

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改21
提出年月日	平成29年8月7日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年8月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

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

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

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 その他

~~50 条~~

~~50-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~50-2 単線結線図~~

~~50-3 計装設備系統図~~

~~50-4 配置図~~

~~50-5 系統図~~

~~50-6 試験及び検査~~

~~50-7 容量設定根拠~~

~~50-8 接続図~~

~~50-9 保管場所図~~

~~50-10 アクセスルート図~~

~~50-11 その他設備~~

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験及び検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について

51-11 その他設備

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 接続図

52-8 計装設備の測定原理

52-9 水素及び酸素発生時の対応について

~~53 条~~

~~53-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~53-2 単線結線図~~

~~53-3 配置図~~

~~53-4 系統図~~

~~53-5 試験及び検査~~

~~53-6 容量設定根拠~~

~~53-7 その他設備~~

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイカの健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図

55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

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

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

51-1 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51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内	C
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	51-3配置図, 51-8保管場所図, 51-11その他設備		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁	A, B	
		関連資料	51-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		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	51-4系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料	51-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象 (サポート系有り) —異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		本文			

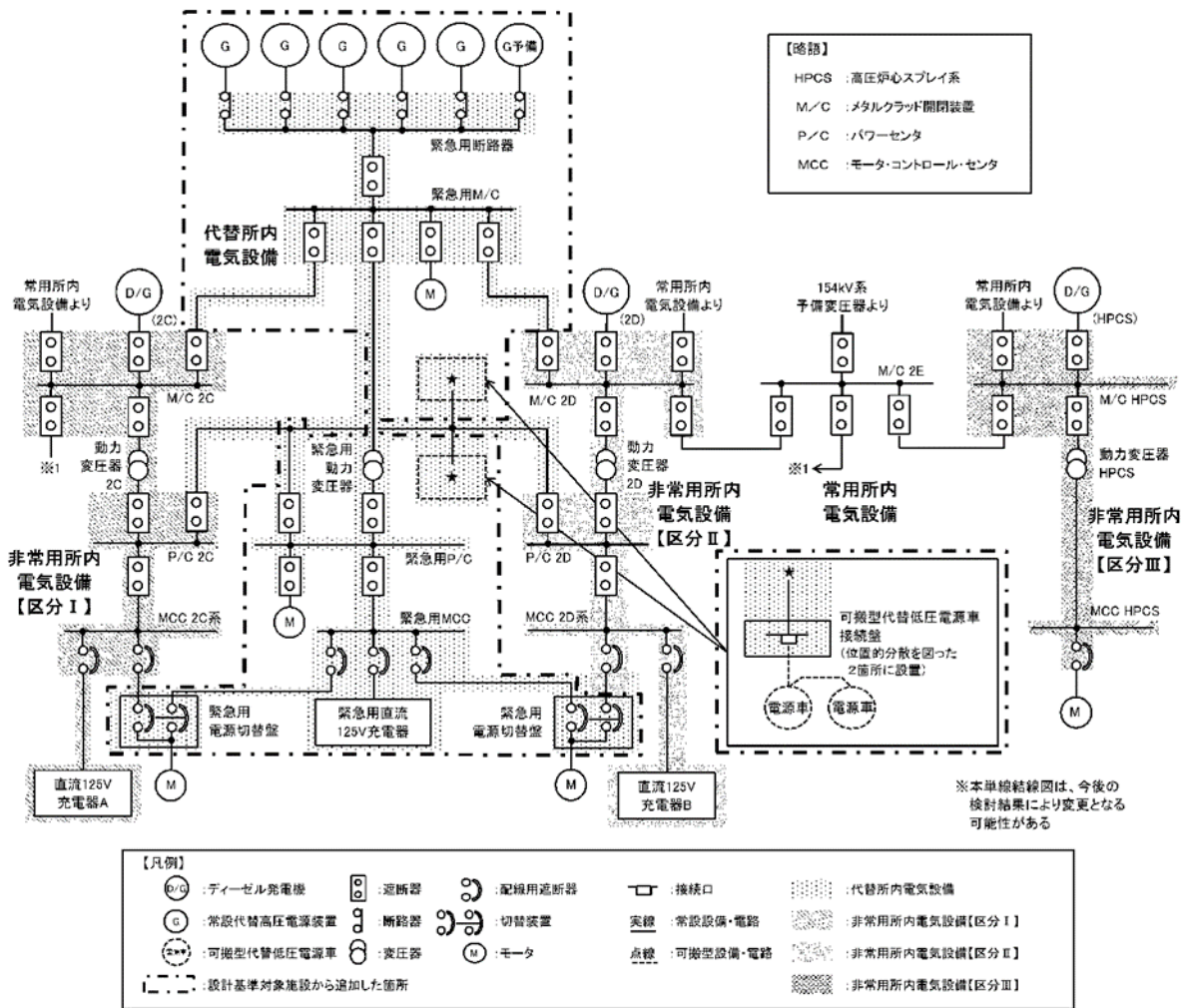
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

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

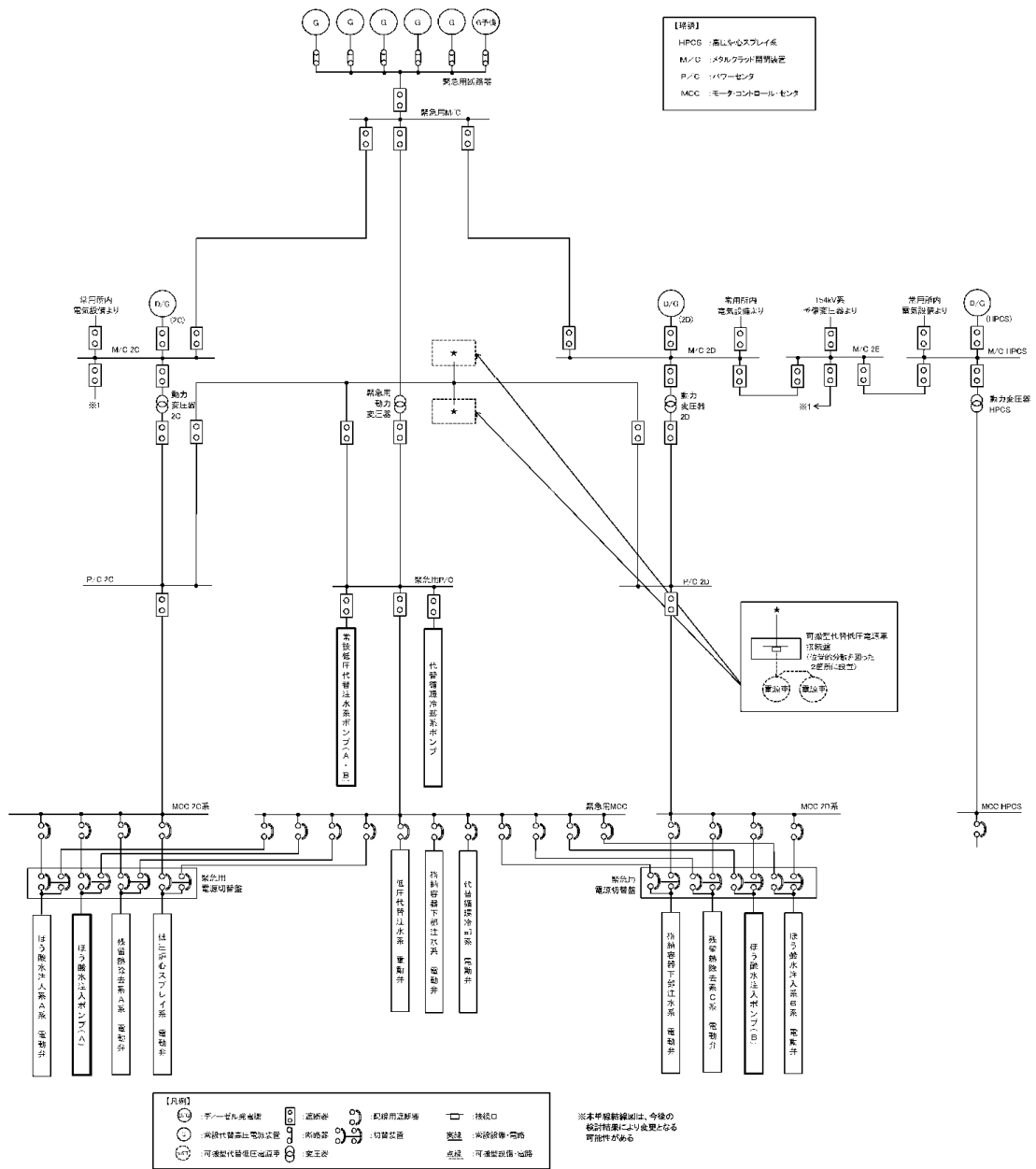
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		コリウムシールド		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	格納容器内設備	A
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-10 ベDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更について, 51-11 その他設備		
	第2号	操作性		操作不要	対象外	
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		容器	C	
		関連資料	51-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	51-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他 (飛散物)	—	対象外	
		関連資料	51-4系統図			
	第6号	設置場所		操作不要	対象外	
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	51-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	(同一目的のSA設備又はDB設備なし)	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	対象外
関連資料	本文					

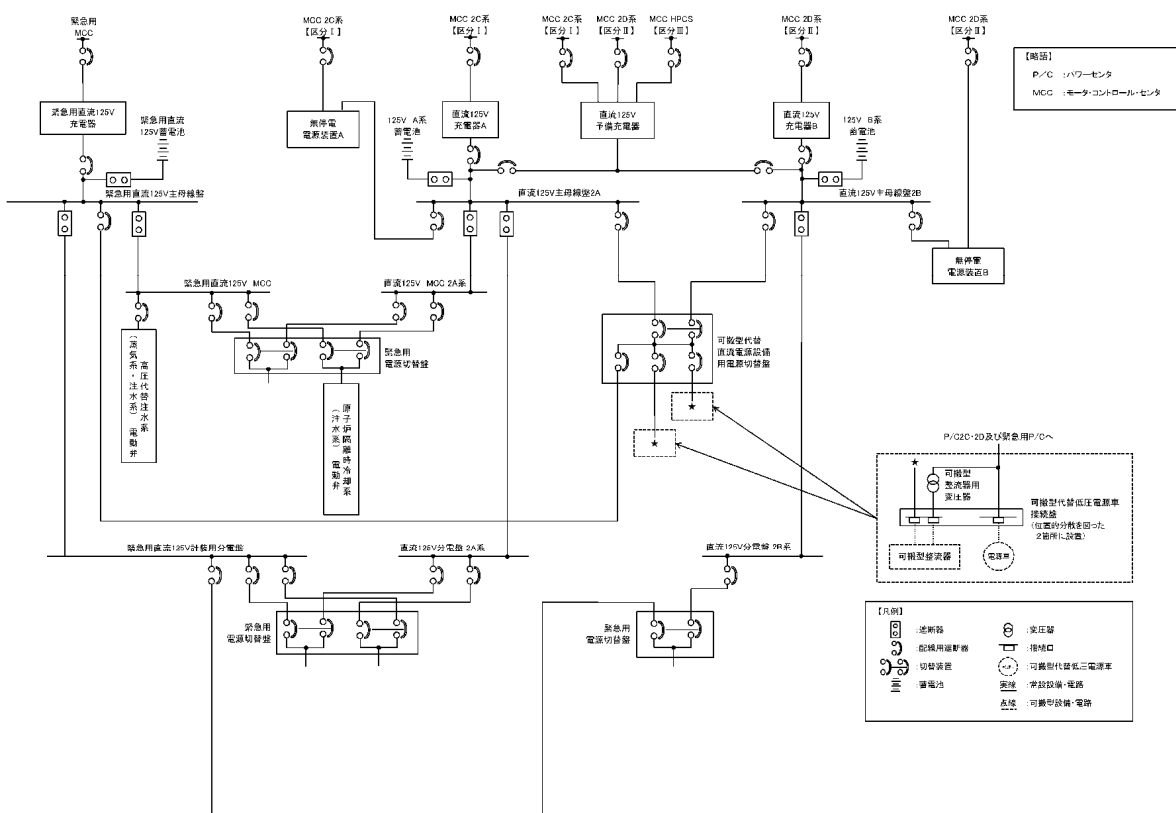
51-2 単線結線図



第 51-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）

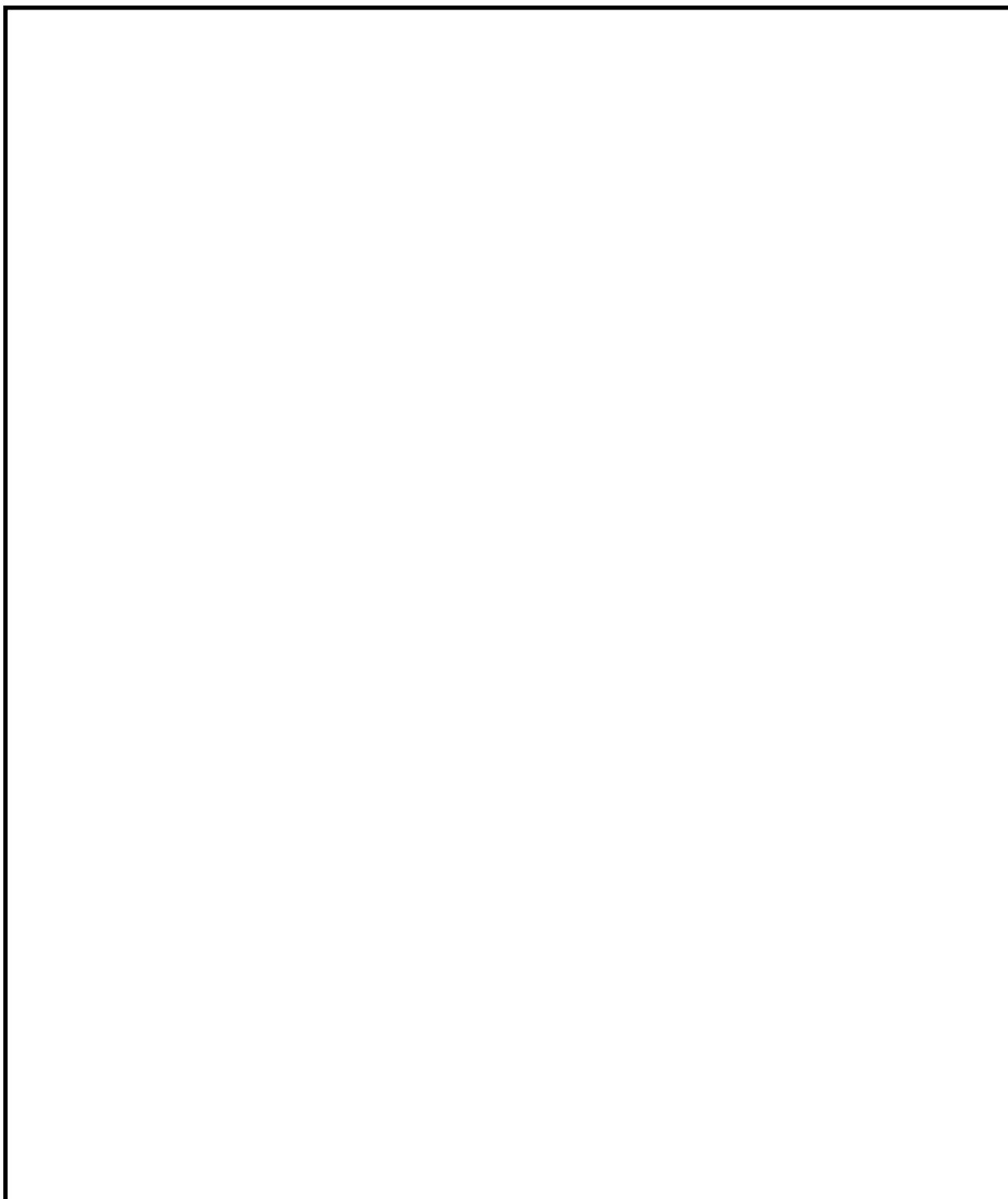


第 51-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/3）



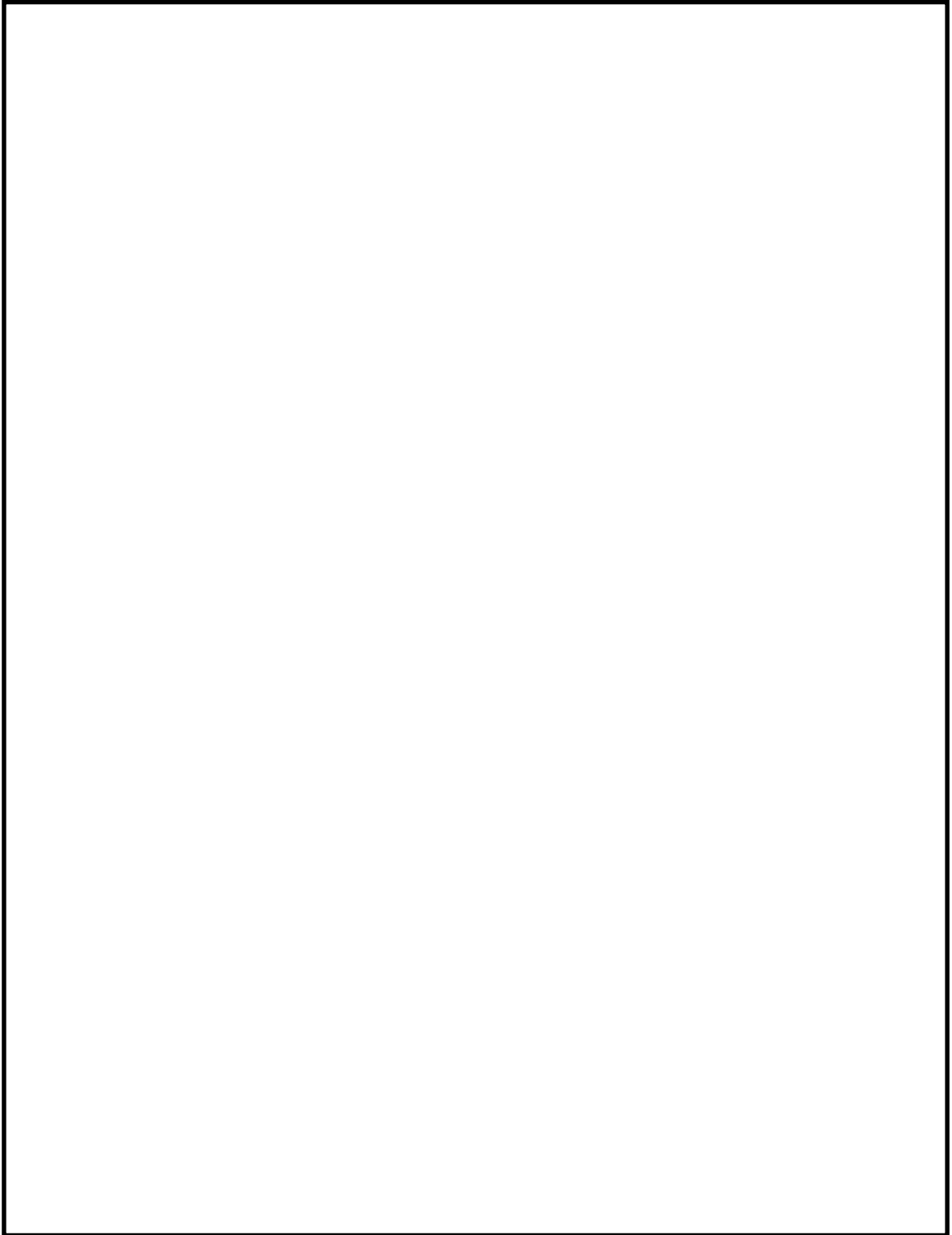
第 51-2-3 図 電源構成図 (直流電源) (3/3)

