437 775 1350 1214" style="border: 1px solid black; height: 196px; width: 572px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第 58-7-24 図 西側淡水貯水設備の水位容量曲線</p> <p>② 原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），サプレッション・プール水位 注水先である原子炉压力容器及びサプレッション・プールの水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。西側淡水貯水設備に淡水や海水を補給している場合は，補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。</p>
<p>推定の評価</p>	<p>1. サプレッション・プール水位</p> <p>① サプレッション・チェンバを水源とする注水系の流量 サプレッション・チェンバを水源とする注水系の注水量による推定方法は，直前まで判明していたサプレッション・プール水位に水位容量曲線を用いて推定するため，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることを推定できることから，適用可能である。</p> <p>② サプレッション・チェンバを水源とする注水系のポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は，ポンプ運転時における水源であるサプレッション・プール水位の確保を確認することであり，各ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力を確認することで，必要な水源であるサプレッション・プール水位が確保されていることが推定できることから，適用可能である。</p>

推定の評価	<p>2. 代替淡水貯槽水位</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量による推定方法は, 直前まで判明していた代替淡水貯槽水位に水位容量曲線を用いて推定するため, プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), サプレッション・プール水位 本推定方法の目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である代替淡水貯槽水位の確保を確認することであり, 注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで, 必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから, 適用可能である。</p> <p>② 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 本推定方法の目的は, 常設低圧代替注水系ポンプの運転時における水源である代替淡水貯槽の水位の確保を確認することであり, ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力を確認することで, 必要な水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることが推定できることから, 適用可能である。</p> <p>3. 西側淡水貯水設備水位</p> <p>① 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量 低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量による推定方法は, 直前まで判明していた西側淡水貯水設備水位に水位容量曲線を用いて推定するため, プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), サプレッション・プール水位 本推定方法の目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である西側淡水貯水設備水位の確保を確認することであり, 注水先の原子炉水位又は原子炉格納容器の水位変化を確認することで, 必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることが推定できることから, 適用可能である。</p> <p><誤差による影響について> 水源を確認する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であることを把握することであり, 代替パラメータ (サプレッション・プールを水源とする系統流量及びポンプ吐出圧力, 代替淡水貯槽水位及び西側淡水貯水設備水位を水源とする低圧代替注水系原子炉注水流量, 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量, 低圧代替注水系格納容器下部流量, 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力並びに原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (S A広帯域), 原子炉水位 (S A燃料域), サプレッション・プール水位) による推定は, 注水設備のパラメータ又は注水先の水位のパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより, 重大事故等時の対策を実施することが可能である。(残留熱除去系系統流量の誤差 (±5.2L/s) から, サプレッション・プール水位に換算した場合の誤差は約 [] 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) の誤差±4.0m³/h から, 代替淡水貯槽水位に換算した場合の誤差は約 [] 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の誤差±4.0m³/h から, 西側淡水貯水設備水位に換算した場合の誤差は約 [] 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力の誤差 (±86kPa), 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力の誤差 (±40kPa), 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の誤差 (±86kPa), 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差 (±86kPa), 残留熱除去系ポンプ吐出圧力の誤差 (±35kPa), 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力の誤差 (±35kPa), 原子炉水位 (広帯域) の誤差 (±46mm), 原子炉水位 (燃料域) の誤差 (±44mm), 原子炉水位 (S A広帯域) の誤差 (±43mm), 原子炉水位 (S A燃料域) の誤差 (±41mm), サプレッション・プール水位の誤差 (±8.0cm)。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
-------	--

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

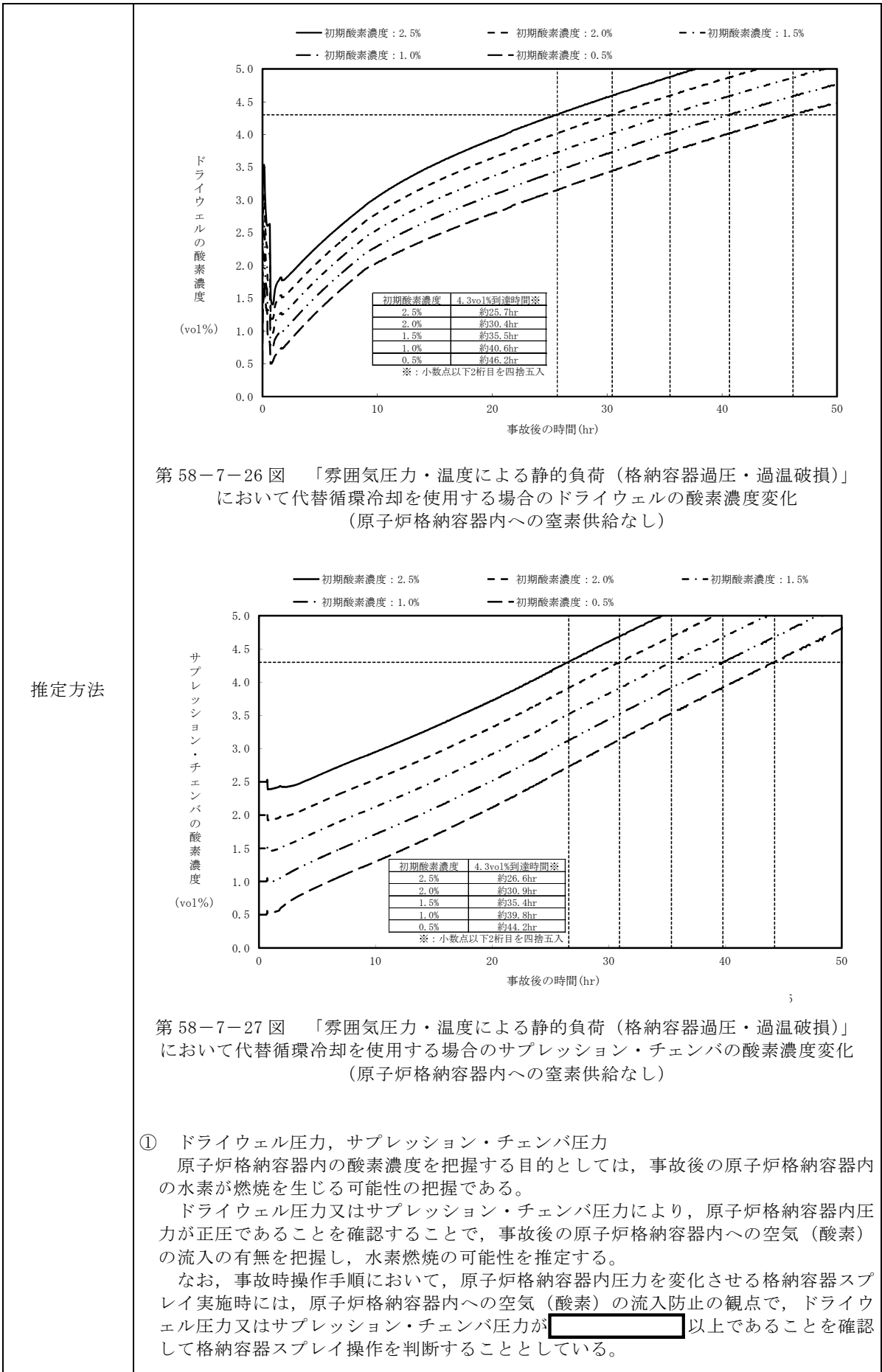
項目	原子炉建屋内の水素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 6 階）	0～10vol%	—
	原子炉建屋水素濃度 （原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階）	0～20vol%	—
代替パラメータ	① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0～300℃	—
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は，原子炉格納容器からの水素漏えいを確認することである。		
推定方法	<p>原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置により推定する。</p> <p>推定方法は，以下のとおりである。</p> <p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合，代替パラメータの静的触媒式水素再結合器動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の温度差から水素濃度を推定）により推定する。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 500px; height: 200px; margin: 10px auto;"></div> <p>第 58-7-25 図 静的触媒式水素再結合器の入口／出口の温度差と水素濃度の関係</p> <p>水素濃度 1vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 40K となる。 水素濃度 4vol%程度で静的触媒式水素再結合器入口と出口の温度差は約 170K となる。</p> <p>推定可能範囲：0～約 4vol%</p>		

<p>推定の評価</p>	<p>① 静的触媒式水素再結合器動作監視装置</p> <p>原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合器で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを測定することにより静的触媒式水素再結合器に入る水素濃度を推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p><誤差による影響について></p> <p>原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ（静的触媒式水素再結合器動作監視装置）による静的触媒式水素再結合器の動作有無並びに入口及び出口の温度差から、水素漏えいの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（静的触媒式水素再結合器動作監視装置の温度計の誤差±3.5℃から温度差として最大7℃程度の誤差。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>
--------------	---

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

※1 常用代替監視パラメータ

項目	原子炉格納容器内の酸素濃度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要パラメータ	格納容器内酸素濃度（S/A）	0～25vol%	約 4.4vol%以下
代替パラメータ	①格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h未満
	①格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h未満
	①ドライウェル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	② [格納容器内酸素濃度] ※1	0～10vol% / 0～30vol%	約 4.4vol%以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することである。		
推定方法	<p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内酸素濃度（S/A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、評価結果（解析結果）により原子炉格納容器内酸素濃度を推定する。</p> <p>また、事故後の原子炉格納容器内圧力を監視することで、原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し、水素が燃焼を生じる可能性を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）、格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）</p> <p>原子炉格納容器内酸素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）にて炉心損傷を判断した後、第 58-7-26 図及び第 58-7-27 図に示す、初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なG値（沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.4$, $G(\text{O}_2)=0.2$、非沸騰状態の場合 $G(\text{H}_2)=0.25$, $G(\text{O}_2)=0.125$) を入力とした評価結果（解析結果）により推定する。</p> <p>推定可能範囲：0～約 5vol%</p>		



推定方法

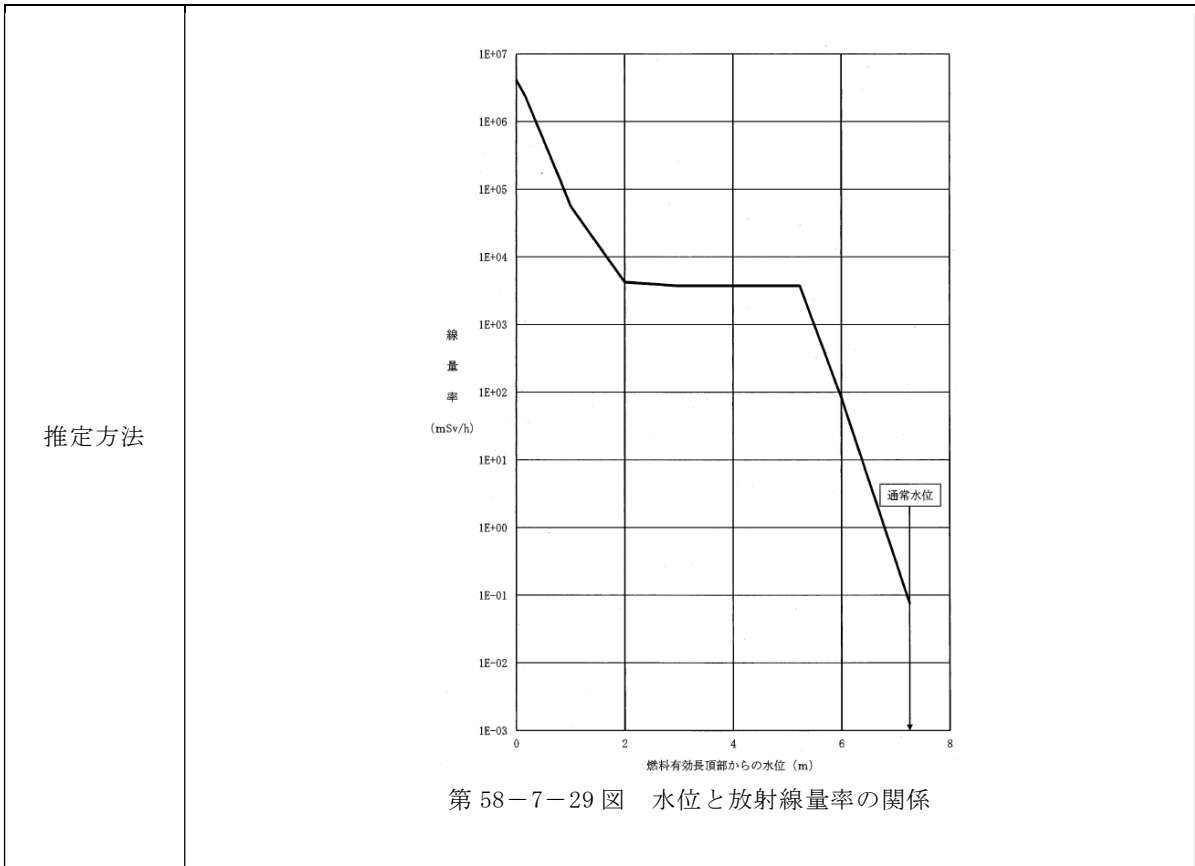
- ① ドライウエル圧力，サプレッション・チェンバ圧力
 原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては，事故後の原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。
 ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力により，原子炉格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入の有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。
 なお，事故時操作手順において，原子炉格納容器内圧力を変化させる格納容器スプレイ実施時には，原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入防止の観点で，ドライウエル圧力又はサプレッション・チェンバ圧力が 以上であることを確認して格納容器スプレイ操作を判断することとしている。

<p>推定方法</p>	<p>格納容器過圧・過温破損シナリオにおいて代替循環冷却を使用する場合の原子炉格納容器内圧力の変化を第 58-7-28 図に示す。有効性評価の結果では、原子炉格納容器内圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p> <p>第 58-7-28 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</p>
<p>推定の評価</p>	<p>① 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) 初期酸素濃度と保守的なG 値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p>① ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力 原子炉格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入の有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG 値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p><誤差による影響について> 原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じるおそれのある状態にあるか確認することであり、代替パラメータ(格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W), 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C), ドライウエル圧力, サプレッション・チェンバ圧力)により原子炉格納容器内酸素の傾向及びインリークの有無の傾向を把握でき、計器誤差^{*1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -2~5 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の誤差： $5.3 \times 10^{N-1} \text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -2~5 ドライウエル圧力の誤差：±8.0kPa サプレッション・チェンバ圧力の誤差：±8.0kPa</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>

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

項目	使用済燃料プールの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	使用済燃料プール水位・温度（S A広域）	-4,300mm～+7,200mm (EL. 35,077mm～ 46,577mm) ※1	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1
		0～120℃	66℃以下
	使用済燃料プール温度（S A）	0～120℃	—
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10^{-2} Sv/h～ 10^5 Sv/h	—
		10^{-3} mSv/h～ 10^4 mSv/h	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	
代替 パラメータ	①使用済燃料プール温度（S A） (使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラの代替)	0～120℃	—
	①使用済燃料プール水位・温度（S A広域） (使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラの代替)	-4,300mm～+7,200mm (EL. 35,077mm～ 46,577mm) ※1	+6,818mm (EL. 46,195mm) ※1
		0～120℃	66℃以下
	①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プール監視カメラの代替)	10^{-2} Sv/h～ 10^5 Sv/h	—
		10^{-3} mSv/h～ 10^4 mSv/h	
	②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の代替)	—	—
※1 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より4,688mm）			
計測目的	重大事故等時において，主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は，使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況，放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。		
推定方法	<p>使用済燃料プール監視の主要パラメータの計測等が困難になった場合，下記のとおり推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール温度（S A），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール温度（S A）の計測が困難になった場合，代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（S A広域），使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 		

<p>推定方法</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 ・使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により推定する。 <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p><使用済燃料プール水位・温度（SA広域）></p> <p>① 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。また、代替パラメータの使用済燃料プールエリア放射線モニタにより水位／放射線量の関係を利用して第58-7-29図より、必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>② 使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール水位・温度（SA広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p><使用済燃料燃料プール温度（SA）></p> <p>① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）により、使用済燃料プールの冷却状況を推定する。</p> <p>② 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p><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）></p> <p>① 使用済燃料プール水位・温度（SA広域）</p> <p>使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）により水位／放射線量率の関係を利用して第58-7-29図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。</p> <p>② 使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール温度（SA）の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p><使用済燃料プール監視カメラ></p> <p>① 使用済燃料プール水位・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）</p> <p>使用済燃料プール監視カメラによる状況把握が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位・温度（SA広域）、使用済燃料プール温度（SA）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）により、使用済燃料プールの状態を監視する。</p>
-------------	--



推定の評価

使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況は、使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラにより確認することで可能である。

いずれかのパラメータが計測不可能になったとしても残りのパラメータにより使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を確認することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。

<誤差による影響について>

使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ（使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）、使用済燃料プール温度（S A）、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）、使用済燃料プール監視カメラ）による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差^{※1}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。

※1 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）のうち水位の誤差：±173mm
 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）のうち温度の誤差：±3.0℃
 使用済燃料プール温度（S A）の誤差：±1.1℃
 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）の誤差：
 $5.3 \times 10^{N-1} \text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$, N: -2~5
 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）の誤差：
 $5.3 \times 10^{N-1} \text{mSv/h} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$, N: -2~5

以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プールにおける燃料体等の冷却、放射線の遮蔽及び臨界の防止を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (1/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*1,4}
原子炉压力容器温度	熱電対	0~500℃	4	原子炉格納容器内	±5.4℃
原子炉圧力	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±91kPa
原子炉圧力 (SA)	弾性 圧力検出器	0~10.5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±84kPa
原子炉水位 (広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,500mm ^{*1}	2	原子炉建屋原子炉棟 3階	±46mm
原子炉水位 (燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,300mm ^{*2}	2	原子炉建屋原子炉棟 2階	±44mm
原子炉水位 (SA広帯域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,500mm ^{*1}	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±43mm
原子炉水位 (SA燃料域)	差圧式 水位検出器	-3,800mm~1,300mm ^{*2}	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±41mm
高压代替注水系系統流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
低压代替注水系原子炉注 水流量 (常設ライン用)	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系原子炉注 水流量 (常設ライン狭帯 域用)	差圧式 流量検出器	0~80m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±0.7m ³ /h
低压代替注水系原子炉注 水流量 (可搬ライン用)	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±2.4m ³ /h
低压代替注水系原子炉注 水流量 (可搬ライン狭帯 域用)	差圧式 流量検出器	0~80m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 2階	±0.7m ³ /h
代替循環冷却系原子炉注 水流量	差圧式 流量検出器	0~150m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下2階, 2階	±1.2m ³ /h
原子炉隔離時冷却系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~50L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±0.5L/s
高压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~500L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.3L/s
残留熱除去系系統流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	3	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压炉心スプレイ系系統 流量	差圧式 流量検出器	0~600L/s	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±5.2L/s
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量 (常設ライ ン用)	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系格納容器 スプレイ流量 (可搬ライ ン用)	差圧式 流量検出器	0~500m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±4.0m ³ /h
低压代替注水系格納容器 下部注水流量	差圧式 流量検出器	0~200m ³ /h	1	原子炉建屋原子炉棟 3階	±1.6m ³ /h
代替循環冷却系格納容器 スプレイ流量	差圧式 流量検出器	0~300m ³ /h	2	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	±2.4m ³ /h

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (2/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差 ^{*1,4}
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	0~300℃	8	原子炉格納容器内	±3.5℃
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	0~200℃	2	原子炉格納容器内	±2.2℃
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	0~200℃	3	原子炉格納容器内	±2.1℃
格納容器下部水温	測温抵抗体	0~500℃ ^{*3} (ペデスタル床面 0m, +0.2m) ^{*4}	各 5	原子炉格納容器内	±4.8℃
ドライウェル圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 4 階	±8.0kPa
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [abs]	1	原子炉建屋原子炉棟 1 階	±8.0kPa
サブプレッション・プール水位	差圧式 水位検出器	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*5}	1	原子炉建屋原子炉棟 地下 2 階	±8.0cm
格納容器下部水位	電極式 水位検出器	+1.05m ^{*4,*6} (EL. 12, 856mm)	2	原子炉格納容器内	±10mm
		+0.50m, +0.95m ^{*4,*7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
		+2.25m, +2.75m ^{*4,*8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	原子炉格納容器内	±10mm
格納容器内水素濃度 (S/A)	熱伝導式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 2, 3 階	±1.7vol%
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオン チェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	2	原子炉建屋原子炉棟 3 階	$5.3 \times 10^{N-1}\text{Sv/h}$ ~ $1.9 \times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオン チェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	2	原子炉建屋原子炉棟 地下 1 階	$5.3 \times 10^{N-1}\text{Sv/h}$ ~ $1.9 \times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
起動領域計装	核分裂 電離箱	$10^{-1}\text{cps} \sim 10^6\text{cps}$ ($1.0 \times 10^3\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim$ $1.0 \times 10^9\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40% 又は 0~125% ($1.0 \times 10^8\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim$ $1.5 \times 10^{13}\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	8	原子炉格納容器内	$7.3 \times 10^{N-1}\text{cps}$ ~ $1.38 \times 10^N\text{cps}$ N: -1~6 又は ±2.0%
平均出力領域計装	核分裂 電離箱	0~125% ($1.0 \times 10^{12}\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim$ $1.0 \times 10^{14}\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	2 ^{*9}	原子炉格納容器内	±2.7%
フィルタ装置水位	差圧式 水位検出器	180mm~5, 500mm	2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内	±43mm
フィルタ装置圧力	弾性 圧力検出器	0~1MPa [gage]	1	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内	±8.0kPa
フィルタ装置スクラビング 水温度	熱電対	0~300℃	1	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内	±3.3℃

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟1階	$5.3\times 10^{N-1}\text{Sv/h}$ ~ $1.9\times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	1	屋外(原子炉建屋南側外壁面)	$5.3\times 10^{N-1}\text{Sv/h}$ ~ $1.9\times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟1階	$5.3\times 10^{N-1}\text{mSv/h}$ ~ $1.9\times 10^N\text{mSv/h}$ N: -3~4
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋付属棟3階	$\pm 2.1\text{vol}\%$
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{mSv/h}\sim 10^5\text{mSv/h}$	2	屋外(原子炉建屋東側外壁面)	$5.3\times 10^{N-1}\text{mSv/h}$ ~ $1.9\times 10^N\text{mSv/h}$ N: -2~5
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階	$\pm 1.1^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉建屋原子炉棟1階	$\pm 3.4^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下1階	$\pm 3.4^\circ\text{C}$
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0~550L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下2階	$\pm 4.8\text{L/s}$
			1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階	$\pm 4.8\text{L/s}$
緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階	$\pm 6.4\text{m}^3/\text{h}$
緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下1階	$\pm 0.4\text{m}^3/\text{h}$
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20m	1	常設低圧代替注水系ポンプ室内	$\pm 16\text{cm}$
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0~6.5m	1	常設代替高圧電源装置置場(地下)	$\pm 4.7\text{cm}$
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	$\pm 86\text{kPa}$
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系ポンプ室内	$\pm 40\text{kPa}$
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下2階	$\pm 40\text{kPa}$
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	$\pm 86\text{kPa}$
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	$\pm 86\text{kPa}$

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階	±35kPa
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下1階	±35kPa
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟6階	±0.6vol%
	熱伝導式水素検出器	0~20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階	±1.1vol%
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0~300℃	4※10	原子炉建屋原子炉棟6階	±3.5℃
格納容器内酸素濃度(SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	2	原子炉建屋原子炉棟2, 3階	±0.6vol%
使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300mm~+7,200mm (EL. 35,077mm~46,577mm) ※11	1	原子炉建屋原子炉棟6階	±173mm
	測温抵抗体	0~120℃	1※12		±3.0℃
使用済燃料プール温度(SA)	熱電対	0~120℃	1※13	原子炉建屋原子炉棟6階	±1.1℃
使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	1	原子炉建屋原子炉棟6階	$5.3\times 10^{N-1}\text{Sv/h}$ ~ $1.9\times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$	1		$5.3\times 10^{N-1}\text{mSv/h}$ ~ $1.9\times 10^N\text{mSv/h}$ N: -3~4
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	— (映像)	1	原子炉建屋原子炉棟6階	— (映像)

- ※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器零レベルより1,340cm)
- ※2 基準点は燃料有効長頂部(原子炉圧力容器零レベルより920cm)
- ※3 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知(高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器)
- ※4 ペDESTAL底面(コリウムシールド上表面: EL. 11,806mm)からの高さ
- ※5 基準点は通常運転水位: EL. 3,030mm(サブプレッション・チェンバ底部より7,030mm)
- ※6 R P V破損前までの水位管理(高さ1m超水位計)
- ※7 R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ<0.2mの場合)(高さ0.5m, 1.0m未満水位計)
- ※8 R P V破損後の水位管理(デブリ堆積高さ≥0.2mの場合)(満水管理水位計)
- ※9 平均出力領域計装A~Fの6チャンネルのうち, A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個, B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- ※10 2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- ※11 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL. 39,377mm(使用済燃料プール底部より4,688mm)
- ※12 検出点2箇所
- ※13 検出点8箇所
- ※14 検出器~S P D S表示装置の誤差(詳細設計により, 今後変更になる可能性がある)

58-8 可搬型計測器について

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (1/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	0~900℃	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]	0~10.5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (S A)	0~10.5MPa [gage]	0~10.5MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	2		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (S A 広帯域)	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	-3,800mm~1,500 mm ^{*1}	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
	原子炉水位 (S A 燃料域)	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	-3,800mm~1,300 mm ^{*2}	1		差圧式水位検出器	中央制御室	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	0~50L/s	0~50L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0~50L/s	0~50L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレイ系系統流量	0~500L/s	0~500L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	0~80m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	0~80m ³ /h	0~80m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	2		差圧式流量検出器	中央制御室	
	残留熱除去系系統流量	0~600L/s	0~600L/s	3		差圧式流量検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	0~600L/s	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (2/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考	
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—	
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	0~350℃	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	サブプレッション・プール水温度	0~200℃	0~500℃	3	1	測温抵抗体	中央制御室		
	格納容器下部水温	0~500℃ ^{*3} (ベDESTAL床面 0m, +0.2m) ^{*4}	0~500℃	各 5	8	測温抵抗体	中央制御室	デブリ落下・堆積検知の高さ毎に必要な個数 (4個×2高さ分)を設定する。	
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。	
	サブプレッション・チェンバ圧力	0~1MPa [abs]	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室		
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*5}	-1m~9m (EL. 2, 030mm~12, 030mm) ^{*5}	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—	
	格納容器下部水位	(高さ 1m 超検知用)	+1.05m ^{*4,*6} (EL. 12, 856mm)	+1.05m ^{*4,*6} (EL. 12, 856mm)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
		(高さ 0.5m, 1.0m 未満検知用)	+0.50m, +0.95m ^{*4,*7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	+0.50m, +0.95m ^{*4,*7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2				
(滴水管理用)	+2.25m, +2.75m ^{*4,*8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	+2.25m, +2.75m ^{*4,*8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2						
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	2	— ^{*9}	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—	2	— ^{*9}	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。	
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—	2	— ^{*9}	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。	

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は監視	起動領域計装	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	8	—※ ⁹	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	0~125% ($1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	2※ ¹⁰	—※ ⁹	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	180mm~5,500mm	180mm~5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	0~1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	0~350℃	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \text{Sv/h} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	—	2	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		$10^{-3} \text{mSv/h} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	—	1	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	—	2	—※ ⁹	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \text{mSv/h} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	—	2	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	0~550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m ³ /h	0~800m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	1	差圧式流量検出器		中央制御室		

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (4/4)

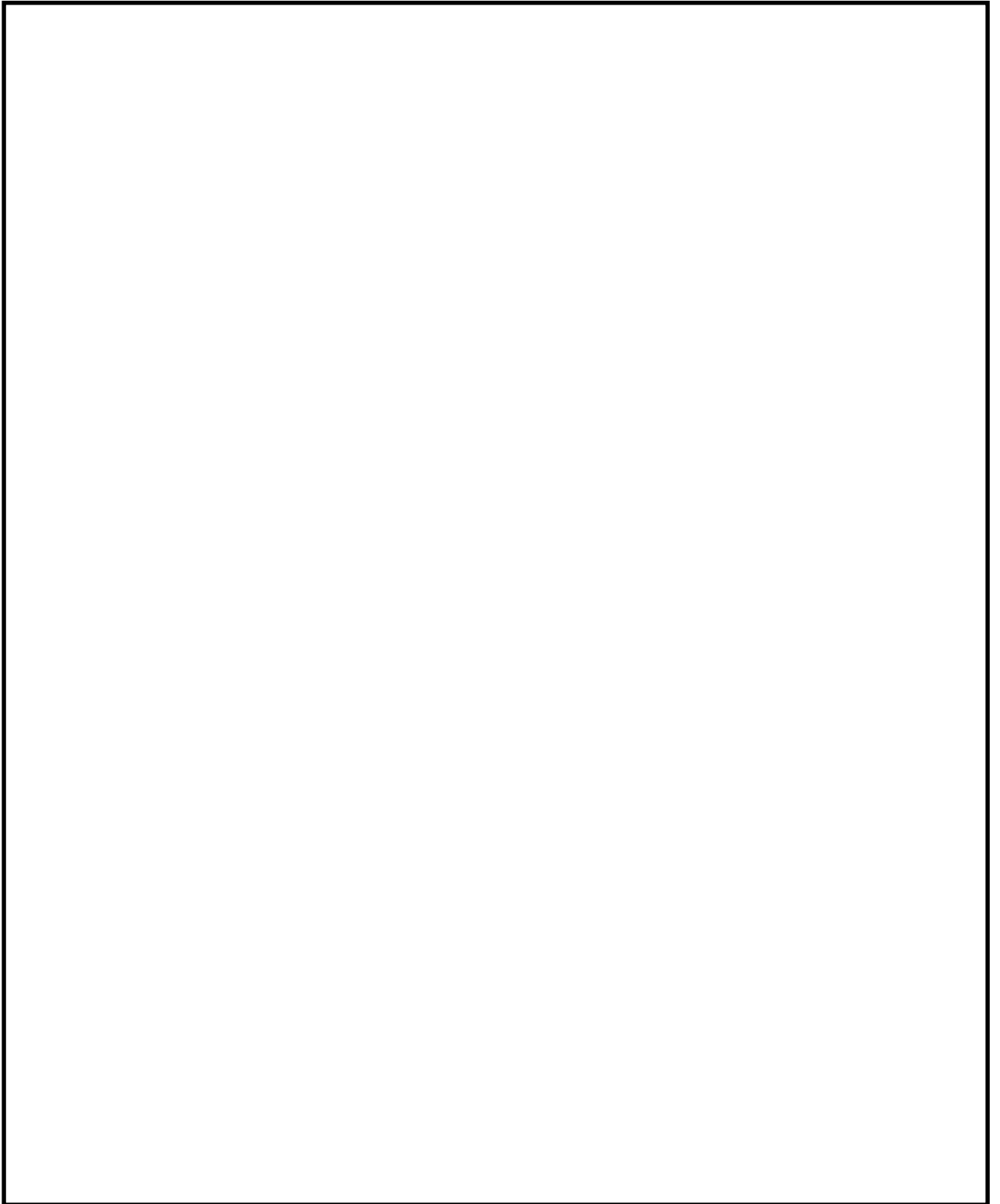
分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	0~20m	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	0~6.5m	1	1	電波式水位検出器	中央制御室	—
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかのシステムを使用する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	いずれかのシステムを使用する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	中央制御室	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3		弾性圧力検出器	中央制御室	
	低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	—	2	—※9	触媒式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~20vol%	—	3		熱伝導式水素検出器	—	
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	0~350℃	4※11	2	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA)	0~25vol%	—	2	—※9	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	-4,300mm~+7,200mm (EL. 35,077mm~46,577mm) ※12	—	1	—※9	ガイドパルス式水位検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
		0~120℃	0~500℃	1※13		1	測温抵抗体	
	使用済燃料プール温度 (SA)	0~120℃	0~350℃	1※14	熱電対		中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	—	1	—※9	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		10 ⁻³ mSv/h~10 ⁴ mSv/h	—	1				
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	1	—※9	赤外線カメラ	—	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を 20 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 20 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

