

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改32
提出年月日	平成29年9月6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9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 原子炉圧力容器の破損判断について

51-12 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について

51-13 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

49-1 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49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	49-3 配置図, 49-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	49-4 系統図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	49-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	49-4 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	49-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室から操作可能な設備	B		
		関連資料	49-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	本文		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候/放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	49-3 配置図	
		第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B	
			関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図, 49-7 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, ホース, 車両	A, B, F, M	
			関連資料	49-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	49-4 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	49-4 系統図	
	第6号	設置場所	現場操作	A a		
		関連資料	49-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	重大事故等への対処に必要な容量2セットに加え予備を確保	A	
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	B	
			関連資料	49-7 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	49-3 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	49-3 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	49-8 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			49-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象D B設備有り)-屋外	A b	
	サポート系要因		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料		本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) (設計基準拡張)	類型化区分		
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	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	—		
		第4号	切替え性	当該設備の使用に当たり系統切替が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B 設備と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室から操作可能な設備	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同市用の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-(共通要因の考慮対象設備なし)-屋内	対象外
				サポート系要因	対象(サポート系あり)-異なる駆動源	C a
				関連資料	本文	

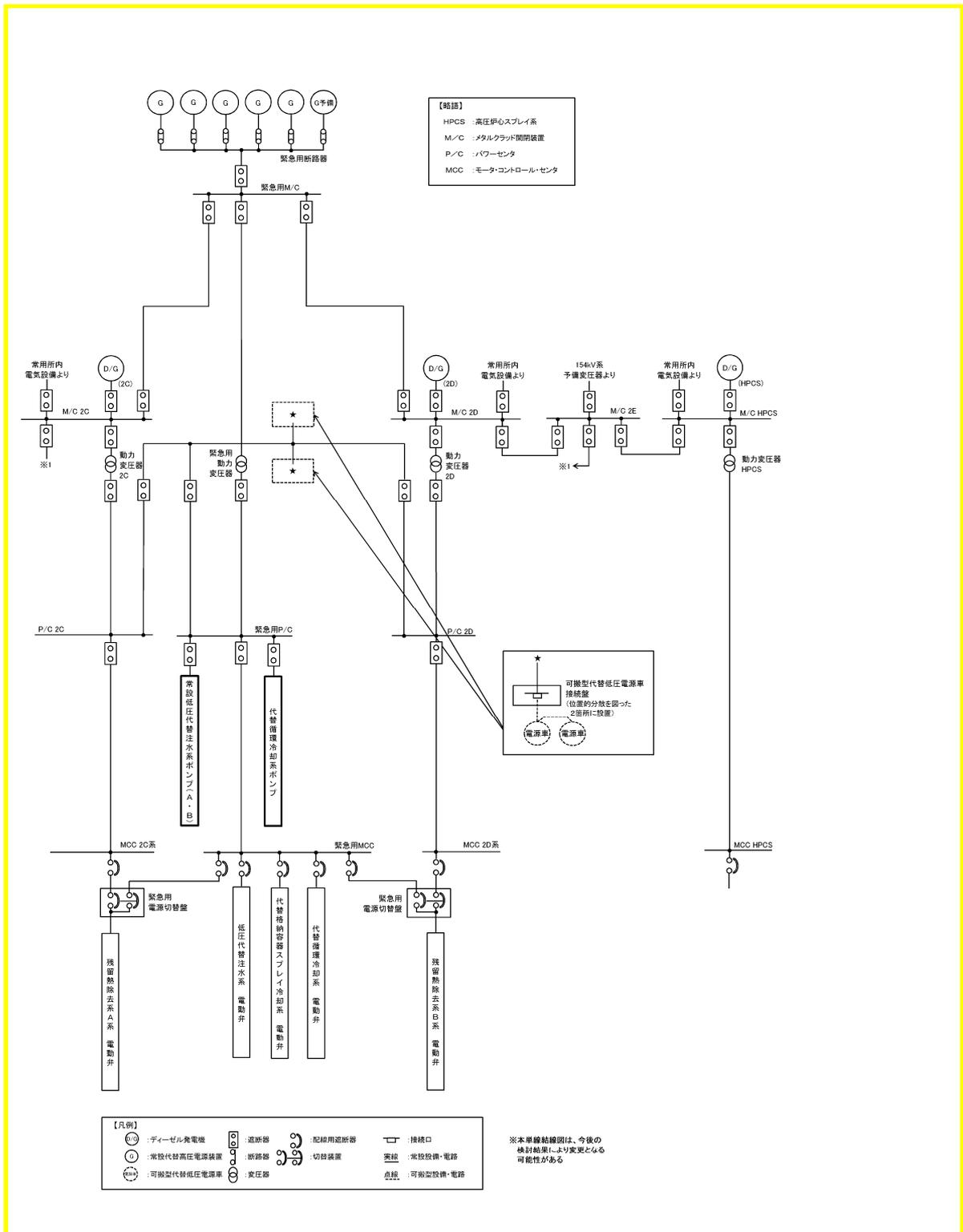
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		滞留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却系) (計基準拡張)		類型化区分		
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	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	—		
		第4号	切替え性	当該設備の使用に当たり系統切替が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B 設備と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	中央制御室から操作可能な設備	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同市用の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—(共通要因の考慮対象設備なし)—屋内	対象外
				サポート系要因	対象(サポート系あり)—異なる駆動源	C a
				関連資料	本文	