51-3 配置図



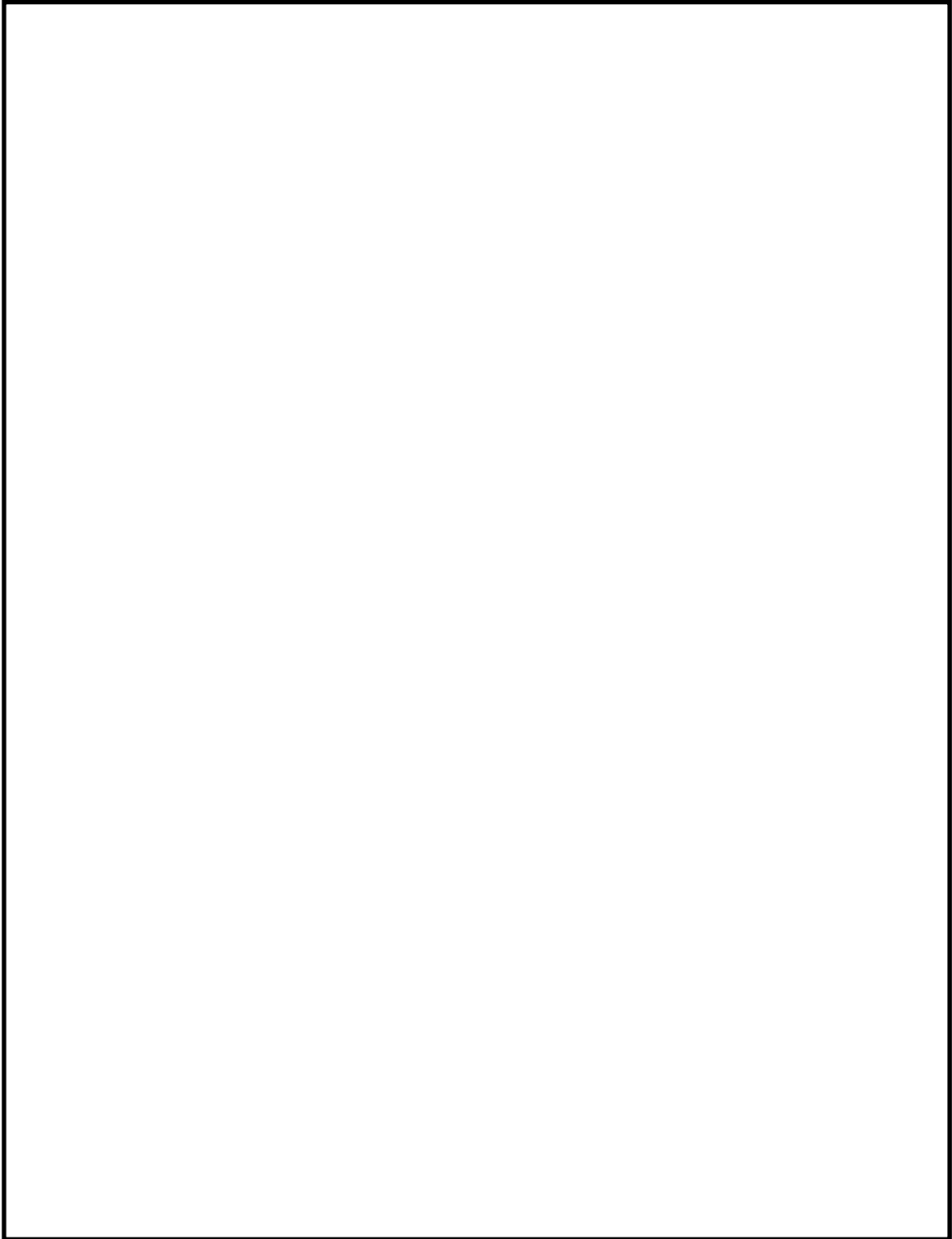
第 51-3-1 図 配置図（常設低圧代替注水系格納槽）

51-3-1



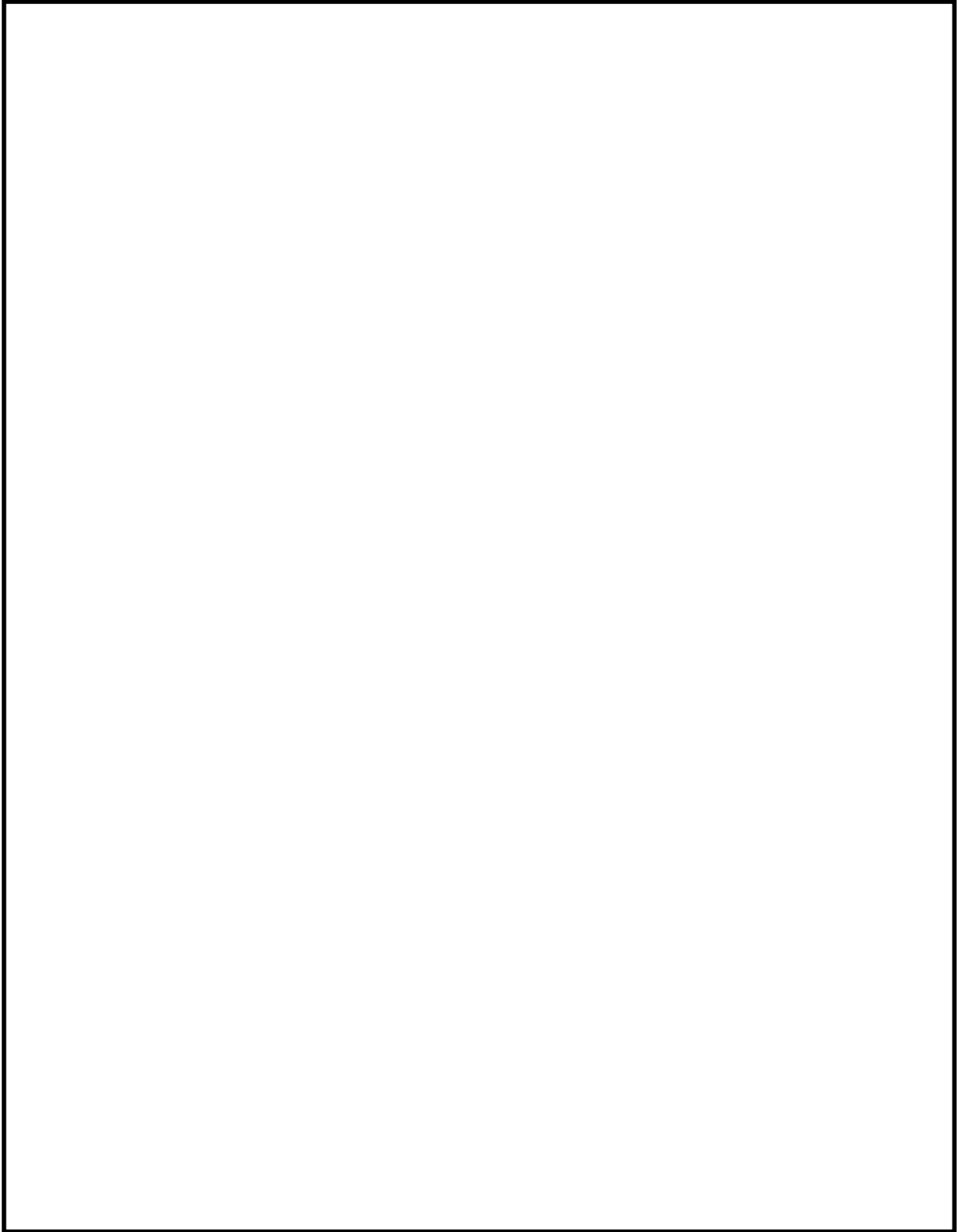
第 51-3-2 図 配置図 (原子炉建屋 3 階)

51-3-2



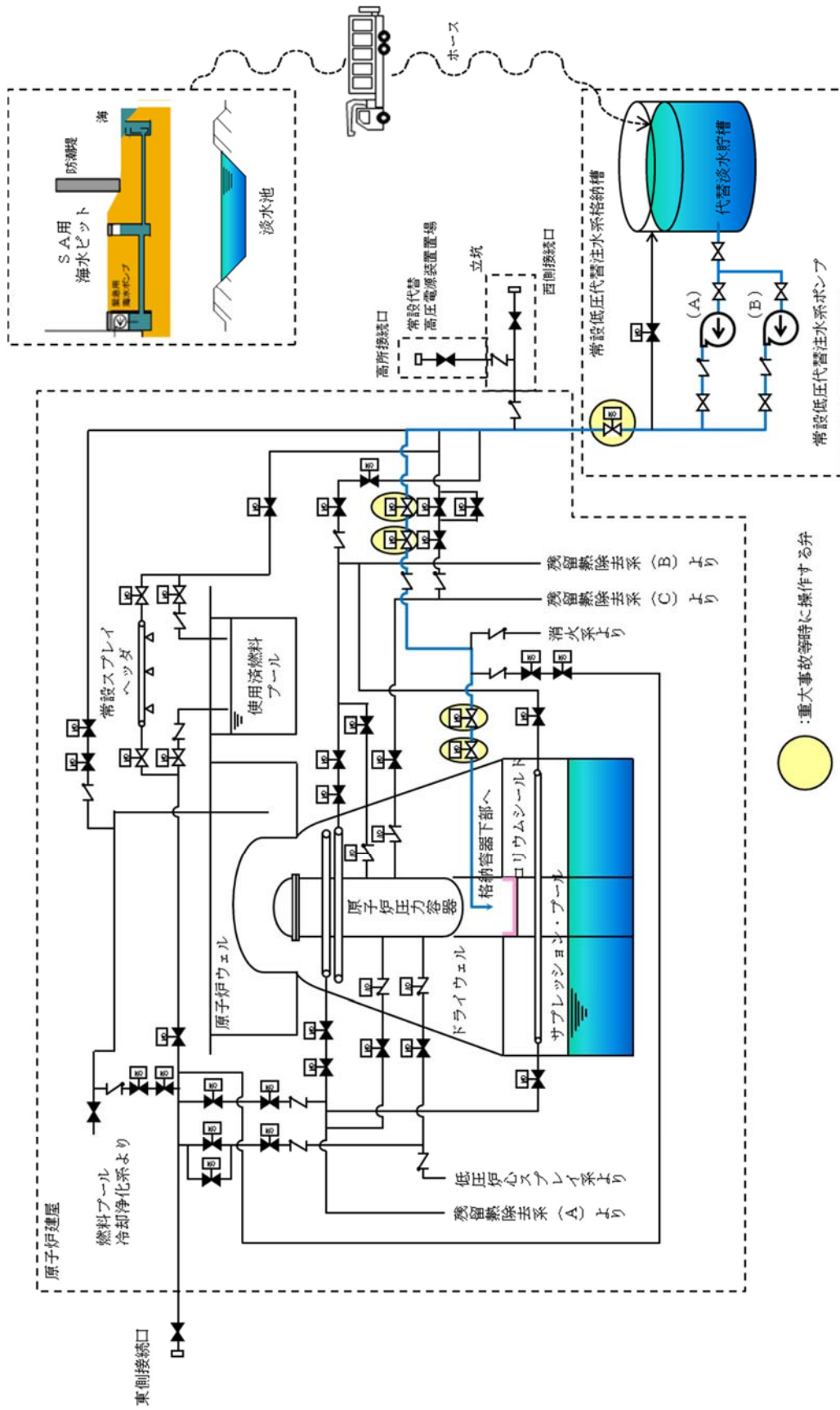
第 51-3-3 図 配置図 (原子炉建屋 4 階)

51-3-3

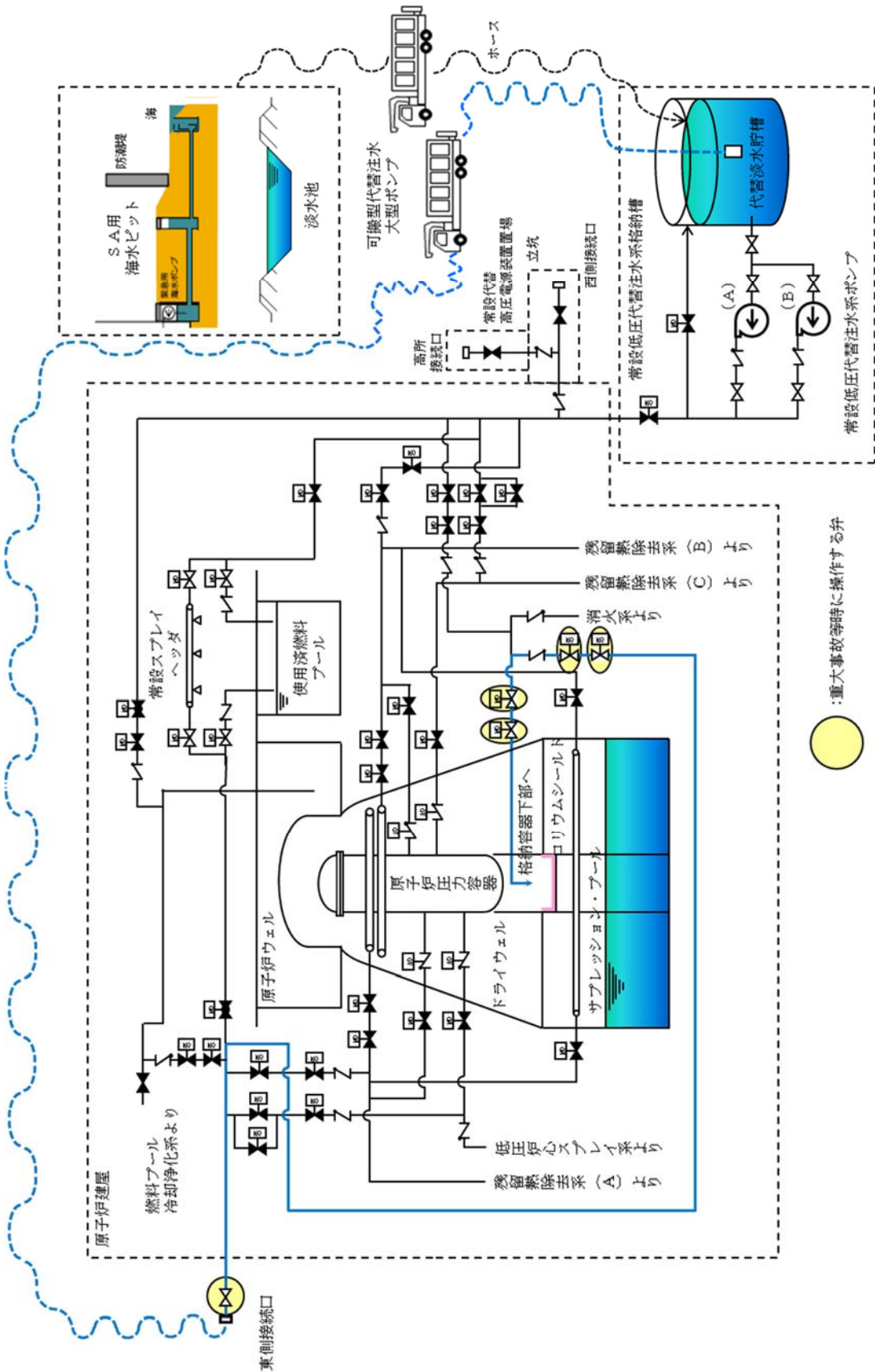


第 51-3-4 図 配置図（原子炉建屋附属棟 3 階（中央制御室））

51-4 系統図



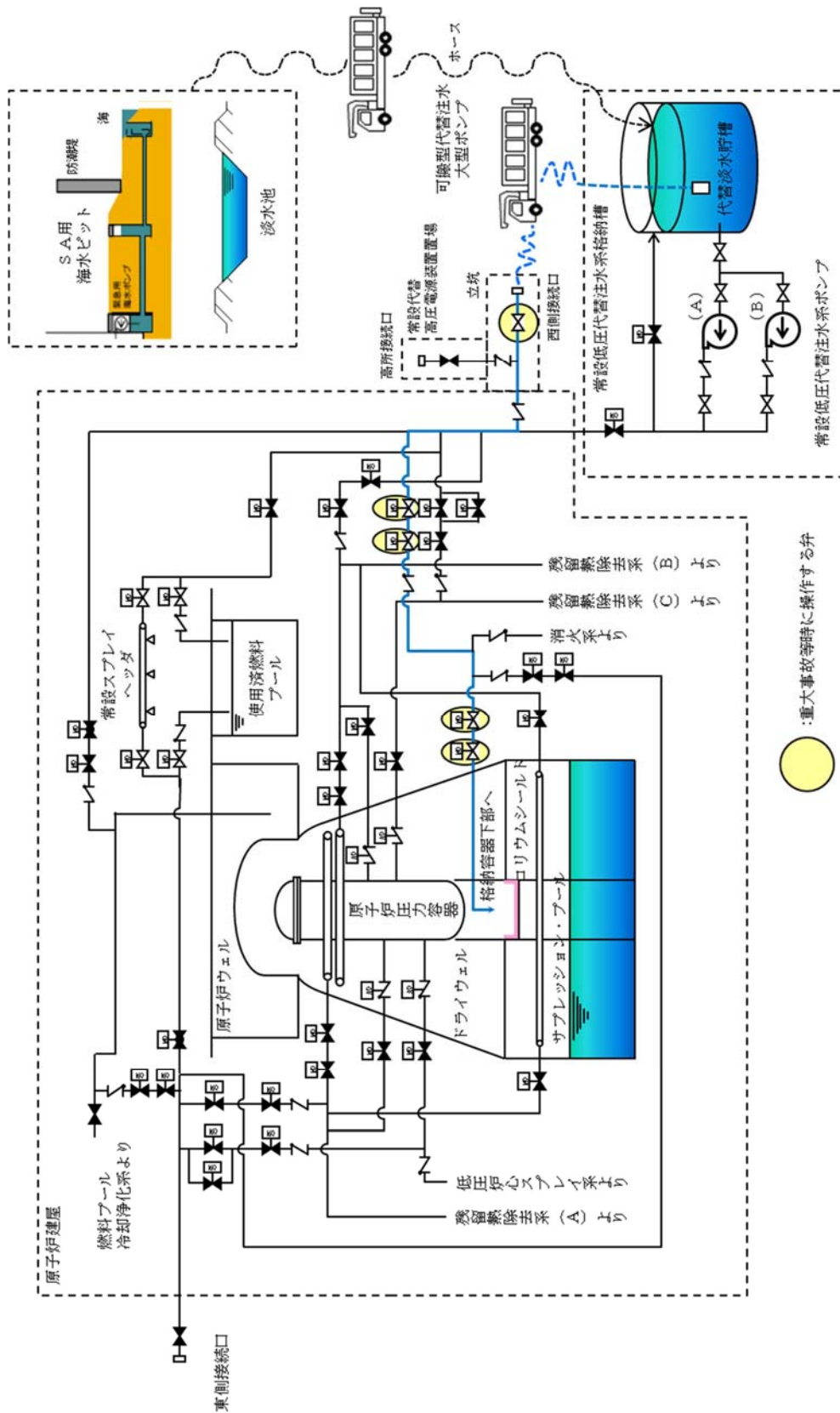
第 51-4-1 図 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図



第 51-4-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図

(東側接続口使用時)