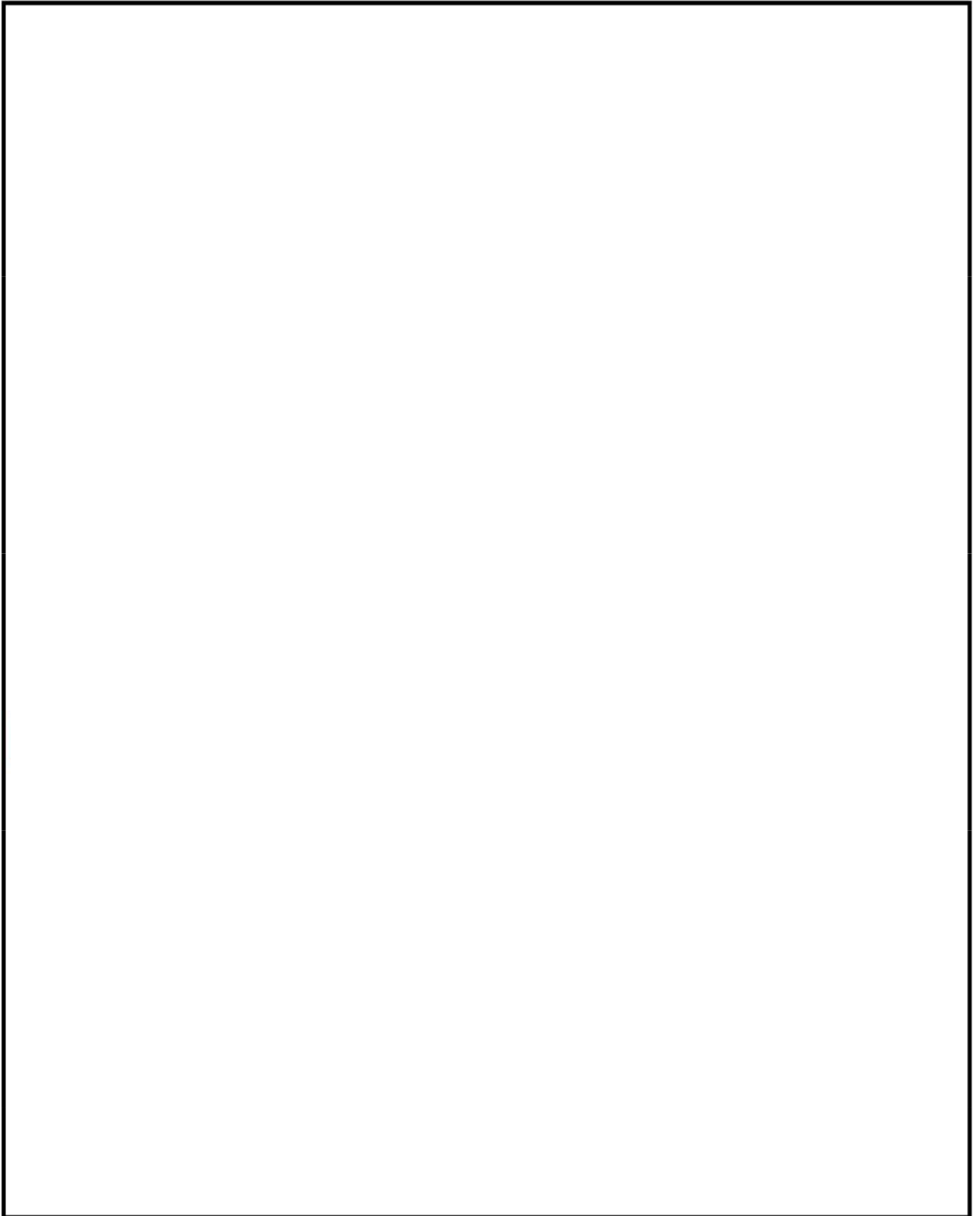
：可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を 19 個（測定時の故障を想定した 1 個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として 19 個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- ※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）
- ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）
- ※3 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器）
- ※4 ペDESTAL 底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ
- ※5 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm（サプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
- ※6 R P V 破損前までの水位管理（高さ 1m 超水位計）
- ※7 R P V 破損後の水位管理（デブリ堆積高さ < 0.2m の場合）（高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計）
- ※8 R P V 破損後の水位管理（デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合）（満水管理水位計）
- ※9 全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S A 広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。
- ※10 平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。
- ※11 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置
- ※12 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）
- ※13 検出点 2 箇所
- ※14 検出点 8 箇所

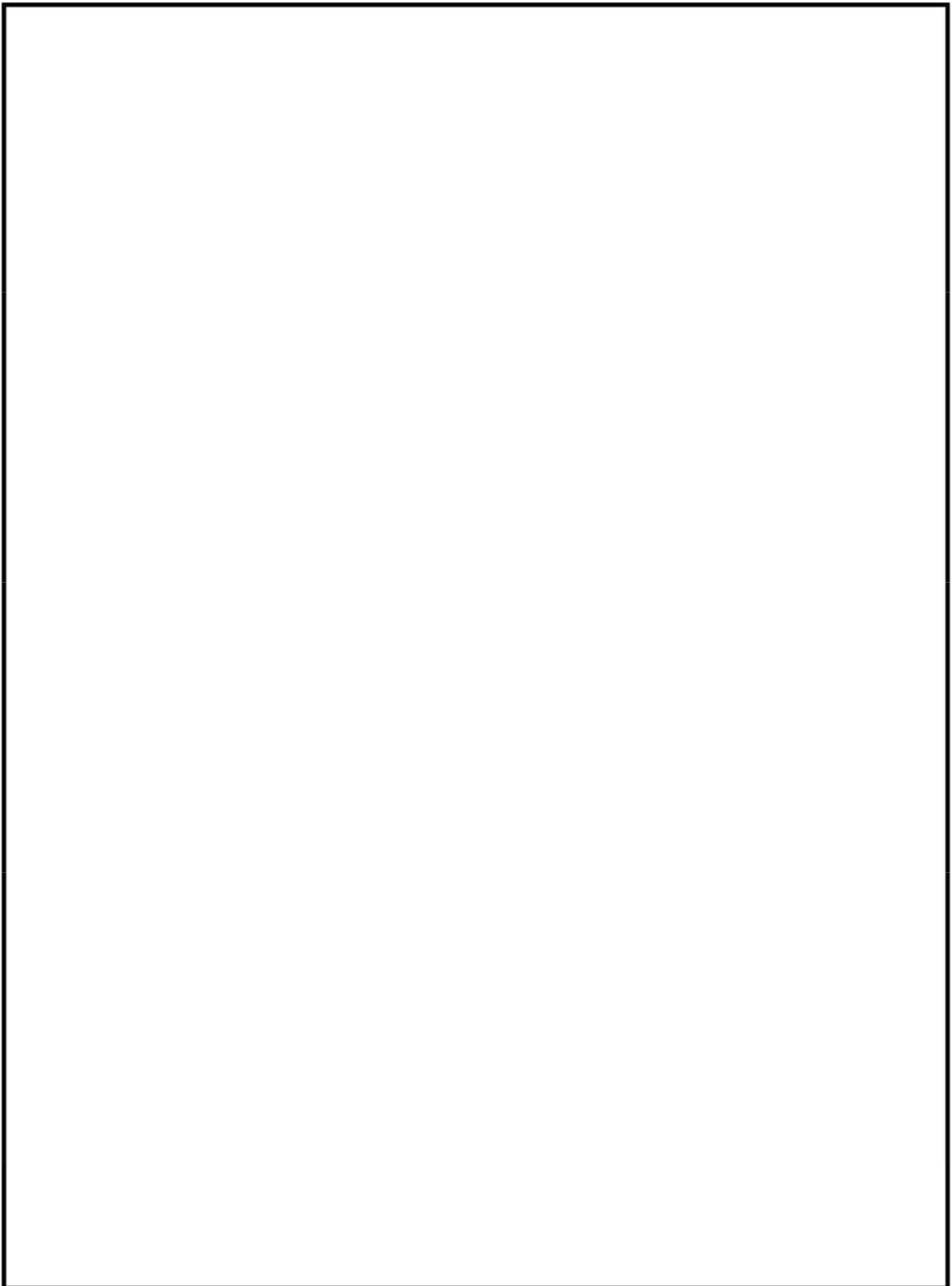
	：温度，圧力・水位・流量計測用
	：圧力・水位・流量計測用



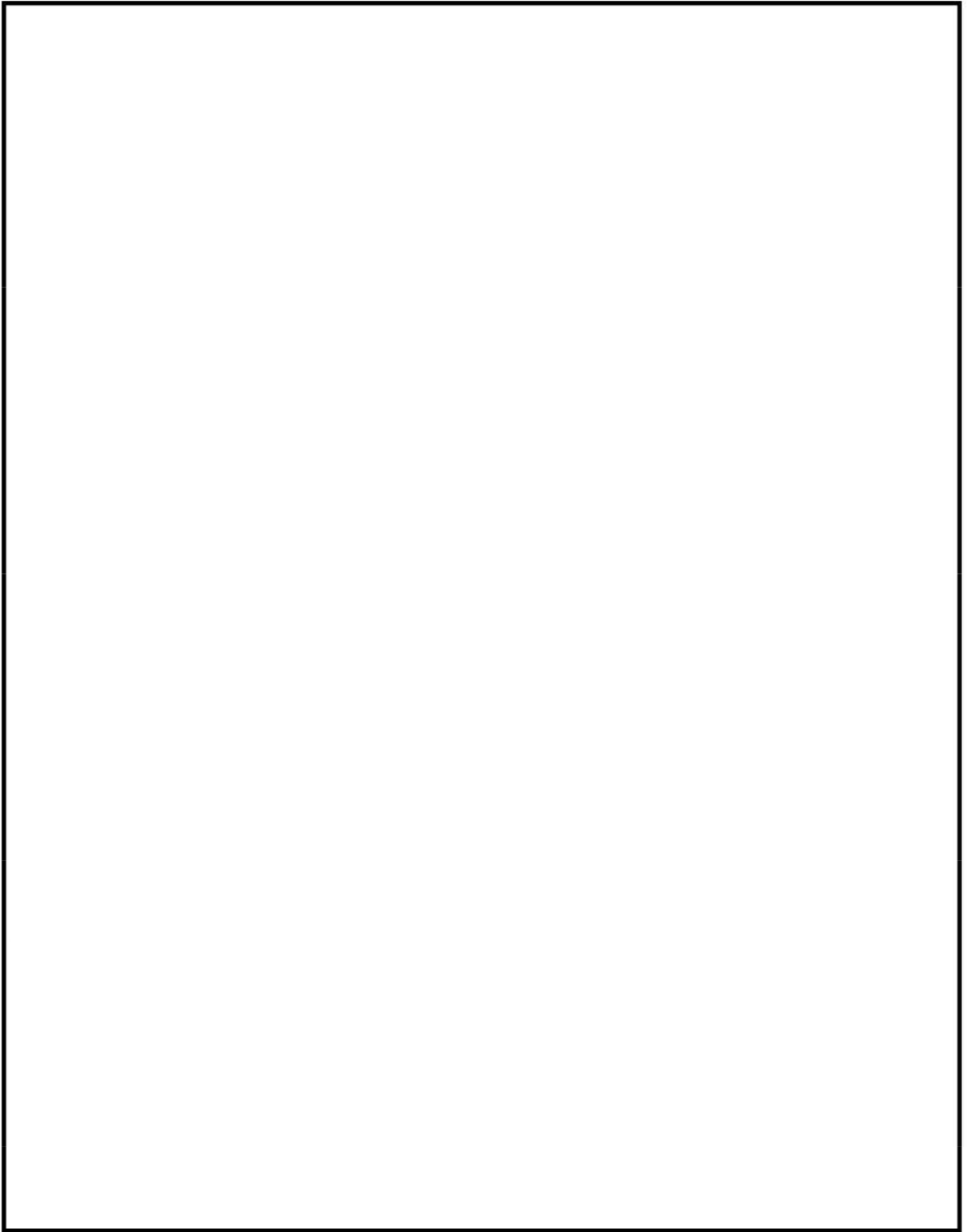
第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (1/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (2/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (3/4)



第 58-8-1 図 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (4/4)

58-9 主要パラメータの耐環境性について

計装設備の耐環境性について

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

1. 原子炉格納容器内

原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、有効性評価の格納容器過圧・過温破損シナリオ「大LOCA+注水機能喪失+全交流動力電源喪失」における最大温度、圧力、積算線量を上回る条件に基づく耐環境性試験にて健全性を確認している。

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

第 58-9-1 表 原子炉格納容器内の耐環境条件

	温度	圧力	放射線
環境条件	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 : 200℃	0.62MPa [gage]	

第 58-9-2 表 原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上

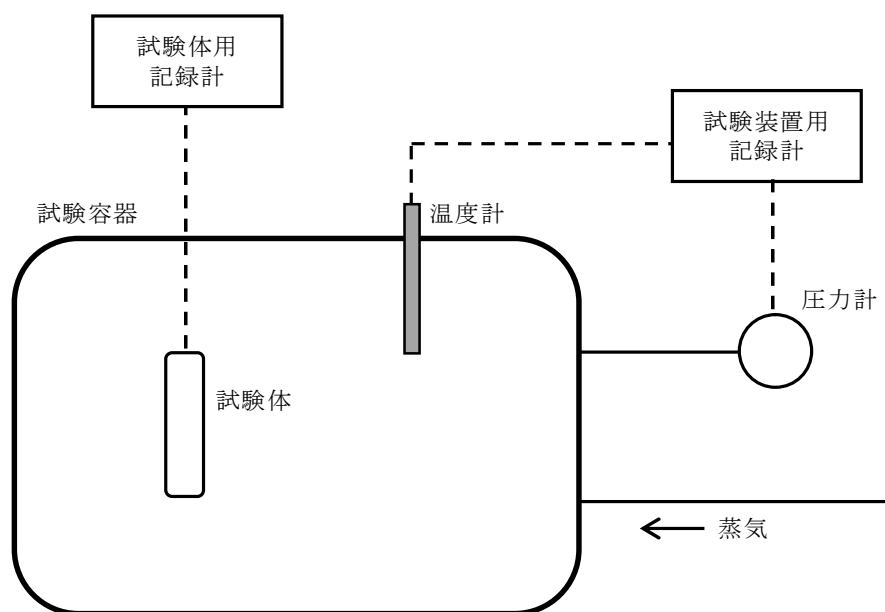
2. 原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の建屋内，屋外
重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内，原子炉建屋原子炉棟外，その他の
建屋内及び屋外に設置の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータに
ついては，それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件を考慮し耐
環境性を有する設計とする。

1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について

重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内設置の計器であり、重大事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内の圧力及び温度が最も高くなるのは、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大 L O C A + 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」である。次項以降において、重大事故等時における監視計器の健全性について評価する。

2. 試験方法

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



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

第 58-9-1 図 蒸気暴露試験装置イメージ図

3. 原子炉格納容器内設置計器の重大事故等時耐環境性評価試験結果

重大事故等時模擬試験の結果、圧力 0.62MPa [gage] 以上、温度 200℃以上（短期（5 分間）235℃）、積算線量 以上の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の重大事故シーケンスの最高値を上回っていることから、計器の健全性に問題はない。

第 58-9-3 表 原子炉格納容器内の耐環境性試験評価結果

パラメータ名	検出器の種類	耐環境性試験条件	評価
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境性試験において、蒸気暴露と放射線照射を実施し、事故時雰囲気（温度、圧力、放射線）においても健全性が確保できることを確認した。
ドライウエル雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対		同上
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体		同上
格納容器下部水温	測温抵抗体		同上
格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上

第 58-9-4 表 重大事故等時における耐環境条件※1, 3, 4

設置場所	類型化区分	環境条件				備考
		環境温度	環境圧力	湿度	放射線	
原子炉格納容器内	A	200℃ (5分間は 235℃を考慮)	0.62MPa [gage]	蒸気	640kGy (168hour) 又はそれ以下	
原子炉建屋原子炉棟内※2	B	65.6℃又は それ以下	6.9kPa [gage] 又はそれ以 下	従来設計と 同等 (100% RH) ※5 又は それ以下	従来設計と同 等 (1.7kGy) ※6 又はそれ以 下	
原子炉建屋の原子炉棟外 及びその他の建屋	C	通常状態に おける設計 値と同等 (40℃) ※7	大気圧	通常状態に おける設計値 と同等 (90%RH) ※7	設置場所及び 格納容器圧力 逃がし装置の 使用可否によ るため個別評 価 (3Gy (168hour))	
屋外	D	外気温 (最大 40℃)	大気圧	通常状態にお ける設計値と 同等	設置場所及び 格納容器圧力 逃がし装置の 使用可否によ るため個別評 価 (3Gy (168hour))	

- ※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。
- ※2 IS-LOCA、使用済燃料プール沸騰時等の原子炉建屋原子炉棟内の環境への影響が大きく、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。
- ※3 設備設置場所や設備の固有の条件（付近に発熱源や線源があるもの）の影響を受けるものは個別に評価する。
- ※4 炉心損傷の有無や格納容器圧力逃がし装置の使用可否、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別に評価する。
- ※5 従来設計値は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す。
- ※6 従来設計値は非常状態における一般階の設計値の一例を示す。
- ※7 従来設計値は通常状態における原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内の設計値の一例を示す。

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (1/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
原子炉圧力容器温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0Mgy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉圧力 (S A)	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
原子炉水位 (S A 広帯域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
原子炉水位 (S A 燃料域)	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
高圧代替注水系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階
低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (2/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
代替循環冷却系原子炉注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階, 2階
原子炉隔離時冷却系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階
高圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧炉心スプレイ系系統流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階
低圧代替注水系格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下2階
ドライウェル雰囲気温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	熱電対	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内
サブプレッション・プール水温度	測温抵抗体	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉格納容器内

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (3/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
格納容器下部水温	測温抵抗体	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉格納容器内
ドライウェル圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 4 階
サブプレッション・チェンバ圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 1 階
サブプレッション・プール水位	差圧式水位検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	A	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認済 取付箇所: 原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (SA)	熱伝導式水素検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 2 階, 3 階
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	イオンチェンバ	B	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟 3 階 (配管ペネトレーション内)
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	イオンチェンバ	B	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所: 原子炉建屋原子炉棟地下 1 階 (サンドクッションエリア)
起動領域計装	核分裂電離箱	A	—※1	—※1	—※1	—※1	※1: 重大事故等発生初期に監視機能が求められるものであり, 設計基準対象施設としての設計で仕様を満足する。
平均出力領域計装	核分裂電離箱	A	—※1	—※1	—※1	—※1	取付箇所: 原子炉格納容器内

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (4/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置スクラビング水温度	熱電対	C	短期 (5 分間) : 235℃ 長期 (7 日間) : 200℃	0.62MPa [gage]	蒸気	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：格納容器圧力逃がし装置格納槽内
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ (高レンジ用)	C	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
	イオンチェンバ (高レンジ用)	D	短期 (5 分間) : 220℃ 長期 (7 日間) : 200℃	大気圧	100%RH	1.0MGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：屋外 (原子炉建屋南側外壁面)
	イオンチェンバ (低レンジ用)	C	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	C	□	□	□	□	※1：メーカー仕様値 取付箇所：原子炉建屋廃棄物処理棟 3 階
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	D	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：屋外 (原子炉建屋東側外壁面)
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 2 階
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟 1 階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下 1 階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (5/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
残留熱除去系海水系システム流量	差圧式流量検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 原子炉棟地下2階
		C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 廃棄物処理棟地下1階
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 廃棄物処理棟地下1階
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 廃棄物処理棟地下1階
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:常設低圧代替注水系ポンプ室内
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	C	-15~70℃ ※1	-0.1~4MPa※1	5~95%RH ※1	—※2	※1:メーカー仕様値 ※2:放射性物質を内包する建屋とは隣接せず、地下設置のため放射線の影響を受けない。 取付箇所:常設代替高圧電源装置置場(地下)
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 原子炉棟地下1階
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	C	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:常設低圧代替注水系ポンプ室内
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 原子炉棟地下2階
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋 原子炉棟地下1階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (6/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	1 蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	B	105℃	6.9kPa [gage]	蒸気	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟6階
	熱伝導式水素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟地下1階, 2階
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	B	105℃	6.9kPa [gage]	100%RH	1.7kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟6階
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	B	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 取付箇所：原子炉建屋原子炉棟2階, 3階

(参考) 第 58-9-5 表 計装設備の耐環境性について (7/7)

名称	検出器の種類	類型化区分	耐環境性				備考
			温度	圧力	湿度	放射線	
使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	ガイドパルス式水位検出器	B	□	□	□	□	メーカー検証試験により重大事故等時の耐環境性能を確認 ※1:飽和蒸気下で健全性確認済 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
	測温抵抗体						
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	B	100℃	水頭圧	蒸気	—※1	※1:検出器の構成材料は無機物で構成されているため問題ない。 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ (高レンジ用)	B	121℃	147kPa [gage]	蒸気	1.0Mgy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
	イオンチェンバ (低レンジ用)	B	110℃	6.9kPa [gage]	蒸気	400kGy	耐環境性試験により健全性を確認 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	B	≦50℃※1	耐圧防爆構造	防水※2 (IP65)	□	※1:耐環境試験にて□で機能維持確認済み。雰囲気温度100℃環境で使用も想定し、空気による冷却等により□以下に維持することで、耐環境性向上を図る。 ※2:防止仕様であり問題ない。 ※3:ある値以上水位が低下し、空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料プール水位 (SA広域)を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。 取付箇所:原子炉建屋原子炉棟6階

58-10 パラメータの抽出について

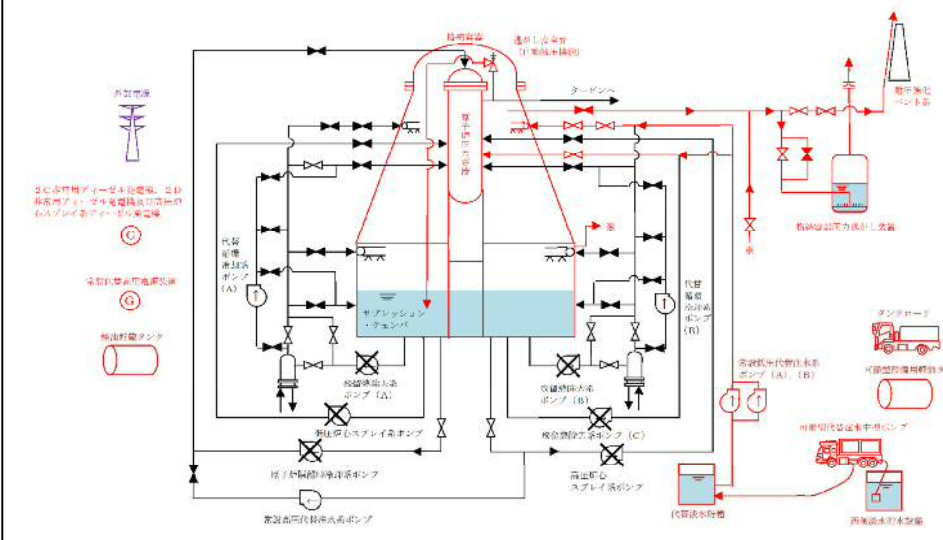
1. 設置許可基準規則の第 58 条における計装設備

設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にした（第 58-10-1 表参照）。

2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備

重大事故等対策の有効性評価にて必要なパラメータは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文で適切に抽出されていることを確認した（第 58-10-1 表参照）。

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（1/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高压・低压注水機能喪失 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）、49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレ冷却系配管（代替格納容器スプレ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレ冷却系弁（代替格納容器スプレ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレヘッダ（代替格納容器スプレ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条（バント元）、49条（注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化バント系	48条
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条（水源）、49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高压炉心スプレ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		常設代替高压電源装置※1	57条
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）		
高压炉心スプレ系系統流量	58条（高压注水機能喪失を確認）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高压注水機能喪失を確認）		
低圧炉心スプレ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
原子炉圧力、原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水確認）		
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）、58条（水源確認）		
ドライウェル圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、49条（格納容器の冷却）、58条（格納容器状態確認）		
サブプレッション・チェンバ圧力			

※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが、外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.1	高圧・低圧注水機能喪失 (つづき)	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），58条（格納容器状態確認）

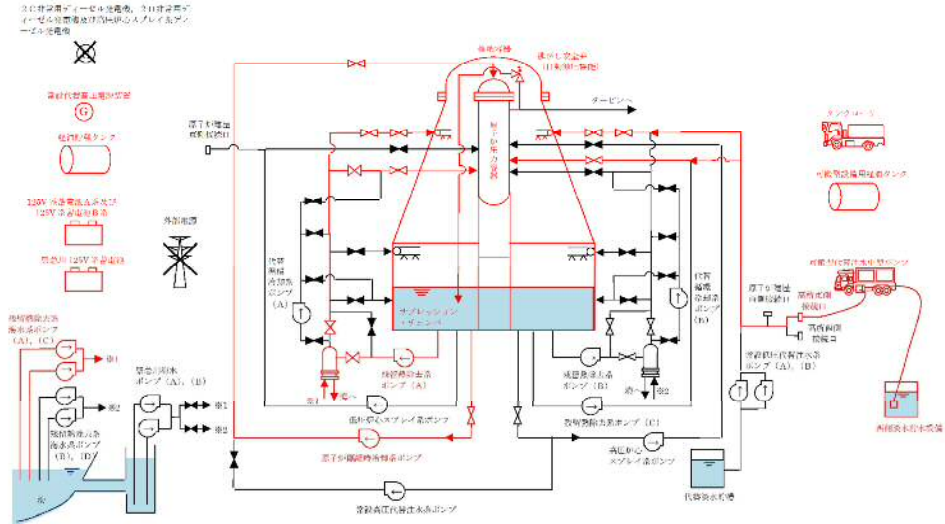
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（3/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.2	高圧注水・減圧機能喪	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
系統概要図		過渡時自動減圧機能	46条
		低圧炉心スプレィ系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧炉心スプレィ系配管（低圧炉心スプレィ流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレィ系弁（低圧炉心スプレィ流路）	47条（流路）
		低圧炉心スプレィ系スパーージャ（低圧炉心スプレィ流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（サブプレッショ ン・プール冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（サブプレッショ ン・プール冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（サブプレッ ション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		サブプレッショ ン・チェンバ（水源）	47条，49条（水源）
		軽油貯蔵タンク※1	57条（燃料源）
		非常用ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		高圧炉心スプレィ系ディーゼル発電機（電源）※1	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料 域）	58条（原子炉状態確認）
高圧炉心スプレィ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
低圧炉心スプレィ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水設備の運転確認）		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水設備の運転確認）		
サブプレッショ ン・プール水温度	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		
低圧炉心スプレィ系系統流量	58条（低圧時の原子炉冷却）		

※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが，外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（4/27）

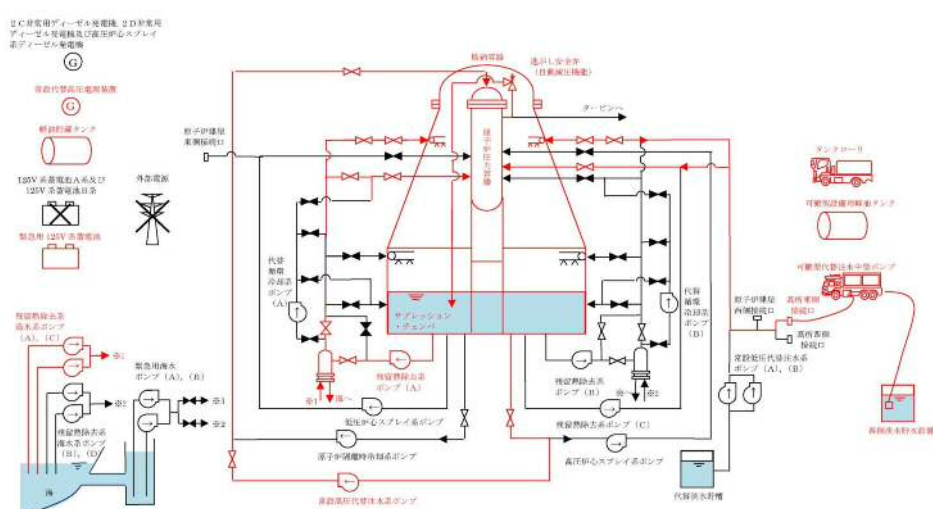
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期T B）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		系統概要図	
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高压電源装置	57条
125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）		
125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）		
緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）		
平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		
起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）		



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（5/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.1	全交流動力電源喪失（長期T B） （つづき）	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（S A）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（6/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		系統概要図	常設高圧代替注水系ポンプ
 <p>① 非常用ディーゼル発電機、② D形発電機、③ ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ、④ ディーゼル発電機</p> <p>⑤ 常設代替高圧電源装置、⑥ 可搬型代替注水中型ポンプ、⑦ 125V系蓄電池A系及び125V系蓄電池B系、⑧ 緊急用125V系蓄電池</p> <p>⑨ 残留熱除去系格納容器ポンプ(A)、(B)、(C)、⑩ 緊急用海水ポンプ(A)、(B)、⑪ 残留熱除去系海水ポンプ(B)、(C)、⑫ 原子炉隔離時冷却系ポンプ、⑬ 高圧炉心スプレイ系ポンプ、⑭ 高圧代替注水系ポンプ</p> <p>⑮ 原子炉建屋車庫出入口、⑯ 原子炉建屋、⑰ 格納容器、⑱ 逃がし安全弁（自動減圧機能）、⑲ ボンプ、⑳ 可搬型代替注水中型ポンプ、㉑ 可搬型代替注水中型ポンプ、㉒ 高圧代替注水系ポンプ(A)、(B)、㉓ 高圧代替注水系配管、㉔ 高圧代替注水系弁、㉕ 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧代替注水流路）、㉖ 原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧代替注水流路）、㉗ 原子炉炉圧力容器、㉘ 残留熱除去系ポンプ、㉙ 残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）、㉚ 残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）、㉛ 残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）、㉜ 残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）、㉝ 残留熱除去系海水系ポンプ、㉞ 残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）、㉟ 残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）、㊱ 格納容器、㊲ 可搬型代替注水中型ポンプ、㊳ 低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）、㊴ 低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）、㊵ 残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）、㊶ 残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）、㊷ 代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）、㊸ 代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）、㊹ 残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）、㊺ 残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）、㊻ 軽油貯蔵タンク、㊼ 可搬型設備用軽油タンク、㊽ サプレッション・チェンバ（水源）、㊾ タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）、㊿ 西側淡水貯水設備（水源）、125V系蓄電池（電源）</p>	常設高圧代替注水系配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）	
	高圧代替注水系弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）	
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧代替注水流路）	45条（流路）	
	原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧代替注水流路）	45条（流路）	
	原子炉炉圧力容器	45条，47条（注入先）	
	残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）	
	残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）	
	残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）	
	残留熱除去系熱交換器（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換器）	
	残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条，49条（流路）	
	残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）	
	残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）	
	残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）	
	格納容器	49条（注入先）	
	可搬型代替注水中型ポンプ	47条，49条（ポンプ）	
	低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）	
	代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
	代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
	残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
	残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）	
	軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）	
	可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）	
	サプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）	
	タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）	
	西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）	
	常設代替高圧電源装置	57条	
	緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）	

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（7/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.2	全交流動力電源喪失（TBD, TBU） （つづき）	原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		高压代替注水系系統流量	58条（代替注水設備の運転確認）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		低压代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（8/27）