## 49-2 電源構成図

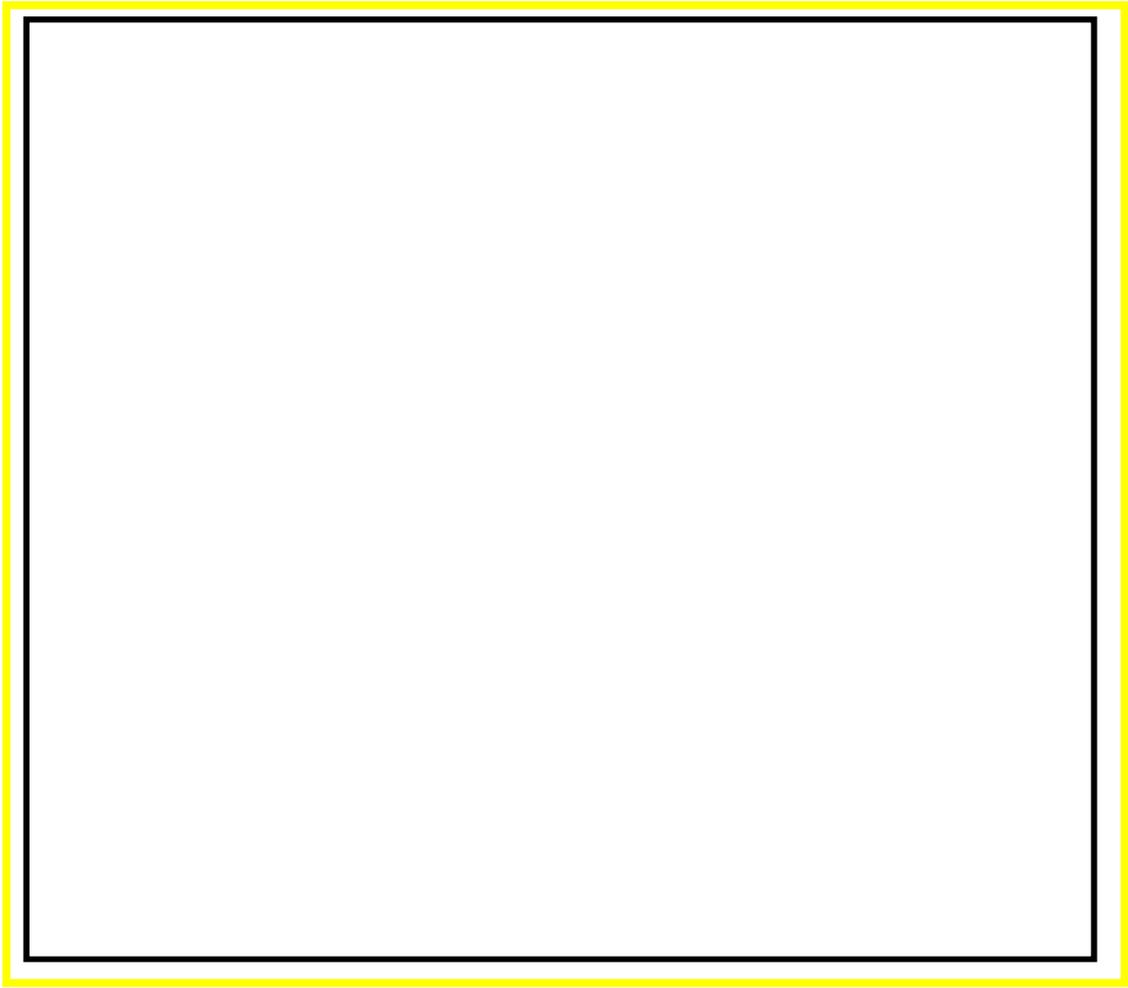
49-2-1



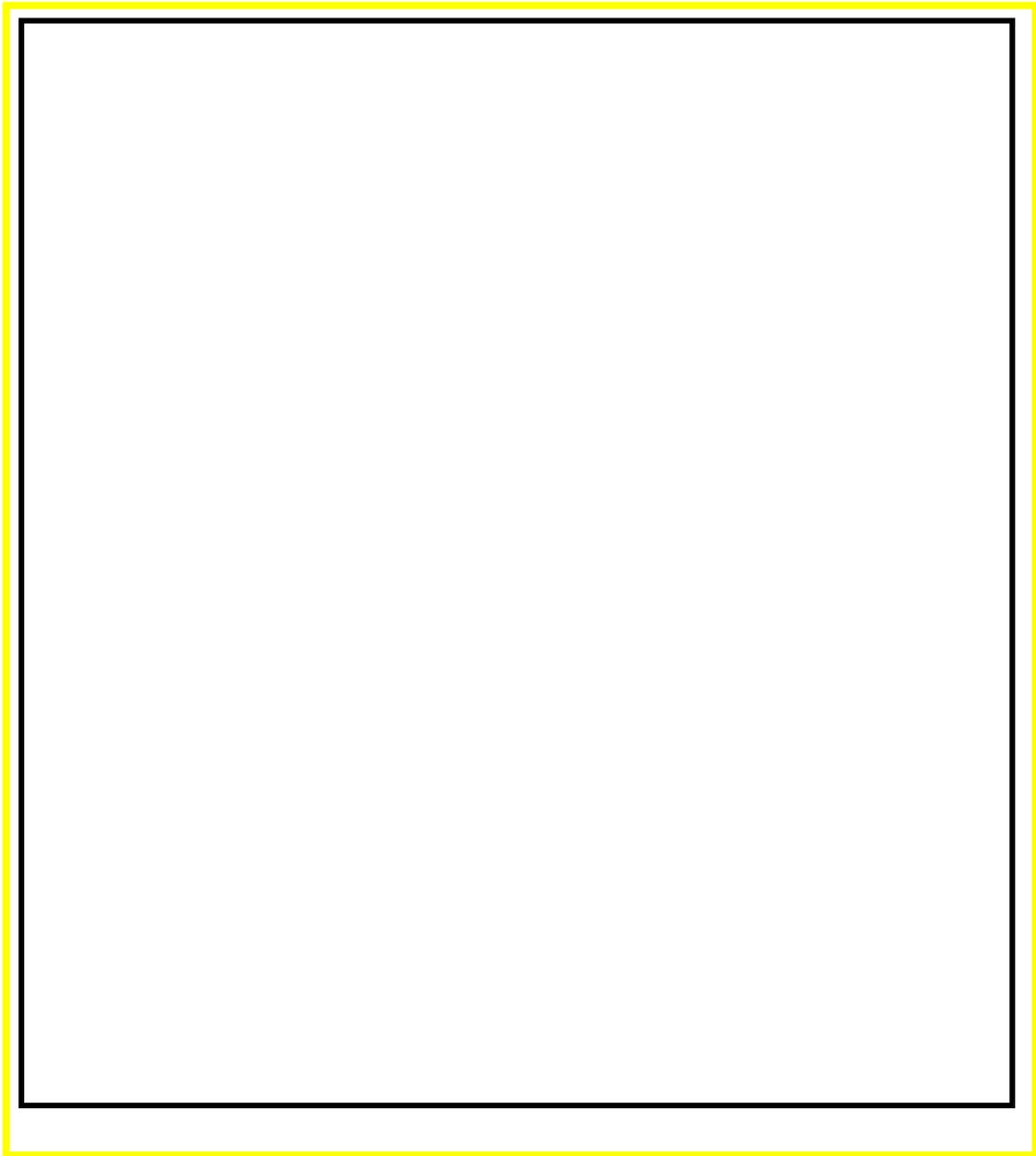


第 49-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/2）