51-4-2

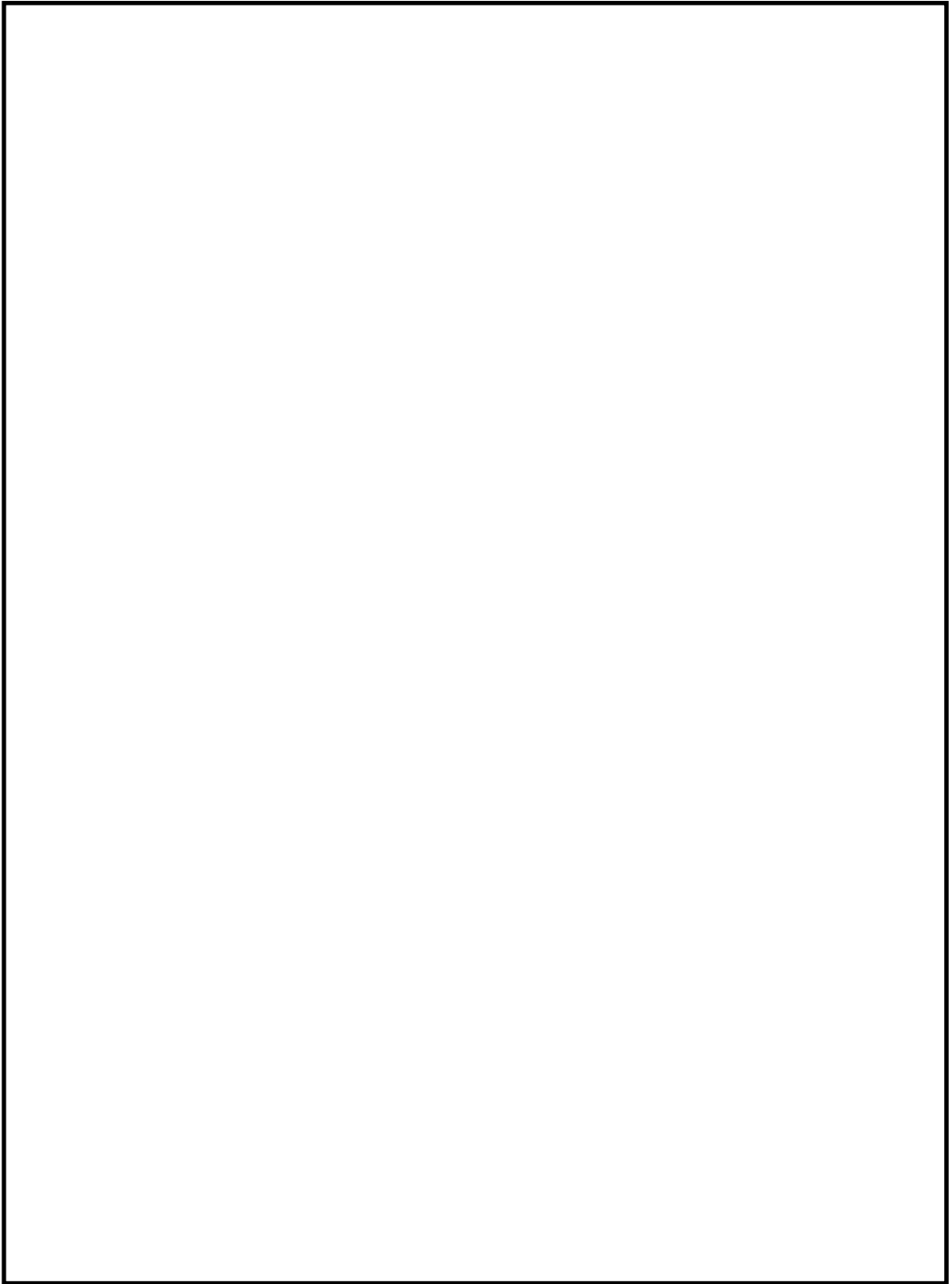


第 51-4-3 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図

（西側接続口使用時）

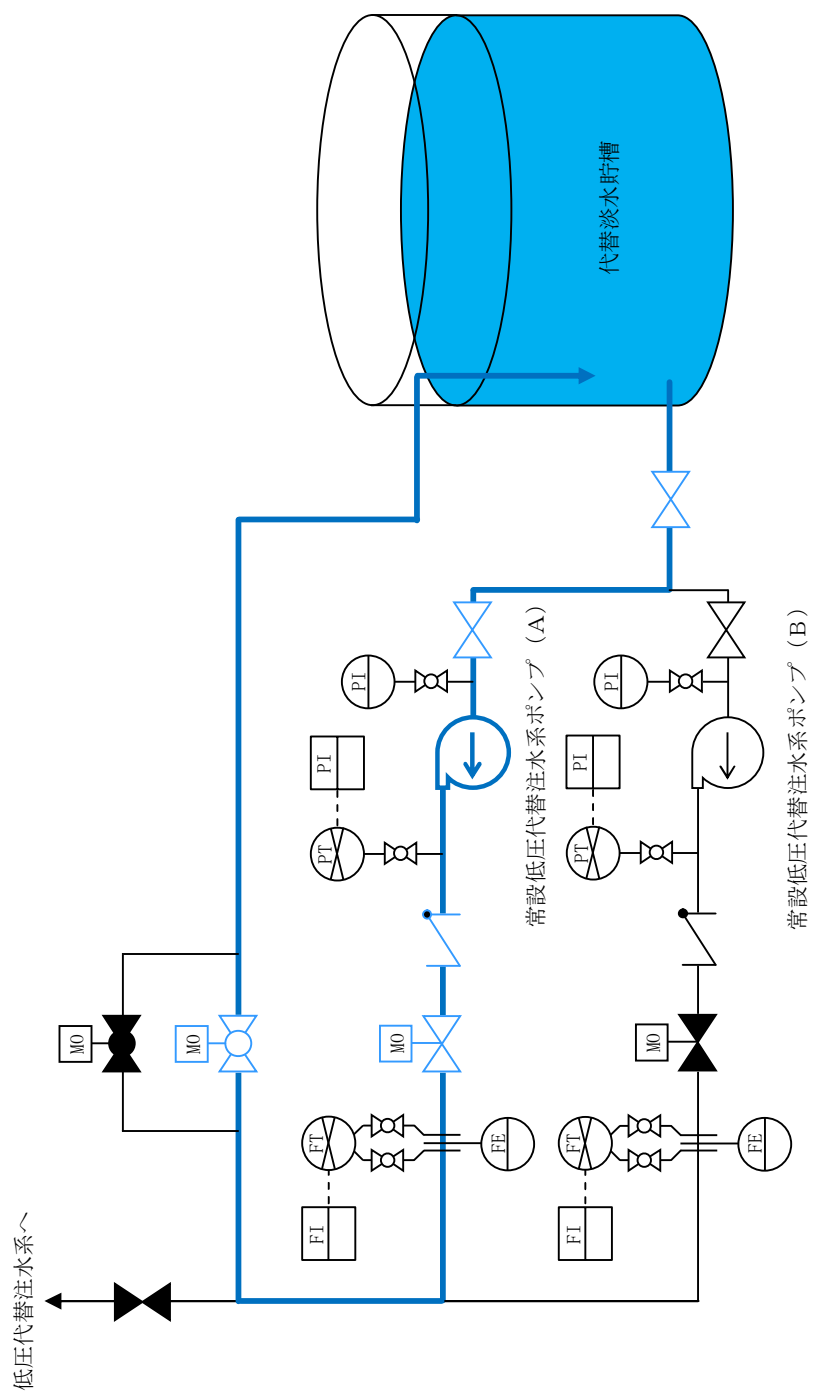
51-4-3

51-5 試験及び検査

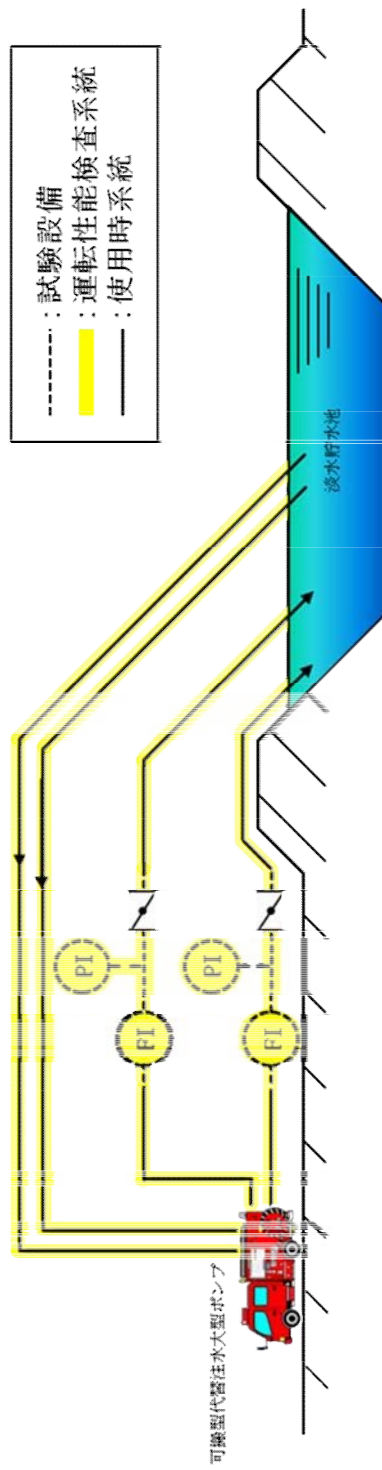


第 51-5-1 図 構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）

51-5-1



第 51-5-2 図 運転性能検査系統図 (格納容器下部注水系 (常設))



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

51-6 容量設定根拠

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h/個	□以上（注1）（約200（注2））
全揚程	m	141以上（注1）（約200（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	3.5
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/台	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）床面に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

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

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

1. 容 量 □m³/h/個以上

ペDESTAL（ドライウェル部）に注水する場合の常設低圧代替注水ポン

プの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大□m³/hとしていることから、ポンプ1個当たり□m³/hとし、公称値を約200m³/hとする。

なお、格納容器破損防止対策に係る有効性評価において、原子炉圧力容器が破損する前に、ペDESTAL（ドライウエル部）の水位を□mに調整する。

2. 全揚程 141m

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

水源と移送先の圧力差	約	□	m
静水頭	約	□	m
機器及び配管・弁類圧損	約	□	m
合計	約	□	m ≒ 141m

以上より、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプに必要な全揚程は141mとし、公称値を約200mとする。

また、格納容器下部注水系（常設）は、低圧代替注水系（常設）又は代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため、同時

使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「常設代替低圧注水ポンプの同時注水について」で示す。

3. 最高使用圧力 3.14MPa [gage]

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

4. 最高使用温度 66℃

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

5. 原動機出力 kW 以上

格納容器下部注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h、全揚程200mのときの必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

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

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

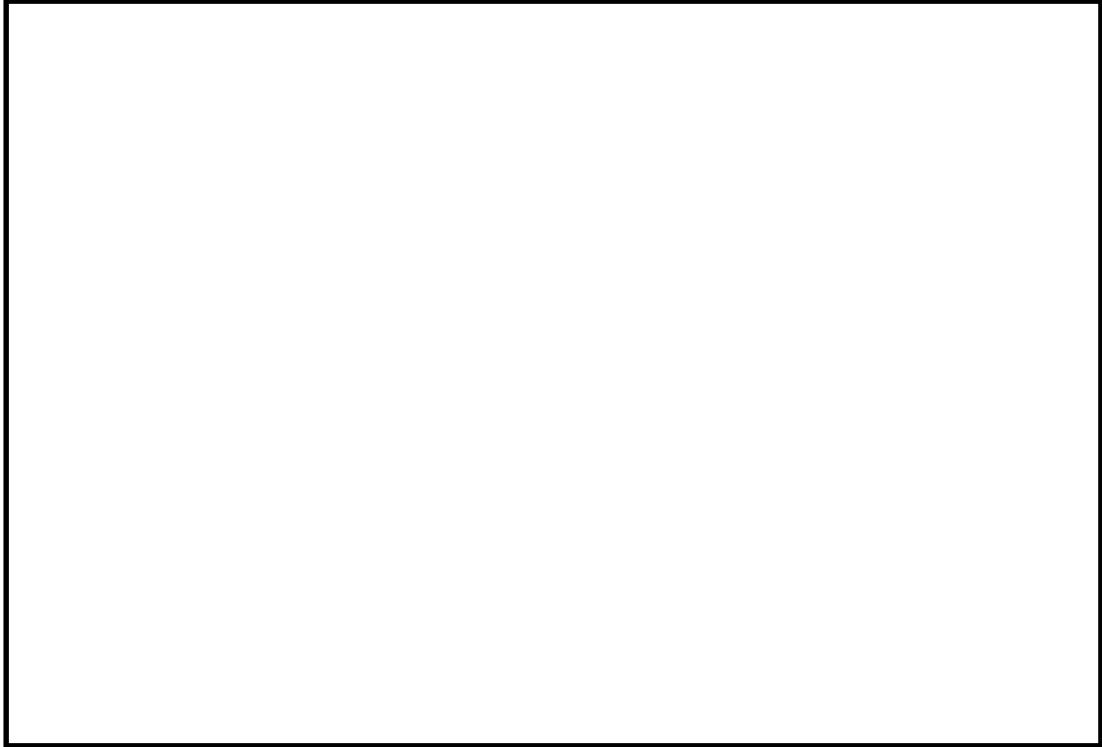
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) =200

H : ポンプ揚程 (m) =200

η : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = (第51-6-1図参照)

(参考文献: 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第51-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

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

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/台	□以上（注1）（約 1,320（注2））
全揚程	m	134以上（注1）（約 140（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/台	847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽、淡水貯水池又は海水を水源として原子炉建屋外壁近傍に設置されている複数の接続口に接続し、格納容器下部注水配管を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、格納容器下部注水系（可搬型）として必要な流量を確保できる容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで、合計2台と故障時のバックアップ用として1台（共用）の合計3台を保管する。

1. 容量 $\square \text{m}^3/\text{h}$ 以上

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大 $\square \text{m}^3/\text{h}$ 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 $\square \text{m}^3/\text{h}$ 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 140m

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの圧力損失は、淡水又は海水をペDESTAL（ドライウエル部）に注入する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

水源と移送先の圧力差	約 $\square \text{m}$
静水頭	約 $\square \text{m}$
ホース圧損	約 $\square \text{m}$
機器及び配管・弁類圧損	約 $\square \text{m}$
合計	約 $\square \text{m}$

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

134m となる。

公称値については、要求される最大要諦を満足するものとして 140m とする。

3. 最高使用圧力 1.4MPa [gage]

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

4. 最高使用温度 60℃

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

5. 原動機出力 847kW

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

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



常設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

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

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

また、有効性評価における事象進展ごとの常設低圧代替注水系ポンプ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	—	—	4m ³ /h

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

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	4m ³ /h

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	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、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	—	—	4m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

第4表 設計基準事故対象設備による原子炉注水成功後に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	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	—	—	4m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階*	50m ³ /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない

※崩壊熱除去機能(残留熱除去系が故障した場合)のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失

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

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	$\leq 110\text{m}^3/\text{h}$	—	—	—	—	<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	$230\text{m}^3/\text{h}$	$130\text{m}^3/\text{h}$	—	—	—	<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	$50\text{m}^3/\text{h}$	$130\text{m}^3/\text{h}$	—	—	$114\text{m}^3/\text{h}$	<ul style="list-style-type: none"> 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース 使用済燃料プールが 100°C 到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・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100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

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

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m ³ /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレーは格納容器圧力に応じてスプレー開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m ³ /h	—	4m ³ /h	<ul style="list-style-type: none"> ・ 有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・ 使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

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

名 称		コリウムシールド
高さ	m	<input type="text"/>
厚さ	m	<input type="text"/>
最高使用温度	℃	2100

【設定根拠】

コリウムシールドは、重大事故等時に以下の機能を有する。

コリウムシールドは、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を保持することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面を貫通すること及び壁面への接触することを防止する設計とする。

1. 高さ

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

2. 厚さ

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

・デブリ保有可能量を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

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

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

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

V_m : 溶融物体積 [約 36m^3]

V_s : ペDESTAL内構造物体積 [約 4m^3] (添付 3.2.11 別添 1 参照)

Φ_{ent} : 粒子化割合 [0.171] (添付 3.2.11 別添 2 参照)

P : ポロシティ [0.5]

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m^2]

L_{PD} : ペDESTAL床直径 []

D_{CS} : コリウムシールド厚さ [m]

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

・浸食の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

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

3. 最高使用温度

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


溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について

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

1. 評価条件

評価条件を第1表に示す。

第1表 侵食量評価条件

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

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO₂耐熱材の100mol%Zrによる侵食試験結果に基づき設定

2. 評価結果

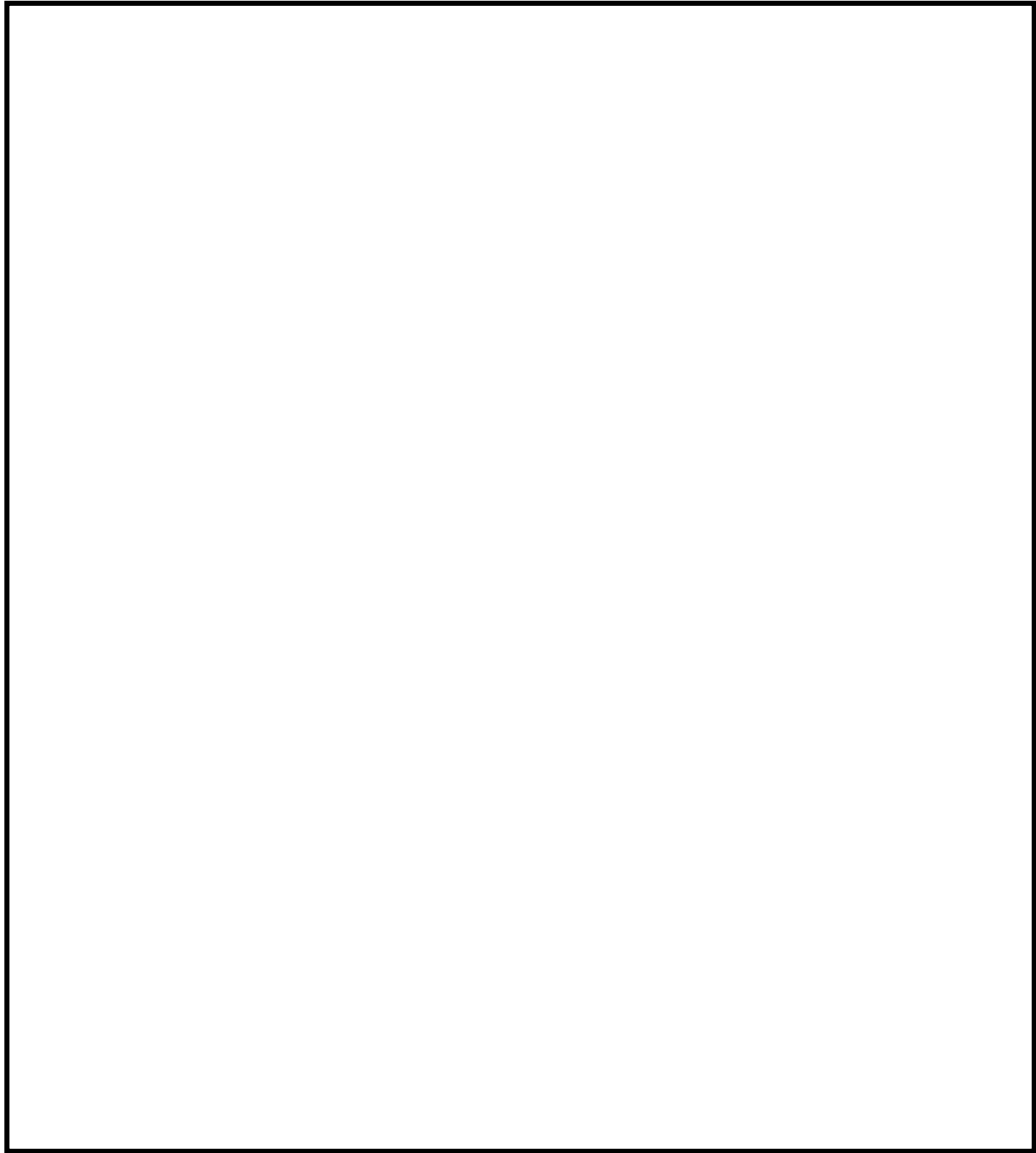
評価結果を第2表に示す。MAAP評価において、ペDESTAL（ドライウェル部）のプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度

は 2,100°C未満であり，耐熱性及び耐侵食性に優れた Z r O₂ 製コリウムシールドを敷設することにより，熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食が生じないことを確認した。