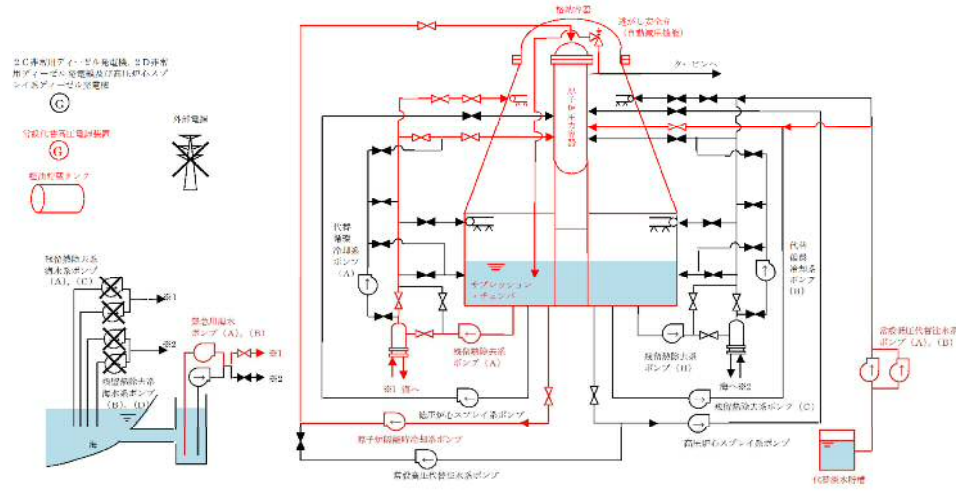
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失（TBP）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系弁（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条，49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機（低压注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条，49条（熱交換機）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条，49条（流路）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高压電源装置	57条
		125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（9/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.3.3	全交流動力電源喪失（TBP） （つづき）	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	45条（高圧時の原子炉冷却），47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウエル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（10/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
	系統概要図	原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッド（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条, 49条（ベント元, 注入先）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条, 49条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		残留熱除去系海水系系統流量	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		ドライウェル雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（11/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		系統概要図	
		高圧炉心スプレー系ポンプ	45条（ポンプ）
		高圧炉心スプレー系配管（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレー系弁（高圧流水流路）	45条（流路）
		高圧炉心スプレー系スパーージャ（高圧流水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレー冷却系配管（代替格納容器スプレー冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレー冷却系弁（代替格納容器スプレー冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレー冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレー冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレーヘッダ（代替格納容器スプレー冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化ベント系	48条
		軽油貯蔵タンク ^{※1}	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		非常用ディーゼル発電機（電源） ^{※1}	57条
		高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機（電源） ^{※1}	57条
		常設代替高圧電源装置 ^{※1}	57条
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		高圧炉心スプレー系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		

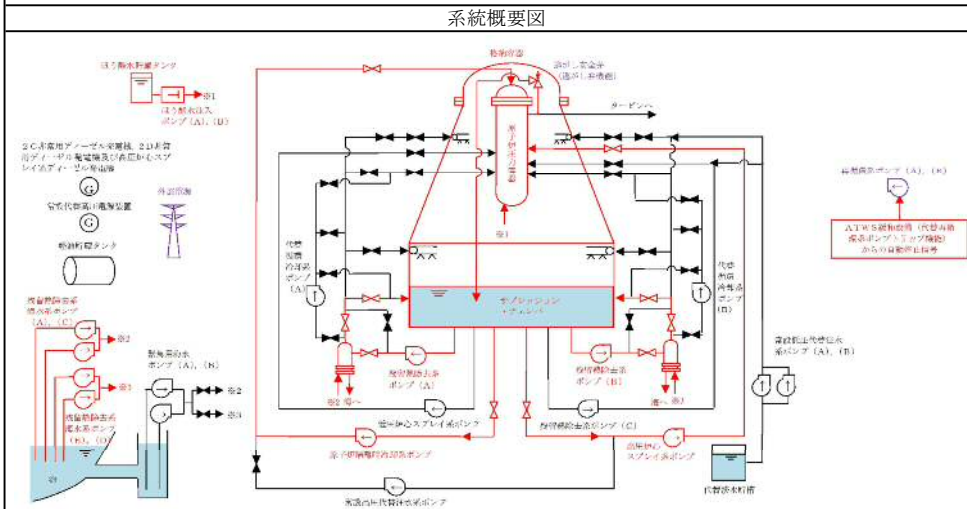
※1 解析上は外部電源ありを仮定しているが，外部電源喪失を想定すると必要となる設備

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（12/27）

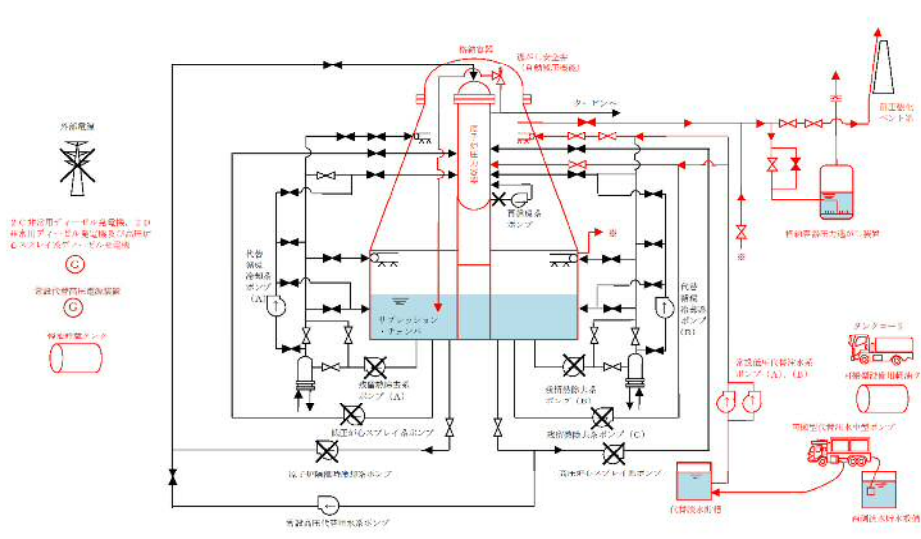
No	シナリオ	期待する設備	分類
2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合） （つづき）	原子炉圧力, 原子炉圧力（S/A）	58条（原子炉状態確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）, 58条（水源確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）, 58条（水源確認）
		ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 49条（格納容器の冷却）, 58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却）, 58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）
		格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）
		フィルタ装置圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（13/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.5	原子炉停止機能喪失	A TWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）	44条
		ほう酸水注入ポンプ	44条（ポンプ）
		ほう酸水貯蔵タンク	44条（流路）
		ほう酸水注入系配管	44条（流路）
		ほう酸水注入系弁	44条（流路）
		逃がし安全弁（逃がし弁機能）	DB（解析上使用を仮定）
		原子炉圧力容器	44条、45条（注入先）
		自動減圧系の起動阻止スイッチ	44条
		高压炉心スプレイ系ポンプ	45条（ポンプ）
		高压炉心スプレイ系配管（高压流水流路）	45条（流路）
		高压炉心スプレイ系弁（高压流水流路）	45条（流路）
		高压炉心スプレイ系スパージャ（高压流水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
		残留熱除去系ポンプ	47条、49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低压注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）	47条、49条（流路）
		残留熱除去系弁（低压注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）	47条、49条（流路）と分類
		残留熱除去系熱交換器（低压注水流路）（サブプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条、48条、49条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		格納容器	48条、49条（ベント元、注入先）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		平均出力領域計装	58条（スクラム失敗確認，SLC注入確認）
		起動領域計装	58条（スクラム失敗確認，SLC注入確認，未臨界確認）
ドライウェル圧力	49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）		
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低压時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）		
高压炉心スプレイ系系統流量	58条（高压時の原子炉冷却）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高压時の原子炉冷却）		
サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		



第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（14/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOC A時注水機能喪失 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）、49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	48条、49条（ベント元、注入先）
		格納容器圧力逃がし装置	48条
		耐圧強化ベント系	48条
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条、49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（原子炉状態確認）		
高圧炉心スプレイ系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）		
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（低圧注水機能喪失を確認）		
原子炉圧力、原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）		
低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却）、58条（代替注水確認）		
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）、58条（水源確認）		
ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）、49条（格納容器の冷却）、58条（格納容器状態確認）		
低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却）、58条（代替スプレイ確認）		
サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）		

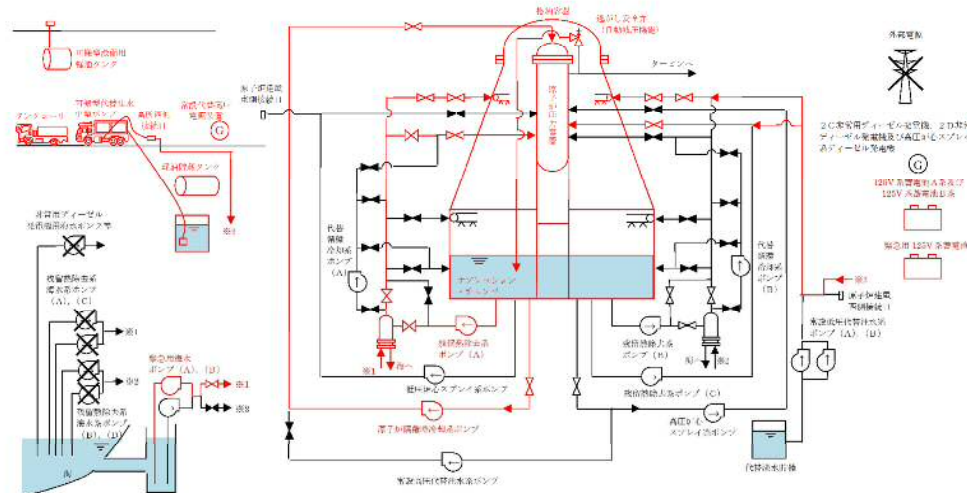
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（15/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.6	LOCA時注水機能喪失 (つづき)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	58条 (炉心損傷有無判断)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	
		フィルタ装置圧力	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 58条 (格納容器状態確認)
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	48条 (最終ヒートシンクへの熱の輸送), 58条 (格納容器状態確認)

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（16/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） 系統概要図	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高压注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条，47条（注入先）
		低压炉心スプレイ系ポンプ	47条（ポンプ）
		低压炉心スプレイ系配管（低压炉心スプレイ流路）	47条ポンプ（流路）
		低压炉心スプレイ系弁（低压炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		低压炉心スプレイ系スパーチャ（低压炉心スプレイ流路）	47条（流路）
		残留熱除去系ポンプ	49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（サブプレッション・プール冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（サブプレッション・プール冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（サブプレッション・プール冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	48条，49条（熱交換器）
		格納容器	48条，49条（ベント元，注入先）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		常設低压代替注水系ポンプ	47条，49条（ポンプ）
		低压代替注水系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		低压代替注水系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低压代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低压代替注水流路）	47条（流路）
		サブプレッション・チェンバ（水源）	45条，47条，49条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	47条（水源）
		外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		常設代替高压電源装置	57条
		非常用ディーゼル発電機（電源）	57条
		高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機（電源）	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		ドライウェル雰囲気温度	58条（格納容器状態確認）
		ドライウェル圧力	58条（格納容器状態確認）
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条（ISLOCA発生の確認）
		低压炉心スプレイ系系統流量	58条（低圧時の原子炉冷却）
		低压代替注水系原子炉注水流路（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却） 58条（代替注水確認）
代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備） 58条（水源確認）		
サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		

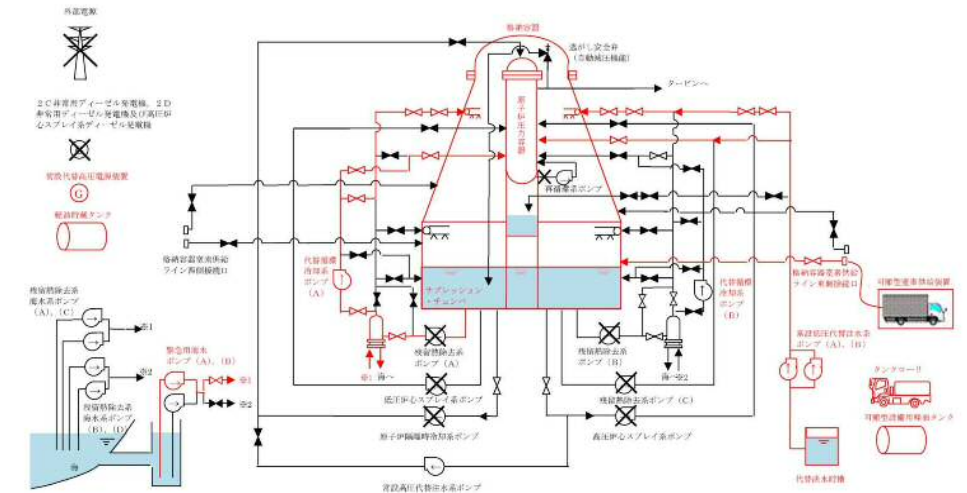
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（17/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による注水機能喪失 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	45条（ポンプ）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）配管（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉隔離時冷却系（注水系）弁（高圧注水流路）	45条（流路）
		原子炉圧力容器	45条, 47条（注入先）
		残留熱除去系ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（格納容器スプレイ冷却流路）	47条, 49条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（低圧注水系）（格納容器スプレイ冷却流路）（緊急用海水系流路）	47条, 48条, 49条（熱交換器）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		可搬型代替注水中型ポンプ	47条, 49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッダ（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条（注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	45条, 47条, 49条（水源）
		西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		常設代替高圧電源装置	57条
		125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（18/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
2.8	津波浸水による注水機能喪失 (つづき)	平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧時の原子炉冷却）
		原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		ドライウエル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		ドライウエル雰囲気温度 サプレッション・チェンバ雰囲気温度	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送），49条（格納容器の冷却），58条（格納容器状態確認）
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
残留熱除去系系統流量	58条		

第58-10-2表 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (19/27)

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	原子炉スクラム機能	DB (SA発生前に使用)
系統概要図			
		緊急用海水ポンプ	50条 (ポンプ)
		緊急用海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		緊急用海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系配管 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系海水系弁 (緊急用海水系流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系熱交換器 (緊急用海水系流路) (代替循環冷却流路)	50条 (熱交換器)
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条, 49条 (ポンプ)
		低圧代替注水系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系配管 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		残留熱除去系弁 (低圧代替注水流路)	47条 (流路)
		原子炉圧力容器	47条, 50条 (注入先)
		代替格納容器スプレー冷却系配管 (代替格納容器スプレー冷却流路)	49条 (流路)
		代替格納容器スプレー冷却系弁 (代替格納容器スプレー冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替格納容器スプレー冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替格納容器スプレー冷却流路)	49条 (流路)
		残留熱除去系スプレーヘッド (代替格納容器スプレー冷却流路)	49条 (流路)
		格納容器	48条 (ベント元), 49条, 52条 (注入先)
		代替循環冷却系ポンプ	50条 (ポンプ)
		代替循環冷却系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		代替循環冷却系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系配管 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系弁 (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		残留熱除去系スプレーヘッド (代替循環冷却流路)	50条 (流路)
		中央制御室換気系	59条 (作業環境維持)
		非常用ガス処理系	59条 (作業環境維持)
		非常用ガス再循環系	59条 (作業環境維持)
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ (可搬型窒素供給装置給油)	57条 (燃料輸送)
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)
		サブプレッション・チェンバ (水源)	56条 (水源)
		代替淡水貯槽 (水源)	56条 (水源)
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)
		起動領域計装	58条 (未臨界の維持又は監視)
		原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (原子炉状態確認)
		原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)	58条 (原子炉状態確認)
		格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	58条 (炉心損傷有無判断)
		代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)
		低圧代替注水系格納容器スプレー流量 (常設ライン用)	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレー確認)
		低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)	47条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（20/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.2	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合） （つづき）	ドライウエル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）
		ドライウエル圧力 サブプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高压注水機能喪失を確認）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）
		代替循環冷却系原子炉注水流量	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレイ確認）
		サブプレッション・プール水温度	58条（格納容器状態確認）
		格納容器内水素濃度（SA）	58条（格納容器水素濃度確認）
		格納容器内酸素濃度（SA）	58条（格納容器酸素濃度確認）

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（21/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.1.3	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
	系統概要図	常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ），49条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		代替格納容器スプレィ冷却系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレィ冷却系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系スプレィヘッド（代替格納容器スプレィ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条，50条（注入先，ベント元）
		格納容器圧力逃がし装置	50条
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		可搬型代替注水中型ポンプ（水源移送）	56条（水源移送）
		タンクローリ（可搬型代替注水中型ポンプ給油）	57条（燃料輸送）
		代替淡水貯槽（水源）	47条，49条（水源）
	西側淡水貯水設備（水源）	56条（水源）	
	常設代替交流電源設備	57条	
	平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）	
	起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W） 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	58条（炉心損傷有無判断）	
	低圧代替注水系格納容器スプレィ流量（常設ライン用）	49条（格納容器の冷却），58条（代替スプレィ確認）	
	低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（代替注水確認）	
	原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域）	47条（低圧時の原子炉冷却），58条（原子炉状態確認）	
	原子炉圧力，原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）	
	ドライウェル雰囲気温度	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（水位不明判断，格納容器冷却確認）	
	ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	49条（格納容器の冷却），50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）	
	代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備），58条（水源確認）	
	サプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）	
	格納容器内水素濃度（SA）	58条（格納容器水素濃度確認）	
	格納容器内酸素濃度（SA）	58条（格納容器酸素濃度確認）	
	フィルタ装置圧力	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）	
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	50条（格納容器の過圧破損防止），58条（格納容器状態確認）	

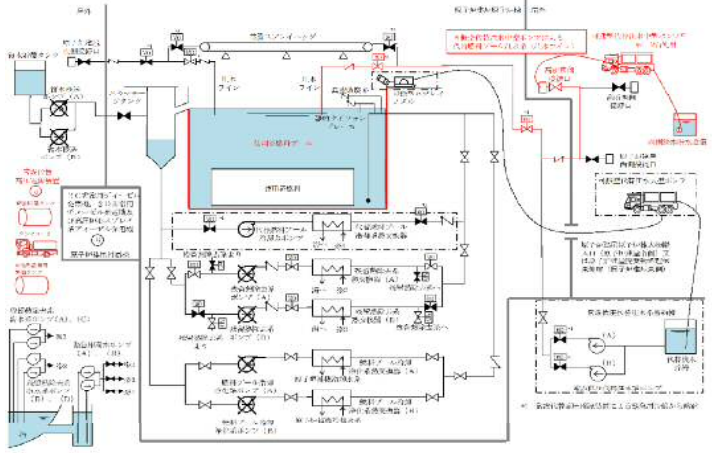
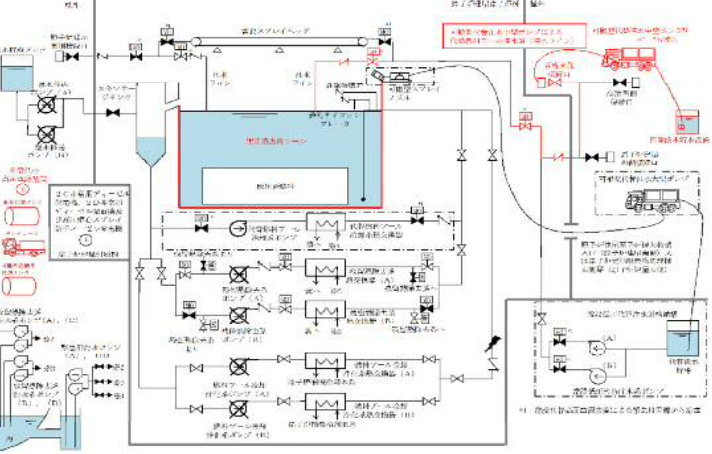
第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（22/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 系統概要図 	原子炉スクラム機能	DB（SA発生前に使用）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		緊急用海水ポンプ	50条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	50条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（代替循環冷却流路）	50条（熱交換器）
		常設低圧代替注水系ポンプ	49条, 51条（ポンプ）
		代替格納容器スプレイ冷却系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		代替格納容器スプレイ冷却系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系配管（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		残留熱除去系弁（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		原子炉圧力容器	50条（注入先）
		残留熱除去系スプレイヘッド（代替格納容器スプレイ冷却流路）	49条（流路）
		格納容器	49条, 51条, 52条（注入先）
		代替循環冷却系ポンプ	50条（ポンプ）
		代替循環冷却系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		代替循環冷却系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系配管（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系弁（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		残留熱除去系スプレイヘッド（代替循環冷却流路）	50条（流路）
		コリウムシールド	51条
		格納容器下部注水系配管（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		格納容器下部注水系弁（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		低圧代替注水系配管（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		低圧代替注水系弁（格納容器下部注水流路）	51条（流路）
		中央制御室換気系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス処理系	59条（作業環境維持）
		非常用ガス再循環系	59条（作業環境維持）
		可搬型窒素供給装置	52条
		タンクローリ（可搬型窒素供給装置給油）	57条（燃料輸送）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		可搬型設備用軽油タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		代替淡水貯槽（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		平均出力領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）
		原子炉隔離時冷却系系統流量	58条（高圧注水機能喪失を確認）
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）	58条（原子炉状態確認）		
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）	58条（原子炉状態確認）		

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（23/27）

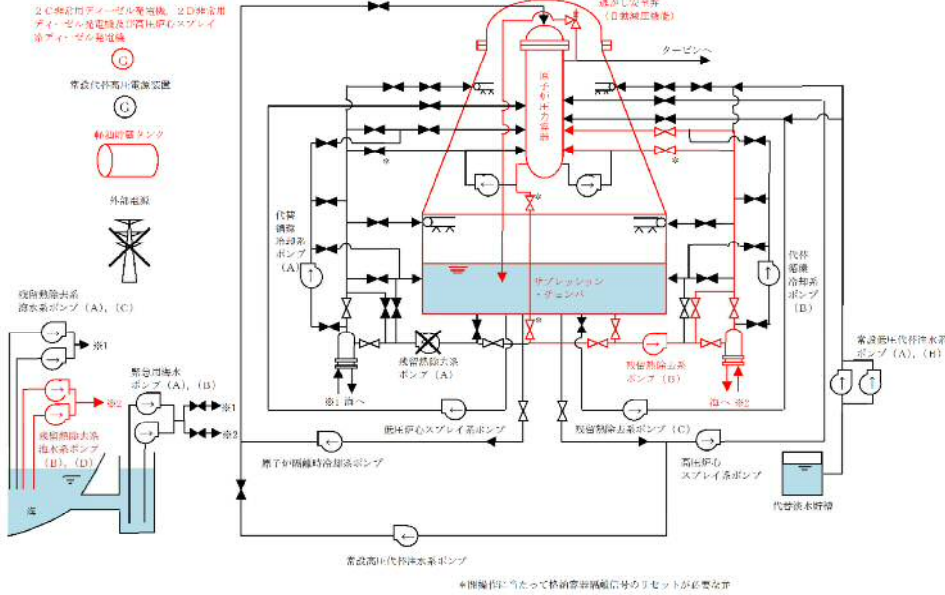
No	シナリオ	期待する設備	分類
3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (つづき)	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	58条 (炉心損傷有無判断)
		低圧代替注水系格納容器下部注水流量	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却)
		格納容器下部水温	58条 (格納容器状態確認), 58条 (格納容器状態確認)
		格納容器下部水位	51条 (格納容器下部の溶融炉心冷却), 58条 (格納容器状態確認)
		ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバ圧力	49条 (格納容器の冷却), 50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認)
		原子炉圧力容器温度	58条 (原子炉状態確認)
		低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	50条 (格納容器の過圧破損防止), 58条 (格納容器状態確認)
		代替循環冷却系原子炉注水流量	50条 (低圧時の原子炉冷却), 58条 (代替注水確認)
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	49条 (格納容器の冷却), 58条 (代替スプレイ確認)
		格納容器内水素濃度 (SA)	58条 (格納容器水素濃度確認)
		格納容器内酸素濃度 (SA)	58条 (格納容器酸素濃度確認)
		サプレッション・プール水温度	58条 (格納容器状態確認)
		代替淡水貯槽水位	56条 (水の供給設備), 58条 (水源確認)

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（24/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類	
3.3	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	—	—	
3.4	水素燃焼	—	—	
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	
4.1	想定事故1 (使用済燃料プール)	可搬型代替注水中型ポンプ	54条 (ポンプ)	
		低圧代替注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
	系統概要図		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
		代替燃料プール注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
		代替燃料プール注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
		使用済燃料プール	54条 (注入先)	
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)	
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)	
		タンクローリ (可搬型代替注水中型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)	
		西側淡水貯水設備 (水源)	56条 (水源)	
		常設代替高压電源装置	57条	
		非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条	
		残留熱除去系系統流量	58条 (SFP冷却機能喪失を確認)	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条 (SFP冷却機能喪失を確認)	
		使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	54条 (SFP状態確認)	
		使用済燃料プール温度 (SA)	54条 (SFP状態確認)	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		54条 (SFP上部空間線量確認)		
使用済燃料プール監視カメラ	54条 (SFP状態確認)			
4.2	想定事故2 (使用済燃料プール)	可搬型代替注水中型ポンプ	54条 (ポンプ)	
		低圧代替注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
	系統概要図		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)
		低圧代替注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
		代替燃料プール注水系配管 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
		代替燃料プール注水系弁 (代替燃料プール注水流路)	54条 (流路)	
		使用済燃料プール	54条 (注入先)	
		軽油貯蔵タンク	57条 (燃料源)	
		可搬型設備用軽油タンク	57条 (燃料源)	
		タンクローリ (可搬型代替注水中型ポンプ給油)	57条 (燃料輸送)	
		西側淡水貯水設備 (水源)	56条 (水源)	
		常設代替高压電源装置	57条	
		非常用ディーゼル発電機 (電源)	57条	
		残留熱除去系系統流量	58条設計基準拡張 (SFP冷却機能喪失を確認)	
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	58条 (SFP冷却機能喪失を確認)	
		使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	54条 (SFP状態確認)	
		使用済燃料プール温度 (SA)	54条 (SFP状態確認)	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)		54条 (SFP上部空間線量確認)		
使用済燃料プール監視カメラ	54条 (SFP状態確認)			

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（25/27）

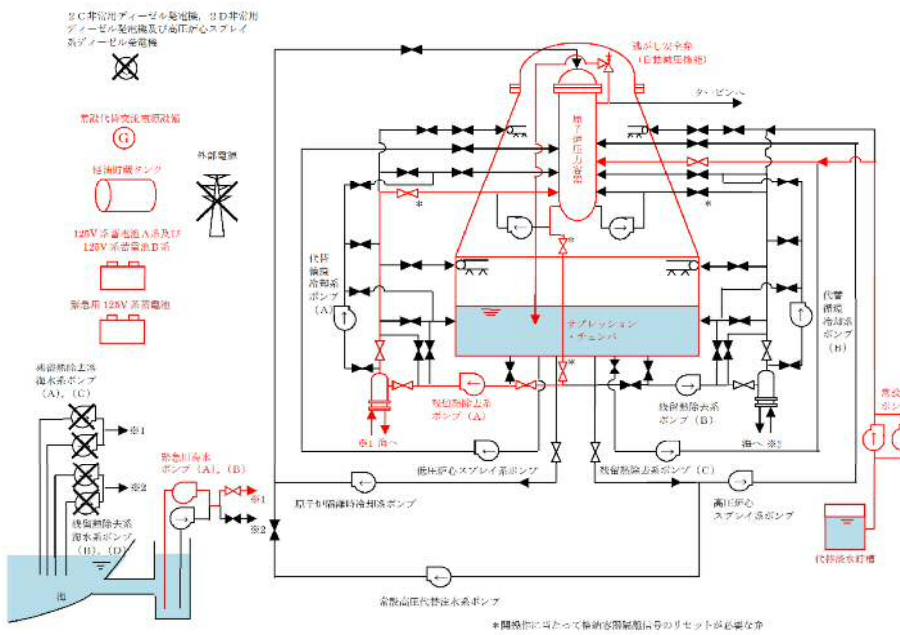
No	シナリオ	期待する設備	分類		
5.1	崩壊熱除去機能喪失（運転停止中の原子炉）	非常用ディーゼル発電機（電源）	57条		
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条		
		系統概要図		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）		
		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）		
		残留熱除去系熱交換器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条，48条（熱交換器）		
		原子炉压力容器	47条（注入先）		
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）		
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）		
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）		
		格納容器	48条（注入先）		
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）		
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）		
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		
		残留熱除去系熱交換器入口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）		
		残留熱除去系熱交換器出口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）		
		原子炉圧力，原子炉圧力（S A）	58条（原子炉状態確認）		
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（S A広帯域）	58条（原子炉状態確認）				



58-10-28

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（26/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.2	全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉）	逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		常設低圧代替注水系ポンプ	47条（ポンプ）
		低圧代替注水系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		低圧代替注水系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系配管（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（低圧代替注水流路）	47条（流路）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		緊急用海水ポンプ	48条（ポンプ）
		緊急用海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		緊急用海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系配管（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（緊急用海水系流路）	48条（流路）
		残留熱除去系熱交換器（緊急用海水系流路）（原子炉停止時冷却流路）	48条（熱交換器）
		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
		残留熱除去系配管（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系弁（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		格納容器	47条, 48条（ベント元, 注入先）
		軽油貯蔵タンク	57条（燃料源）
		サプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
		常設代替高圧電源装置	57条
		125V系蓄電池A系（電源）	57条（直流電源）
		125V系蓄電池B系（電源）	57条（直流電源）
		緊急用125V系蓄電池（電源）	57条（直流電源）
		原子炉圧力, 原子炉圧力（SA）	58条（原子炉状態確認）
		原子炉水位（広帯域）, 原子炉水位（SA広帯域）	58条（原子炉状態確認）
		低圧代替注水系原子炉注水流流量（常設ライン狭帯域域用）	47条（低圧時の原子炉冷却）, 58条（代替注水確認）
		代替淡水貯槽水位	56条（水の供給設備）, 58条（水源確認）
		残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）
		残留熱除去系熱交換器入口温度	58条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）
		緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）
緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	48条（最終ヒートシンクへの熱の輸送）, 58条（格納容器状態確認）		



58-10-29

第58-10-2表 37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（27/27）

No	シナリオ	期待する設備	分類
5.3	原子炉冷却材の流出（運転停止中の原子炉）	外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
系統概要図		残留熱除去系ポンプ	47条（ポンプ）
<p>② C系専用ディーゼル発電機、② D系専用ディーゼル発電機及び高圧中心スプレッド系ディーゼル発電機</p> <p>事故代用高圧電源装置</p> <p>軽減圧機タンク</p> <p>残留熱除去系海水ポンプ(A)、(C)</p> <p>緊急用海水ポンプ(A)、(B)</p> <p>残留熱除去系海水ポンプ(B)、(D)</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ</p> <p>高圧系圧力注水系ポンプ</p> <p>逃がし安全弁 (自動減圧機能)</p> <p>タービン</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>サブプレッション・チェンバ</p> <p>格納容器</p> <p>高圧中心スプレッドポンプ</p> <p>事故代用海水ポンプ(A)、(B)</p> <p>※図操作に当たっては格納容器制御は必ずセットが確定条件。</p>		残留熱除去系弁（低圧注水流路）（原子炉停止時冷却流路）	47条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（原子炉停止時冷却流路）（残留熱除去系海水流路）	47条（熱交換器）
		残留熱除去系海水系ポンプ	48条（ポンプ）
		残留熱除去系海水系配管（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系海水系弁（残留熱除去系海水流路）	48条（流路）
		残留熱除去系熱交換機器（残留熱除去系海水流路）	48条（熱交換器）
		原子炉圧力容器	47条（注入先）
		格納容器	47条（注入先）
		逃がし安全弁（自動減圧機能）	46条
		サブプレッション・チェンバ（水源）	56条（水源）
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（SA広帯域）	58条（原子炉状態確認）		
サブプレッション・プール水位	58条（格納容器状態確認）		
残留熱除去系系統流量	58条（格納容器の冷却）		
5.4	反応度の誤投入（運転停止中の原子炉）	外部電源（電源）	DB（解析上使用を仮定）
		原子炉スクラム機能（原子炉出力ペリオド短縮）	DB（解析上使用を仮定）
		起動領域計装	58条（未臨界の維持又は監視）

58-11 別紙

<別紙 目次>

- 別紙 1 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方
について
- 別紙 2 サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
- 別紙 3 ペDESTAL内に設置する計器について
- 別紙 4 原子炉水位の推定手段について
- 別紙 5 R P V破損判断について

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の
考え方について

第 1.15-2 図「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選
定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方
を，第 1 表に示す。