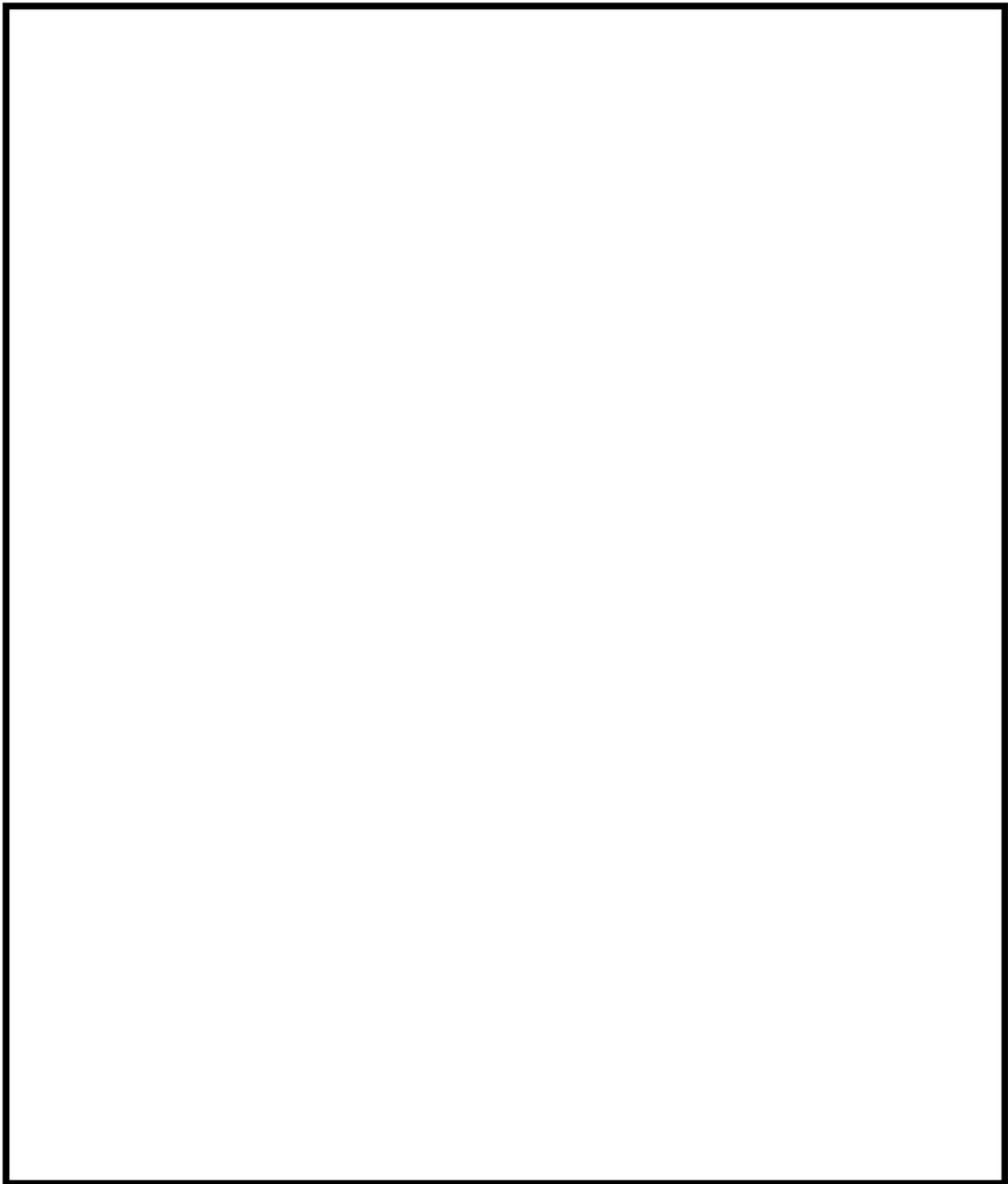
49-3 配置図



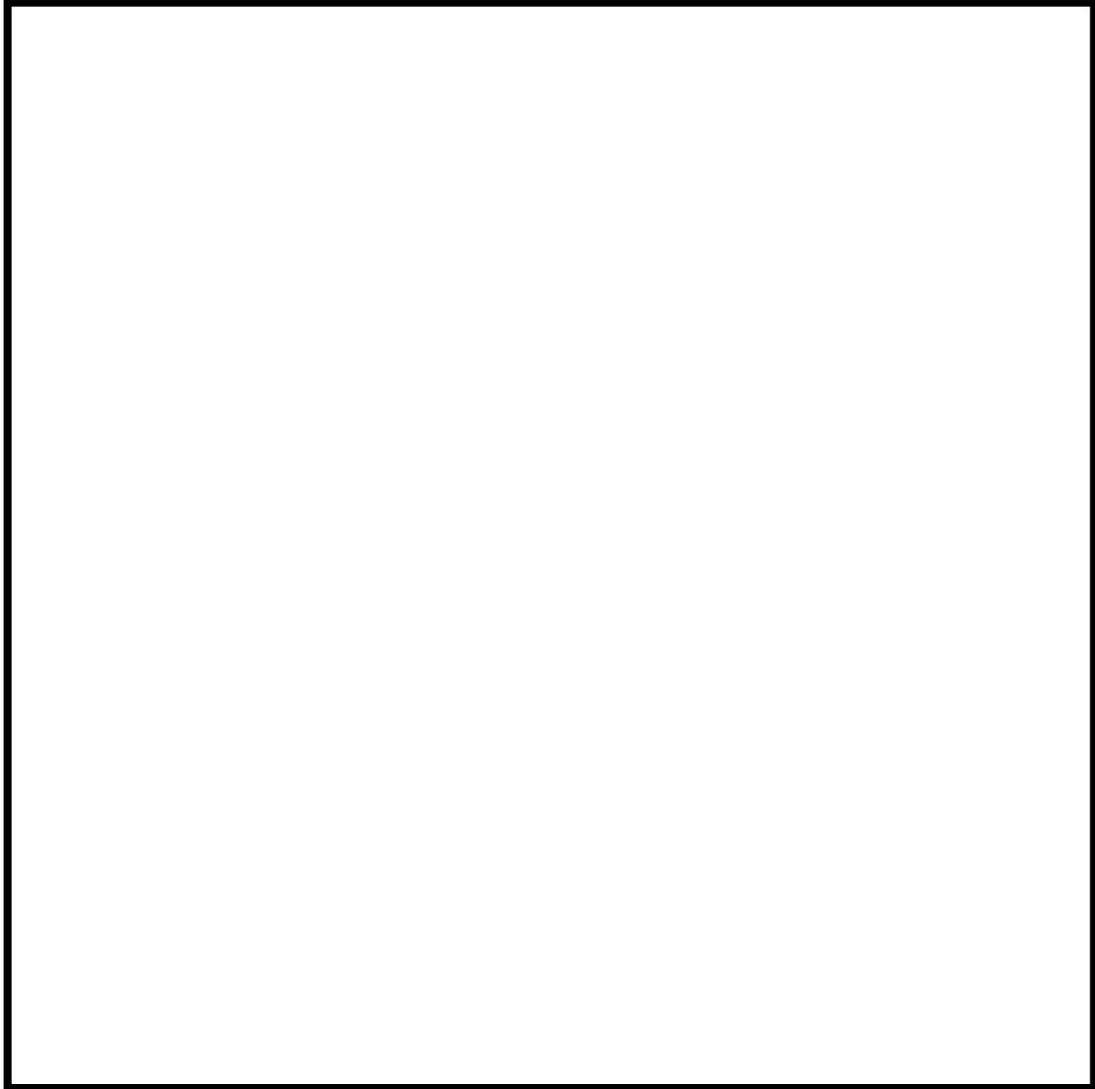
第 49-3-1 図 構内全体配置図



第 49-3-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (1/3)