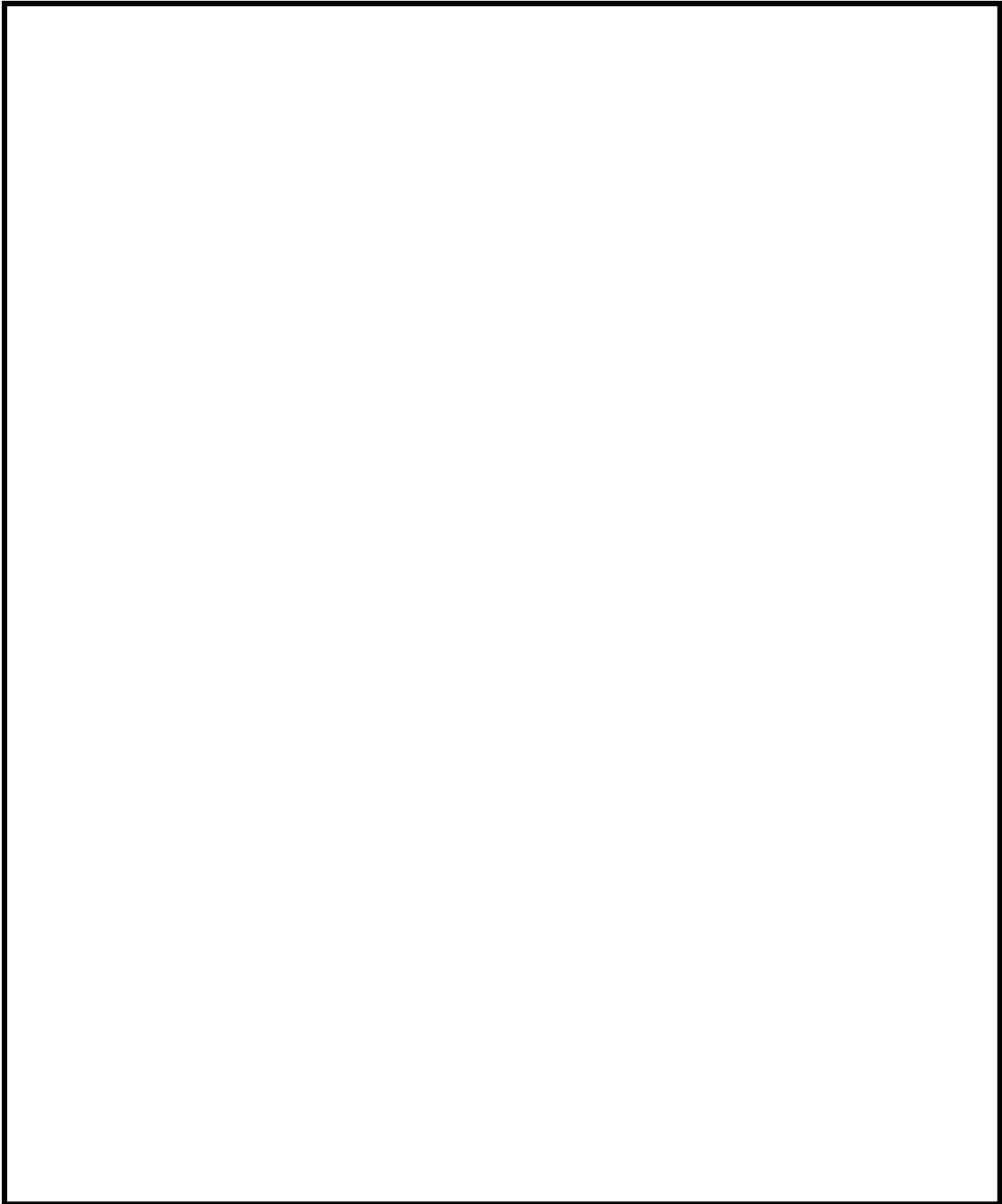
第 2 表 侵食量評価結果

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

51-7 接続図

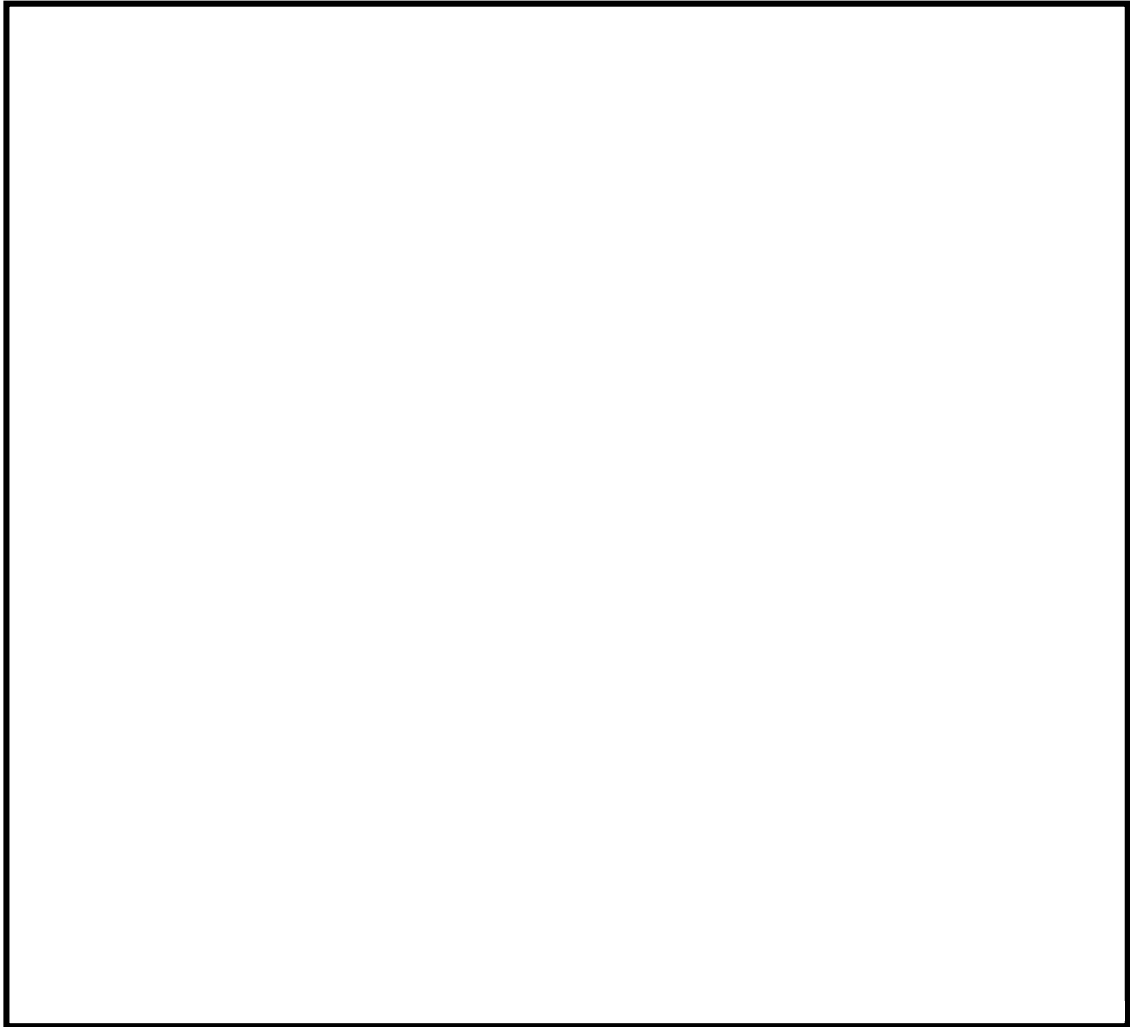


第 51-7-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）



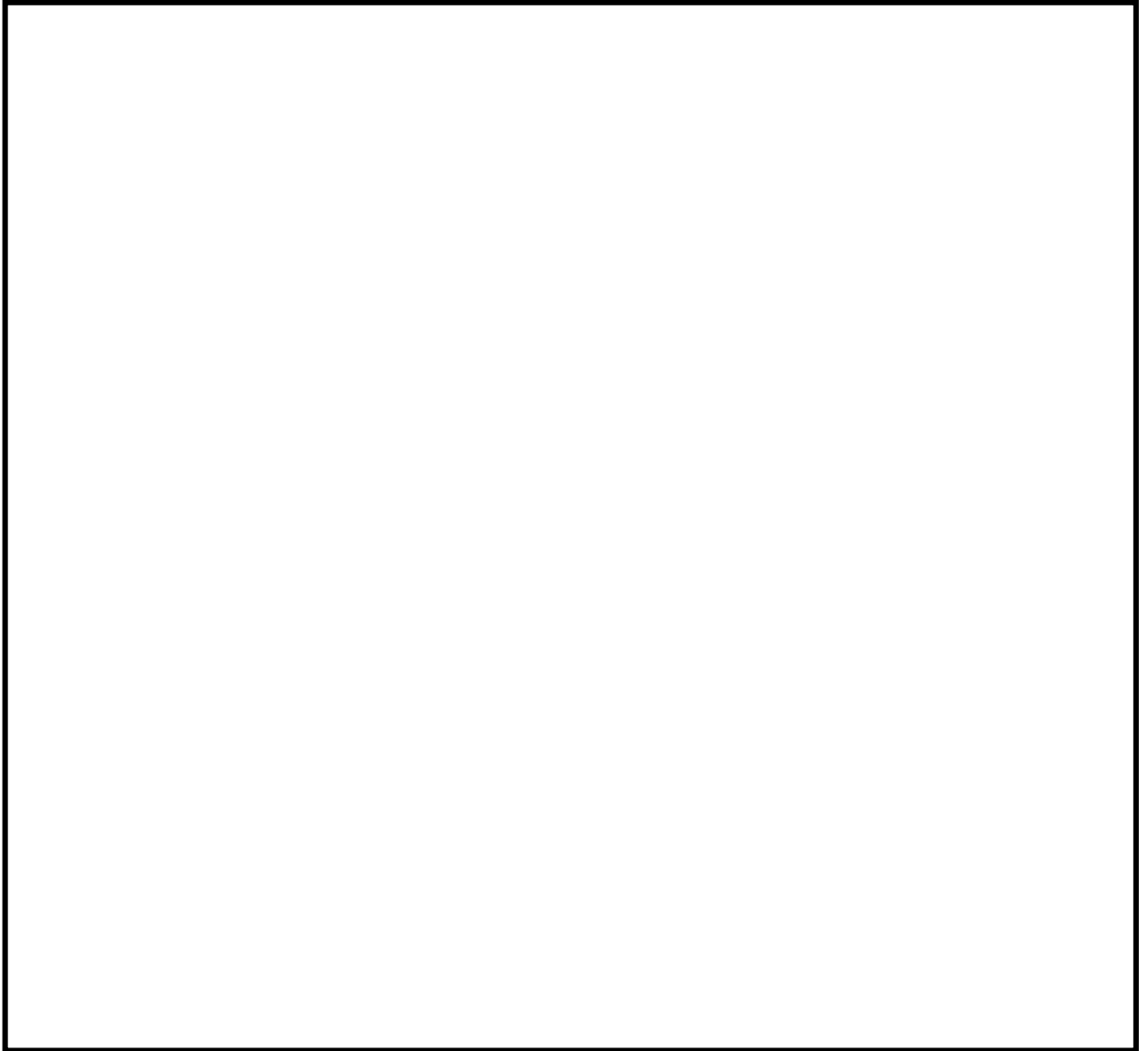
第 51-7-2 図 接続図（可搬型設備 接続口）

51-8 保管場所図

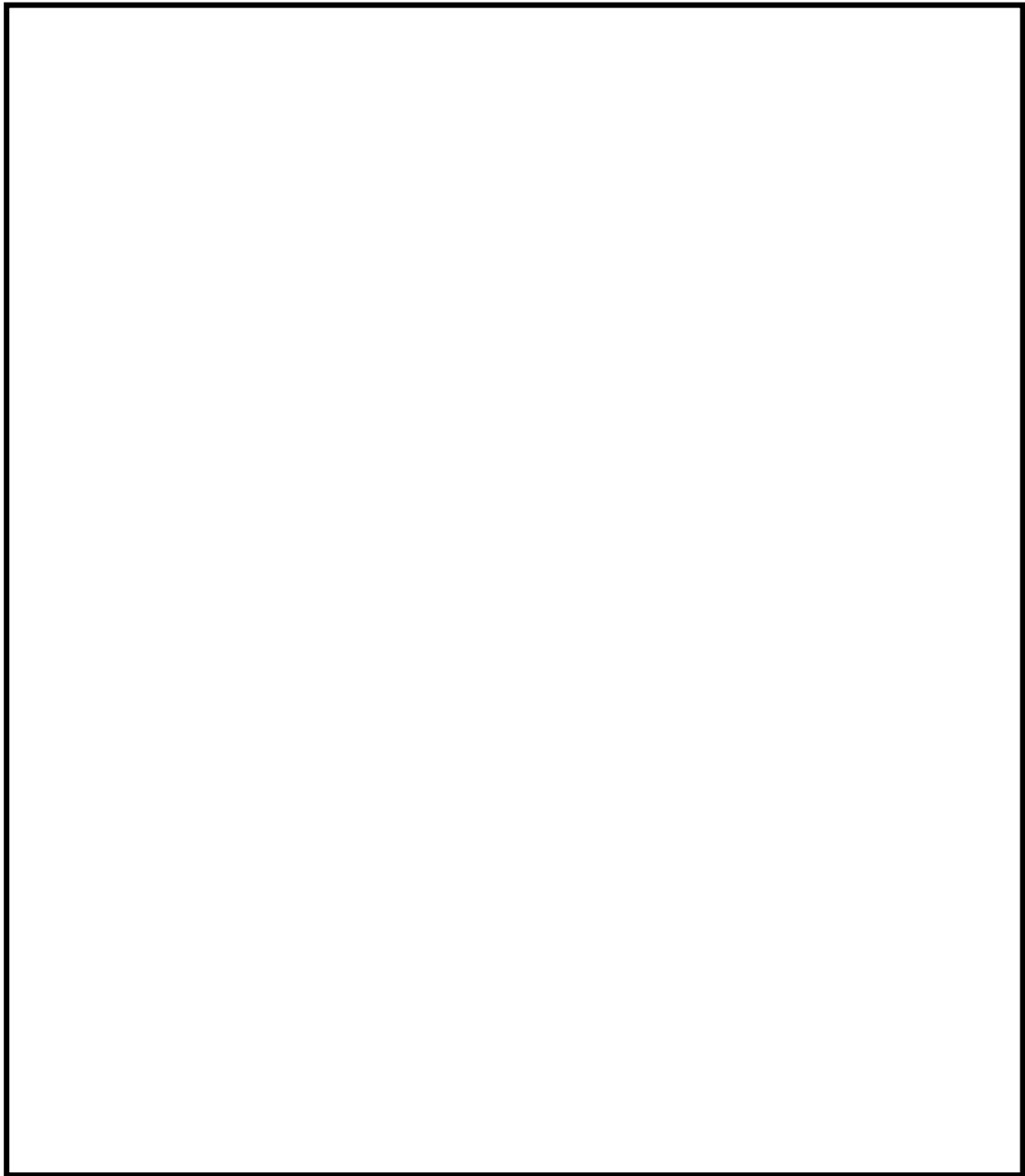


第 51-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

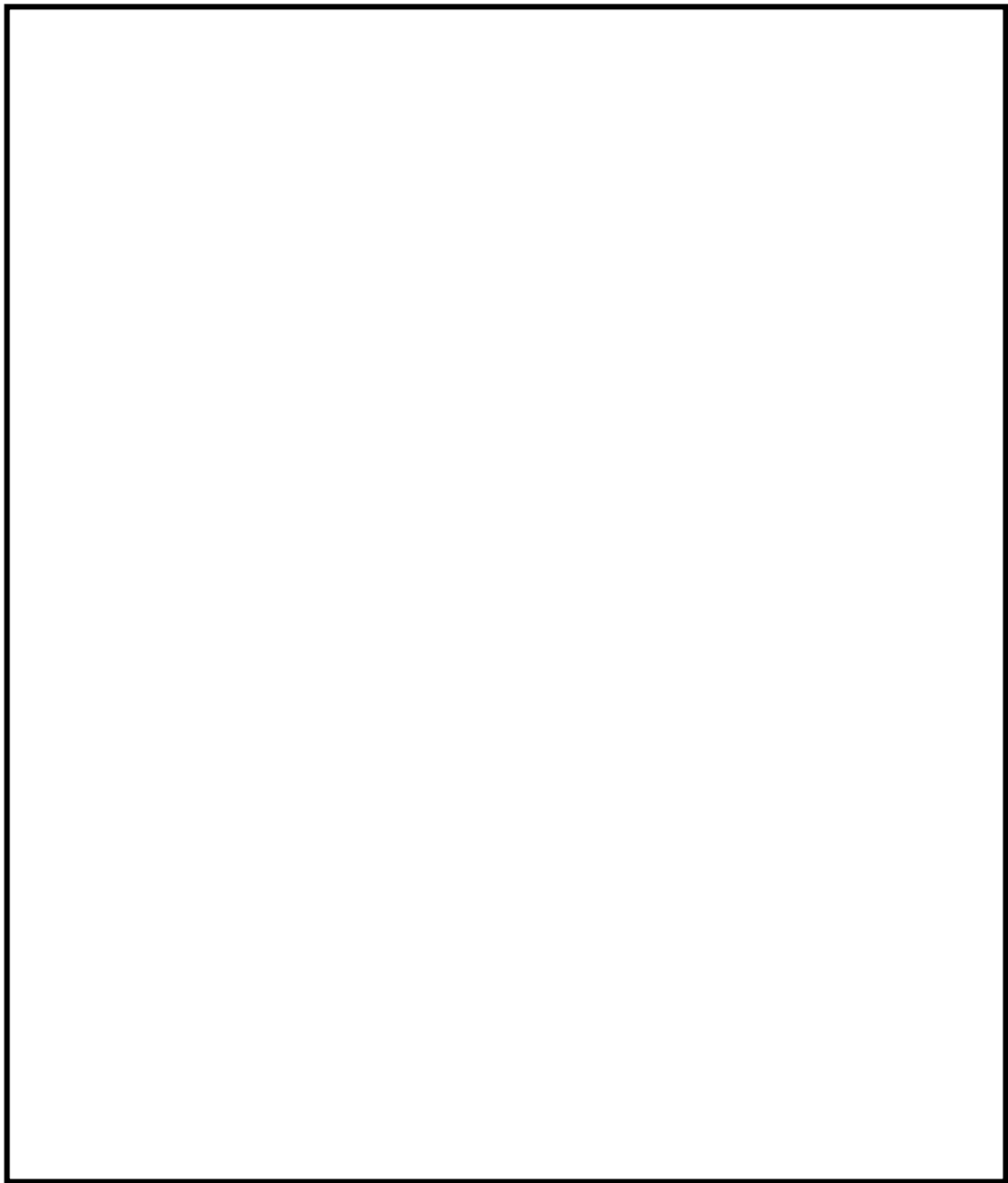
51-9 アクセスルート図



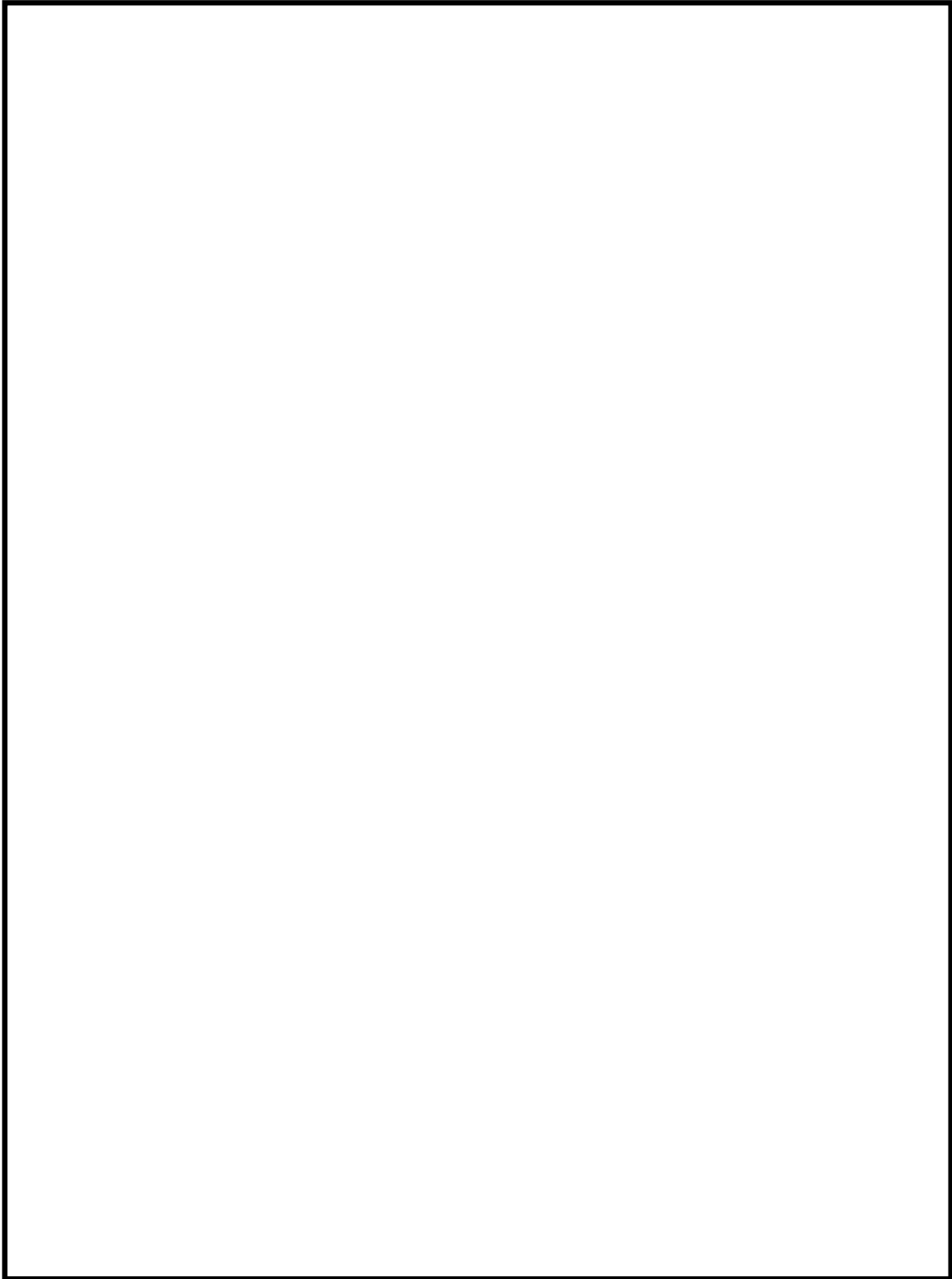
第 51-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図