以 上

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0～500℃	4	原子炉圧力容器（以下、「RPV」という。）破損徴候の検知に用いる下鏡部に1個、また、RPV下鏡部と位置的に分散させ検知性の向上を図るためボトムスカート上部に1個、その他にRPVの縦方向へ給水ノズル部に1個、RPVフランジ部近辺に1個、合計4個を新規に設置する。（別紙5参照）
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0～10.5MPa [gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2（事故時監視計器）の設計要求により既に多重化された2個を設定する。なお、過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ、計器電源を交流から直流電源（区分Ⅰ、Ⅱ）仕様の計器へ変更する。
	原子炉圧力（SA）	0～10.5MPa [gage]	2	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉圧力とは別に既設2個（ATWS用）を設定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{*1}	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{*2}	2	原子炉圧力と同じ。
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{*1}	1	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位（広帯域）とは別に新規に1個設置する。
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{*2}	1	監視の重要性に鑑み、計器電源を緊急用直流電源から給電可能な原子炉水位（燃料域）とは別に新規に1個設置する。
原子炉圧力容器内への注水量	高压代替注水系系統流量	0～50L/s	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）	0～500m ³ /h	1	系統流量（常設ライン）とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各1個設置する。
	低压代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h	1	
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）	0～300m ³ /h	1	系統流量（可搬ライン）とそのミニフロー調整時に監視可能な流量計を新規に各1個設置する。
	低压代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）	0～80m ³ /h	1	
	代替循環冷却系原子炉注水流量	0～150m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	0～50L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
	高压炉心スプレイ系系統流量	0～500L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉圧力容器内への注水量	残留熱除去系系統流量	0~600L/s	3	系統流量を監視可能な既設流量計を3個設定する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	0~600L/s	1	系統流量を監視可能な既設流量計を1個設定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	1	系統流量 (常設ライン) を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	1	系統流量 (可搬ライン) を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0~200m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	0~300℃	8	ドライウエル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの高さ (ドライウエル上部) に2個、燃料有効長頂部の高さ (ドライウエル中部) に2個、ドライウエル機器ハッチ及び所員用エアロックの高さ (ドライウエル下部) に2個、ペDESTAL上部に2個、合計8個を新規に設置する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0~200℃	2	サブプレッション・チェンバ内の温度分布を把握するため、既設と同程度の高さに新規に2個設置する。
	サブプレッション・プール水温度	0~200℃	3	サブプレッション・プール水の温度分布を把握するため、縦方向へ、既設と同程度の高さ (上部、中部、下部) に新規に3個設置する。
	格納容器下部水温	0~500℃ ^{※3} (ペDESTAL床面 0m) ^{※4}	5	ペDESTAL底部にデブリが落下した際に、水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ落下を検知する。デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個 (予備1個含む) を設置し、RPV破損の早期判断の観点から、2個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の熔融による短絡又は導通) となった場合に、RPV破損を判断する。
		0~500℃ ^{※3} (ペDESTAL床面+0.2m) ^{※4}	5	ペDESTAL床面から0.2m以上のデブリが堆積した際に、水温上昇や高温のデブリが接触し指示値がダウンスケールすることでデブリ堆積を検知する。デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個 (予備1個含む) を設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の熔融による短絡又は導通) した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	1	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gege]) を監視可能な圧力計を新規に 1 個設置する。
	サプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	1	原子炉格納容器の限界圧力 (620kPa [gege]) を監視可能な圧力計を新規に 1 個設置する。
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・プール水位	-1m～9m (EL. 2, 030mm～12, 030mm) ※5	1	ウェットウエルベント操作可否判断 (ベントライン下端高さ-1.64m : 通常水位+6.5m) を把握可能な水位計を新規に 1 個設置する。
	格納容器下部水位	+1.05m ^{※4, ※6} (EL. 12, 856mm)	2	R P V破損前の水位管理のため、原子炉格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水量を事前注水するための高さを検知する。約 180° 間隔で計 2 個 (予備 1 個含む) 設置し、1 個以上がこの高さ以上の水位を検知した場合に水張り完了及び注水停止を判断する。
		+0.50m, +0.95m ^{※4, ※7} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	各 2	R P V破損後の水位管理のため、デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満) にペDESTAL水位を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 0.5m, 1m を検知する。それぞれの水位計を約 180° 間隔で計 2 個 (予備 1 個含む) 設置し、1 個以上が水位 0.5m 未満を検知した場合に注水開始を判断する。また、水位 1m 到達を検知した場合はペDESTAL注水停止を判断する。
	+2.25m, +2.75m ^{※4, ※8} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	各 2	R P V破損後の水管理のため、デブリ大量落下時 (堆積高さ 0.2m 以上) にペDESTAL水位を 2.25m～2.75m の範囲に維持するため、水位 2.25m, 2.75m を検知する。ペDESTAL側壁の貫通孔を通じたペDESTAL外側のボックス内に、2.25m 及び 2.75m の各高さに 2 個の水位計 (予備 1 個含む) を設置し、1 個以上が 2.25m 未満を検知した場合にペDESTAL注水開始、2.75m 到達を検知した場合にペDESTAL注水停止を判断する。	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A)	0～100vo1%	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (水素濃度 : 4vo1%) を監視するため、D/W, S/C 運転切替 (サンプリング式) により計測可能な水素濃度計を新規に設置する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化されたD/W及びS/Cそれぞれ 2 個設定する。なお、過去の事故時に電源喪失により計測不能になったことを踏まえ、計器電源を交流から直流電源 (区分 I, II 又は緊急用直流電源) 仕様の計器へ変更する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻² Sv/h～10 ⁵ Sv/h	2	

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (4/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	$10^{-1} \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0~40%又は0~125% $(1.0 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	8	原子炉出力を監視可能な既設の起動領域計装全8チャンネルを設定する。
	平均出力領域計装	0~125% $(1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	2※9	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域計装を全6チャンネルのうち、2チャンネルを設定する。局部出力領域計装(LPRM)の検出器は、炉内43箇所に万遍なく配置されており、その各々の集合体に4個の独立した検出器が軸方向に等間隔に配置し、計172(43×4)個から構成されている。このため、1チャンネルでも未臨界確認は可能であるが、単一故障を想定し、パラメータの監視機能喪失を防ぐため、A系1チャンネル、B系1チャンネル、計2チャンネル設定する。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0~100℃	2	系統温度を監視可能な温度計を新規に2個設置する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0~300m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。
	フィルタ装置水位	180mm~5,500mm	2	系統運転時において、計装設備の機能喪失が格納容器圧力逃がし装置の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係る「フィルタ装置水位」と、除去性能が保持されていることを監視する「フィルタ装置出口放射線モニタ」の高レンジを対象に2個設置する。その他の計器は、直接それに当たらないため単一設計とする。なお、フィルタ装置入口水素濃度は、単一故障にした場合、代替パラメータの設定が他にできないため2個設置する。
	フィルタ装置圧力	0~1MPa [gage]	1	
	フィルタ装置スクラビング水温度	0~300℃	1	
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	2	
		$10^{-3} \text{ mSv/h} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1	
	フィルタ装置入口水素濃度	0~100vol%	2	
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \text{ mSv/h} \sim 10^5 \text{ mSv/h}$	2	
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	2	系統温度を監視可能な既設温度計を2個設定する。	

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (5/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系海水系系統流量	0~550L/s	2	系統流量を監視可能な既設流量計を2個設定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0~800m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0~50m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。
水源の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	西側淡水貯水設備水位	0~6.5m	1	水源水位を監視可能な水位計を新規に1個設置する。
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置する。
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	ポンプの吐出圧力を監視可能な圧力計を新規に2個設置する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	3	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を3個設定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	1	ポンプの吐出圧力を監視可能な既設圧力計を1個設定する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器フランジ面からの水素漏えいがほぼ均一に拡散する南北の壁面天井付近に、新規に2個設置する。
		0~20vol%	3	GOTHIC解析の結果に基づき、格納容器から局所的に水素漏えいが懸念される下記のフランジ部周辺に、それぞれ1個、合計3個を新規に設置する。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋原子炉棟2階 D/W所員用エアロック ・原子炉建屋原子炉棟2階 機器ハッチ及びCRD搬出用ハッチ ・原子炉建屋原子炉棟地下1階 S/Cアクセスハッチ
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	0~300℃	4*10	GOTHIC解析の結果に基づき、PAR24基のうち、東西の壁に設置する2基のPARを代表して、出入口に1個ずつ、合計4個を新規に設置する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (6/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A)	0~25vol%	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性 (酸素濃度: 5vol%) を監視するため、D/W, S/C 運転切替 (サンプリング式) により計測可能な酸素濃度計を新規に設置する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (S A 広域)	-4, 300mm~+7, 200mm (EL. 35, 077mm~ 46, 577mm) ※1 1	1	通常水位から燃料貯蔵ラック下端 (EL. 35, 097mm) まで監視可能な水位計を新規に 1 個設置する。
		0~120℃	1※1 2	通常水温から沸騰水温 (水位高さ: 燃料貯蔵ラック中央付近) まで監視可能な温度計を新規に 1 個設置する。
	使用済燃料プール温度 (S A)	0~120℃	1※1 3	通常水温から沸騰水温 (水位高さ: T A F 1m 下) まで監視可能な温度計を新規に 1 個設置する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10^{-2} Sv/h~ 10^5 Sv/h	1	通常水位から B A F まで水位変動した際の放射線量率を監視可能な高レンジ・低レンジモニタを新規に各 1 個設置する。
		10^{-3} mSv/h~ 10^4 mSv/h	1	
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	1	通常水位から T A F まで監視可能な監視カメラを新規に 1 個設置する。

※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1, 340cm)

※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)

※3 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※4 ペDESTAL 底面 (コリウムシールド上表面: EL. 11, 806mm) からの高さ

※5 基準点は通常運転水位: EL. 3, 030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7, 030mm)

※6 R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※7 R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※8 R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)

※9 平均出力領域計装 A~F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※10 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

※11 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL. 39, 377mm (使用済燃料プール底部より 4, 688mm)

※12 検出点 2 箇所

※13 検出点 8 箇所

サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について

1. はじめに

格納容器破損防止対策において、原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サプレッション・プール水位は上昇するが、ウェットウェル側からの格納容器圧力逃がし装置等による格納容器ベントを実施するためには、ウェットウェルベントラインの水没を防止する必要があることから、外部水源注水量制限（通常水位+6.5m）を設け、制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。

有効性評価シナリオにおいて、最も格納容器内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）シナリオであり、格納容器ベント実施による圧力低下によりサプレッション・プール水位は、サプレッション・チェンバ底面（EL.) から約 15m（EL.) まで上昇する評価となる。ここでは、サプレッション・プール水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。

また、ペDESTAL（ドライウェル部）に蓄水する状況として、当該部への注水による格納容器下部水位の上昇が考えられることから、ペDESTAL（ドライウェル部）における計装設備への影響も評価する。

2. 評価結果

原子炉格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、原子炉圧力容器温度計、ドライウェル雰囲気温度計、サプレッション・チェンバ雰囲気温度計、サプレッション・プール水温度計、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計がある。サプレッション・プール水位が EL. まで上昇

した場合、通常運転時から水面下に設置しているサプレッション・プール水温度計は水面以下となる状態が継続する。また、格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計は、通常運転時からペデスタル（ドライウェル部）に約 1m の水位を形成すること及び事故時に当該部への注水を行うことにより水没する。これらの重大事故等時に使用する計装設備は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上（格納容器の限界温度・圧力である 200℃, 2Pd の蒸気条件下での健全性確保）を図る設計としている。

第 1 表に原子炉格納容器内の計装設備の設置高さを、第 1 図に原子炉格納容器内の計装設備の配置を示す。

第 1 表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

計装設備※1	個数	検出器設置高さ	影響評価
①原子炉圧力容器温度計	4		原子炉圧力容器温度計 4 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
②ドライウェル雰囲気温度計	8		ドライウェル雰囲気温度計 8 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
③サプレッション・チェンバ 雰囲気温度計	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度計 2 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
④サプレッション・プール水 温度計	3		サプレッション・プール水温度計 3 個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑤格納容器下部水温計	10		格納容器下部水温計 10 個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑥格納容器下部水位計	10		格納容器下部水位計（電極式）10 個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。

※1 表中の丸数字は第 1 図の丸数字に対応する。



第 1 図 原子炉格納容器内の計装設備の配置

ペDESTAL内に設置する計器について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、概要及び設置位置を第1表及び第1図に示す。また、各計器の設置目的等を以下に示す。

(1) R P V破損前までの水位管理

①格納容器下部水位計（1m超）

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

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

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

(2) R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（第2表）

②格納容器下部水温計（0m）

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

デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計5個（予備1個

含む) 設置し, R P V破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

③格納容器下部水温計 (0.2m)

ペDESTAL底面から 0.2m の高さに测温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し, ペDESTAL満水までの注水可否を判断する。

また, 指示値の上昇又は喪失により, R P V破損検知に用いる。

デブリの落下, 堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個 (予備 1 個含む) 設置し, 十分な量のデブリ堆積検知の観点から, 3 個以上がオーバースケール (デブリの接触による温度上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) した場合にペDESTAL満水までの注水を判断する。

また, R P V破損の早期判断の観点から, 2 個以上が上昇傾向 (デブリの落下による水温上昇) 又はダウンスケール (温度計の溶融による短絡又は導通) となった場合に, R P V破損を判断する。

(3) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合)

④格納容器下部水位計 (0.5m)

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

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

⑤格納容器下部水位計 (1m 未満)

ペDESTAL底面より 1m の高さから測定誤差を差し引いた高さに水位計を設置し, デブリの少量落下時 (堆積高さ 0.2m 未満) においてペDESTAL水位

を 0.5m～1m の範囲に維持するため、水位 1m 到達を検知しペDESTAL注水停止を判断する。

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

⑥格納容器下部雰囲気温度計

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

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

(4) R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ \geq 0.2m の場合）

⑦格納容器下部水位計（2.25m, 2.75m）

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

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

各計器の検出部の仕様等を第 3 表に、測定原理を第 2 図及び第 3 図にそれぞれ示す。また、各計器の構造図及び設置概略図を第 4 図に示す。ペDESTAL内に設置する各計器の検出部及びケーブル（MI ケーブル）は耐熱性の高い無機物

で構成し、ペDESTAL外に取り出したケーブル（MI ケーブル）をペNETREーションボックス内にてペNETREーションのケーブルと直ジョイントで接続する。

これらの計器は、重大事故等時の環境条件下において耐性を有する設計とする。ペDESTAL内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果を包絡する格納容器内環境条件 200℃（ピーク温度 235℃－5 分間）、0.62MPa[gage]を設定している。またペDESTAL内はRPV破損後のデブリの落下を考慮した以下の設計を採用する。

- ・各計器の検出部及びMI ケーブルには金属製の保護カバーを設置（デブリ検知用水温計検出部を除く）し、ペDESTAL内構造物等に付着したデブリの輻射熱から保護する設計とする。
- ・各計器のMI ケーブルは、第5図に示すとおり、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。

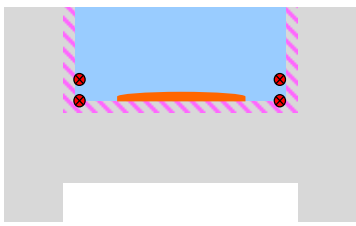
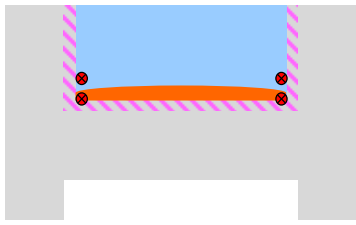
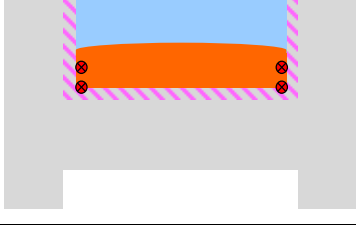
なお、ペDESTAL内の検出器・MI ケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。

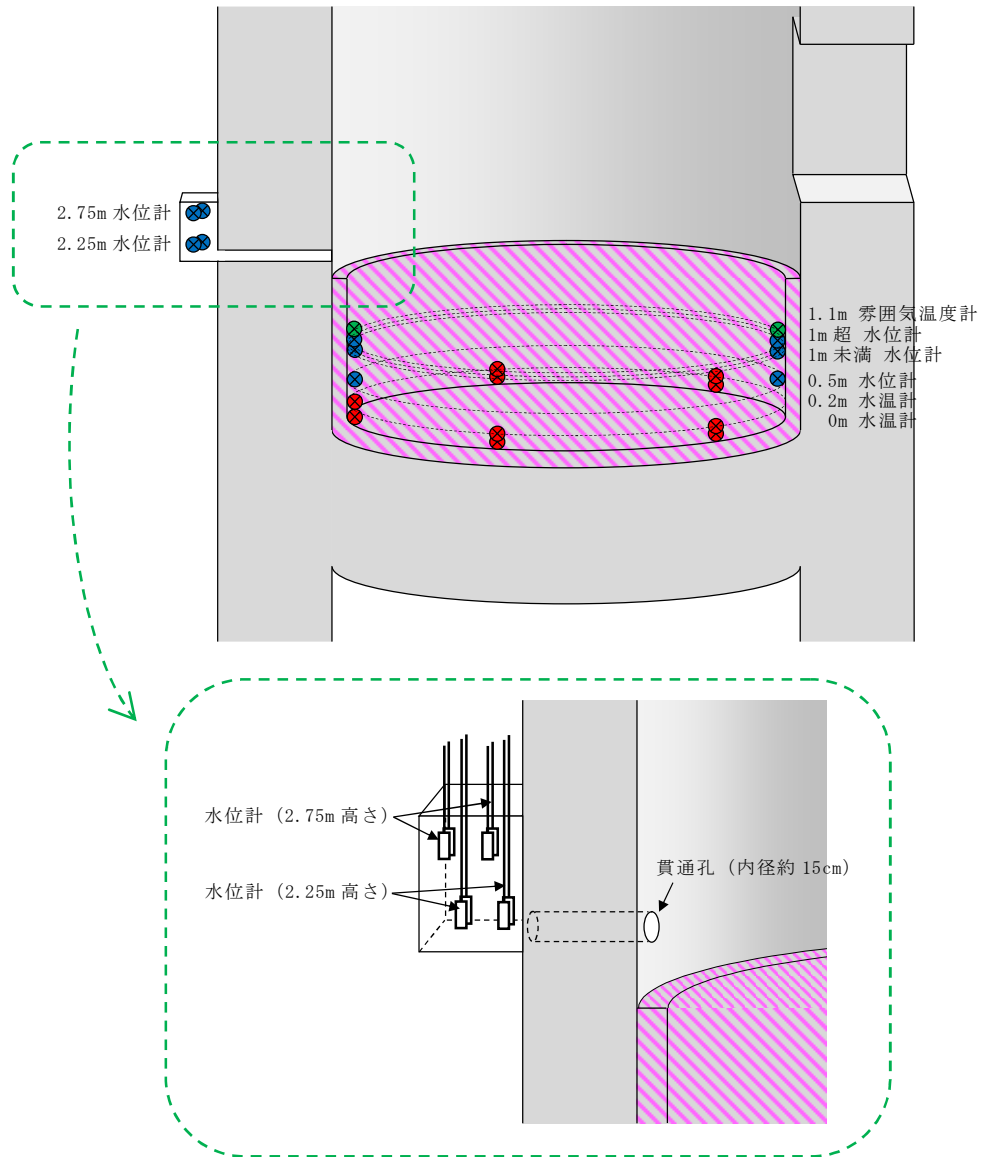
第1表 ペデスタル内計器の概要

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

※1 ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ

第2表 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知の概念

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

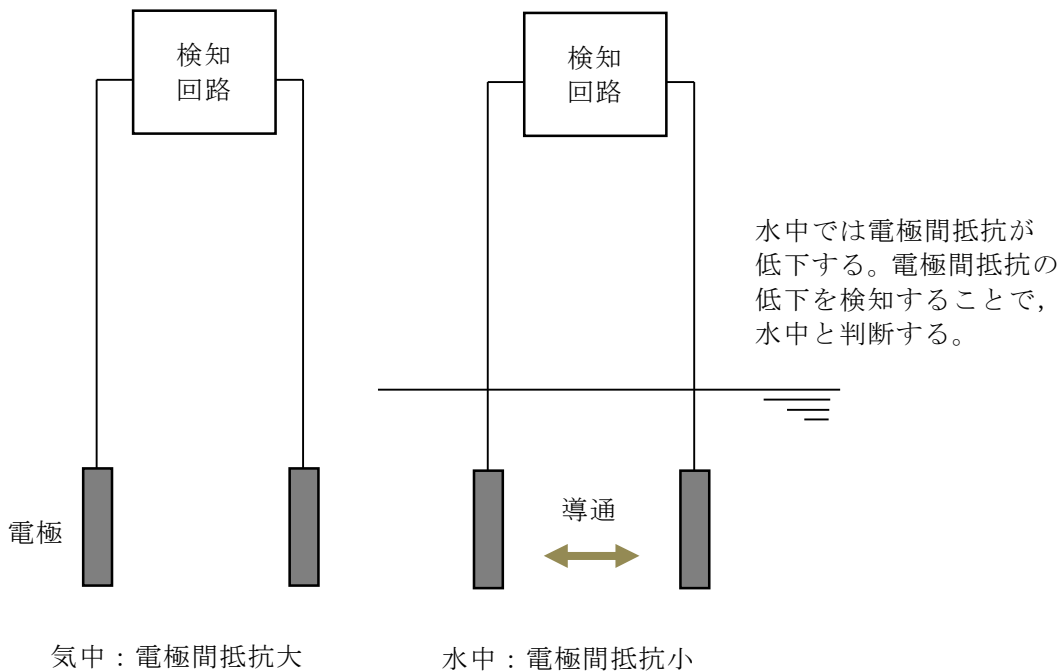


第 1 図 ペDESTAL内の計器設置図

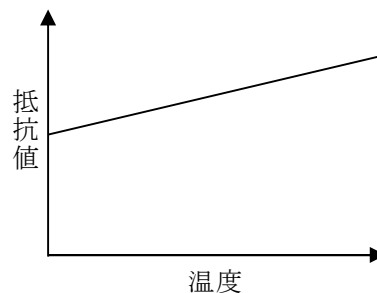
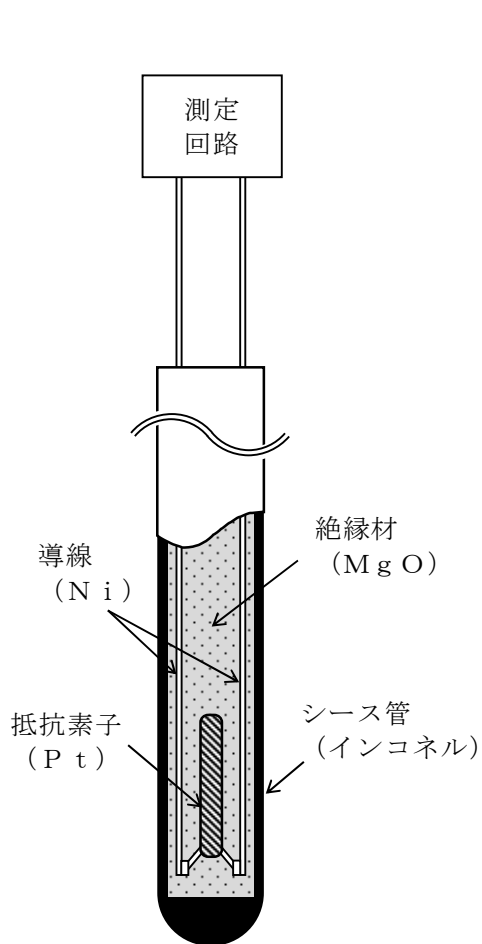
第3表 検出部の仕様等

計器種別	測定レンジ	測定誤差	耐環境性
測温抵抗体式 温度計	-200℃～500℃	$\pm(0.3+0.005 t)$ t: 測定温度	温度: 短期 230℃, 長期 200℃ 圧力: 620kPa[gage] 放射線: -※2
電極式 水位計	— (レベルスイッチ)	±10mm	温度: 短期 230℃, 長期 200℃ 圧力: 620kPa[gage] 放射線: -※2

※2 検出部は無機物で構成しており、放射線による影響はない



第2図 電極式水位計の動作原理



金属の電気抵抗が温度に比例する性質を利用し、抵抗素子の抵抗値をもとに温度測定を行う。

高温のデブリが接触すると、温度指示値は急上昇しオーバースケールとなる。

また、以下の過程の中で導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通すると、抵抗値が低下し温度指示値がダウンスケールとなる。

- ・シース管の溶融、水及びデブリの浸入
- ・水との反応による絶縁材の膨張、剥離
- ・デブリとの反応に伴う絶縁材の溶融、蒸発

測温抵抗体構成材料の融点

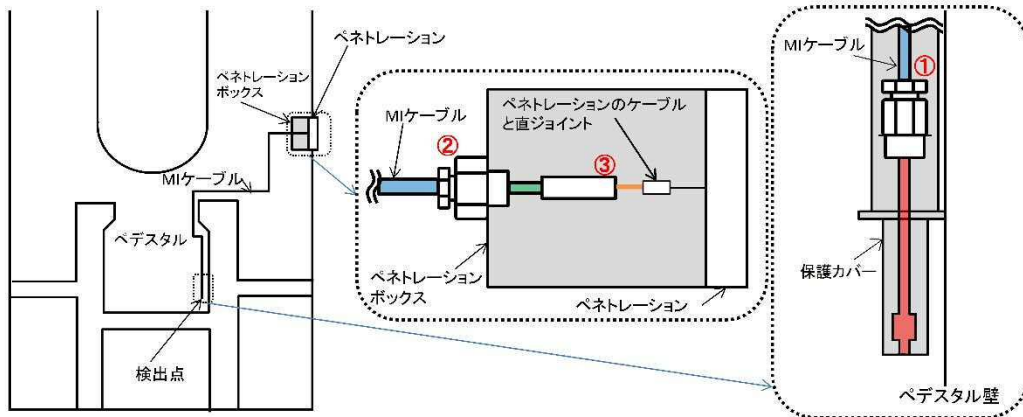
	材質	融点
シース管	インコネル (NCF600)	1,370°C～ 1,425°C
導線	Ni	1,455°C
抵抗素子	Pt	1,768°C
絶縁材	MgO ^{※1}	約 2,800°C

※1 デブリ中のZr等により還元されると、融点約650°C、沸点約1,100°CのMgとなり、溶融又は蒸発する。

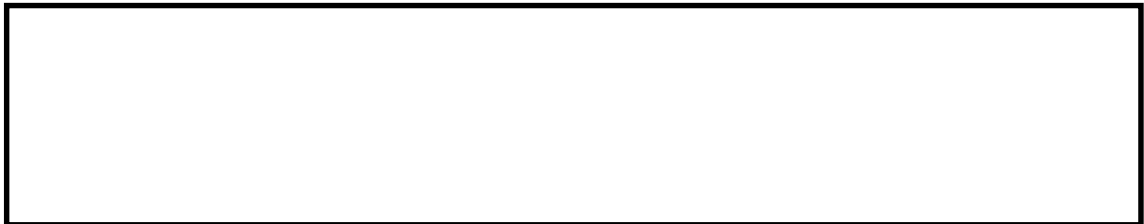
第3図 測温抵抗体式温度計の動作原理



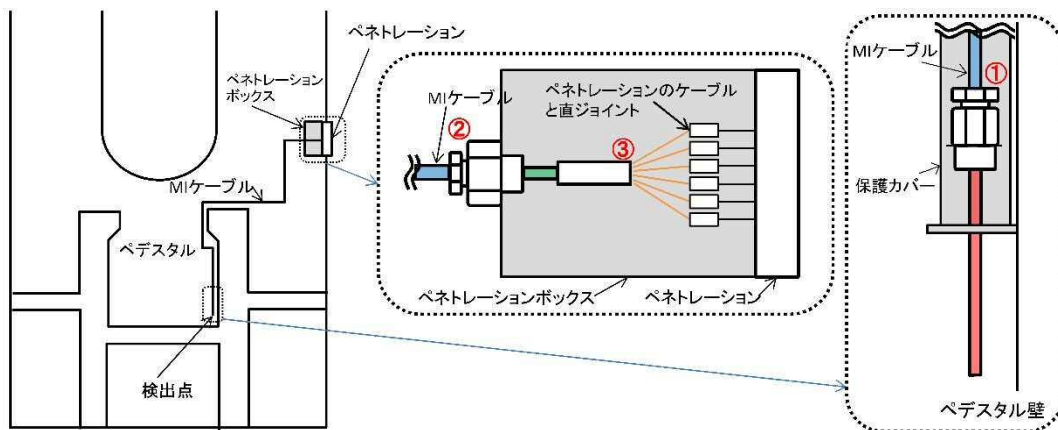
格納容器下部水位計（電極式）構造図



格納容器下部水位計の設置概略図

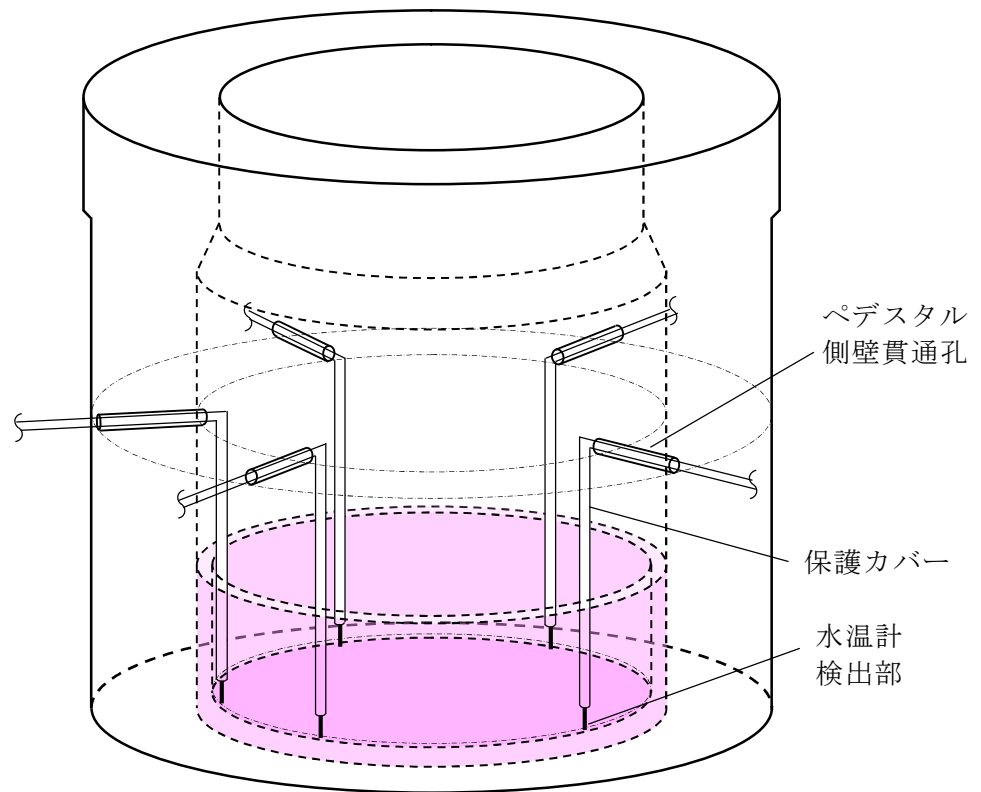


格納容器下部水温計（測温抵抗体式）構造図



格納容器下部水温計の設置概略図

第 4 図 格納容器下部水位計及び格納容器下部水温計の構造図及び設置概略図



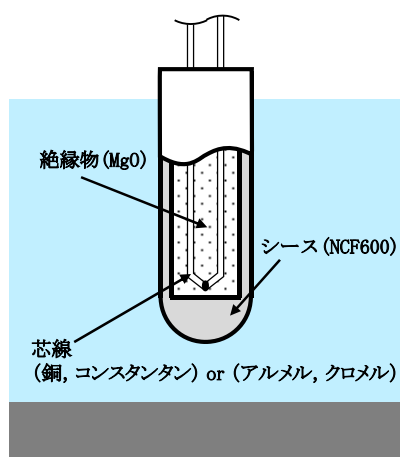
図は格納容器下部水温計（0m）の場合のイメージ

第5図 ペDESTAL内検出器及びケーブル（MIケーブル）設置概略図

格納容器下部水温計の測定原理とデブリ検知性について

ペDESTAL内に設置する格納容器下部水温計によるデブリ検知性について、熱電対式とした場合と測温抵抗体式とした場合で比較し検討を行った。

熱電対の構造図、仕様、構成材料の融点を以下に示す。



熱電対構造図

熱電対仕様

No.	項目	仕様	
		Tタイプ	Kタイプ
1	計測範囲	-40～350℃	-40～1200℃
2	誤差	±1.0℃ (-40～133℃) 0.75% (133～350℃)	±2.5℃ (-40～333℃) 0.75% (333～1200℃)

熱電対構成材料の融点

No.	材質	融点	タイプ
1	NCF600	1370～1425℃	—
2	銅	1085℃	Tタイプ
3	コンスタンタン	1225～1330℃	Tタイプ
4	アルメル	1315～1390℃	Kタイプ
5	クロメル	1420℃	Kタイプ
6	MgO	約2800℃	—