第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (2/3)



(新設する弁を示す)

第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系に係る機器配置図 (3/3)

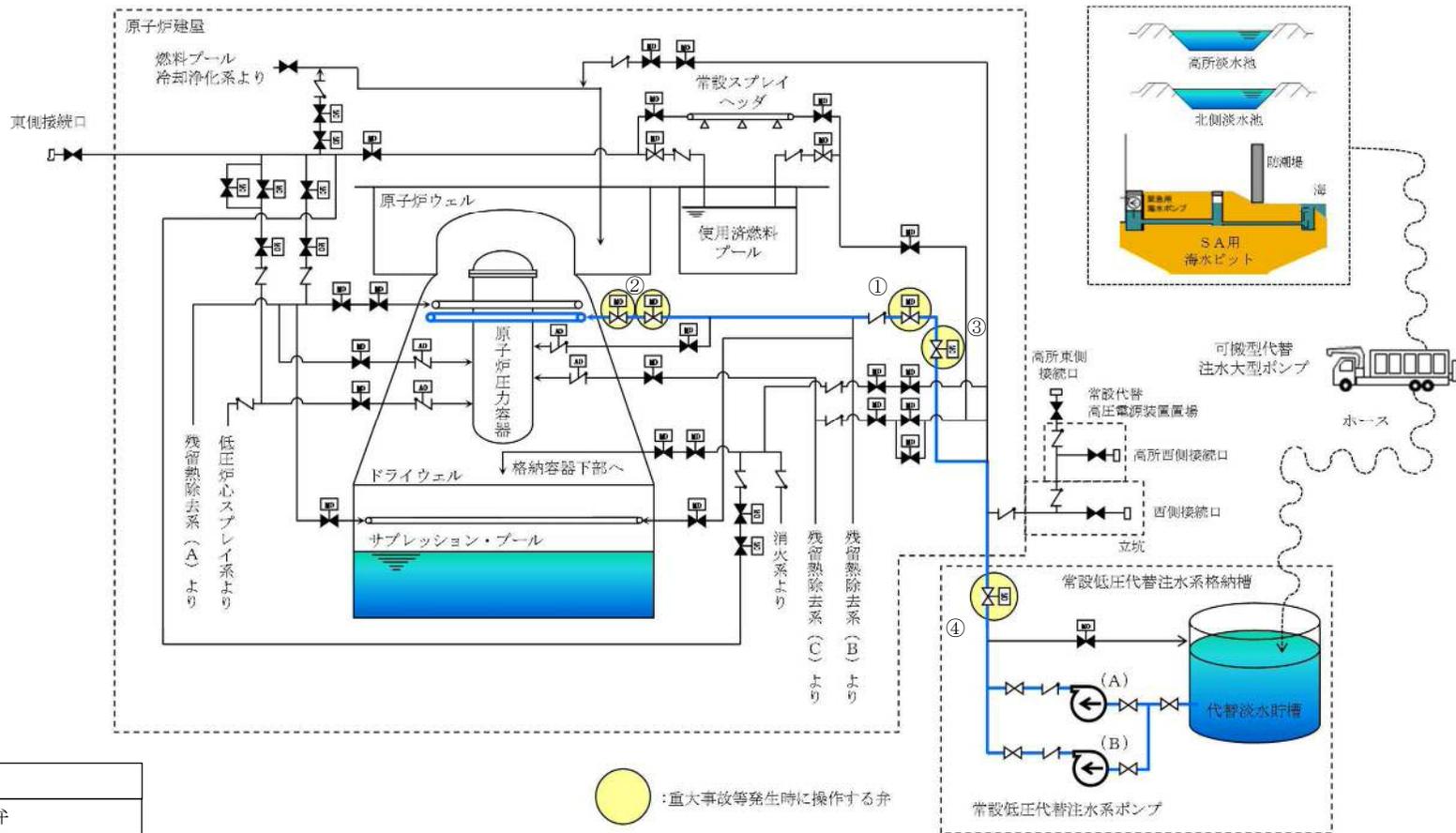
(原子炉建屋 4 階)

#### 49-4 系統図

49-4-1

: 主要設備

— : 流路



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) D/Wスプレイ弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④低圧代替注水系分離弁

○ : 重大事故等発生時に操作する弁

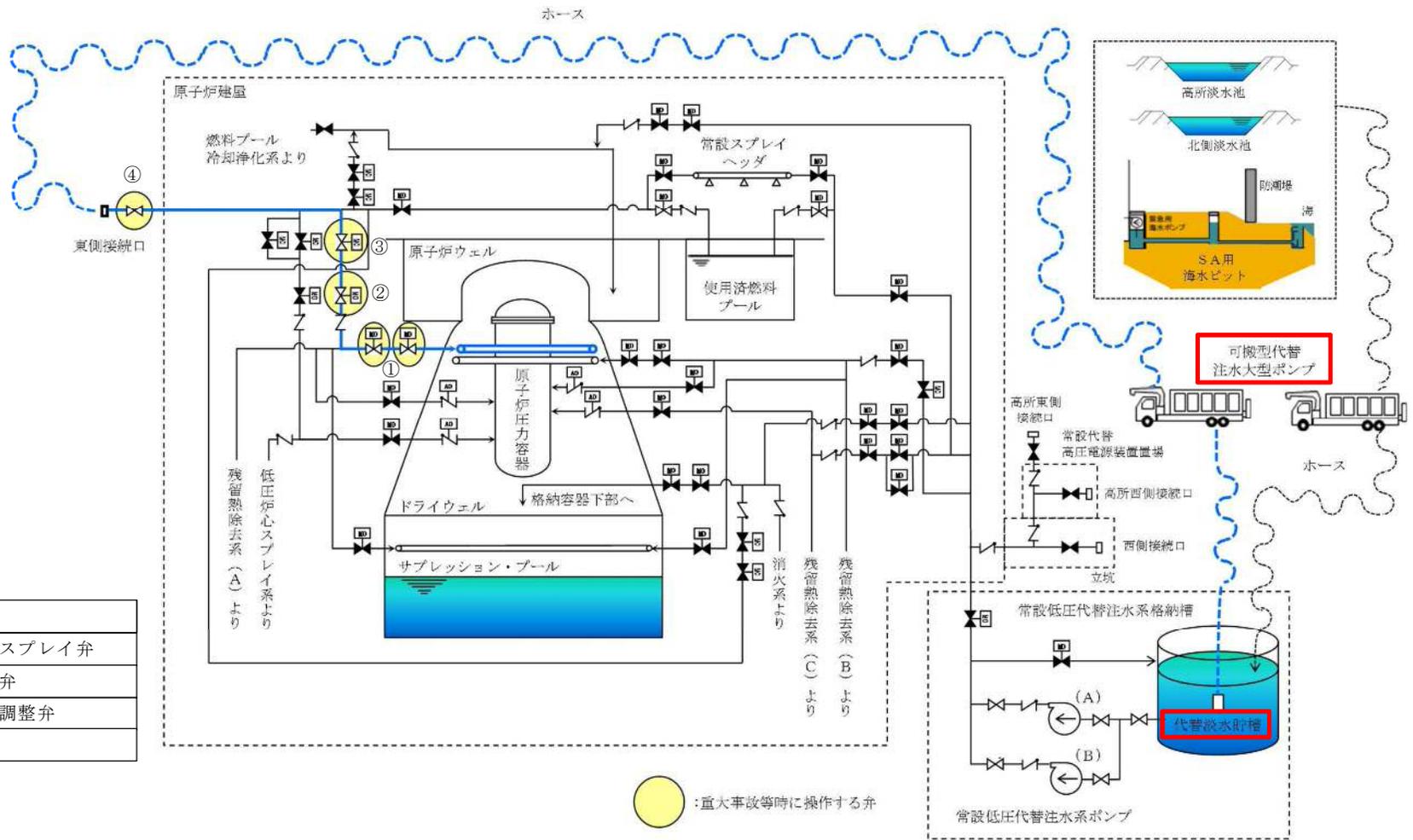
第 49-4-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 系統概要図