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



第 51-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート



第 51-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート

51-10 ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更について

1. 設備概要

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

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

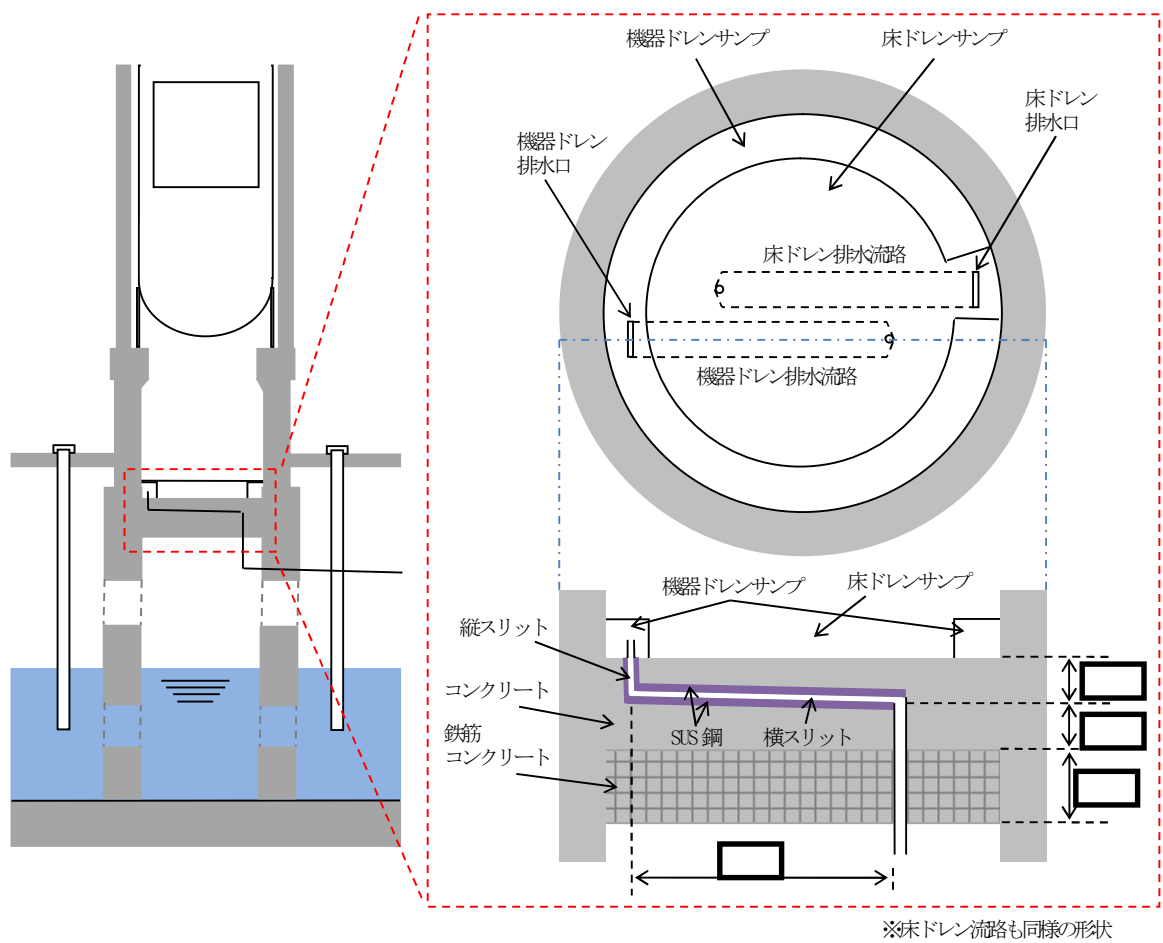
第51-10-1図及び第51-10-2図にペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

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

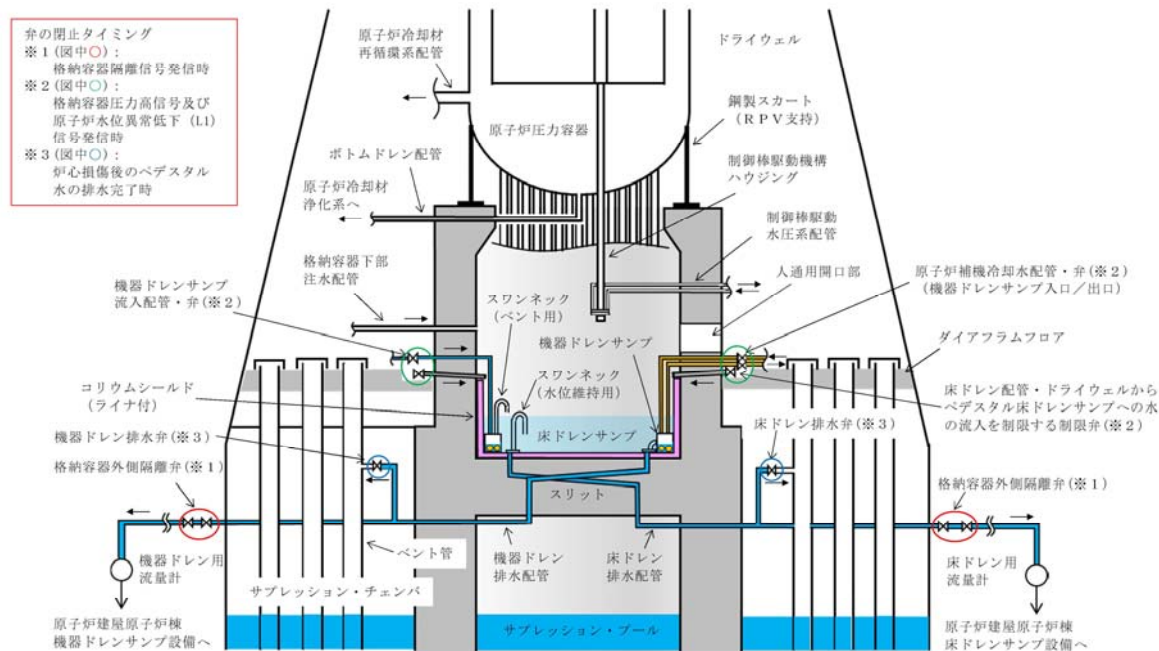
また、各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL（ドライウェル部）床面上の溶融炉心による侵食を受けないコンクリート深さまで通じる部分

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

更に、次項以降に示すとおり、ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構
造を変更することによって、格納容器並びに原子炉格納容器下部注水設備
の機能に及ぼす悪影響が無いことを確認している。



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



第51-10-2図 ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の概要

2. ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更による周辺設備への悪影響の有無について

ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造を変更することにより設計基準事故対処設備並びに重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更による悪影響の有無について確認を行った。

2. 1 設計基準事故対処設備への悪影響の有無について

2. 1. 1 格納容器機能への悪影響の有無について

格納容器機能への影響評価として、空間容積、耐震性、強度、フランジ部開口量の4つの観点から検討を行い、格納容器機能への悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-1表に示す。

第51-10-1表 格納容器機能への悪影響の有無確認結果

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

2. 1. 2 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について

ペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造を変更することにより、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を及ぼす可能性があることから、漏えい検出機能への影響について検討を行い、悪影響がないことを確認した。確認結果を第51-10-2表に示す。

第51-10-2表 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無確認結果

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

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

加えて、排水流路に流入した熔融炉心が流路内で凝固し、サブプレッショ
ン・チェンバに移行することがないように、横スリットの長さを約 $\square \text{ m}$ と設定
した。また、熔融炉心が排水流路に流入した場合のスリット内での凝固評
価を行い、横スリットの長さ $\square \text{ m}$ の範囲内で凝固することを確認してい
る。

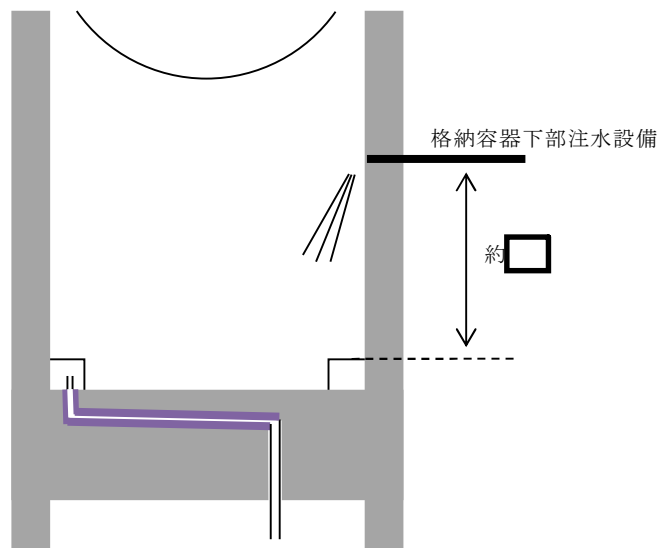
2. 2 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 2. 1 格納容器下部注水機能への悪影響の有無について

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

第51-10-3表 格納容器下部注水機能への悪影響の有無確認結果

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



第51-10-2図 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更部と格納容器下部注水設備注水口との設置位置概要図

51-11 その他設備

以下に、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）床面に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処施設を選定する。

重大事故等対処施設の選定にあたっては、以下を原則とする。

- ・配管等の静的機器の故障（破断、漏えい等）は想定しない。
- ・ポンプ等の動的機器は、新たに駆動源を確保できればその機能を復旧できるものとする。なお、動的機器のうち手動操作も可能な弁については、現場での操作も可能とする。

1. 設備概要（自主対策設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL（ドライウエル部）の床面に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、第 51-11-1 表に纏めた。以下に、各設備について設備概要を示す。

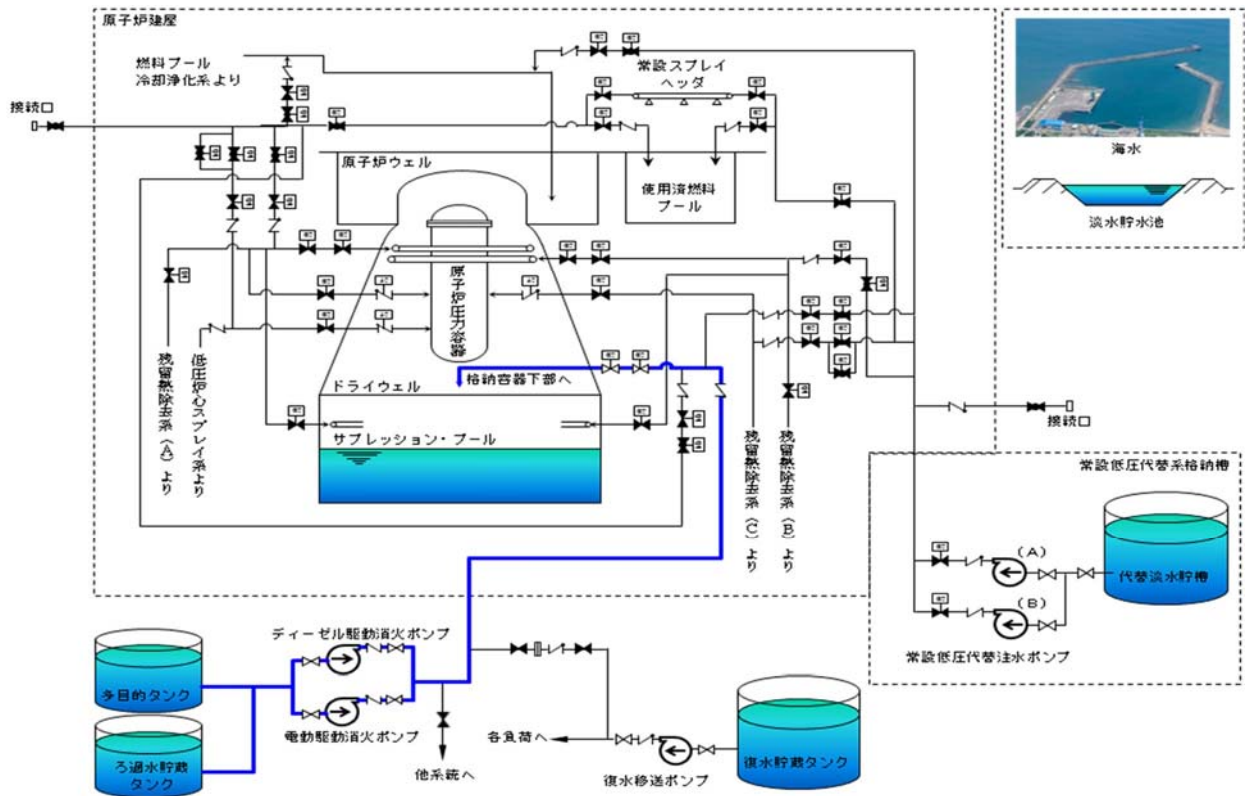
第 51-11-1 表 各系統の位置付け

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

(1) 消火系による原子炉格納容器下部注水

消火系により格納容器下部へ注水する設備概要を第 51-11-1 図に示す。

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

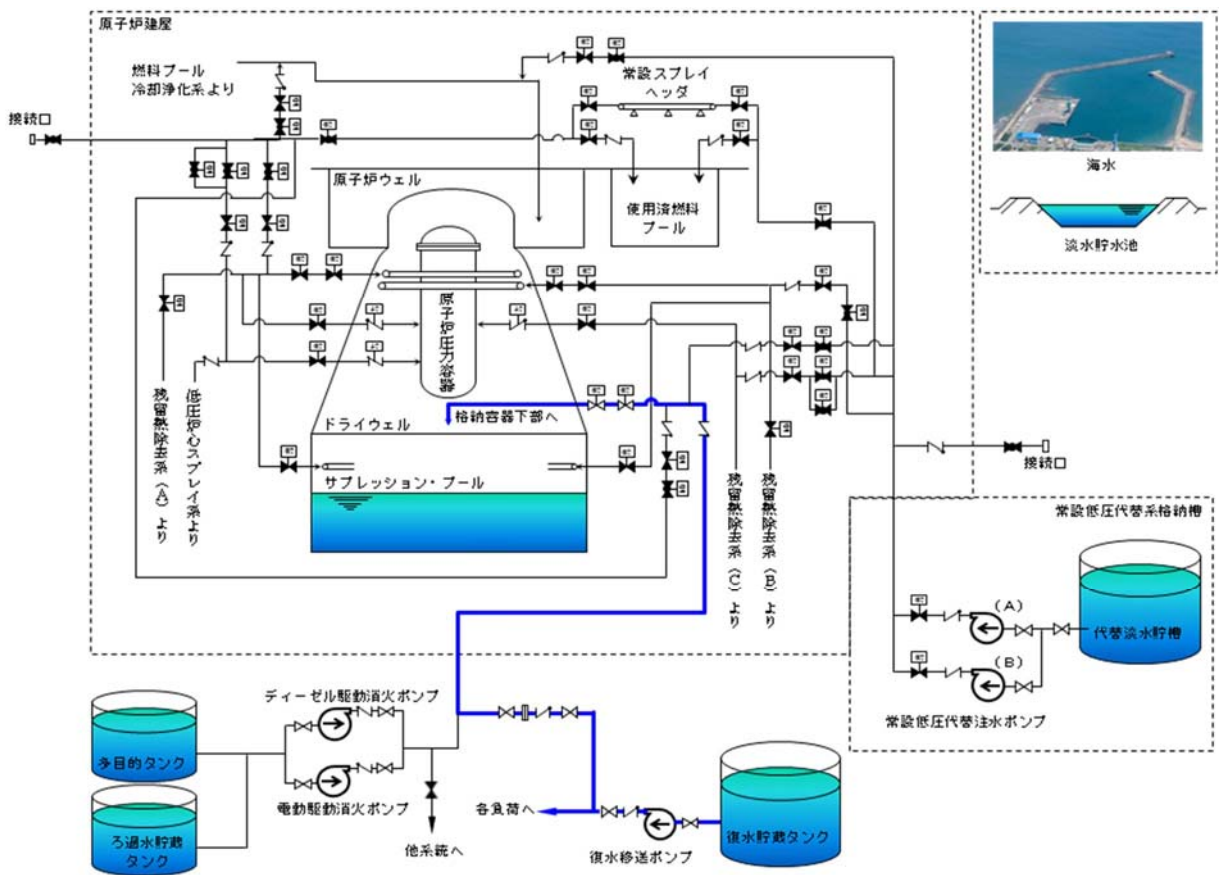


第 51-11-1 図 系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

(2) 補給水系による原子炉格納容器下部注水

補給水系を用いた格納容器下部へ注水する設備概要を第51-11-2図に示す。

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



第 51-11-2 図 系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）

52-1

SA 設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

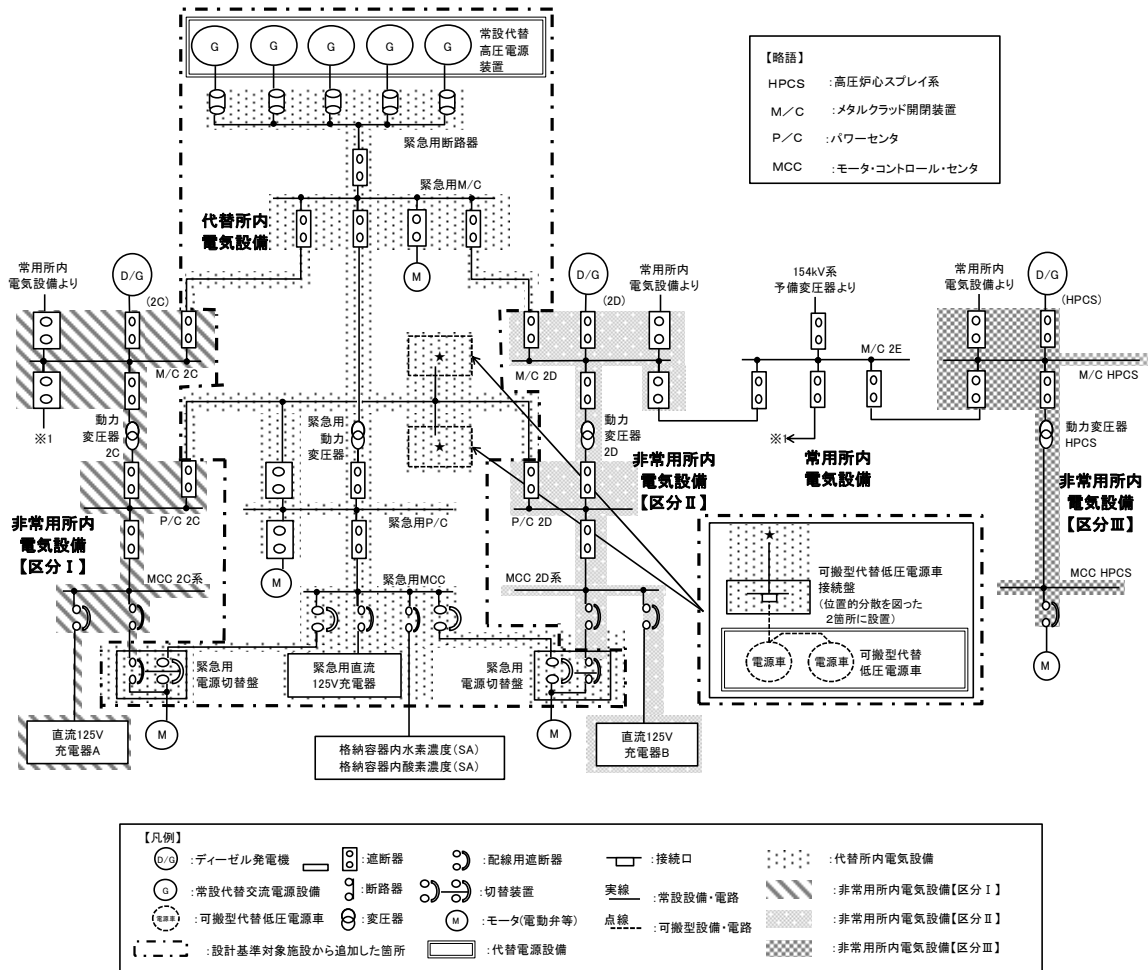
第 52 条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		格納容器内酸素濃度 (SA)		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	52-3 配置図	
		第 2 号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	52-3 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