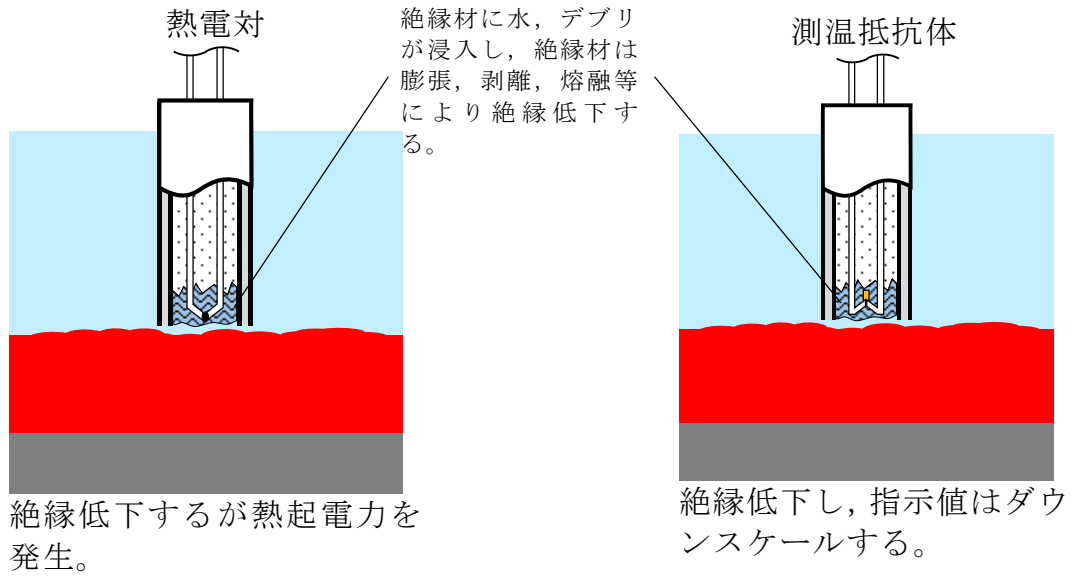
(1) 耐環境性

熱電対式及び測温抵抗体式の検出器は耐熱性の高い無機物により構成されており、いずれも重大事故等時の格納容器雰囲気下において、十分な耐性を有する。

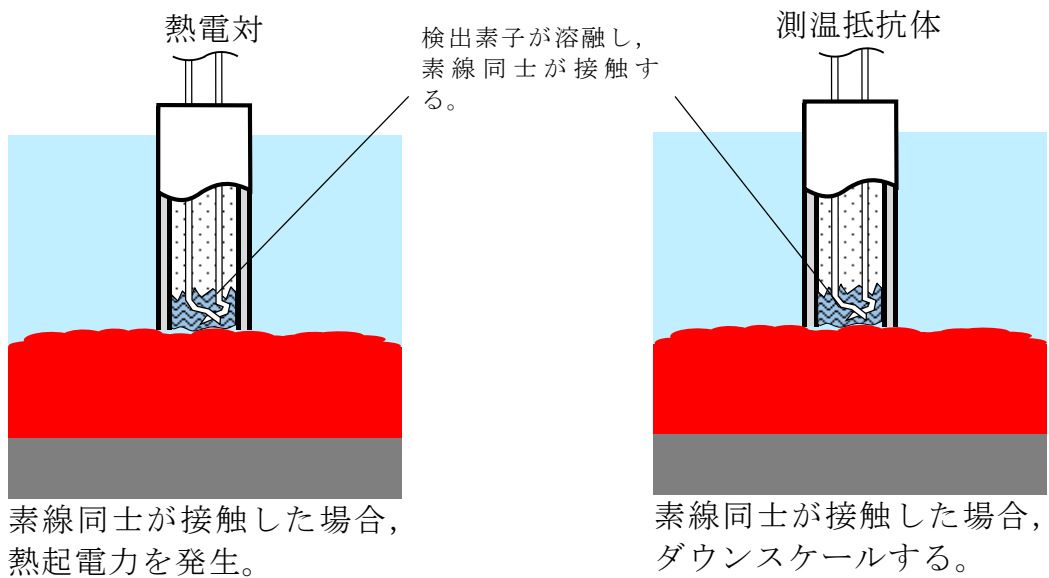
(2) デブリと水温計の接触により発生する現象

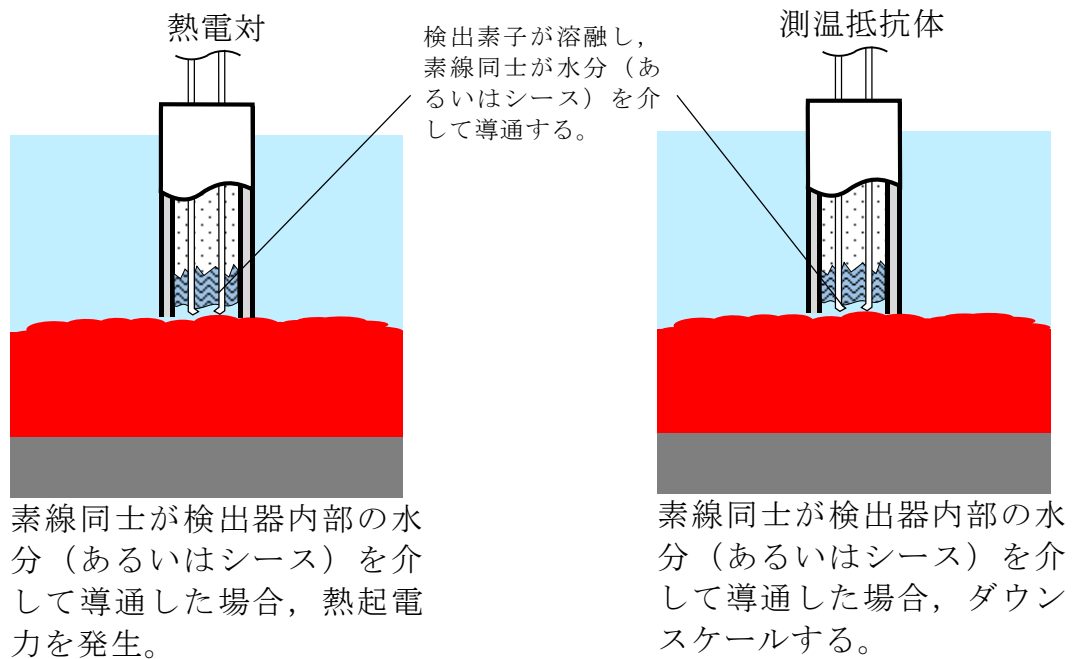
熱電対式及び測温抵抗体式の検出器がデブリと接触した場合に発生する現象を①～②に示す。

- ① デブリが検出器外郭（シース）に接触，シースは熔融し，絶縁材が露出する。



- ② デブリが検出素子に接触し，熔融する。





以上より、検出器とデブリが接触すると、測温抵抗体式の場合はダウンスケール、熱電対式の場合は指示値の急変及び発生する熱起電力による不確実な指示値を示すこととなる。

(3) 測定回路が故障した際の可搬型計測による測定

測定回路は熱電対式の場合は電圧値を、測温抵抗体式は抵抗値を測定することにより温度測定を行っている。可搬型計測器は電圧測定及び抵抗値測定が可能であり、測定回路故障時には可搬型計測器を水温計ケーブル端に接続することで熱電対式、測温抵抗体式のいずれの場合においても温度測定が可能である。

(4) まとめ

熱電対式、測温抵抗体式のいずれの検出器とした場合も、耐環境性を有し、デブリと接触した場合には特徴的な指示傾向を示し、測定回路が故障した際には可搬型計測器による測定が可能である。ただし、熱電対式の場

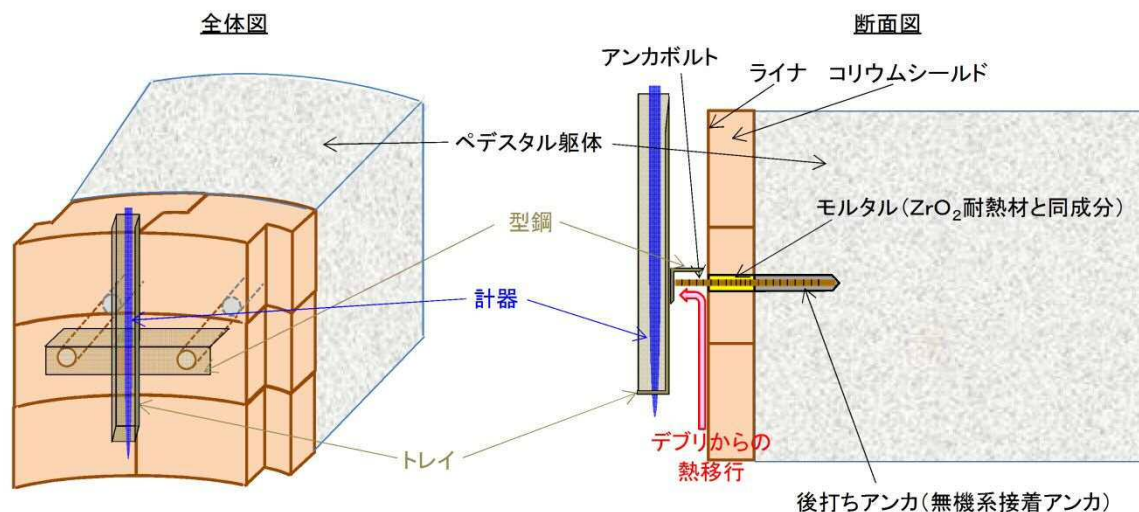
合には、指示値の急変及び不確実な指示値によりデブリとの接触を判断することとなるが、デブリとの接触後においても不確実な指示値が出力されることから、仮にデブリ接触前に近い指示値となった場合は、デブリとの接触の判断に迷う可能性がある。一方で、測温抵抗体式の場合にはオーバースケールやダウンスケールの有無で判断が可能であり、デブリとの接触の判断に迷う可能性はない。したがって、採用に当たっては上記の観点から測温抵抗体式が望ましいと考える。

ペDESTAL内計器の設置方法について

ペDESTAL内の水位管理のために設置する計器について、設置概念を第1図に示す。

第1図のとおり、計器はペDESTAL側壁のコンクリートに埋め込むアンカボルト、型鋼、トレイにより固定することとしている。

ここで、計器の下部にデブリが堆積した場合、コリウムシールド表面のライナを介してアンカボルト、型鋼、トレイ及び計器に熱が移行することが考えられる。しかし、ライナとアンカボルトの間は ZrO_2 耐熱材と同成分のモルタルで埋めるため熱が選択的に移行することはないこと、デブリを冠水維持することでデブリ上部の計器は水没していることを考慮すると、デブリからの熱移行により計器の健全性が損なわれることはないと考えられる。



第1図 ペDESTAL内計器の設置概念図

原子炉水位不明時の対応について

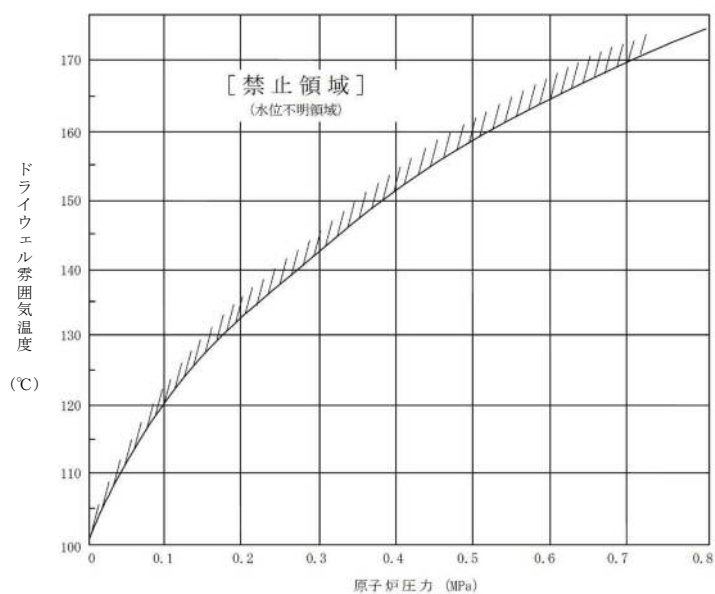
1. 概 要

重大事故等対処設備とする原子炉水位計は、原子炉水位（広帯域）及び原子炉水位（燃料域）並びに原子炉水位（S A 広帯域）及び原子炉水位（S A 燃料域）があり、それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。

2. 水位不明判断条件

以下の場合、原子炉水位不明と判断する。

- a. 原子炉水位指示計の電源が喪失した場合
- b. 原子炉水位計の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合
- c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（不測事態「水位不明（C 3）」の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）



第1図 水位不明判断曲線

3. 有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」
における水位不明時の対応について

有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。

水位不明と判断した場合、原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な水量を注水する。具体的には、原子炉底部から原子炉水位LO以上まで冠水させるために必要な原子炉注水量及び注水した時点での崩壊熱による蒸発量を考慮し、原子炉注水流量に応じた必要注水時間を注水することとする。

4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について

上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、LOCA時に水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、第1表に示す原子炉水位LOまで水位回復させるために必要な注水時間を $230\text{m}^3/\text{h}$ 以上で継続して注水する。原子炉水位LO到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量（以下「崩壊熱相当の注水量」という）よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。そのため、原子炉水位LO到達までに必要な注水時間の注水を実施後は、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱相当の注水流量とする。

なお、サプレッション・プールを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。

第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量を考慮し設定した。

第1表 水位不明時の必要注水時間（L0CA）

原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)	
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間
5分～	55分
10分～	50分
15分～	45分
25分～	40分
1時間～	35分
12時間～	30分

5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について

上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。

その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉圧力容器下部が健全であることが必要となる。仮に原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL（ドライウェル部）へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。

- ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること
- ・格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇がないこと

代替循環冷却系等のサプレッション・プールを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。

一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉圧力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位LO到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ熔融炉心が移行することになるが、原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。

上記のとおり、崩壊熱相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、サプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施する際には、原子炉注水を崩壊熱相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。

そのため、格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合に、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位LO到達を判断した時点で崩壊熱相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。

上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱相当の注水が失敗している場合には、注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱相当の注水を継続し、最終的には原子炉压力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする。

第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段

推定事項	判断パラメータ
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後, <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉注水流量 : 崩壊熱相当以上の流量 ・格納容器下部水位 : 上昇がないこと ・格納容器下部水温 : 上昇がないこと
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下, 炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度(下鏡部) : 300℃到達

第3表 パラメータ推移

漏えい箇所	パラメータの推移
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により, 注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・プールに移行することで, サプレッション・プール水位が上昇する可能性がある ・原子炉圧力容器内に崩壊熱相当の注水ができている場合, 発生した蒸気が炉心部で過熱され, 過熱蒸気として格納容器内に流出するため, 格納容器スプレイを実施していない場合においては, ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある ・常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系(常設)の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある

R P V破損判断について

1. R P V破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、熔融炉心が原子炉压力容器の下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後R P Vが破損することとなるが、リロケーション後のR P V破損のタイミングには不確かさが存在する。R P V破損後は、ペDESTALにデブリが落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL注水を実施するために、速やかにR P V破損を判断する必要がある。

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

2. 個別パラメータ設定の考え方（第1表）

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

また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。

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

② デブリの落下挙動の不確かさ^{※1}を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（R P V破損の迅速な判断）

※1 原子炉注水機能が喪失した状態でR P Vが破損した場合には、CRDハウジング等のR P V貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積したデブリが継続的にペDESTALへ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、R P V破損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさも存在すると考えられる。

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

【破損徴候パラメータ】

- ・ 原子炉水位の「低下（喪失）」
- ・ 制御棒位置の指示値の「喪失数増加」
- ・ R P V下鏡部温度（第1図）が「300℃到達」

【破損判断パラメータ】

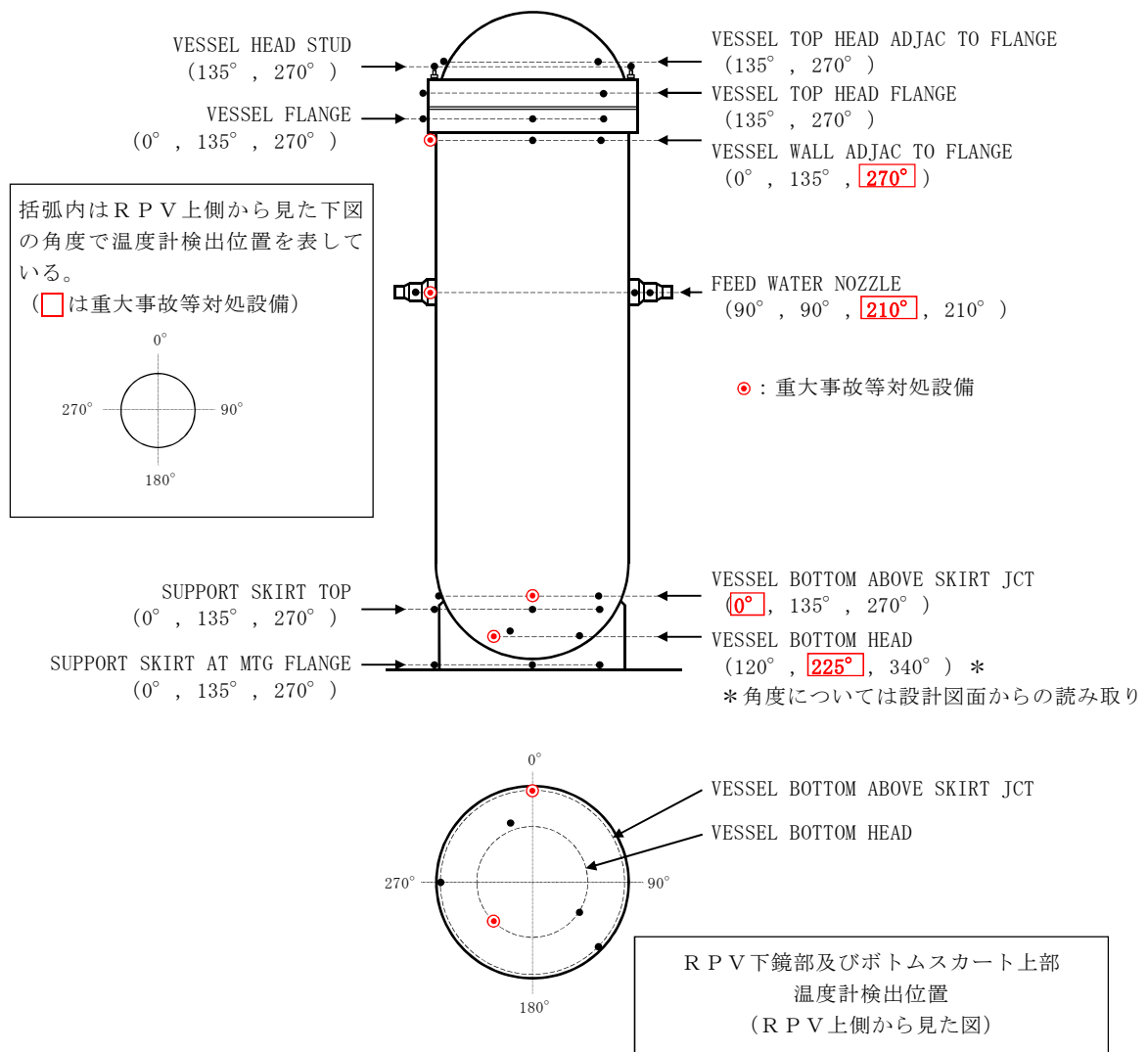
- ・ ペDESTAL水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは、“原子炉圧力の低下” “ドライウェル圧力の上昇” “ペDESTAL雰囲気

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

第1表 過渡事象及びLOCA時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により、リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており、熔融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより、リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり、破損徴候パラメータとして設定可能。なお、RPV内が300℃到達の状態は、逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており、RPV内が過熱状態であることを意味するため、リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
ペDESTAL水温	<ul style="list-style-type: none"> RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降、ペDESTAL水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり、RPV破損の誤検知の恐れはない。 少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさを考慮しても、ペDESTAL水温計の上昇又は指示値喪失により、RPV破損の迅速な判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 ドライウェル圧力 ドライウェル雰囲気温度 ペDESTAL雰囲気温度、等 	以下の理由により、破損判断パラメータとして設定しない （ <ul style="list-style-type: none"> LOCA事象のリロケーション時等、RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は 少量のデブリがペDESTALに落下する不確かさを考慮した場合、変化幅が小さい。 ）



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

なお、東海第二発電所では下部炉心支持板で炉心を支えており、炉心損傷が進んで下部炉心支持板が崩壊すれば、全量の熔融炉心が下部プレナムに落下するとともに、下鏡部の温度が上昇し、いずれはRPV破損に至る。このようにRPV破損前には、下部プレナムに全量の熔融炉心が落下することを考慮すると、RPV破損の徴候を検知するには下鏡部の1つの温度計で十分と考えられるが、東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された2箇所の温度計を重大事故等対処設備とし、RPV破損徴候の検知性の向上を図っている。

第1図 R P V温度計検出位置

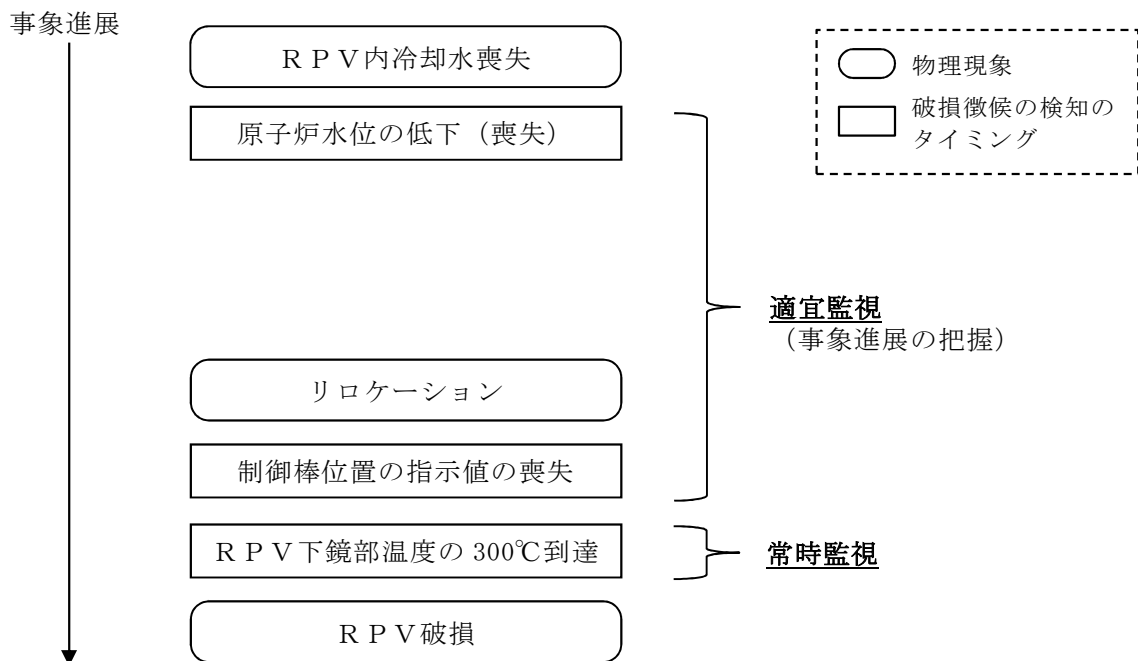
3. 個別パラメータによる検知の考え方について

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

(1) R P V破損の徴候の検知方法について

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

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



第2図 R P V破損までの事象進展

(2) R P V破損の検知方法について

R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の迅速な判断の観点から、“ペデスタル水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に、R P V破損を判断することとする。

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

(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について

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

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

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

ペDESTAL水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性

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

4. R P V破損の判断時間について

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

したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3.に示す“ペDESTAL水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、R P V破損から7分後にペDESTALへの注水を開始する設定としている。

なお、ペDESTAL水プールの水位を 1m とした場合、R P V破損時点からデブリ露出までの時間は、過渡事象の場合で約 19 分間、事象進展の早い大破断 L O C A事象の場合で約 14 分間であり、R P V破損から 7 分後にペDESTALへの注水を開始することでデブリの冷却は維持される^{※2}。

※2 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL注水流量は $80\text{m}^3/\text{h}$ であり、デブリからの崩壊熱による蒸散量より多いため、デブリ露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約 12 分間（19 分－7 分）、大破断 L O C A事象の場合で約 7 分間（14 分－7 分）である。

事象進展を踏まえた R P V 破損判断の成立性

1. はじめに

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

別紙 5 3. (1)に記載のとおり、R P V 破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V 下鏡部温度の 300°C 到達”は、リロケーションに伴う R P V 下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V 破損を誤判断の可能性について整理する。

2. 考慮する事象

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

(1) 過渡事象

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

(2) L O C A

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，ペDESTAL水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することはなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁 作動	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペDESTAL水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、ペDESTAL水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS/P経路で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	R P V破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS/P経路で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL内にデブリが落下する前に有意な変化はない

第2表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（L O C A）

パラメータ	破断口からの 蒸気流出	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
ペDESTAL水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、ペDESTAL水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペDESTAL雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、R P V破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

59-1 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59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室遮蔽	類型化区分	中央制御室待避室遮蔽	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	操作不要	対象外	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	遮蔽	K	遮蔽	K	
		関連資料	—		—		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
			関連資料	—		—	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	操作不要	対象外	
		関連資料	—		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	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	共用しない設備	対象外
			関連資料	—		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	サポート系による要因		—	対象外	—	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59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室換気系 空気調和機ファン	類型化 区分	中央制御室換気系 フィルタ系ファン	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A	
		関連資料	—		—		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ファン	A	ファン	A	
		関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	59-4 系統図		59-4 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	D B施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B	
		関連資料	—		—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—		—	
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	—		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきD B設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきD B設備等がない	対象外
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B 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59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室換気系 フィルタユニット	類型化 区分	ブローアウトパネル閉止装置	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C	屋外	D
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
	第2号	操作性	操作不要	対象外	中央制御室操作	A	
		関連資料	—	—	59-3 配置図	—	
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	空調ユニット	E	その他	M	
		関連資料	59-5 試験検査	—	—	—	
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—	—	—	—	
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	59-4 系統図	—	59-4 系統図	—	
	第6号	設置場所	操作不要	対象外	中央制御室操作	B	
		関連資料	—	—	—	—	
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの 必要な容量等に対して十分であるもの	B	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	共用しない設備	対象外
			関連資料	—	—	—	—
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない
サポート系による要因	—			対象外	多様性を考慮すべきDB設備等がない	B b	
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59条: 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		非常用ガス再循環系排風機	類型化区分	非常用ガス処理系排風機	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟内	B	原子炉建屋原子炉棟内	B
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	中央制御室操作	A	
		関連資料	—				
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	ファン	A	ファン	A	
		関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)	その他設備	対象外	その他設備	対象外
			関連資料	59-4 系統図		59-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作	B	
		関連資料	—				
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B	設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもの必要な容量等に対して十分であるもの	B
			関連資料	—			
		第2号	共用の禁止	共用しない設備	対象外	共用しない設備	対象外
			関連資料	—			
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外	位置的分散を考慮すべきDB設備等がない	対象外
	サポート系による要因		異なる駆動源又は冷却源	B a	異なる駆動源又は冷却源	B a	
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59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		衛星電話設備 (可搬型) (待避室)		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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	L	
		関連資料	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図, 59-4 系統図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	—	
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	(線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	59-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
		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	屋内	A a	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	59-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		データ表示装置 (待避室)	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・環境圧力・湿度/屋外の天候/放射線/荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	通信連絡設備	L	
		関連資料	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常待機時は隔離又は分離	A b
			その他 (飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-3 配置図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	—	
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	(線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	59-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外 (アクセス不要)	—	
		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	屋内	A a	
		サポート系による要因	異なる駆動源又は冷却源	B a	
		関連資料	59-3 配置図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		酸素濃度計	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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-7 保管場所図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	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	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-7 保管場所図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
		第4号	設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	—	
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外(アクセス不要)	—	
		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	屋内	A a
			サポート系による要因	(サポート系なし)	対象外
	関連資料		59-7 保管場所図		

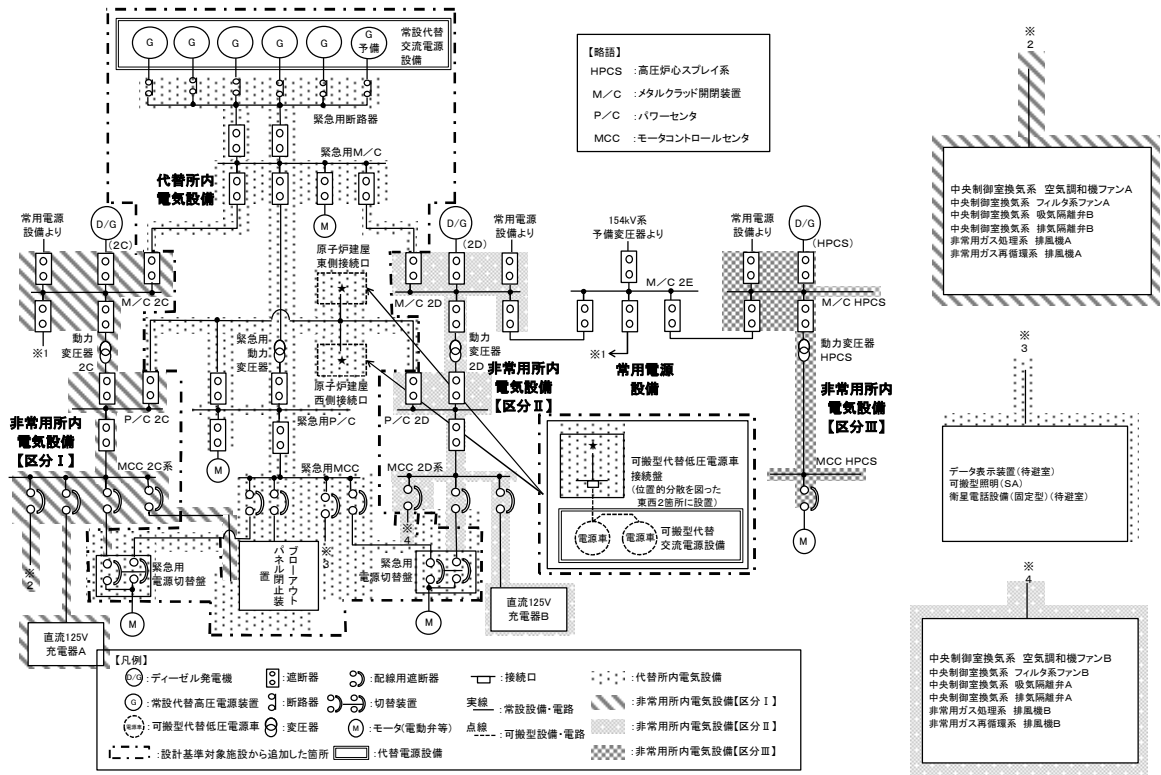
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		二酸化炭素濃度計		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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-7 保管場所図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	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	59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	その他設備	対象外
			関連資料	59-7 保管場所図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
		関連資料	59-7 保管場所図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外
			関連資料	—	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	—		
第5号		保管場所	屋内	A a	
		関連資料	59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外(アクセス不要)	—	
		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	屋内	A a
			サポート系による要因	(サポート系なし)	対象外
	関連資料		59-7 保管場所図		