□ : 主要設備

— : 流路

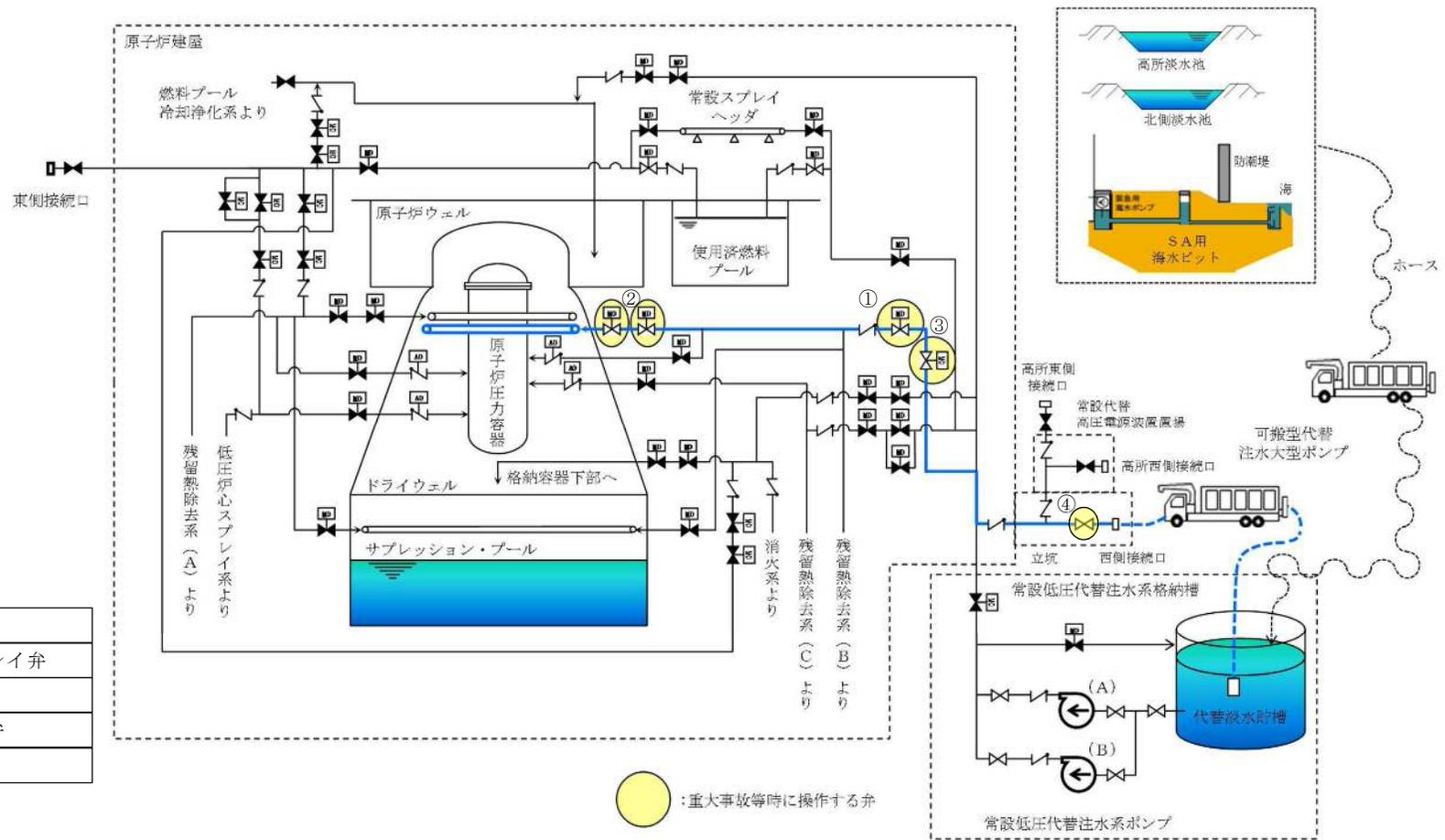
- - - : ホース

弁名称
① 残留熱除去系 (A) D/W スプレイ弁
② 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
④ 東側接続口付属の弁



第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図 (東側接続口)