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第52条：水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備		可搬型窒素供給装置	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	(海水を通水しない)	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	52-3 配置図, 52-7 接続図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 工具の使用 操作スイッチ, 弁及び接続操作	B b, B c, B d, B f, B g
			関連資料	52-4 系統図	
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	圧縮機, 容器, ホース	A, C, F
			関連資料	52-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外
			関連資料	42-4 系統図	
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
		関連資料	52-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A a	
		関連資料	52-3 配置図		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料	52-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	52-7 接続図	
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	(原子炉の外から水又は電源供給するものではない)	対象外
			関連資料	52-3 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			52-3 配置図		
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	52-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B	
		関連資料	52-9 アクセスルート図		
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備 (同一目的のSA設備なし)	対象外
			サポート系要因	サポート系あり	C b
		関連資料	本文		

52-2

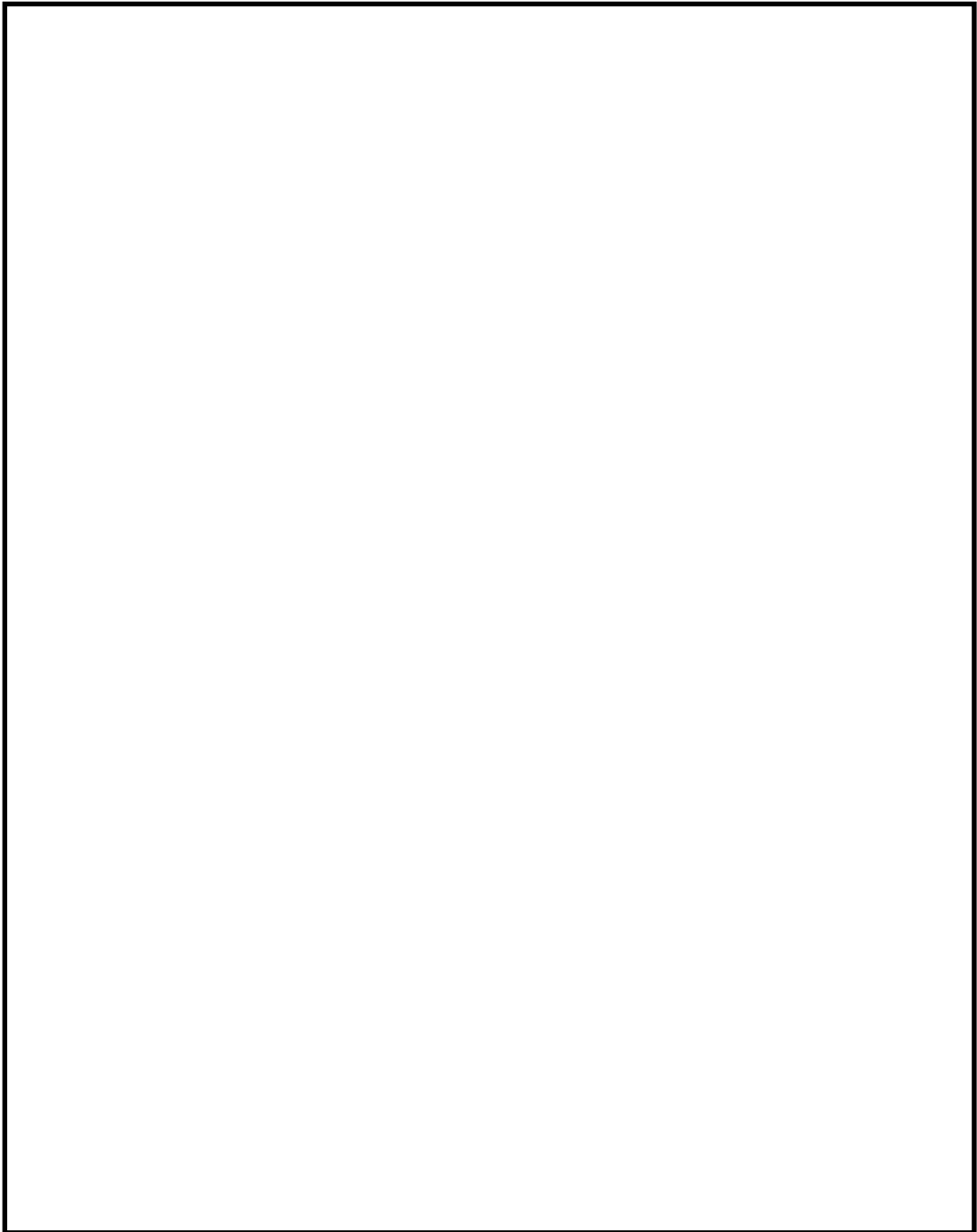
単線結線図



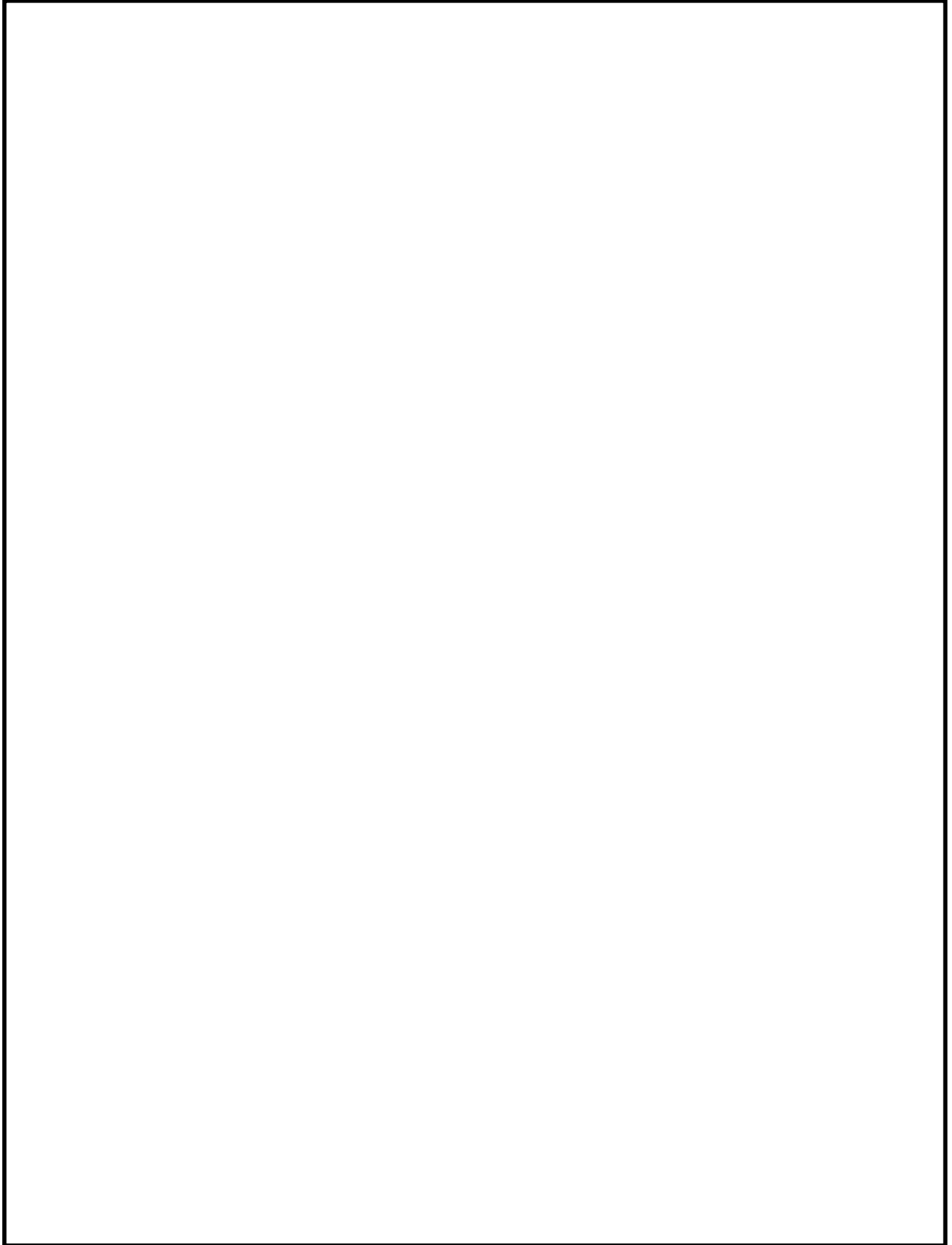
第 52-2-1 図 単線結線図

52-3

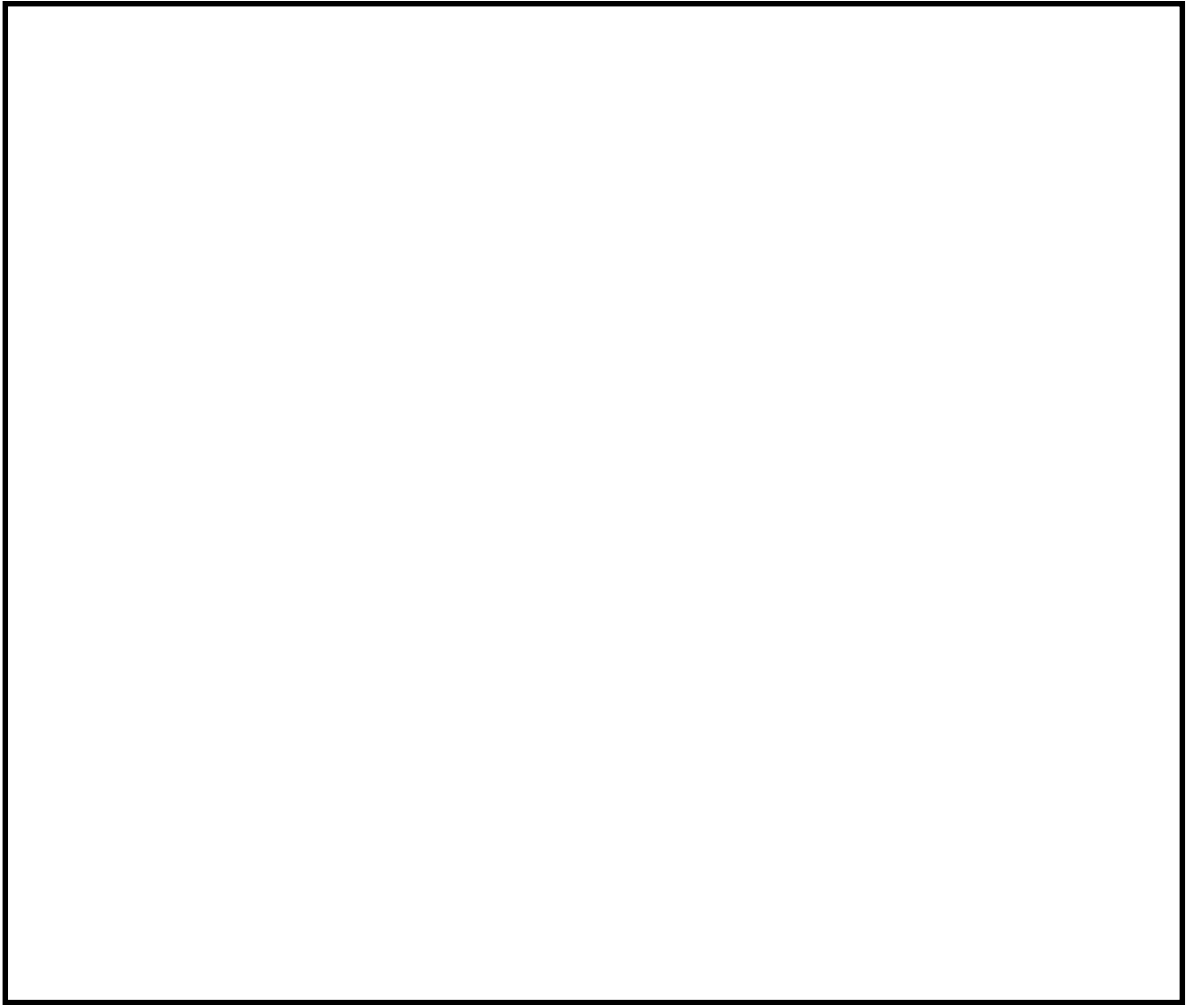
配置図



第 52-3-1 図 機器配置図 (原子炉建屋原子炉棟 3 階)



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



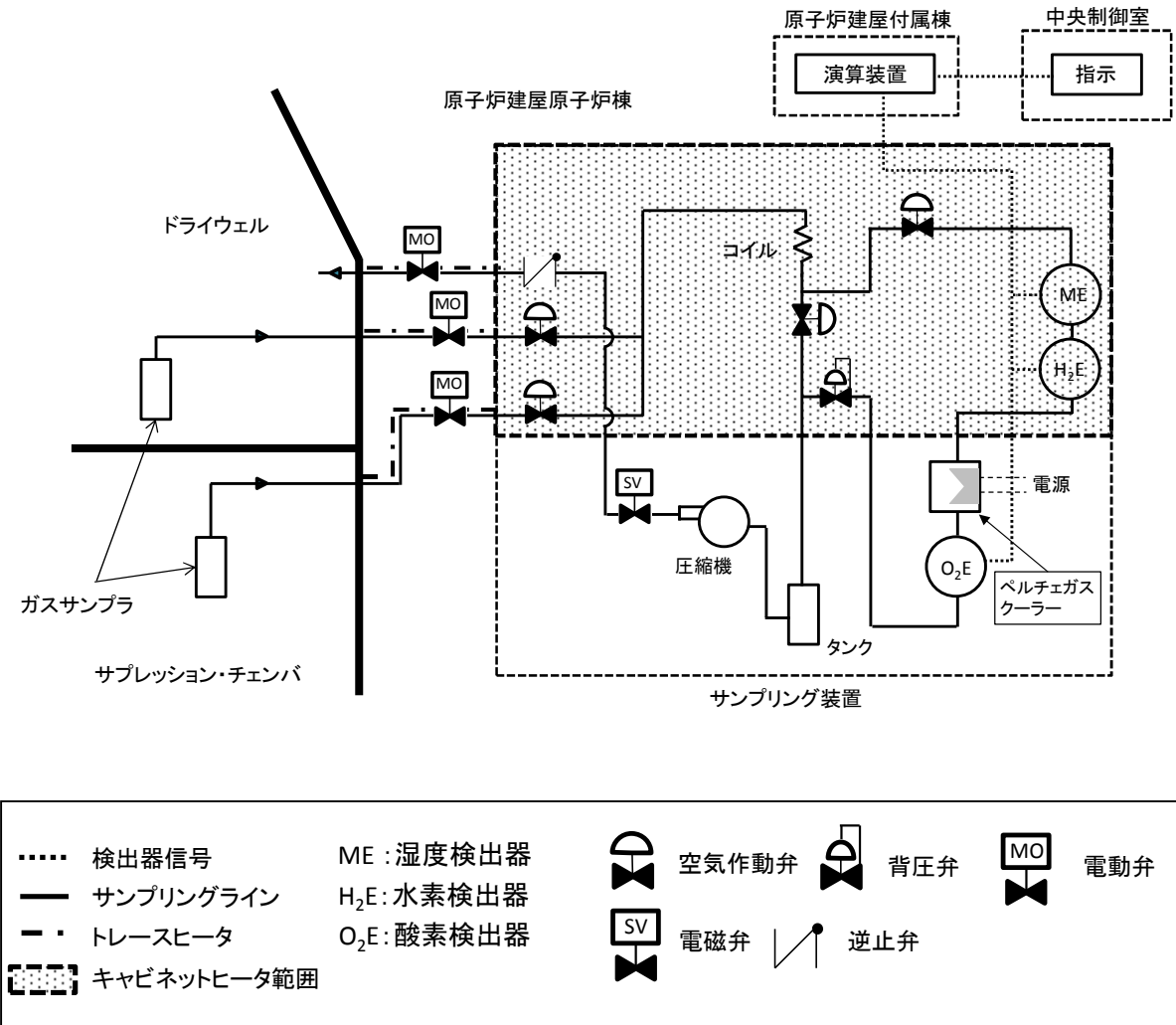
第 52-3-3 図 構内全体配置図

52-4

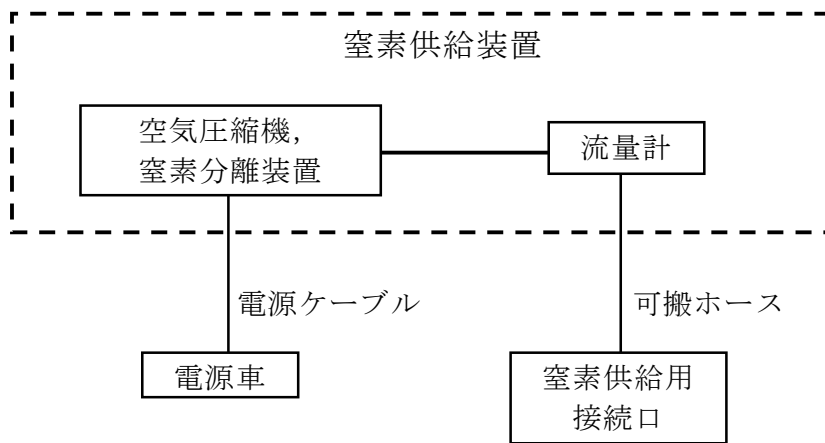
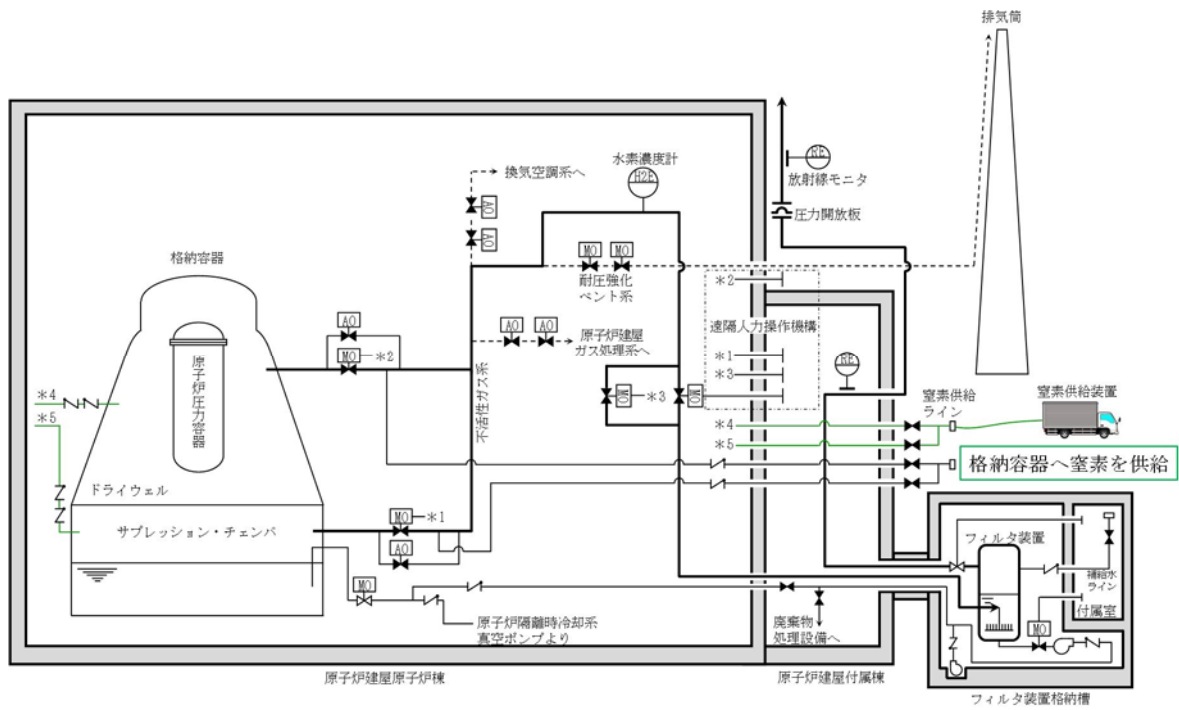
系統図