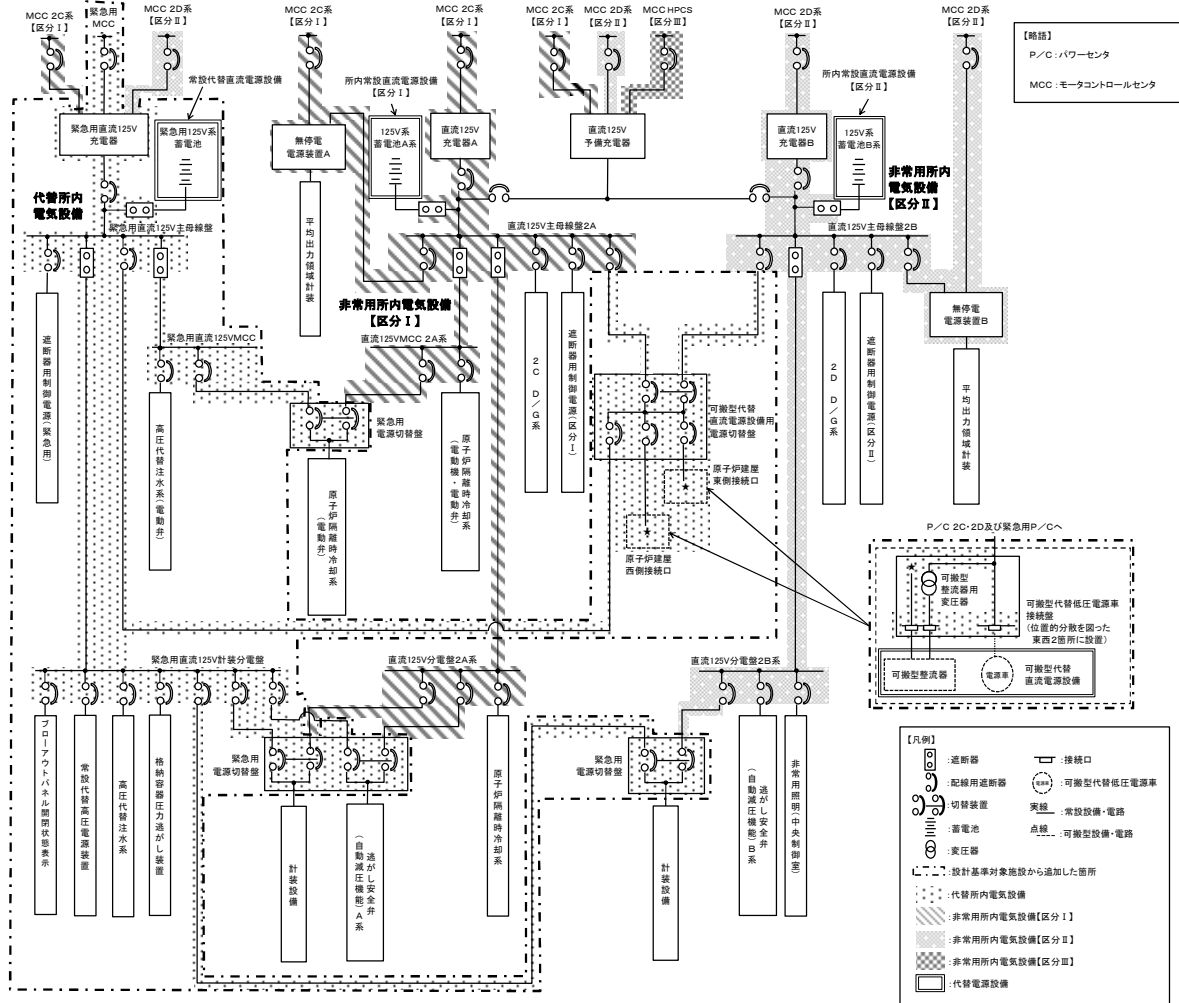
東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第59条:運転員が原子炉制御室にとどまるための設備		中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）		類型化区分	可搬型照明（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・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	原子炉建屋原子炉棟外	C	原子炉建屋原子炉棟外	C
			海水	海水を通水しない	対象外	海水を通水しない	対象外
			周辺機器等からの悪影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁的障害	(電磁波の影響を受けない)	—	(電磁波の影響を受けない)	—
			関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図	
	第2号	操作性	現場操作（弁操作）	B f	設備の運搬，設置	B c	
		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
	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	その他電源設備	I	
		関連資料	59-5 試験検査		59-5 試験検査		
	第4号	切替性	本来の用途として使用する	対象外	本来の用途として使用する	対象外	
		関連資料	—		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c	他設備から独立	A c
			その他（飛散物）	その他設備	対象外	その他設備	対象外
		関連資料	59-4 系統図		59-3 配置図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B	中央制御室操作 現場（設置場所）で操作可能	B A a	
		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C	その他設備	C
			関連資料	59-6 容量設定根拠		59-9 原子炉制御室について	
		第2号	可搬SAの接続性	(対象外)	対象外	より簡便な接続規格等による接続	C
			関連資料	—		—	
第3号		異なる複数の接続箇所の確保	(対象外)	対象外	(対象外)	対象外	
		関連資料	—		—		
第4号		設置場所	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	(放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
		関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図		
第5号		保管場所	屋内	A a	屋内	A a	
		関連資料	59-3 配置図		59-7 保管場所図		
第6号		アクセスルート	対象外（アクセス不要）	—	対象外（アクセス不要） 屋内	— A	
		関連資料	—		59-8 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災	屋内	A a	屋内	A a
			サポート系による要因	(サポート系なし)	対象外	異なる駆動源又は冷却源	B a
	関連資料	59-3 配置図		59-3 配置図 59-7 保管場所図			

59-2 単線結線図

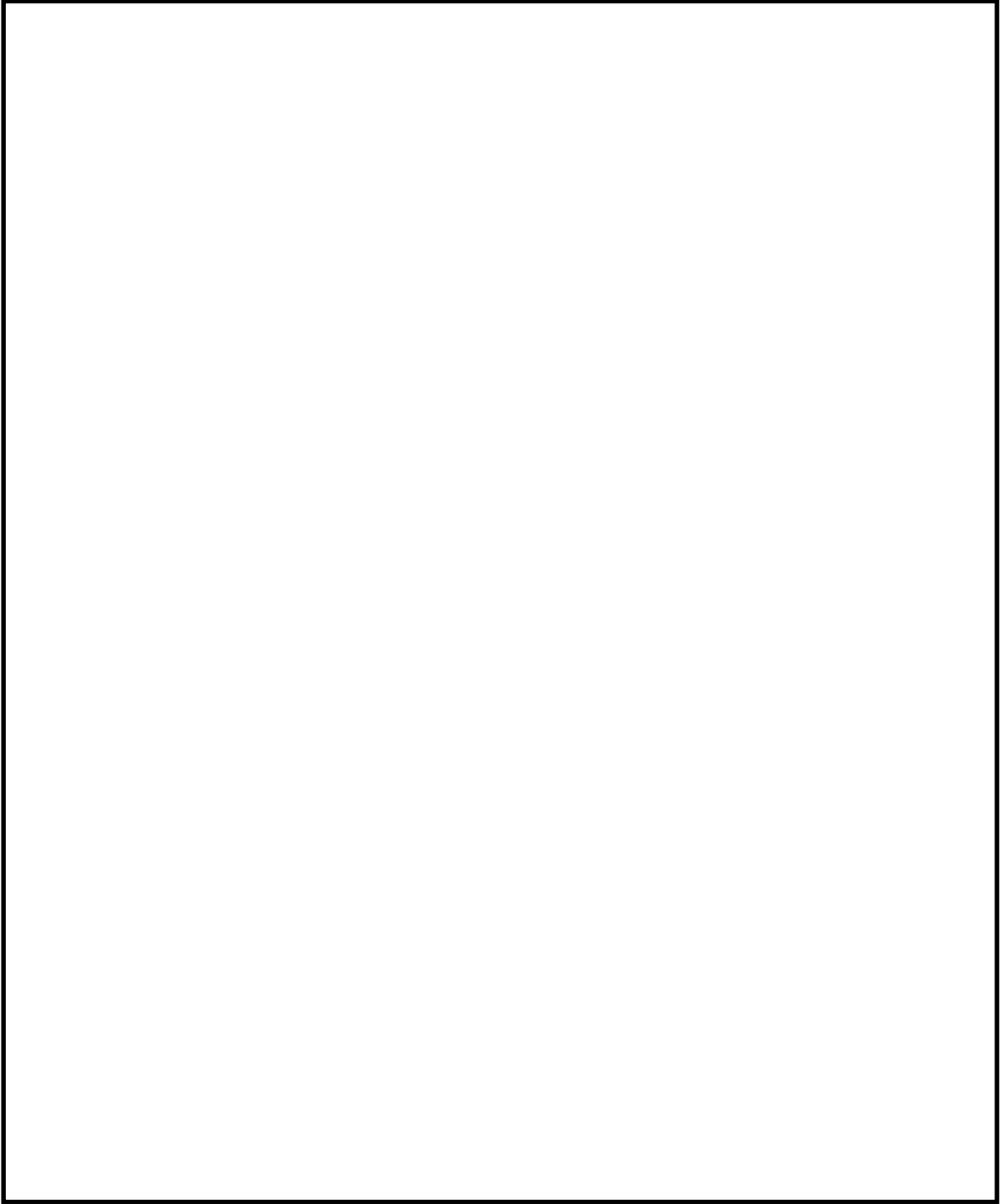


第 59-2-1 図 単線結線図 (交流電源設備) (1/2)



第 59-2-1 図 単線結線図 (交流電源設備) (2/2)

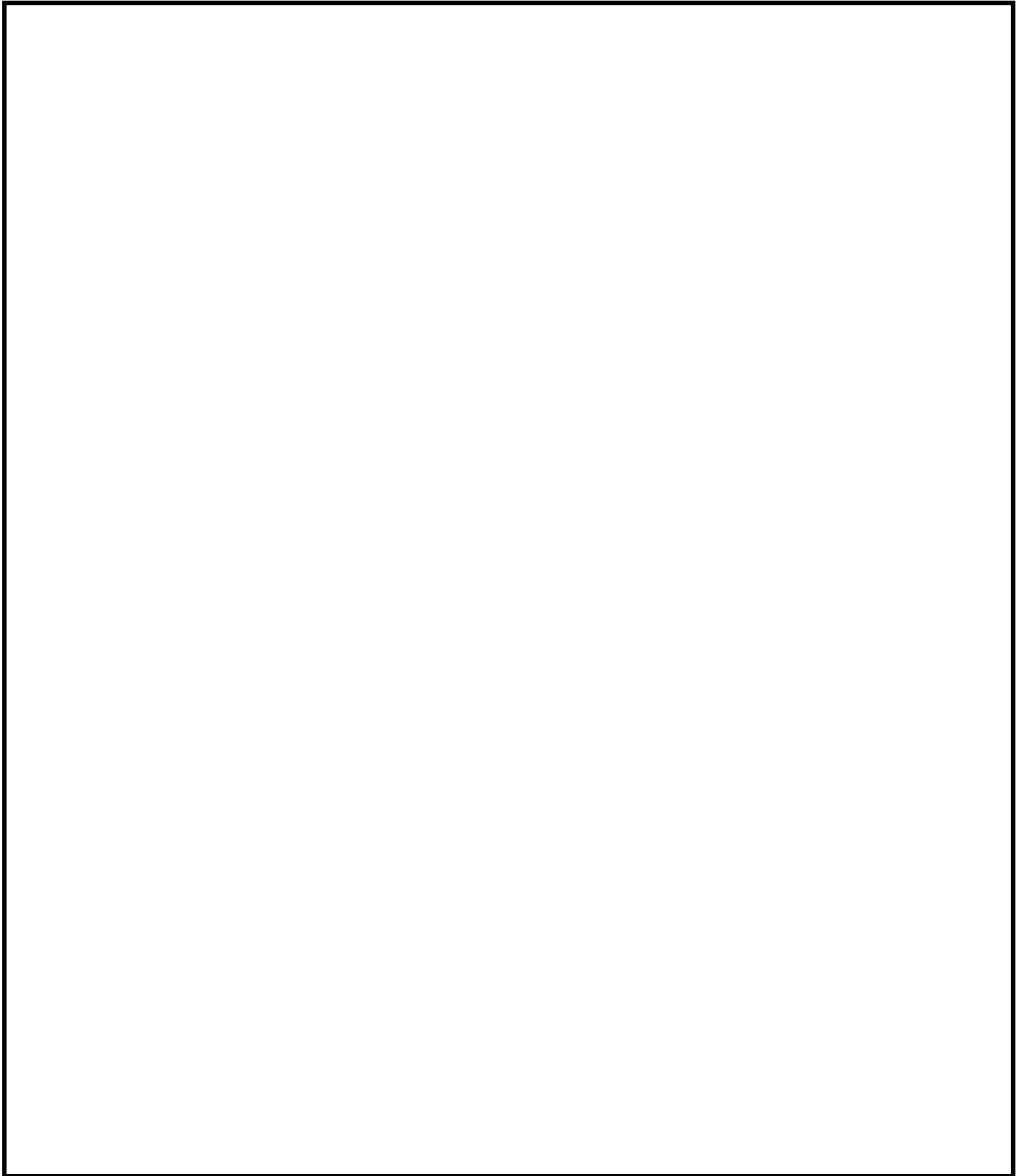
59-3 配置図



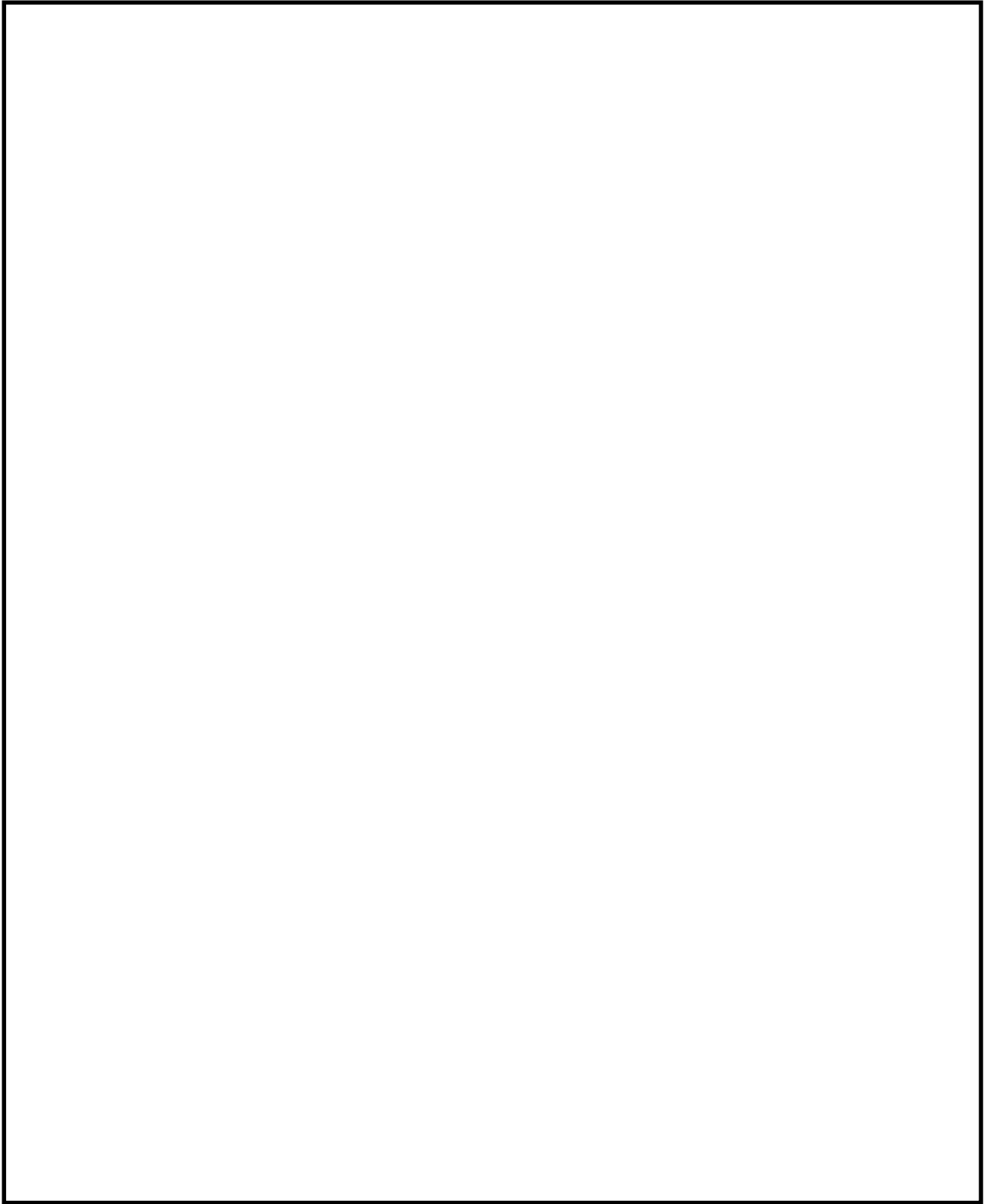
第59-3-1图 中央制御室遮蔽 配置図



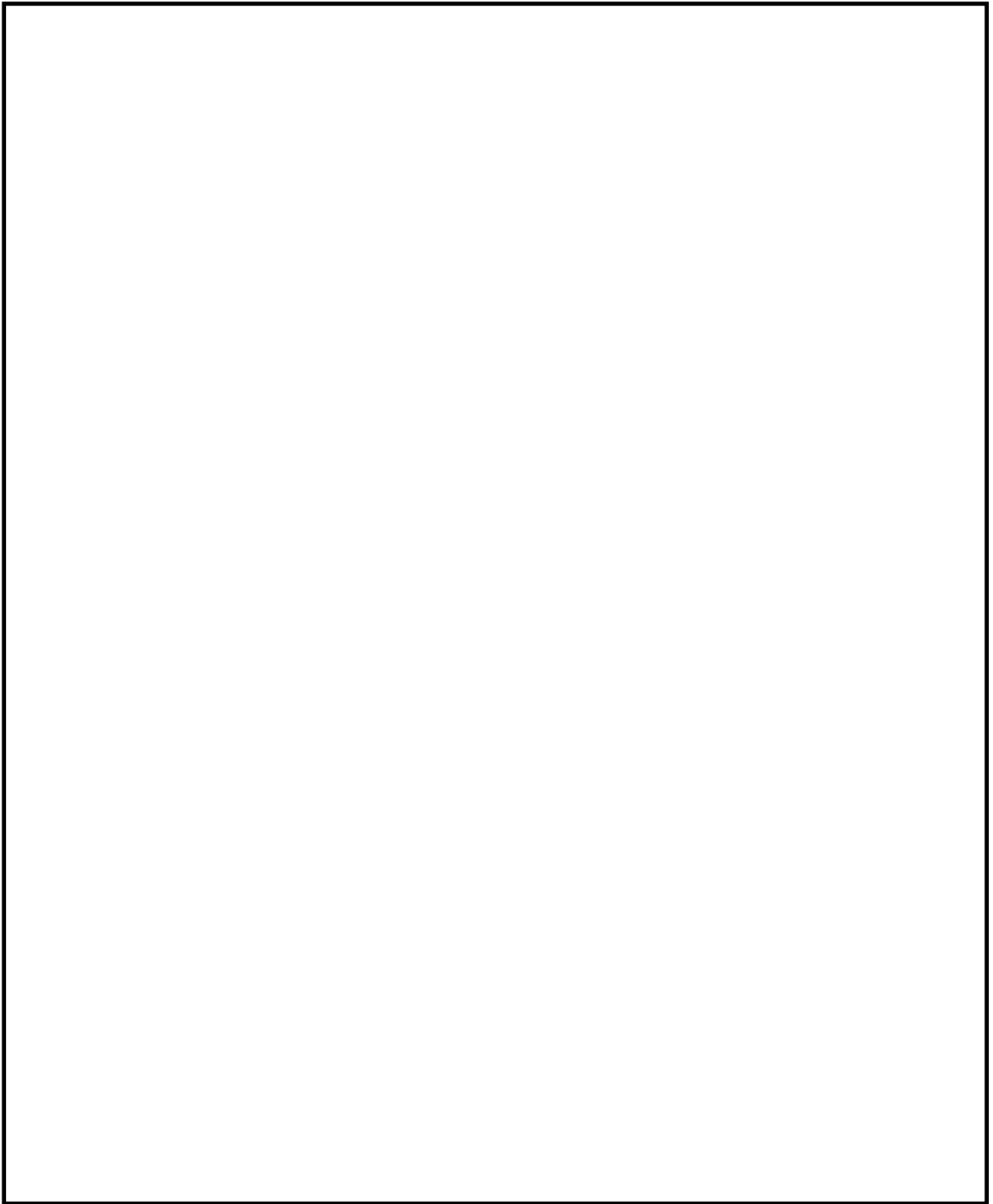
第59-3-2図 中央制御室換気系に係る機器配置図



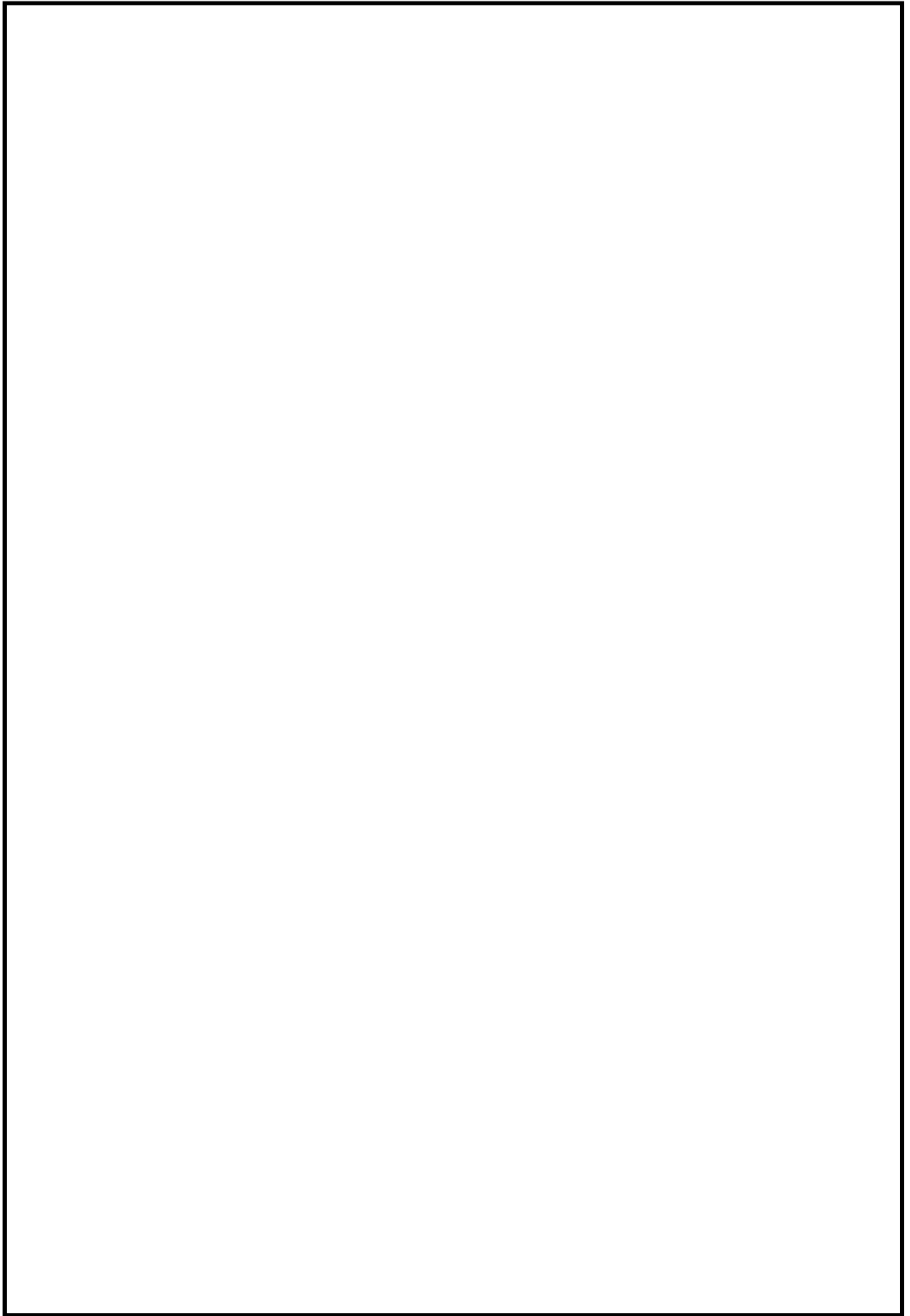
第59-3-3図 原子炉建屋ガス処理系に係る機器配置図



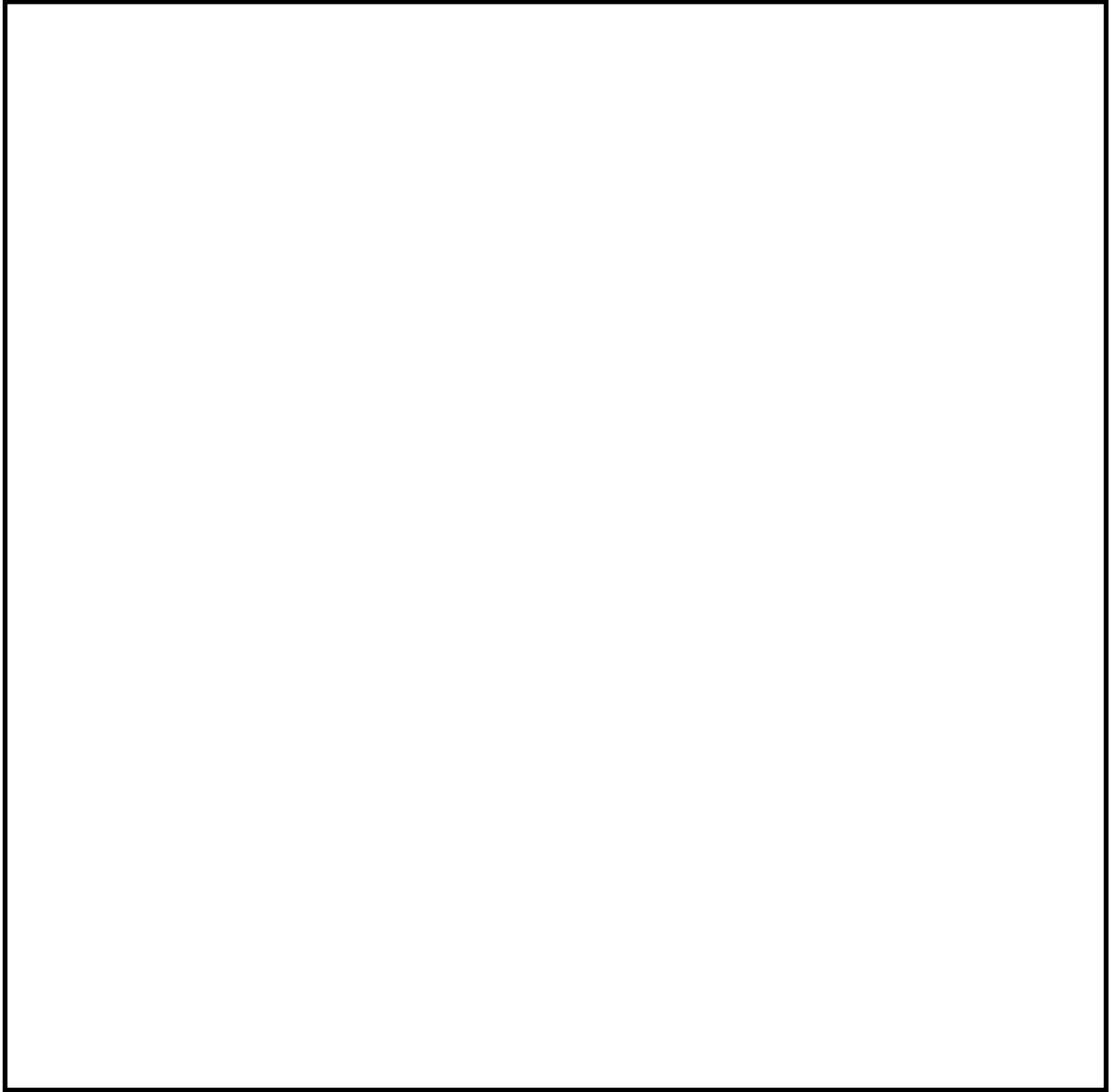
第59-3-4図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図



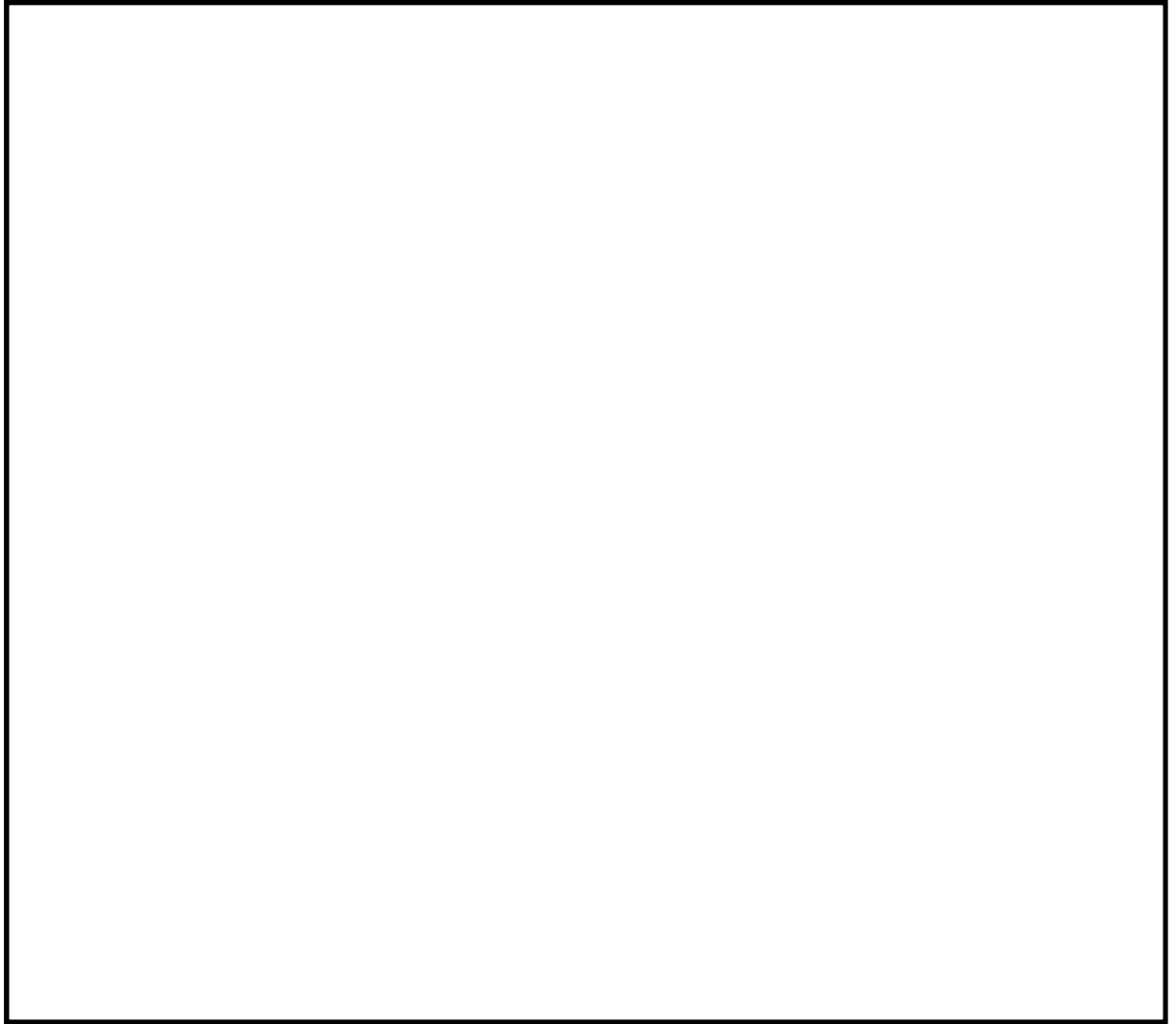
第59-3-5図 ブローアウトパネル閉止装置 配置図



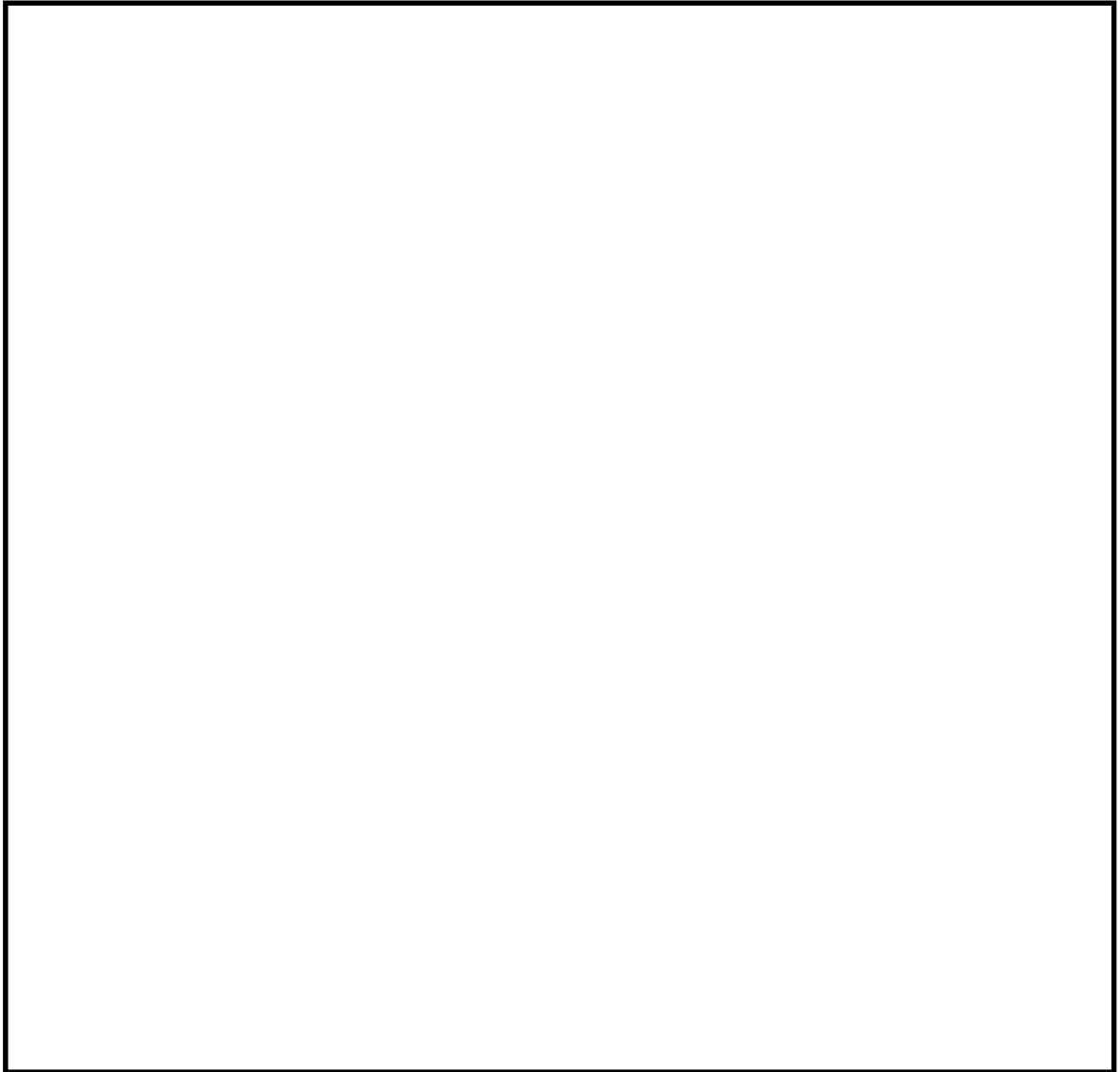
第59-3-6図 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ） 配置図