: 主要設備  
— : 流路  
- - - : ホース

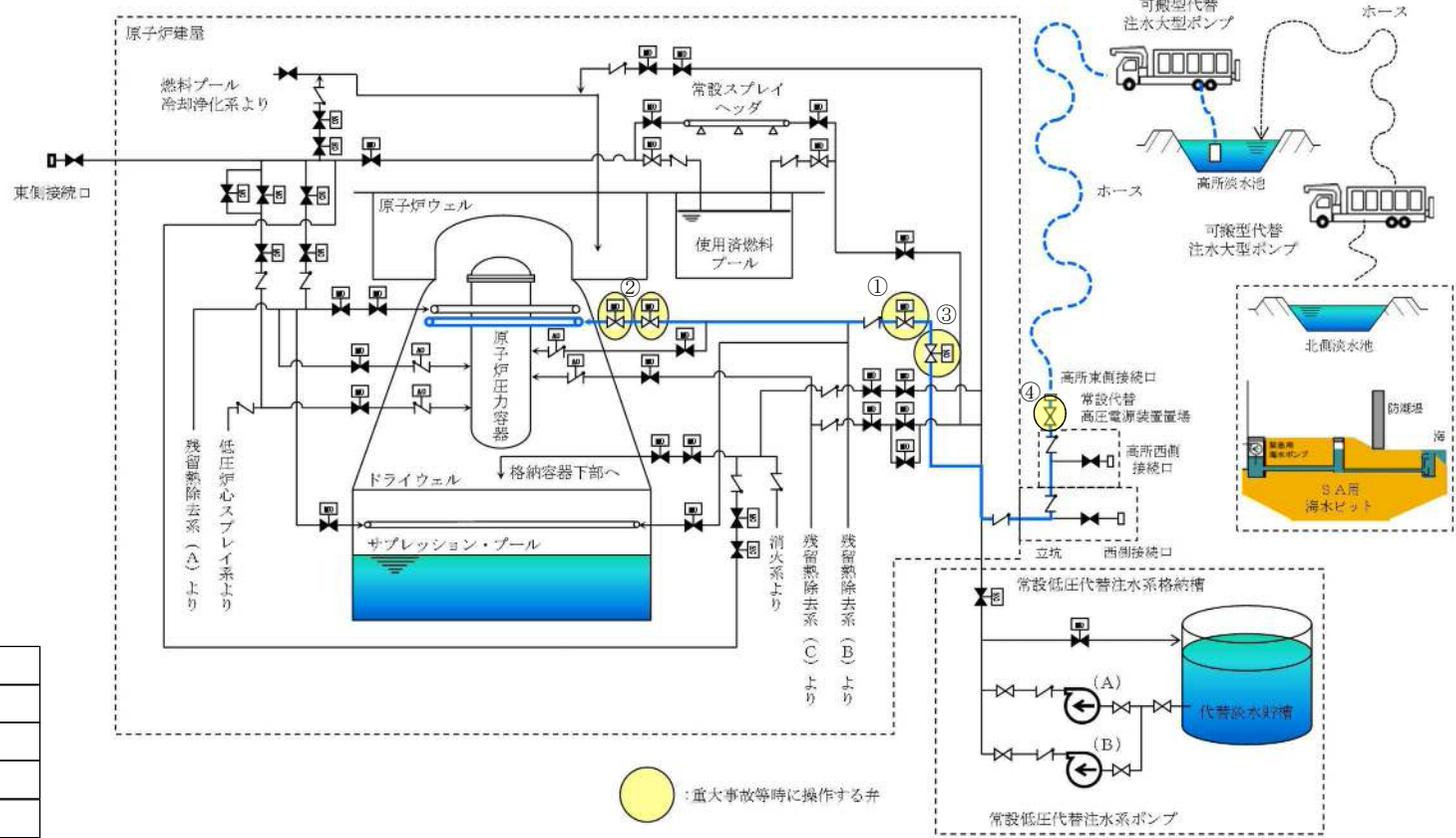


弁名称
① 残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
② 代替格納容器スプレイ注水弁
③ 代替格納容器スプレイ流量調整弁
④ 西側接続口付属の弁

: 重大事故等時に操作する弁

第 49-4-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図 (西側接続口)

: 主要設備  
— : 流路  
- - - : ホース



弁名称
① 残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
② 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
④ 高所東側接続口付属の弁

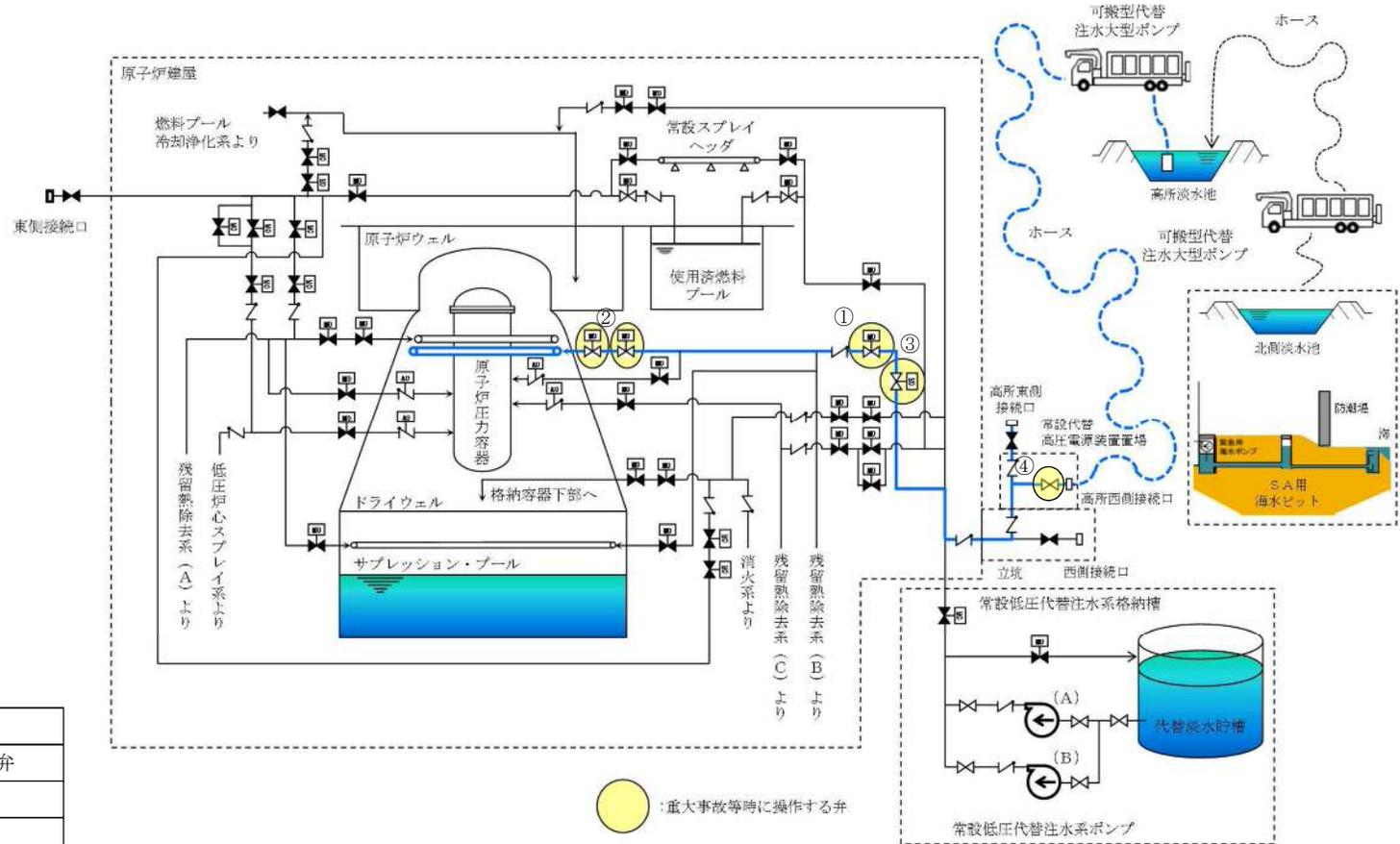
: 重大事故等時に操作する弁

第 49-4-4 図 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) 系統概要図 (高所東側接続口)