1. 計装設備の系統概要図

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



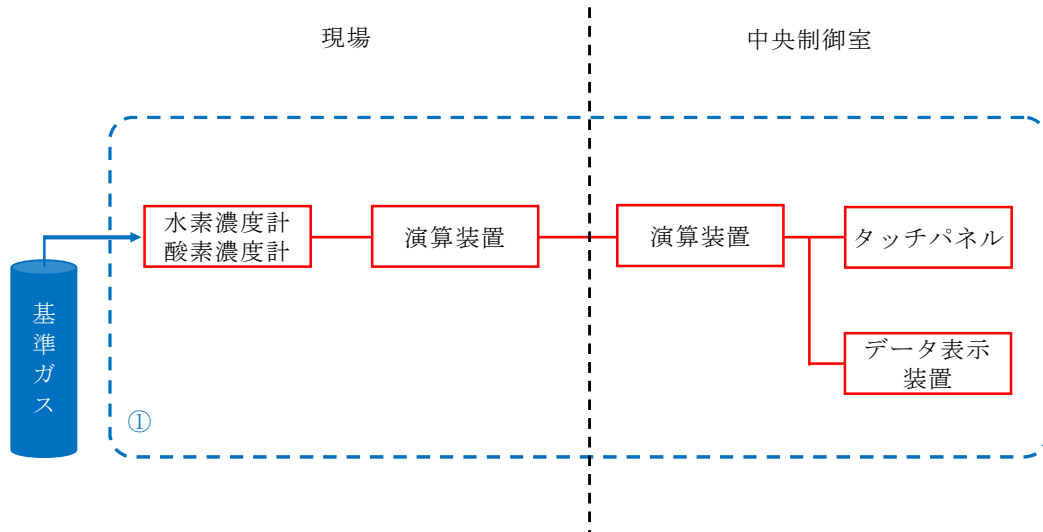
第 52-4-1 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の系統概要図



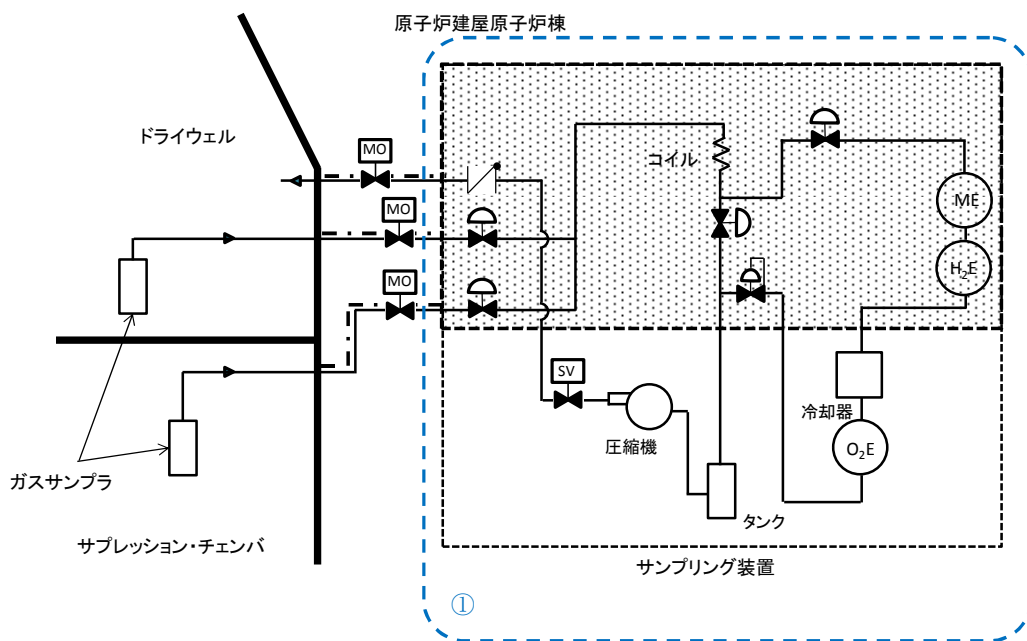
第 52-4-2 図 窒素供給装置系統概要図

52-5

試験及び検査

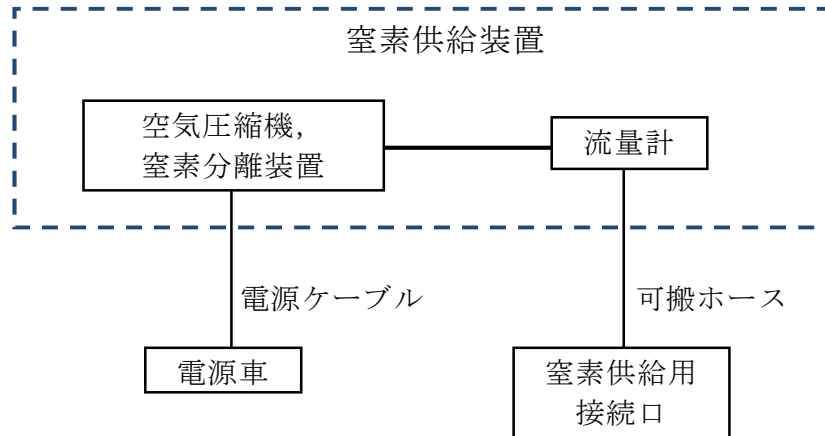


①模擬入力（基準ガス）による検出器の校正及び中央制御室までのループ試験を実施（点検・検査）



①サンプリング装置の運転性能，漏えいの確認を実施（点検・検査）

第 52-5-1 図 計装設備の試験及び検査



①窒素供給装置の運転性能検査を実施

第 52-5-2 図 窒素供給装置の試験及び検査

52-6

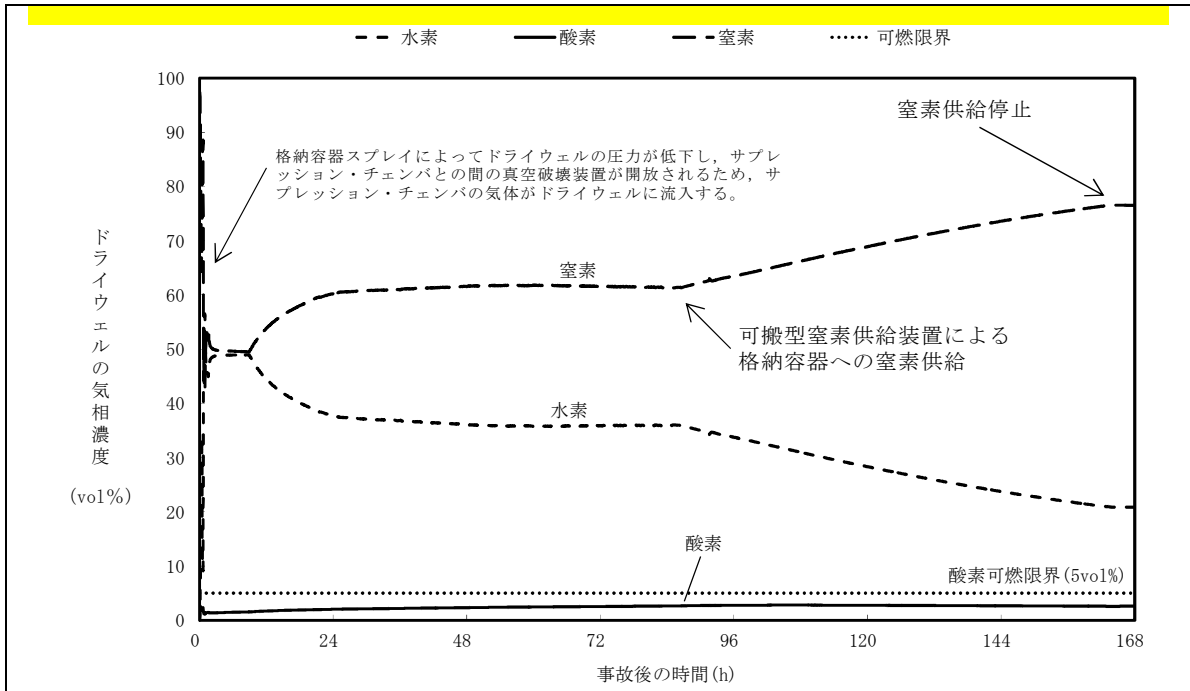
容量設定根拠

名称		窒素供給装置
窒素供給量	Nm ³ /h	200
窒素純度	%	99.0 以上
窒素供給圧力	kPa	500

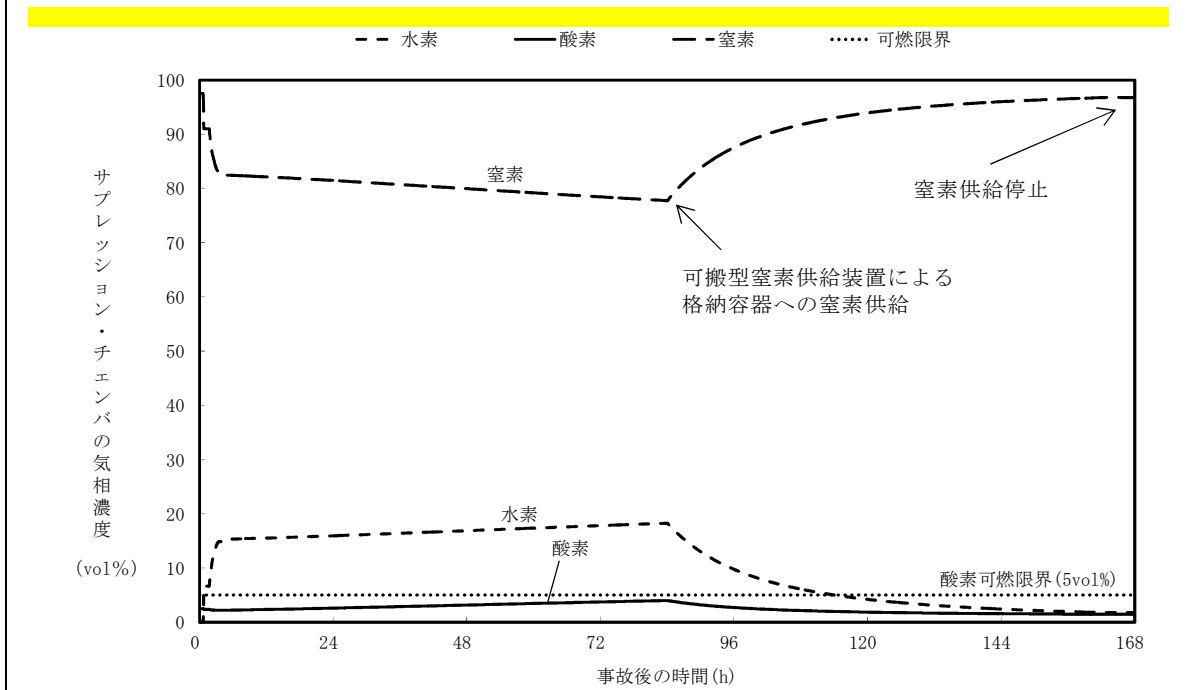
(1) 窒素供給量及び純度

窒素供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制ができる設計とし、格納容器内酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達した時点で格納容器への窒素供給を実施しすることとしている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるドライウエル及びサプレッション・チェンバの気相の推移（ドライ条件）を第 52-6-1 図、第 52-6-2 図に示す。事象発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達し、格納容器への窒素供給を実施する。格納容器への窒素注入によって、サプレッション・チェンバの酸素濃度は低下し、事象発生から 168 時間後の間、格納容器の酸素濃度が可燃限界である 5.0vol に到達することはない。



第 52-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

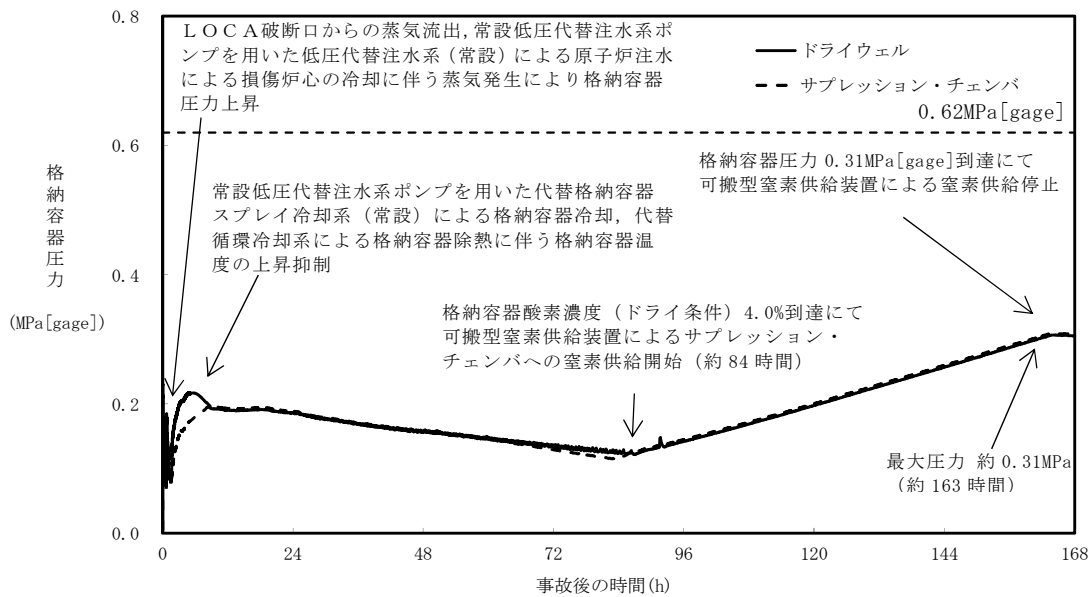


第 52-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」におけるサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）

(2) 窒素供給圧力

窒素供給装置は、500kPa[gage]の窒素供給圧力を有しており、重大事故時においても格納容器への窒素注入が可能な設計としている。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移を第 52-6-3 図に示す。事象発生約 84 時間後から格納容器への窒素注入を実施するが、その時点での格納容器圧力は供給圧力を下回っており、格納容器への窒素注入は格納容器圧力が 310kPa[gage]到達により停止する手順としていることから十分な供給圧力を有している。



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

1. 格納容器内水素濃度 (S A)

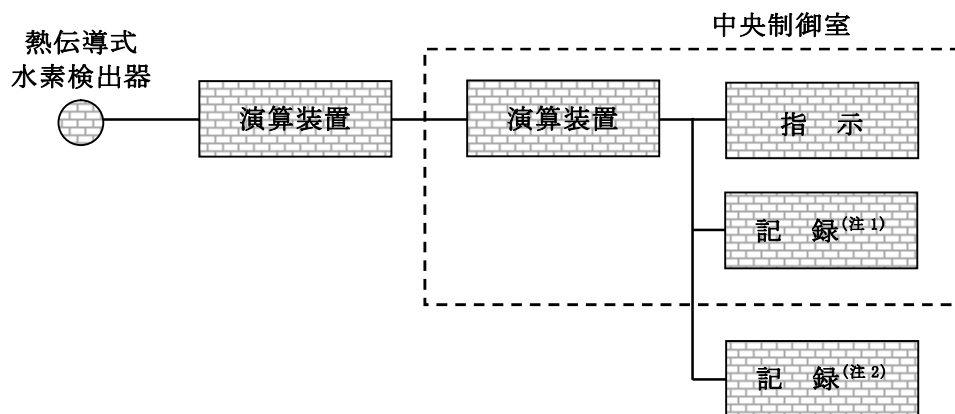
(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

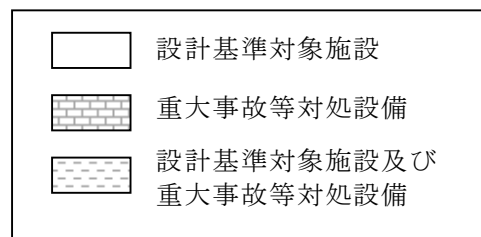
格納容器内水素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度 (S A) の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。

(第 52-6-4 図「格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 52-6-4 図 格納容器内水素濃度 (S A) の概略構成図

(3) 計測範囲

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

第52-6-1表 格納容器内水素濃度(SA)の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内水素濃度(SA)	熱伝導式	0~100vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟3階

第52-6-2表 格納容器内水素濃度(SA)の計測範囲

名称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時(運転時 の異常な過 渡変化時を 含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 水素濃度 (SA)	0~100vol%	—	3.3vol% 以下	— ^{※2}	50vol%以 下	炉心の著しい損傷時に格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

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

※2：炉心損傷前の水素濃度については、炉心損傷後に包含されるため、評価対象外とした。

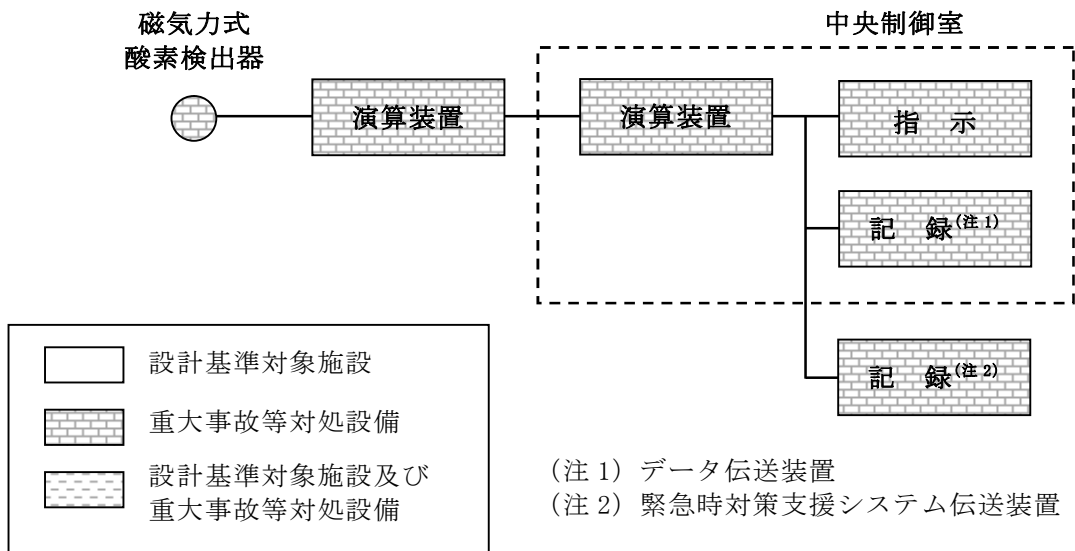
2. 格納容器内酸素濃度 (S A)

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

格納容器内酸素濃度 (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にて酸素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、格納容器内の酸素濃度を中央制御室に指示し、記録装置にて記録する。(第 52-6-5 図「格納容器内酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)



第 52-6-5 図 格納容器内酸素濃度 (S A) の概略構成図

(3) 計測範囲

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

第52-6-3表 格納容器内酸素濃度(SA)の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付個所
格納容器内酸素濃度(SA)	磁気力式	0~25vol%	1	原子炉建屋 原子炉棟3階