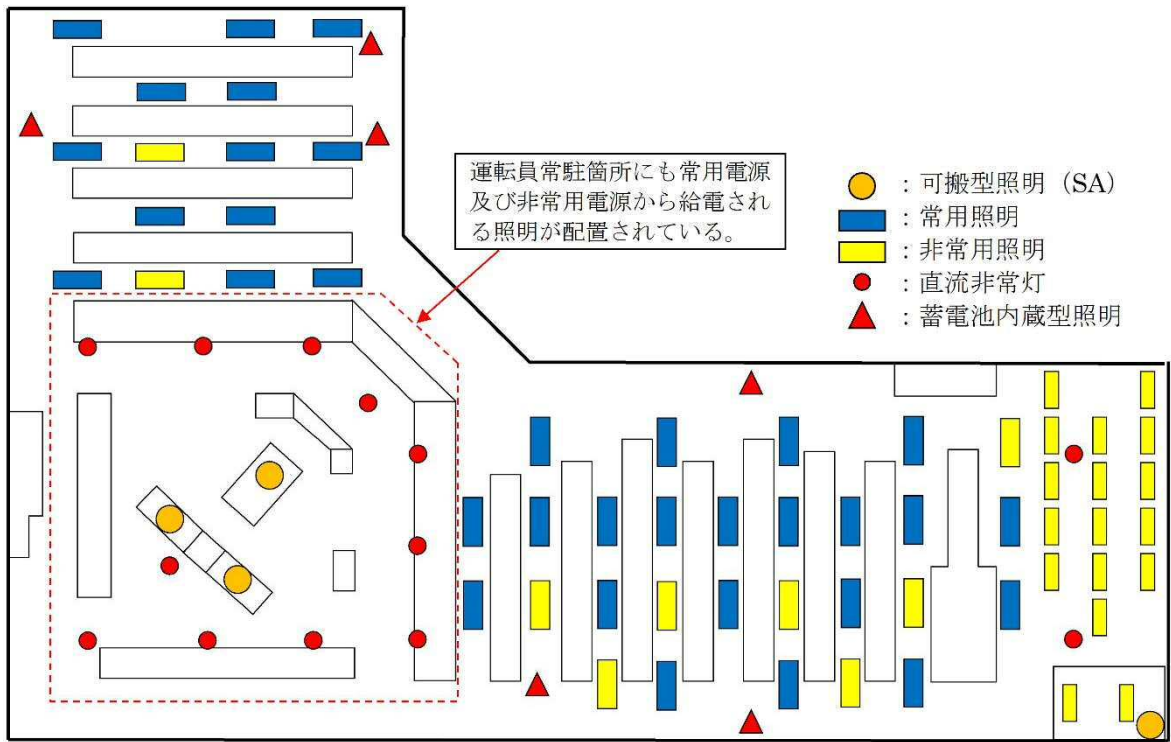
第59-3-7図 中央制御室待避室に係る機器配置図



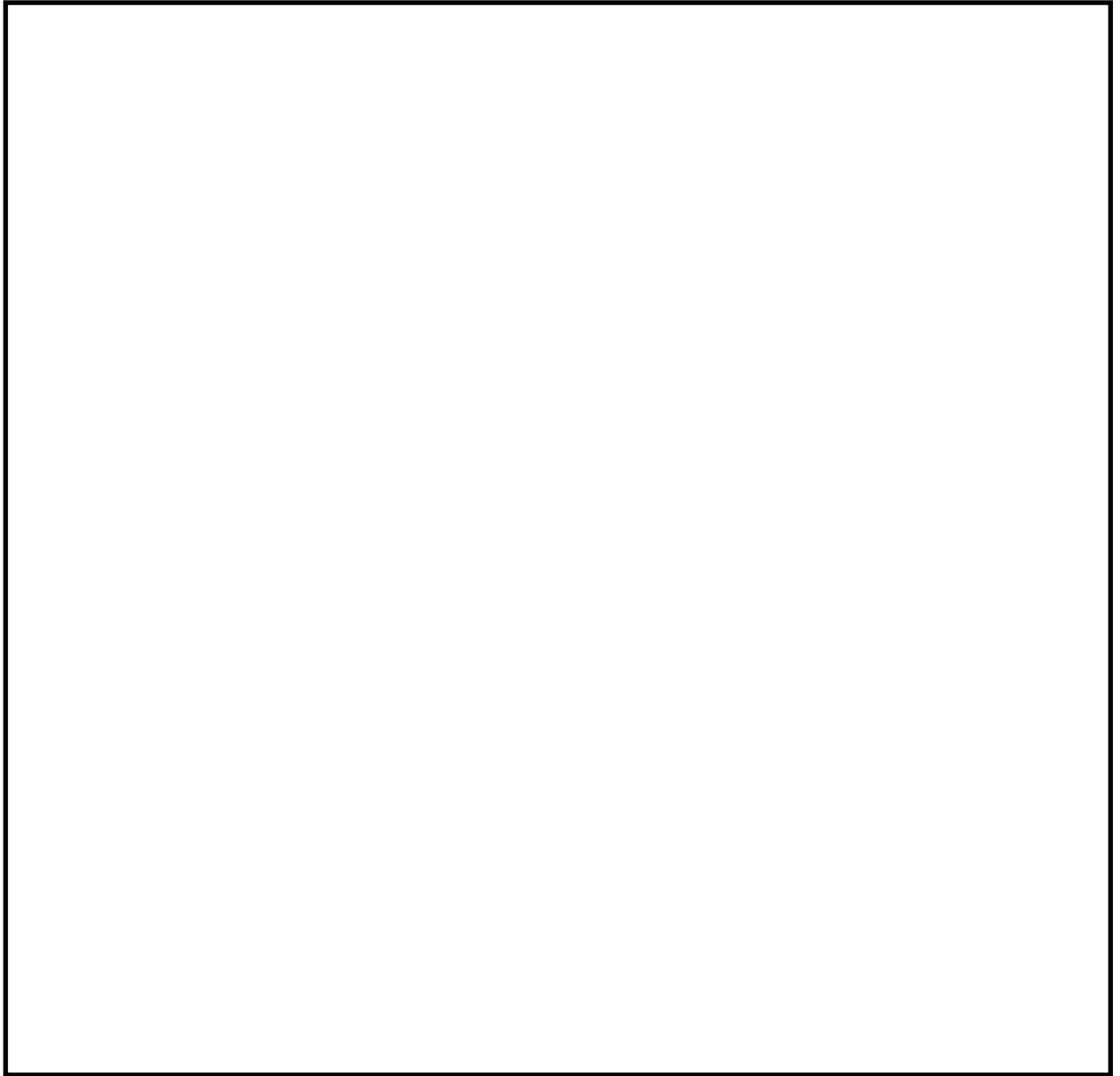
第59-3-8図 送受話器（制御装置） 配置図



第59-3-9図 電力保安通信用電話設備（交換機） 配置図

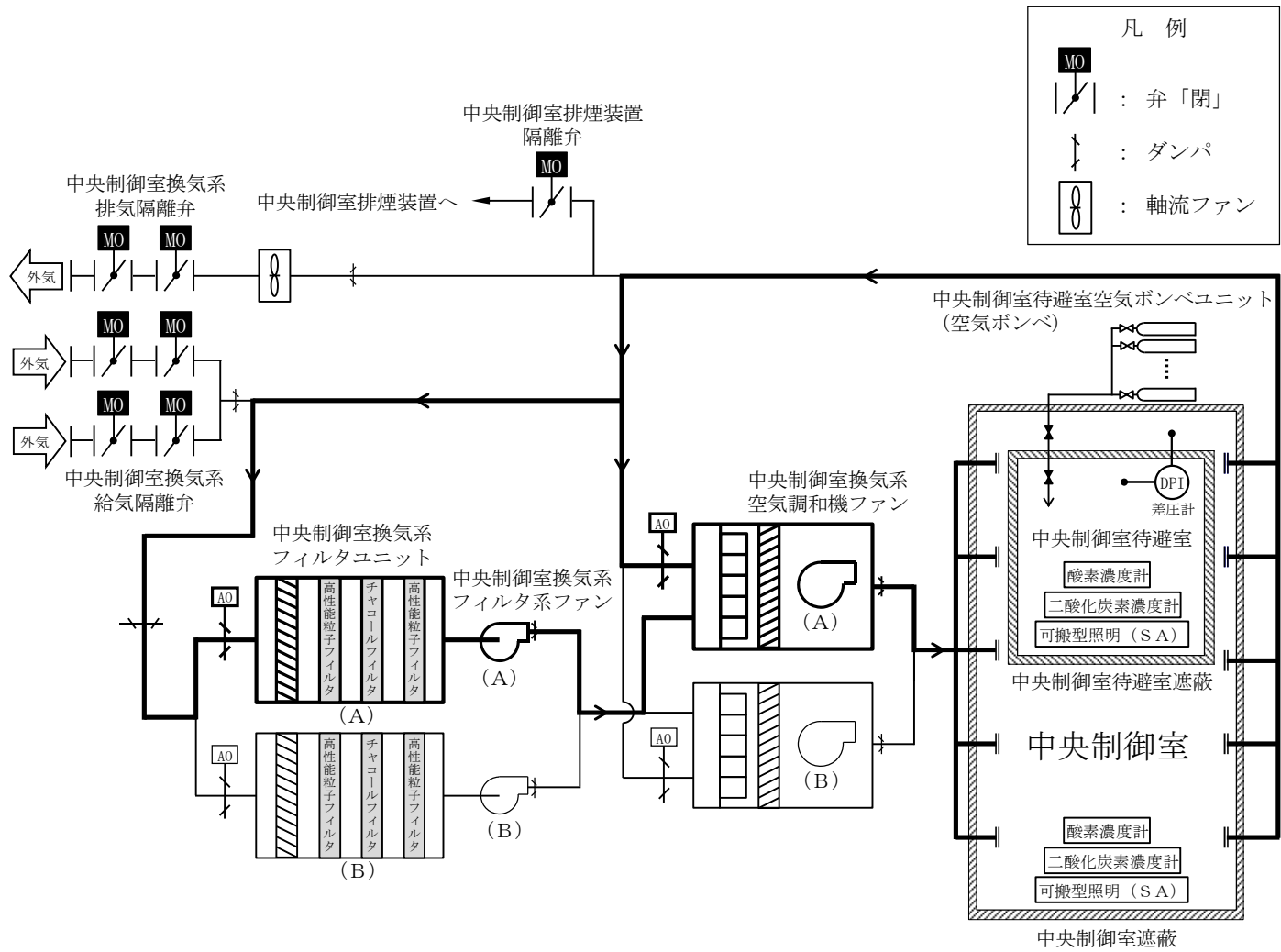


第59-3-10図 中央制御室照明に係る機器配置図

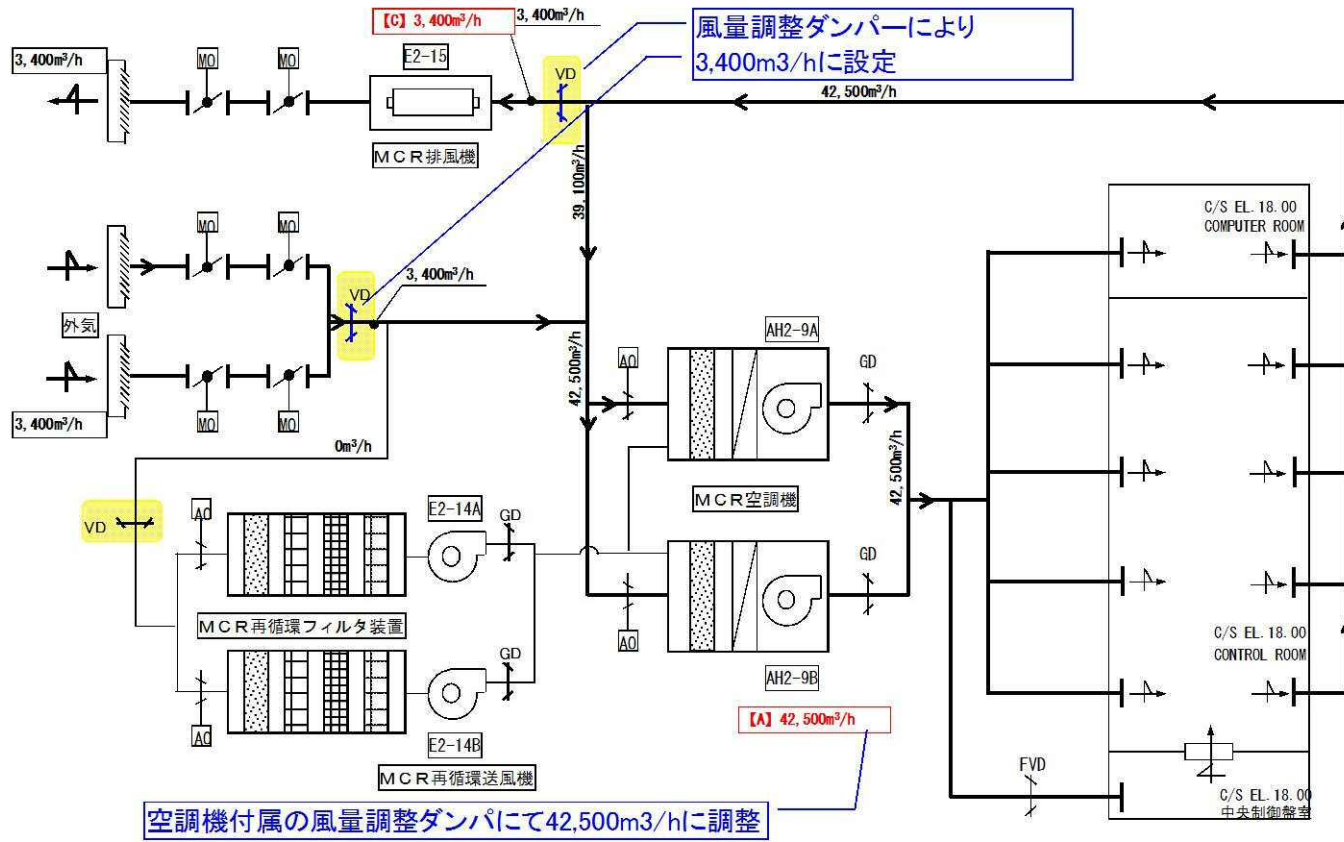


第59-3-11図 可搬型照明（S A） 配置図

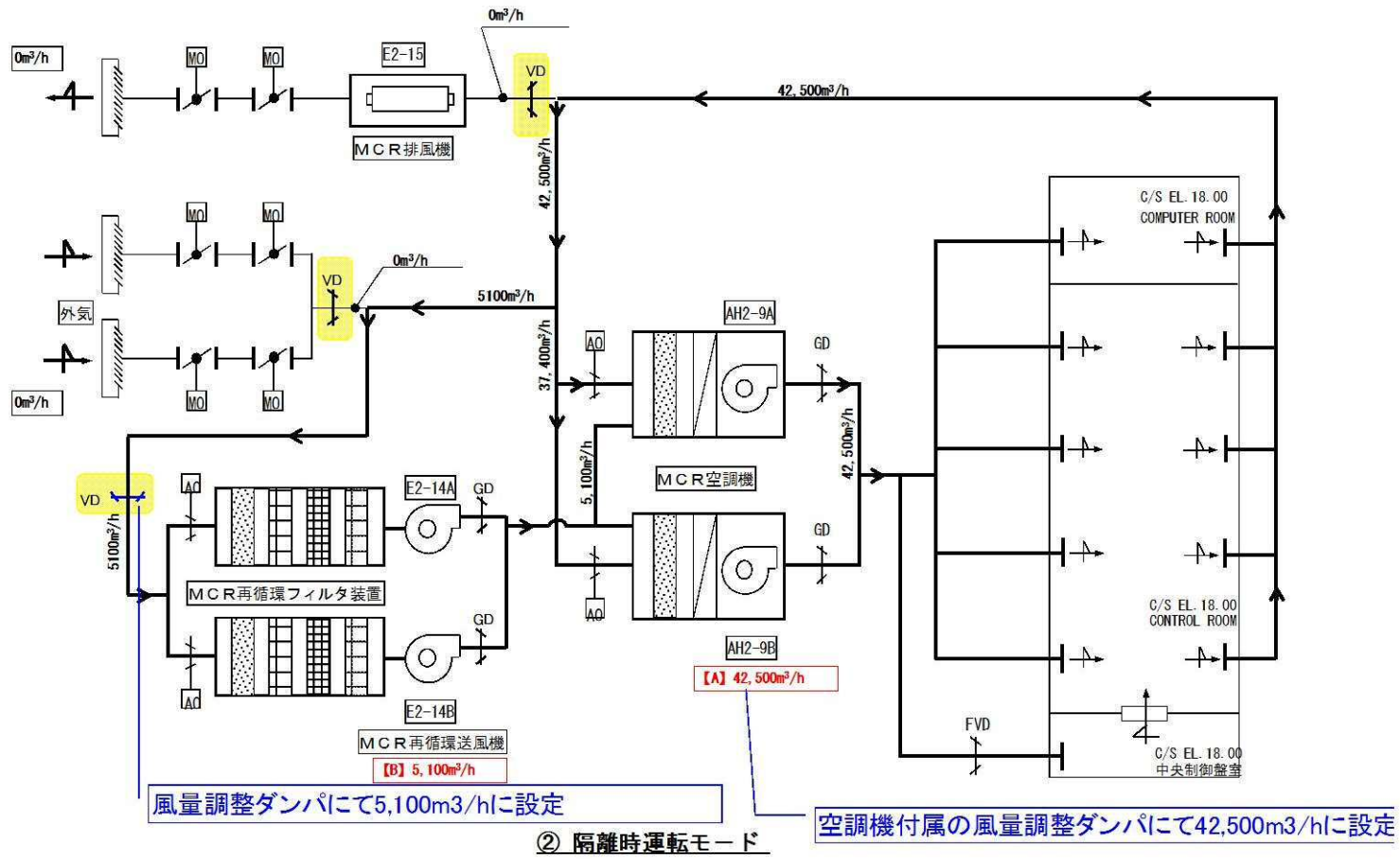
59-4 系統図



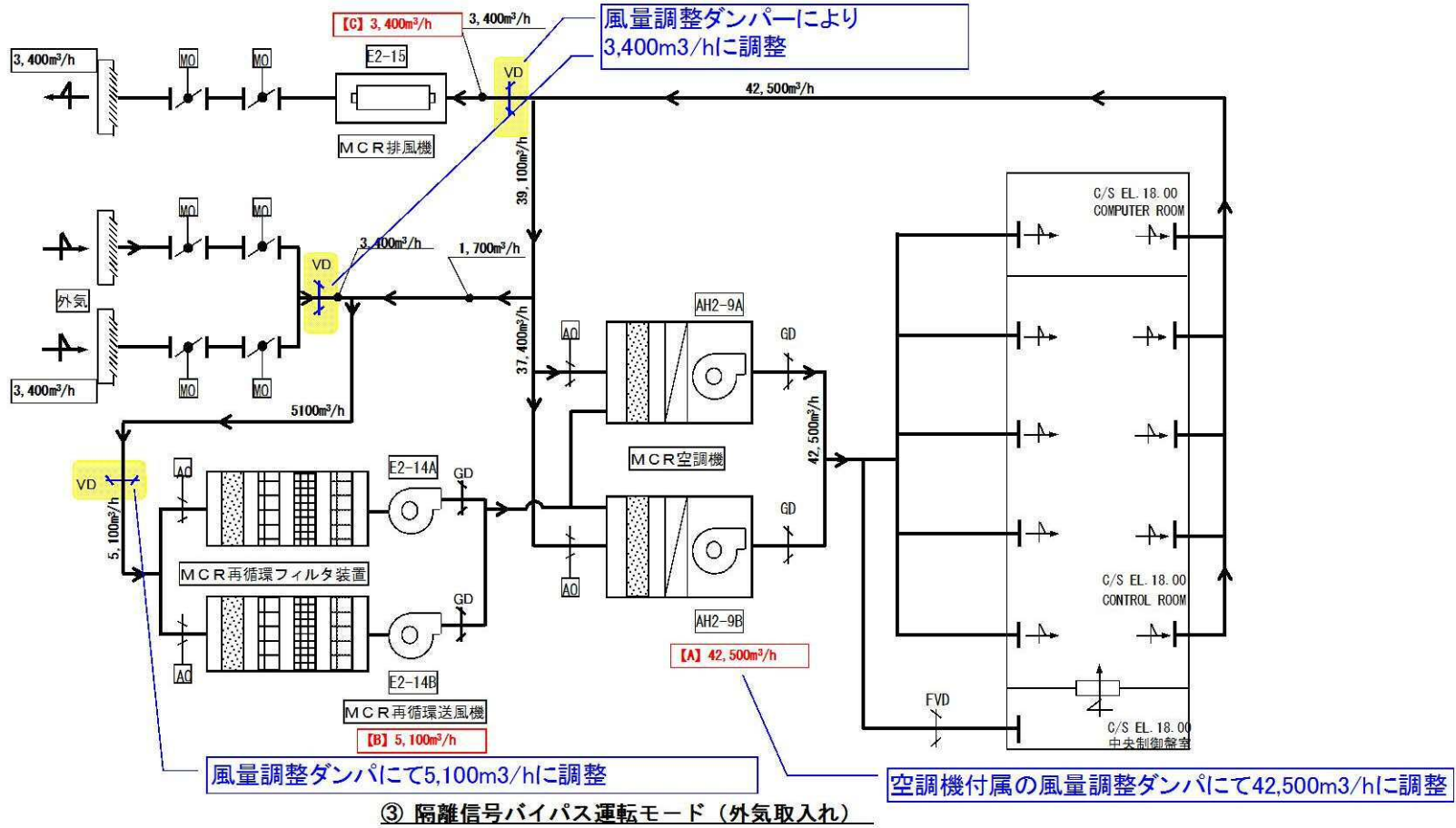
第59-4-1図 (1/4) 中央制御室換気系 系統概要図



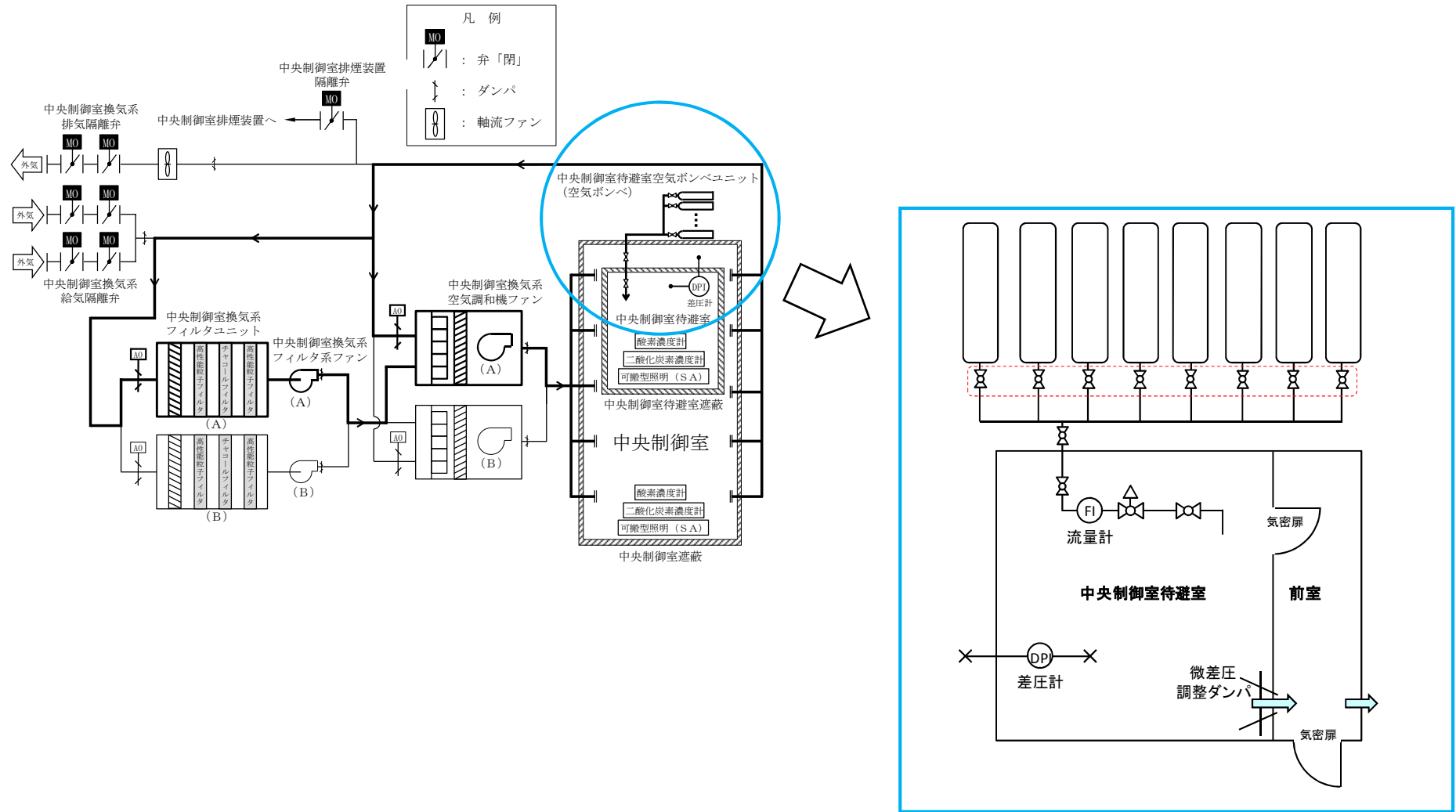
第59-4-1図 (2/4) 中央制御室換気系 系統概要図



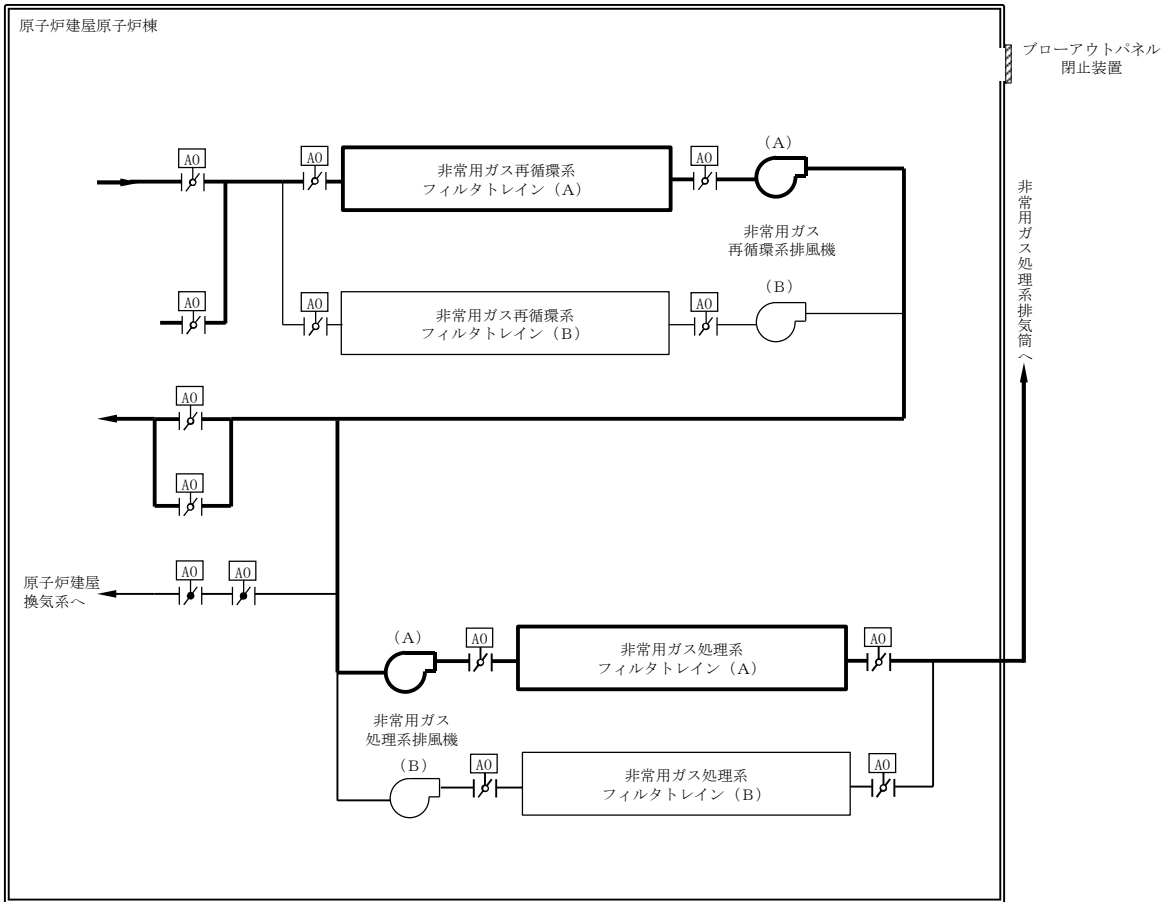
第59-4-1図 (3/4) 中央制御室換気系 系統概要図



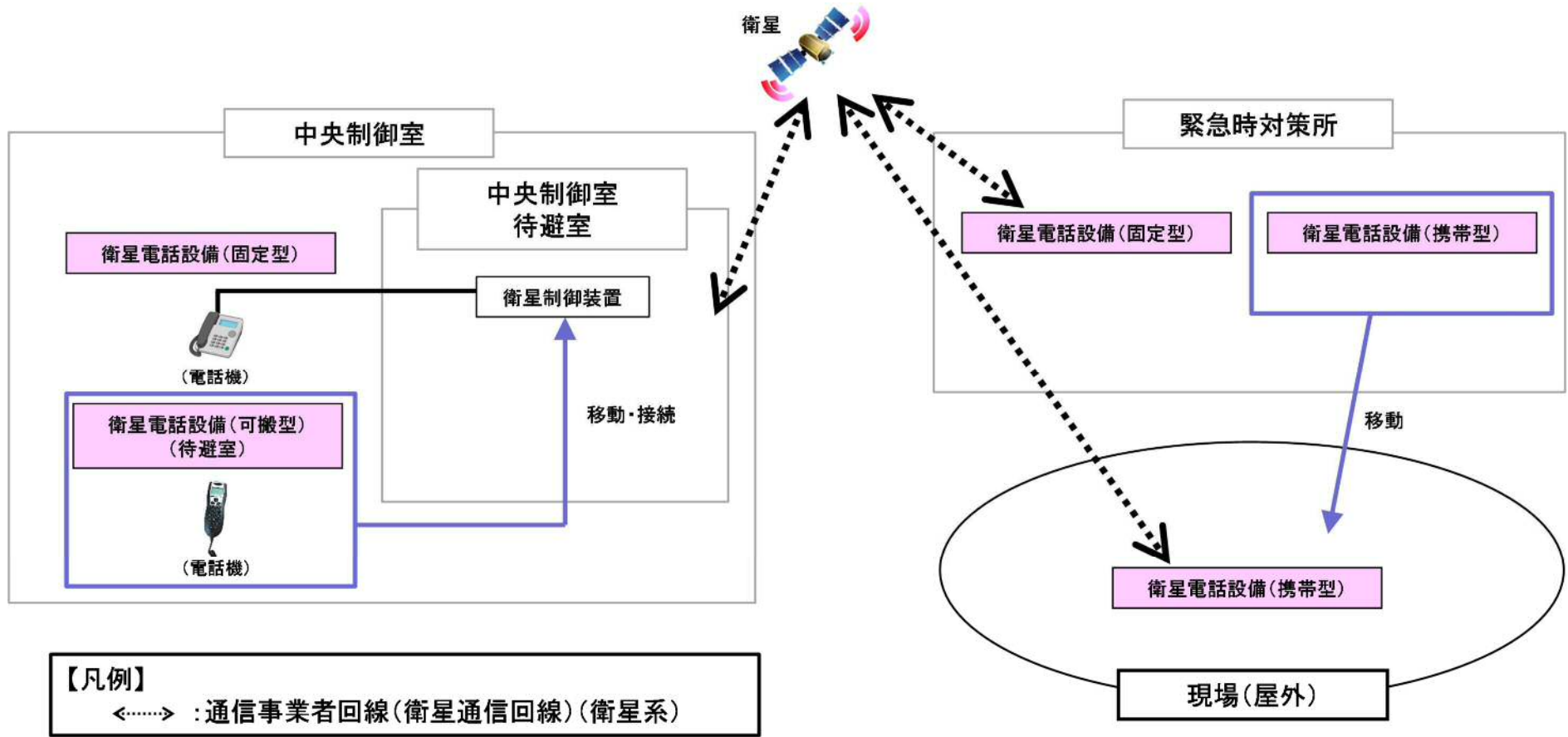
第59-4-1図 (4/4) 中央制御室換気系 系統概要図



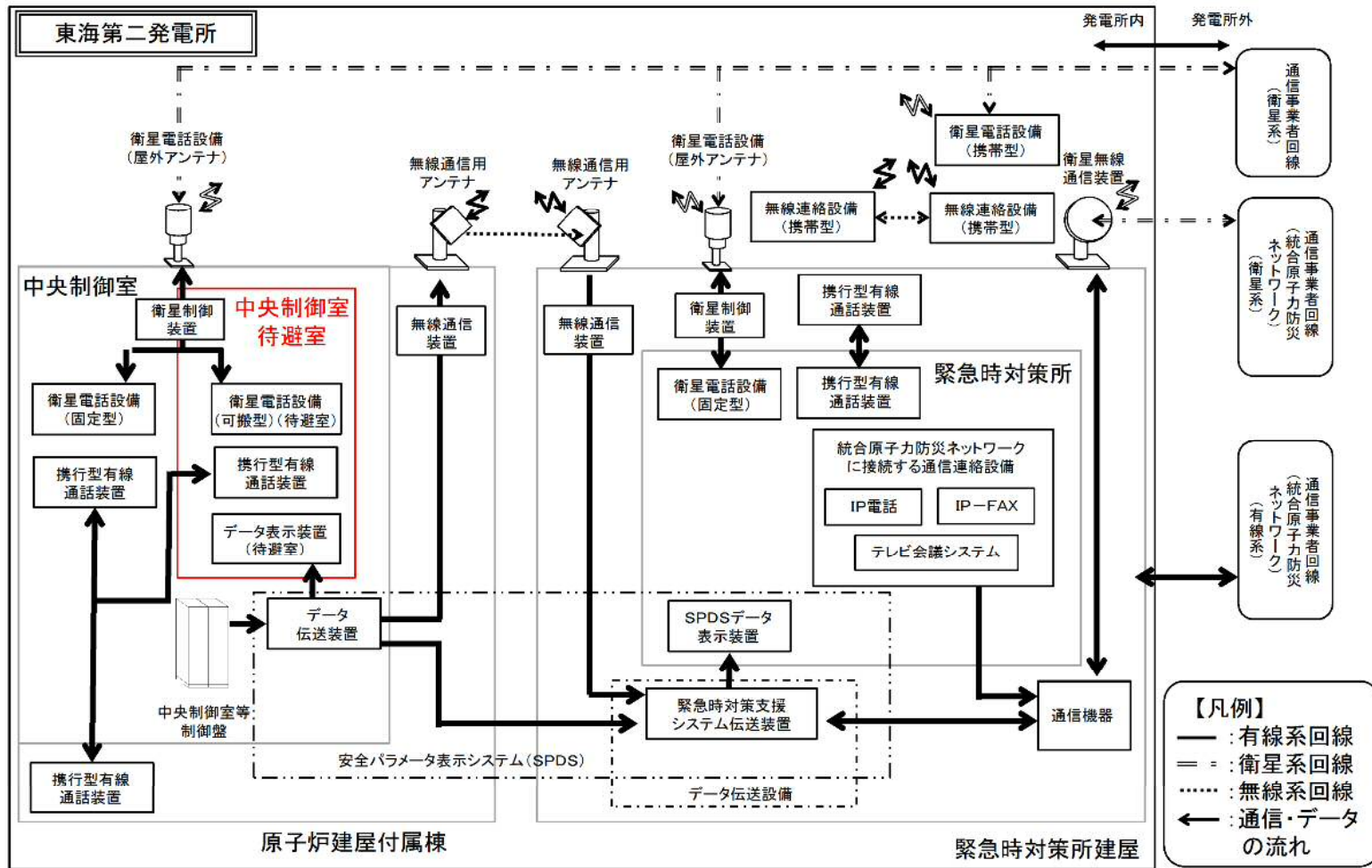
第59-4-2図 中央制御室待避室空気ポンベユニット 系統概要図



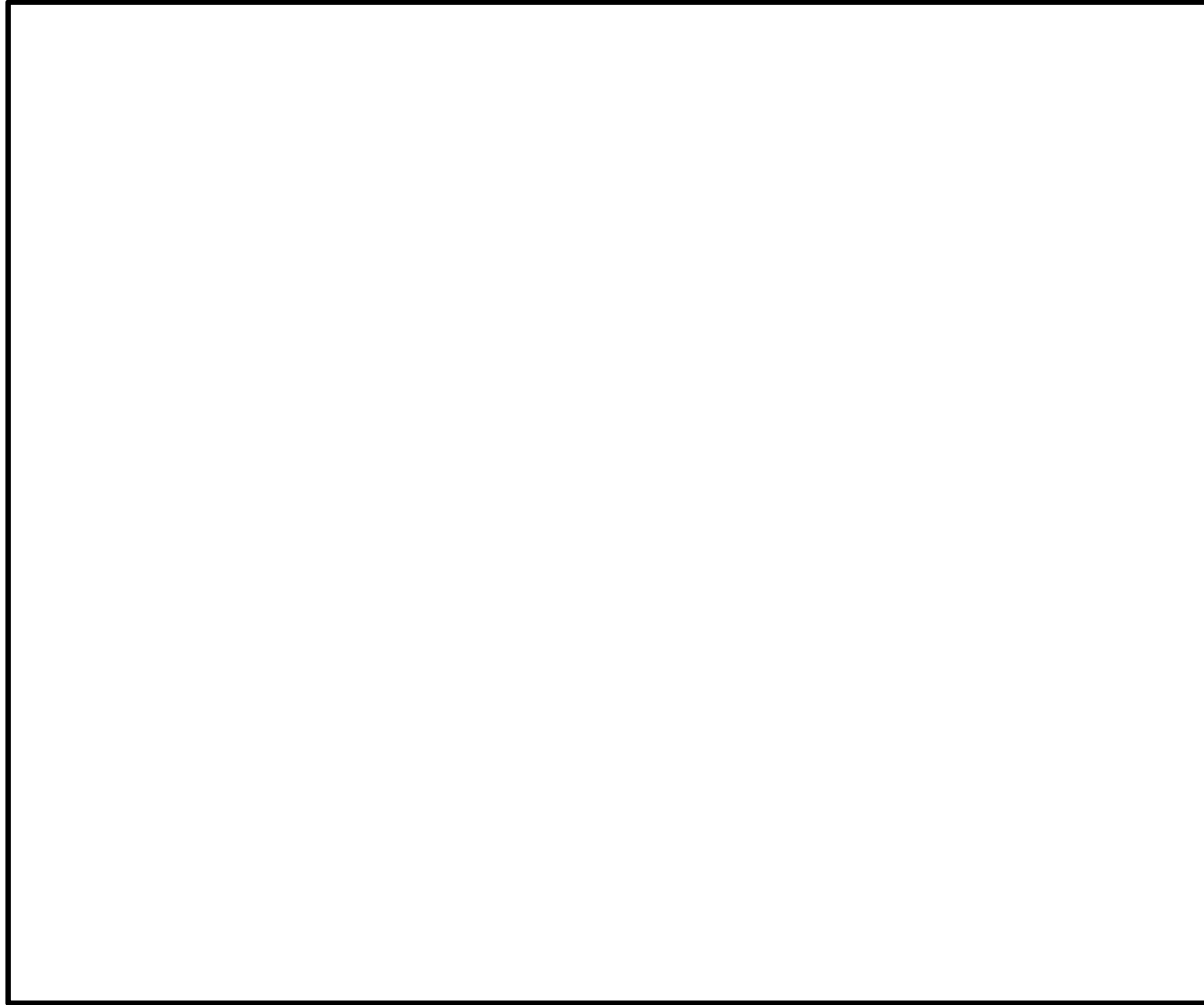
第 59-4-3 図 原子炉建屋ガス処理系 系統概要図



第59-4-4図 衛星電話設備(可搬型)(待避室)系統概要図



第59-4-5図 データ表示装置 (待避室) システム概要図



第59-4-6図 衛星電話設備（可搬型）（待避室） 操作概要図

59-5 試驗檢查

○ 中央制御室待避室遮蔽の試験検査について

中央制御室待避室遮蔽は、原子炉の運転中又は停止中に第59-5-1表に示す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-1表 中央制御室待避室遮蔽の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	遮蔽のひび割れ 表面劣化状態の外観確認

○ 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査について

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は，原子炉の運転中又は停止中に第 59-5-2 表に示す試験検査が可能な設計とする。

第 59-5-2 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	各機器 ^{※1} の表面状態を目視により確認
	機能・性能検査	ファンの運転状態の確認 フィルタ差圧の確認
停止中	分解検査	ファンの分解点検

※1 各機器とは，以下のとおり：

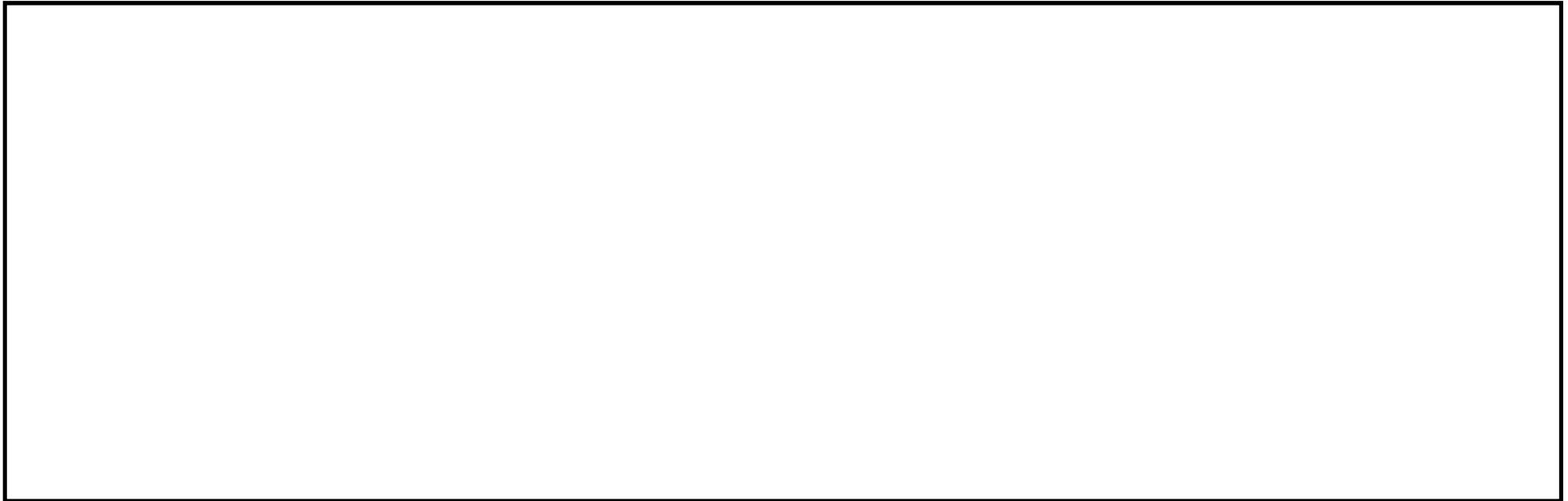
中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，中央制御室換気系フィルタユニット並びに原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機

○ 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画について


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