: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース



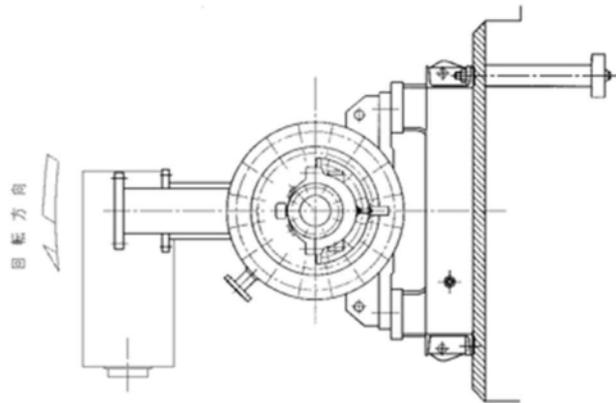
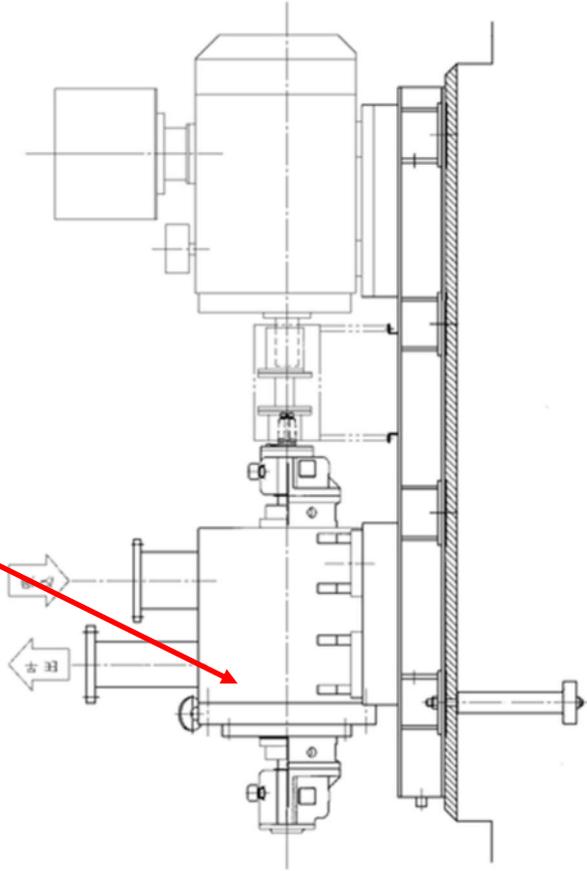
弁名称
① 残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
② 代替格納容器スプレイ注水弁
③ 代替格納容器スプレイ流量調整弁
④ 高所西側接続口付属の弁