第52-6-4表 格納容器内酸素濃度(SA)の計測範囲

名称	計測範囲	原子炉の状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常 運転時	設計基準事 故時(運転時 の異常な過 渡変化時を 含む)	重大事故等時		
				炉心 損傷前	炉心 損傷後	
格納容器内 酸素濃度 (SA)	0~25vol%	2.5vol%以 下	4.4vol%以 下 ^{※2}	2.5vol% 以下	4.3vol% 以下	炉心の著しい損傷時に格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲を計測可能な範囲とする。

※1：原子炉の状態の定義は、以下のとおり

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

※2：初期酸素濃度4.0vol%にて評価した結果。

52-7 接続図



第 52-7-1 図 可搬型窒素供給装置接続図

52-8

計装設備の測定原理

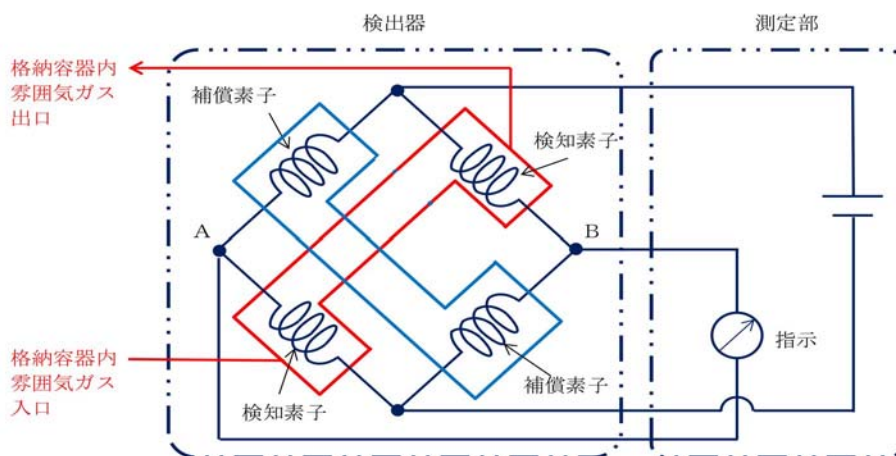
1. 計装設備の測定原理

(1) 格納容器内水素濃度 (S A)

格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器内水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、第 52-7-1 図に示すとおり、検知素子と補償素子（白金）でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、測定対象ガスが流れるようになっており、補償素子の部分には基準となる窒素ガスが密閉されているため、測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度計の測定部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱をうばい、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第 52-8-1 図の AB 間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

なお、格納容器内水素濃度の計測範囲 0~100vol%において、計器仕様は最大±1.7vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、格納容器内の水素濃度の推移、傾向（トレンド）を監視する。



第 52-8-1 図 格納容器内水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

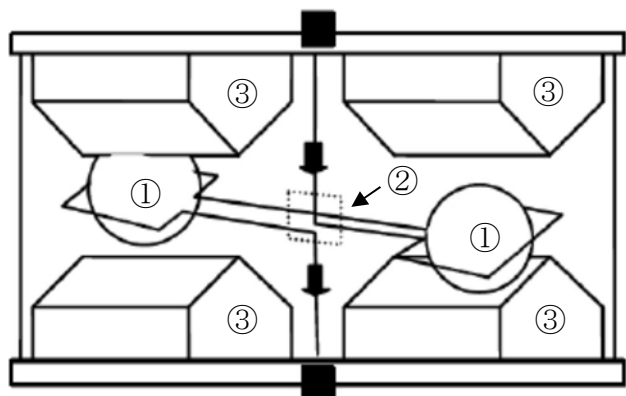
(2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

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

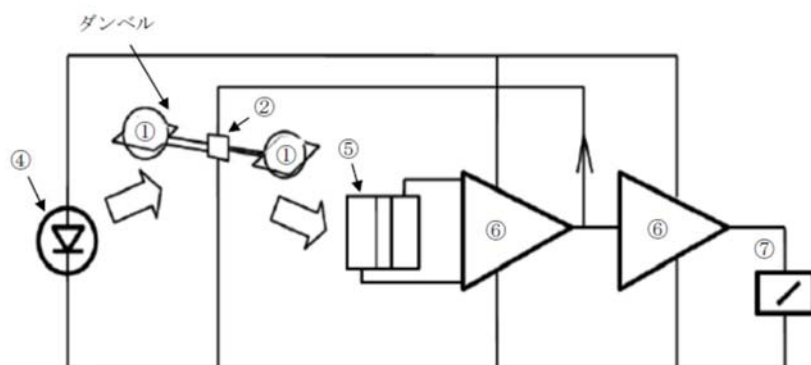
ガラス管内は、磁極片により不均一な磁場が形成されており、そこに強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、吊るされた 2 つの球体は遠ざかり、回転運動が生じる。これにより、LED からの光を受光素子へ反射する鏡の向きが変わることで、受光素子に当たる光量に変化し、電圧が生じる。その後増幅器からこの変化に一致する電流が生じ、ダンベル上のワイヤを通して発生する磁界がダンベルを元の位置に戻すよう作用する。この反力を生む電流が酸素濃度の変化に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

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

格納容器内雰囲気ガス入口



格納容器内雰囲気ガス出口



【凡例】

- | | | |
|------|-------|------|
| ①球体 | ④LED | ⑦指示部 |
| ②鏡 | ⑤受光素子 | |
| ③磁極片 | ⑥増幅器 | |

第 52-8-2 図 酸素検出器

2. サンプルング装置について

(1) 測定ガス条件の水素及び酸素濃度測定精度への影響評価

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

これにより使用する条件下において水素濃度及び酸素濃度測定への影響は十分小さい設計とする。

a) ガスサンプラ

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

b) サンプルング配管用トレースヒータ

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

c) サンプルング装置

サンプルング装置は、水素濃度検出器、酸素濃度検出器、湿度検出器、キャビネットヒータ、冷却器等から構成される。

水素濃度の測定においては、測定ガスの蒸気凝縮を防止するため、測定ガスの露点条件に達しないように温度・圧力を一定レベルに制御後、水素濃度を測定する。

また、酸素濃度の測定では、水素濃度及び湿度測定後の測定ガスを冷却器により一定温度に冷却し、蒸気凝縮後の酸素濃度を測定し、そ

の濃度に湿度測定の数値を用いて湿度補正を行うことで、酸素濃度を測定する。

3. サンプルング装置内での水素燃焼及び爆轟の可能性について

サンプルング装置では、以下の理由から水素燃焼及び爆轟が生じないことを確認した。

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

4. サンプルング装置からの水素漏えい防止対策

サンプルング装置を用いた格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の計測は、計測後のガスを格納容器内へ戻す構成となっており、外部に対して閉じた系とし、系外への漏えいが発生しないよう第 52-8-1 表に示すと通りの漏えい防止対策を行う。

よって、サンプルング装置からの水素漏えいの可能性は低い。

第 52-8-1 表 サンプルング装置の漏えい防止対策について

No.	機器	漏えい防止対策
1	配管, 弁, 真空タンク	本計測設備の配管, 弁は格納容器のガスを測定するため設計された系統であり, 被ばく低減の観点からも系外へガス漏えいしない設計とする。配管及び弁は食い込み継手を使用し, 漏えい防止対策を行う。
2	冷却器	配管接続部は, 食い込み継手を使用し, 漏えい防止対策を行う。食い込み継手を含む冷却器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
3	圧縮機	配管接続部はねじ込みシール構造であること, 圧縮機接ガス部は二重ダイアフラム構造とすることで, 漏えい防止対策を行う。シール構造及び圧縮機接ガス部は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
4	水素及び酸素濃度検出器	配管接続部はいずれもシール構造とし, 漏えい防止対策を行う。シール構造を含む当該検出器は, 重大事故等時のサンプルング装置内で想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。
5	サンプルング装置	サンプルング装置内は圧縮機により大気圧以下に減圧することで, 系内外の圧力差で系外へ大きな漏えいが発生する可能性を十分に低くする。サンプルング装置は重大事故等時に格納容器内及びサンプルング装置内にて想定される温度, 圧力を包絡した設計とする。

5. サンプルング装置の計測周期について

サンプルングガスは、格納容器内に設置したガスサンプラから引き込みラインをとおりサンプルング装置内キャビネットヒータに入る。そこで各検出器によりガス濃度を測定し、その後サンプルングガスは格納容器に排出される。

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

52-9

水素及び酸素発生時の対応について

1. 水素及び酸素発生時の対応について

(1) 想定水素・酸素発生量

a) 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できない評価事故シーケンスとしては、

「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 全交流動力電源喪失」を抽出している。この事故シーケンスは、有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の評価事故シーケンスと同じである。

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

b) 重大事故時の水素及び酸素濃度

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器内の気体の組成の推移（ドライ条件）を第 52-8-1 図及び第 52-8-2 図に示す。格納容器内水素濃度は、事象発生直後からジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、可燃限界濃度である 4vol% を大きく上回る。その後、水の放射線分解によって格納容器内酸素濃度が上昇する。事象

発生約 84 時間後にサプレッション・チェンバの酸素濃度がドライ条件において 4.0vol% に到達することから格納容器への窒素供給を実施することで、格納容器内の水素及び酸素濃度は低下する。約 163 時間後に格納容器圧力が 310kPa[gage] 到達し、格納容器への窒素注入を停止するが、象発生から約 168 時間後まで酸素濃度がドライ条件においても可燃限界である 5vol% を超えることはなく、格納容器内での水素爆発は生じない。

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

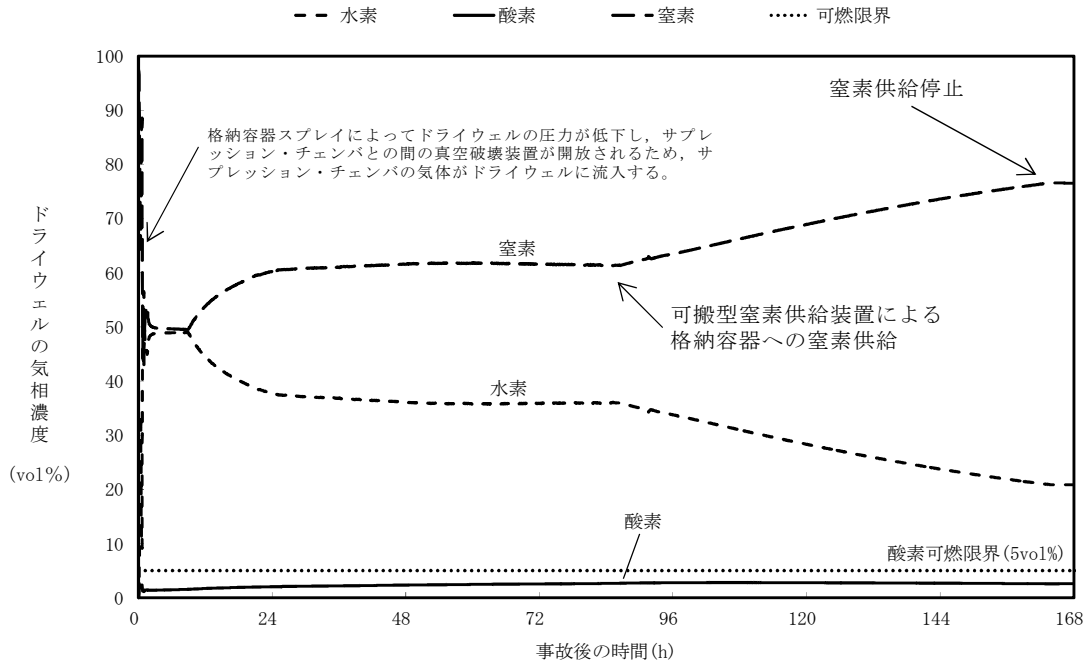
c) 重大事故時の水素及び酸素濃度の監視

東海第二発電所では、重大事故時の格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) によって監視することとしている。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」においては、常設代替高压電源装置による給電及び格納容器内水素濃度 (SA) 及び格納容器内酸素濃度 (SA) の起動を事故発生後 25 分以内に可能であり、暖機運転の 30 分を考慮しても、1 時間後までに水素濃度及び酸素濃度の監視が可能となる。この時間までに格納容器内での酸素濃度は 5vol% を超えることはない。

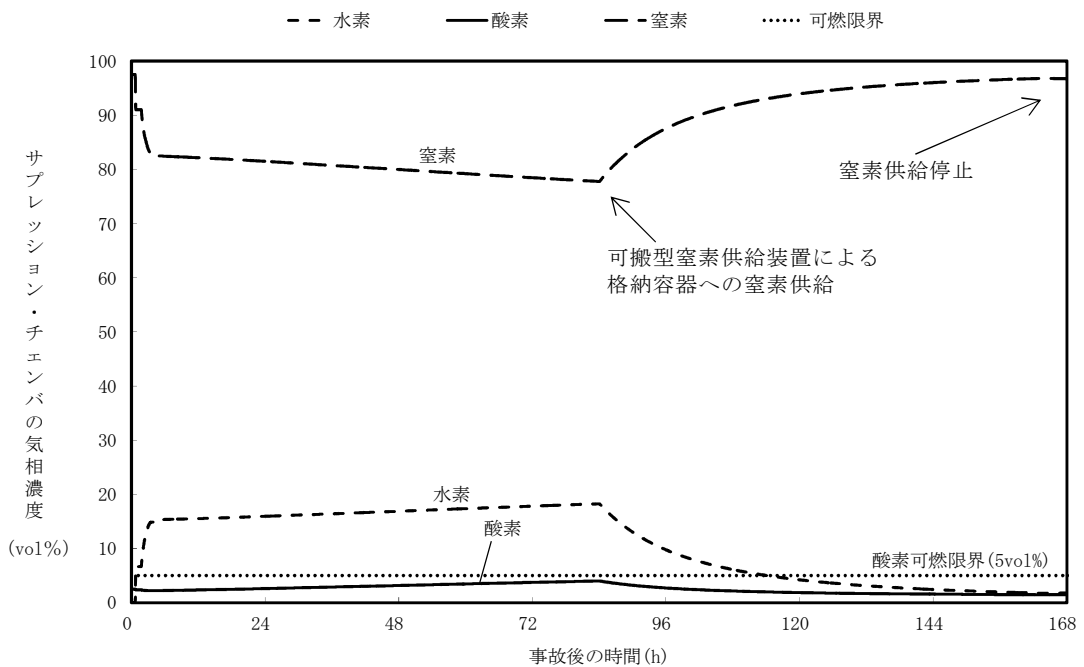
設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いた G 値 (沸騰状態: $G(H_2)=0.4$, $G(O_2)=0.2$) とした場合についても、格納容器内の酸素濃度が格納容器ベント基準である 4.3vol%

(ドライ)に到達するのは、事象発生から約 26 時間後である(第 52-8-3 図及び第 52-8-4 図参照)。これより、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が監視可能となる事象発生約 1 時間後までに、格納容器内の酸素濃度が可燃限界濃度(約 5vol%)に到達することはない。

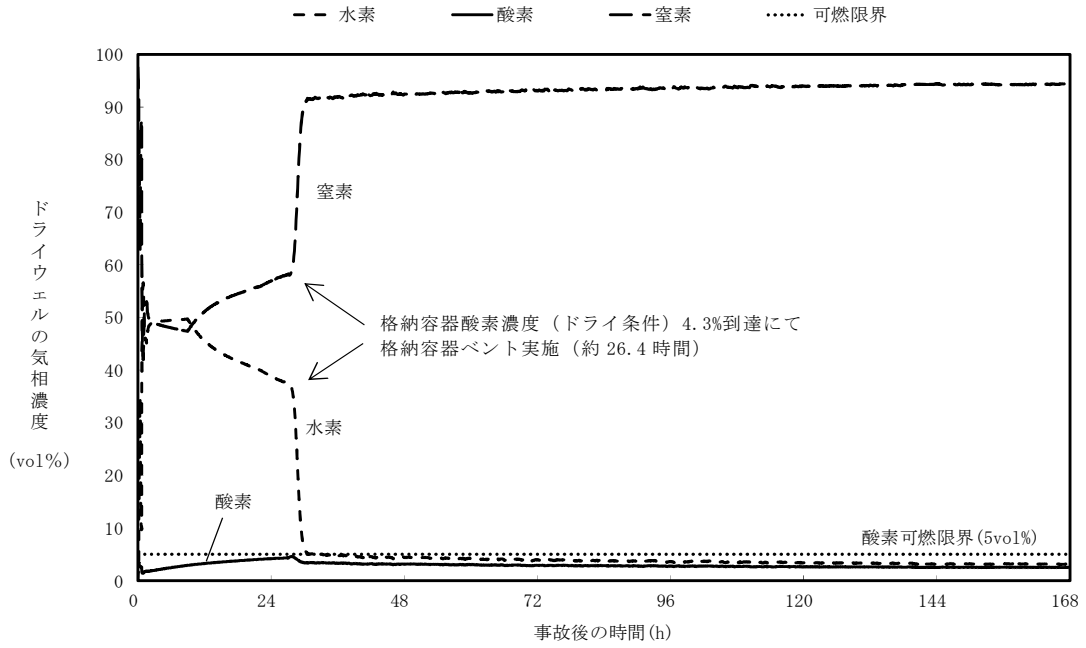
さらに、格納容器内の酸素濃度が 4.3vol%(ドライ)に到達した場合、格納容器内での水素燃焼の発生防止を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器圧力逃がし装置を通じて排出されることとなることから、格納容器内の酸素濃度が可燃性限界(約 5vol%)に到達することはない。



第 52-8-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるドライウエルの気相濃度の推移（ドライ条件）

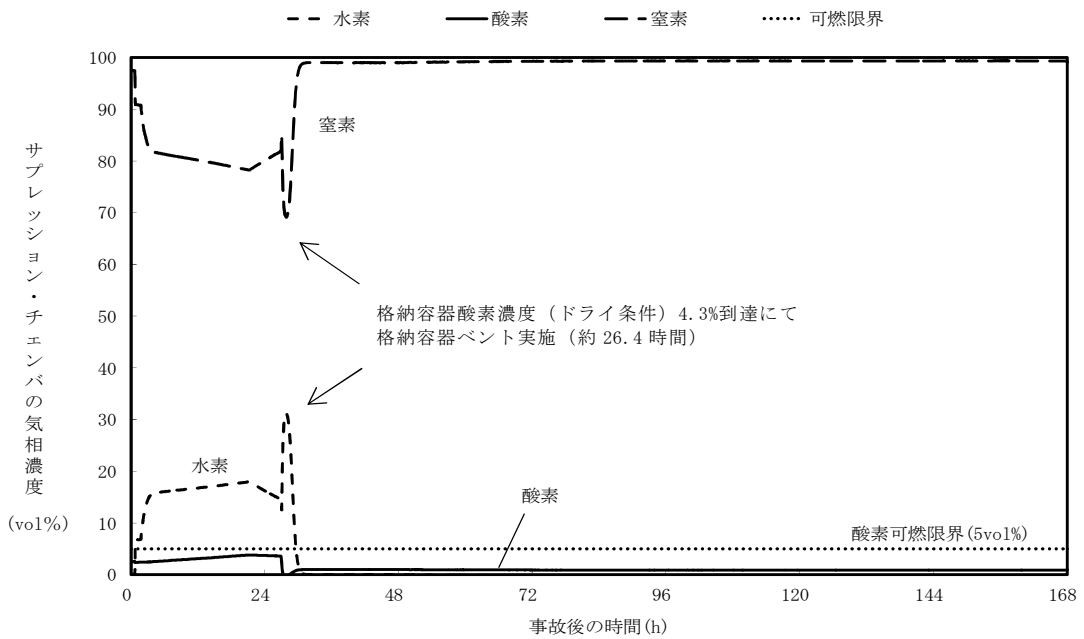


第 52-8-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」におけるサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



第 52-8-3 図 ドライウェル内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) (ドライ条件)



第 52-8-4 図 サプレッション・チェンバ内の気体組成の推移

(沸騰状態 : $G(H_2) = 0.4$, $G(O_2) = 0.2$) (ドライ条件)

(2) 水素・酸素の計測範囲

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における最大水素濃度は50vol%程度，最大酸素濃度は4vol%であり，設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値による評価においては，最大酸素濃度は4.3vol%である。第52-8-1表に示す格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）の計測範囲は，この評価における最大水素濃度及び最大酸素濃度を包含した設計としている。

第52-8-1表 格納容器内水素濃度（SA）及び
格納容器内酸素濃度（SA）の計測範囲

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