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系の点検計画を第 59-5-3 表に示す。

第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (1/6)

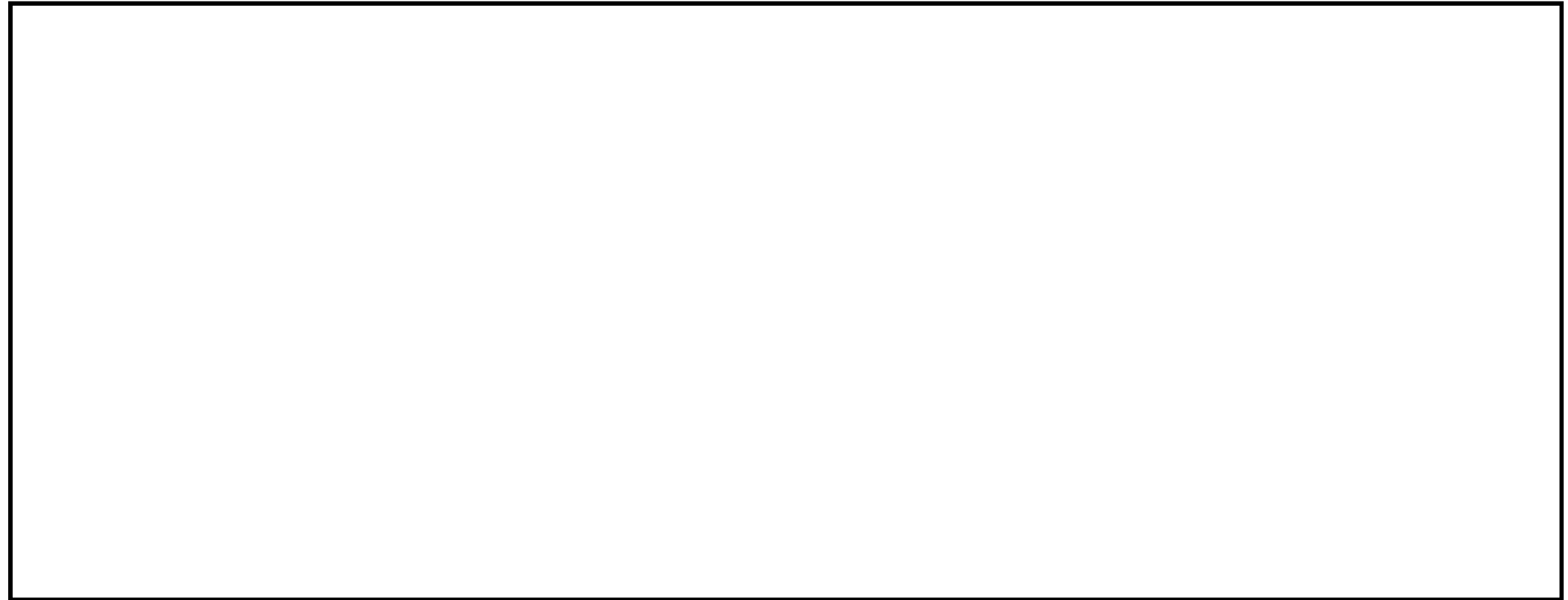


第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (2/6)



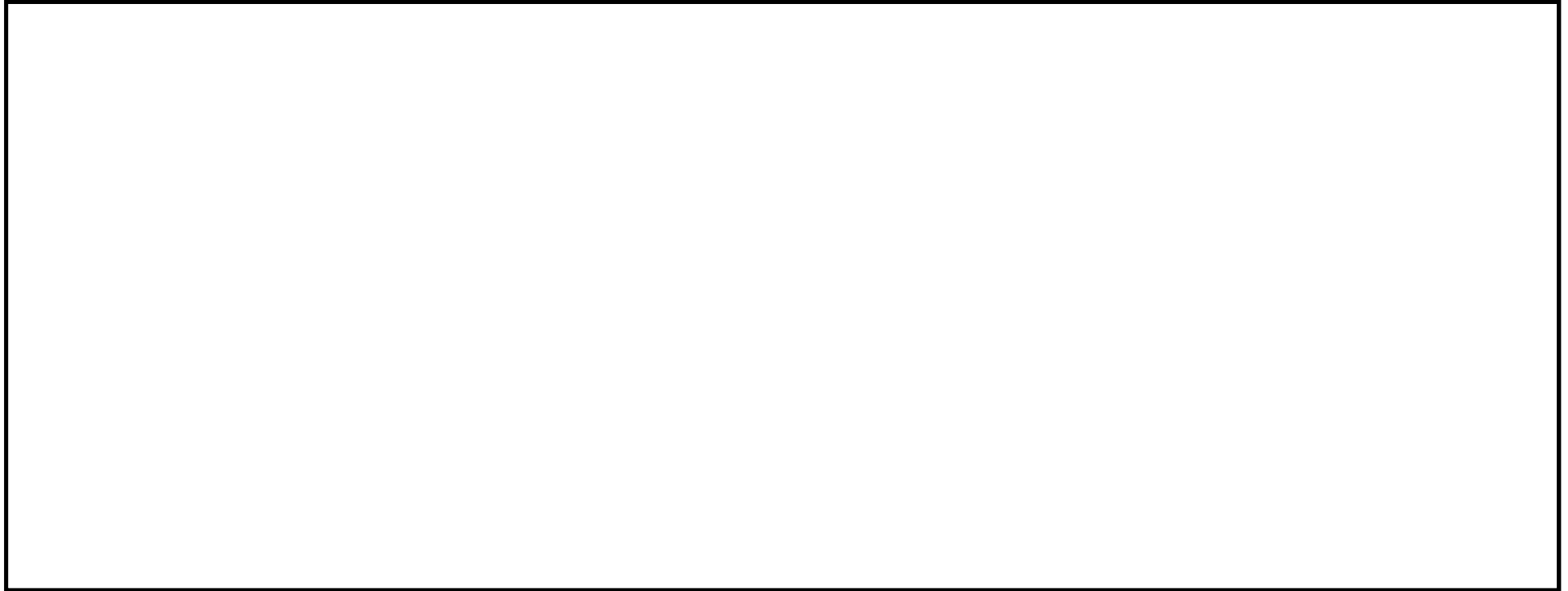
59-5-5

第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (3/6)



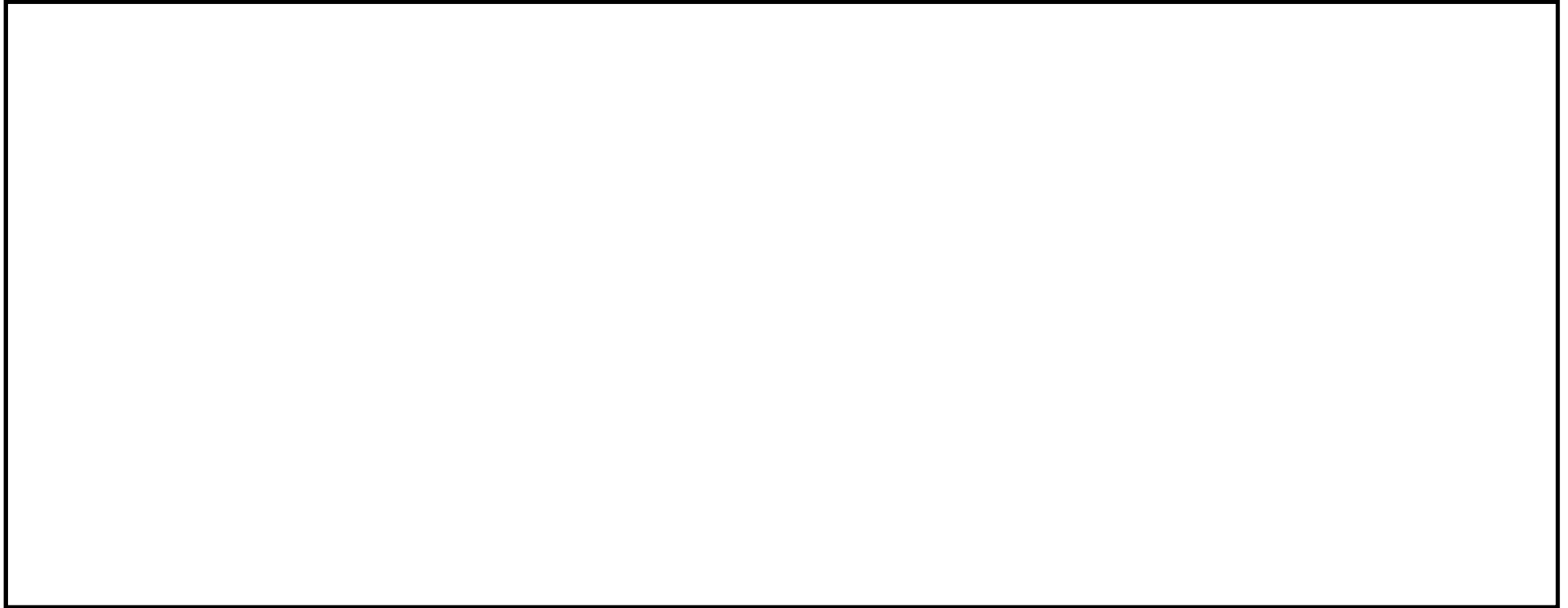
59-5-6

第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (4/6)

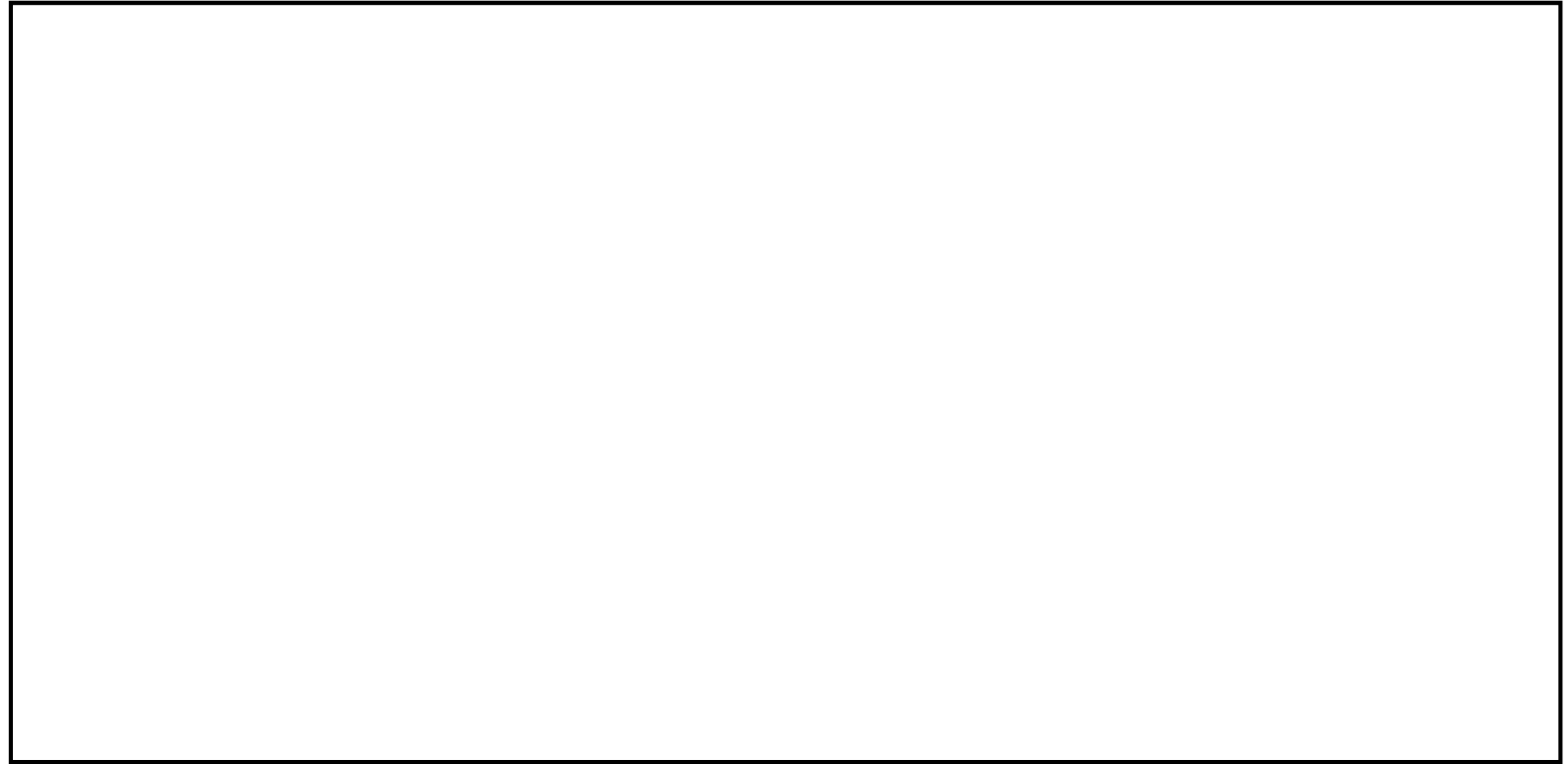


59-5-7

第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (5/6)



第 59-5-3 表 中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系 点検計画 (6/6)



59-5-9

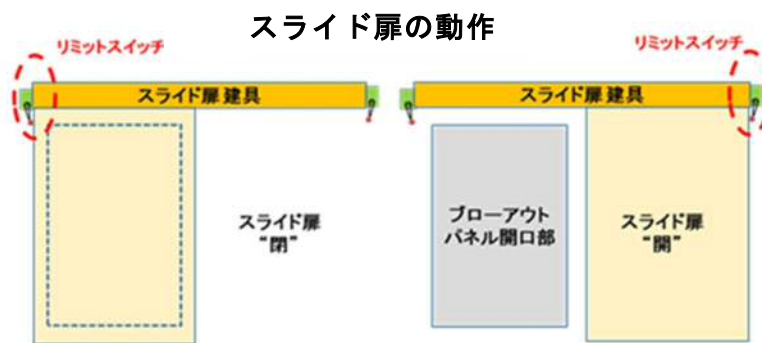
○ ブローアウトパネル閉止装置の試験検査について

ブローアウトパネル閉止装置は，原子炉の運転中又は停止中に第59-5-4表に示す試験検査が可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置の動作概要を第59-5-1図に示す。

第59-5-4表 ブローアウトパネル閉止装置の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	表面劣化状態の外観確認
停止中	機能・性能検査	スライド扉の動作状態の確認



第59-5-1図 ブローアウトパネル閉止装置の動作概要

- 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の試験検査について
 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）は、原子炉の運転中
 又は停止中に第59-5-5表に示す試験検査が可能な設計とする。

第59-5-5表 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	表面状態を目視により確認
	機能・性能検査	空気ポンベ残圧の確認
停止中	機能・性能検査	中央制御室待避室の正圧化試験

【中央制御室待避室の正圧化試験】

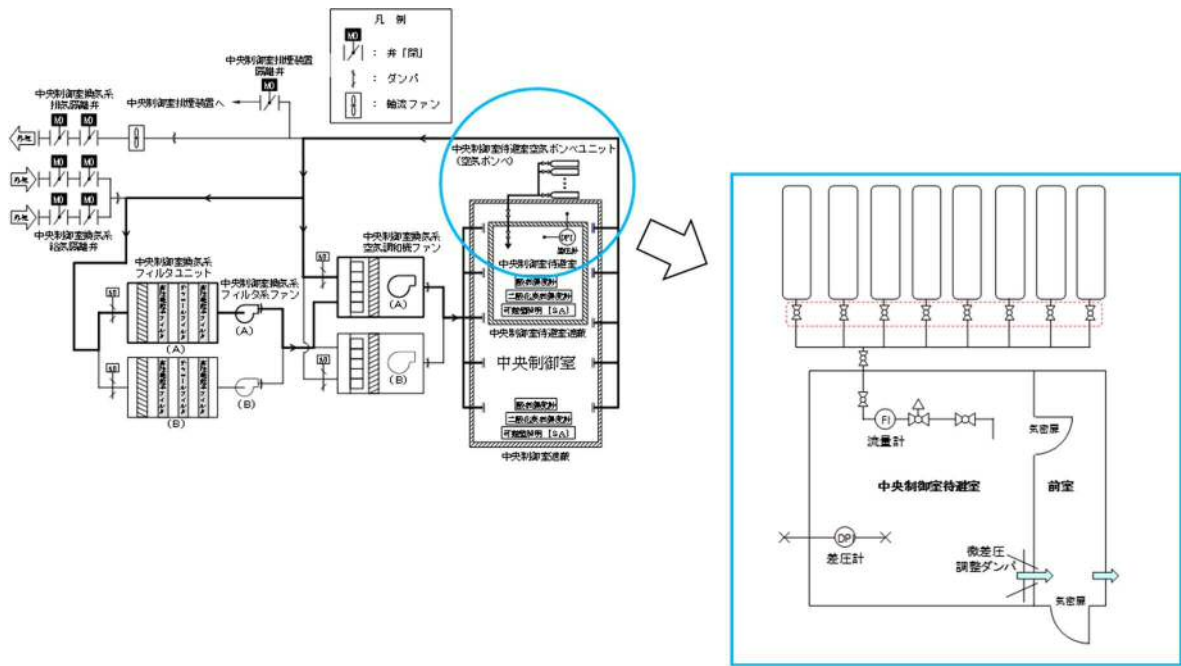
(1) 概要

中央制御室待避室の気密性に関する試験検査として原子炉停止中において、正圧化試験を実施する。

(2) 試験内容

中央制御室待避室空気ポンベユニットの操作弁を開として中央制御室待避室を加圧し、中央制御室待避室及び中央制御室で正圧化に必要な差圧の確保が可能なことを確認する。（必要な差圧は、59-6-2に示す。）

中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図を第59-5-2図に示す。



第59-5-2図 中央制御室待避室の正圧化試験におけるバウンダリ構成図

○ 中央制御室待避室差圧計の試験検査について

中央制御室待避室差圧計は，原子炉の運転中又は停止中に第59－5－6表に示す試験検査が可能な設計とする。

第3.16－6表 中央制御室待避室差圧計の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能検査	計器校正