第 49-4-5 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図（高所西側接続口）

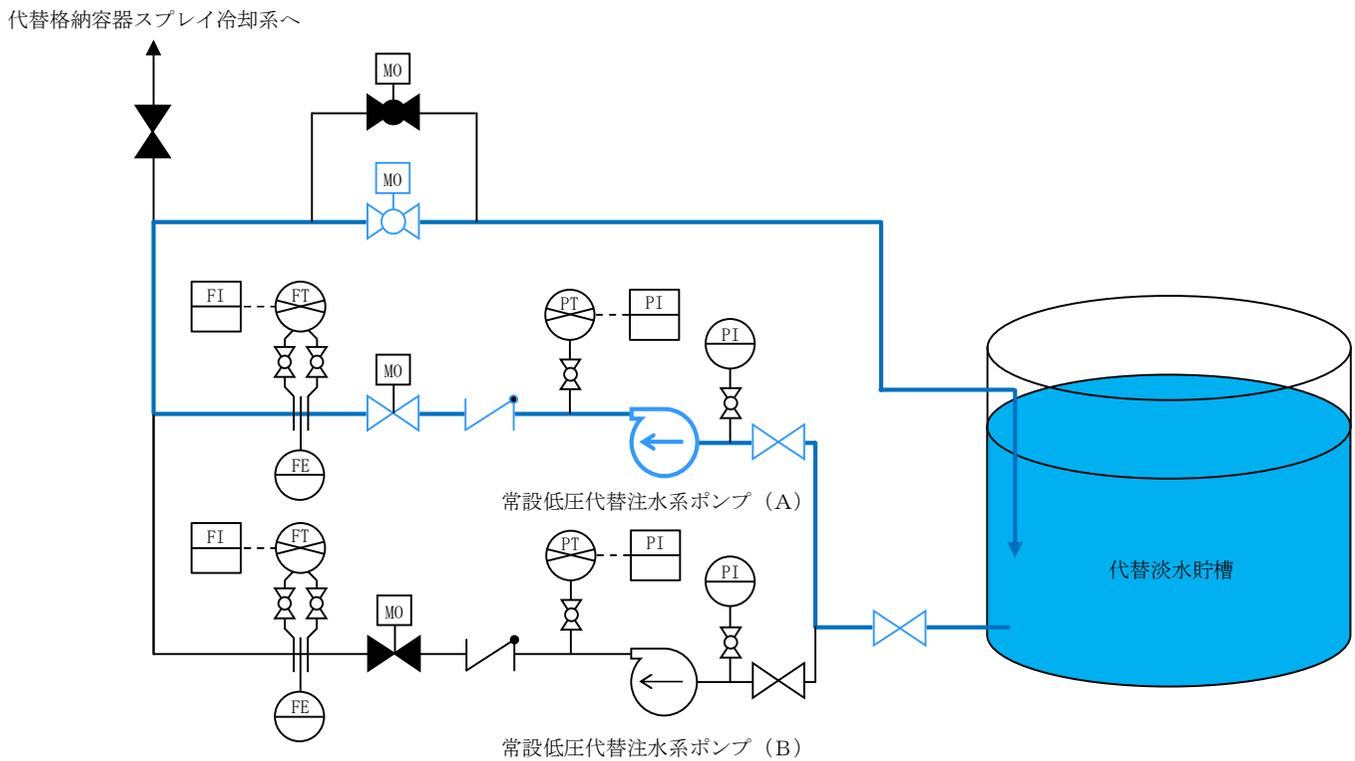
#### 49-5 試験及び検査

49-5-1

ケーシングカバーを取り外すことで、  
分解点検が可能である。

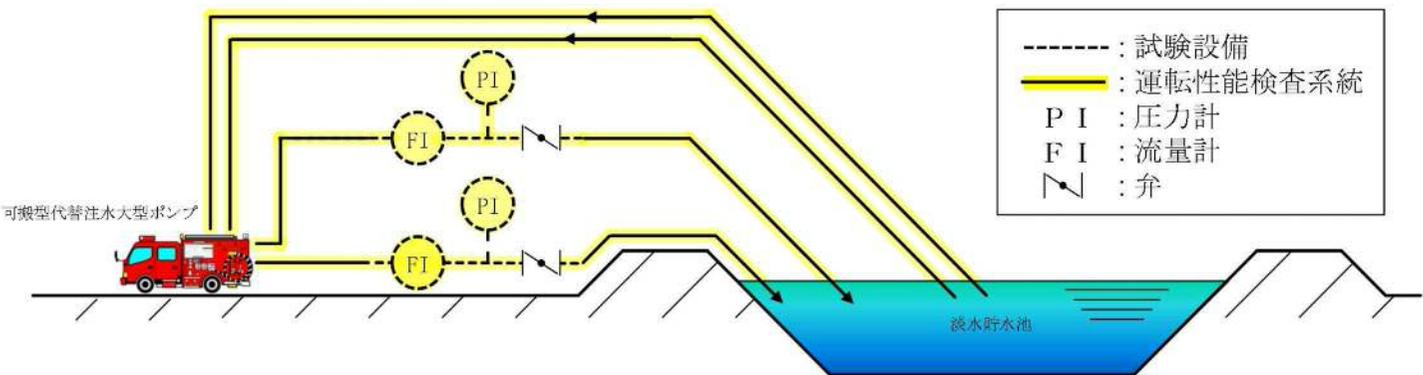


第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



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

第 49-5-2 図 運転性能検査系統図 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)



図は可搬型代替注水大型ポンプ運転性能検査系統を示す。運転性能検査時は、可搬型代替注水大型ポンプを淡水貯水池近傍に設置し、ホース及び試験設備を仮設し、淡水貯水池の水を再循環させる系統で運転性能検査を行う。

第 49-5-3 図 運転性能検査系統図 代替格納容器スプレー冷却系  
 (可搬型代替注水大型ポンプ)

## 49-6 容量設定根拠

49-6-1

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	150 (注1) , (約200 (注2))
全揚程	m	144(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/個	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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。

また、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、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する。

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系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。

名称	常設低圧代替注水系ポンプ												
<p>1. 容量</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）、LOCA時注水機能喪失及び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、格納容器へのスプレイ流量が<math>300\text{m}^3/\text{h}</math>であり、ポンプ2個運転において1個当たり<math>150\text{m}^3/\text{h}</math>が必要となることから、約<math>200\text{m}^3/\text{h}</math>（公称値）の容量を確保する設計とする。</p> <p>また、格納容器スプレイ冷却系は、低圧代替注水系（常設）等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。</p> <p>2. 全揚程</p> <p>格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に<math>144\text{m}</math>を確保できるものとし、公称値を約<math>200\text{m}</math>とする。</p> <p>&lt;移送先の圧力は約<math>0.604\text{Mpa}</math>とする&gt;</p> <table data-bbox="507 1697 1168 1960"> <tr> <td>水源と移送先の圧力差</td> <td>約<math>62.9\text{m}</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>静水頭</td> <td>約<math>45.9\text{m}</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>配管及び弁類圧損</td> <td>約<math>35.0\text{m}</math></td> <td></td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約<math>143.8\text{m}</math></td> <td>≒<math>144\text{m}</math></td> </tr> </table>		水源と移送先の圧力差	約 $62.9\text{m}$		静水頭	約 $45.9\text{m}$		配管及び弁類圧損	約 $35.0\text{m}$		合計	約 $143.8\text{m}$	≒ $144\text{m}$
水源と移送先の圧力差	約 $62.9\text{m}$												
静水頭	約 $45.9\text{m}$												
配管及び弁類圧損	約 $35.0\text{m}$												
合計	約 $143.8\text{m}$	≒ $144\text{m}$											

名称	常設低圧代替注水系ポンプ
<p>3. 最高使用圧力</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa[gage]）を加えた約320.63m[gage]を上回る圧力として3.14MPa[gage]とする。</p> <p>4. 最高使用温度</p> <p>代替格納容器スプレー冷却系（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。</p> <p>5. 電動機出力</p> <p>代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m<sup>3</sup>/h、揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。</p> $P=10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3600) \times H) / (\eta/100)$ $=10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times ((200/3600) \times 200) / (\square/100)$ $=\square kW \doteq \square kW$ <p> <i>P</i>：必要軸動力（kW）  <i>P<sub>w</sub></i>：水動力（kW）  <i>ρ</i>：流体の密度（kg/m<sup>3</sup>）=1000  <i>g</i>：重力加速度（m/s<sup>2</sup>）=9.80665  <i>Q</i>：ポンプ容量（m<sup>3</sup>/h）=200  <i>H</i>：ポンプ揚程（m）=200（第49-6-1 図参照）  <i>η</i>：ポンプ効率（%）=約□（第49-6-1 図参照）  （参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002）） </p>	

名称	常設低圧代替注水系ポンプ
<div data-bbox="341 427 1337 1084" style="border: 1px solid black; height: 293px; width: 624px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="459 1088 1200 1122" style="text-align: center;">第49-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線</p> <p data-bbox="240 1182 1422 1368">以上より，低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約 <input type="text" value=""/> kWであり，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より190kWとする。</p>	

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	130 (注1) (約1,320 (注2))
全揚程	m	138 (注1) (約140 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>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。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内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格納容器の破損を防止するために設置する。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽等を水源として、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置する複数の接続口に接続し、残留熱除去系配管を経由して格納容器へスプレイすることにより、炉心の著しい損傷を防止する設計とする。</p> <p>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個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。</p>		

## 1. 容量

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管（A）又は（B）を介して原子炉へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、格納容器へのスプレイ流量を可搬型代替注水大型ポンプ1台で $130\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、低圧代替注水系等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

可搬型代替注水大型ポンプを用いた代替格納容器スプレイ時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、ホース圧損、配管及び弁類圧損を基に算定する。

<移送先の圧力は約 $0.604\text{MPa}$ とする>

- ・東側接続口使用の場合（ホース延長距離が長いケース）

水源と移送先の圧力差 約 61.6m

静水頭 約 27.0m

ホース圧損 約 5.3m

配管及び弁類圧損 約 43.5m

合計 約  $137.4\text{m} \approx 138\text{m}$

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供給ライン（ホースの最高使用圧力）を考慮し、吐出圧力を制限していることから $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

### 4. 最高使用温度

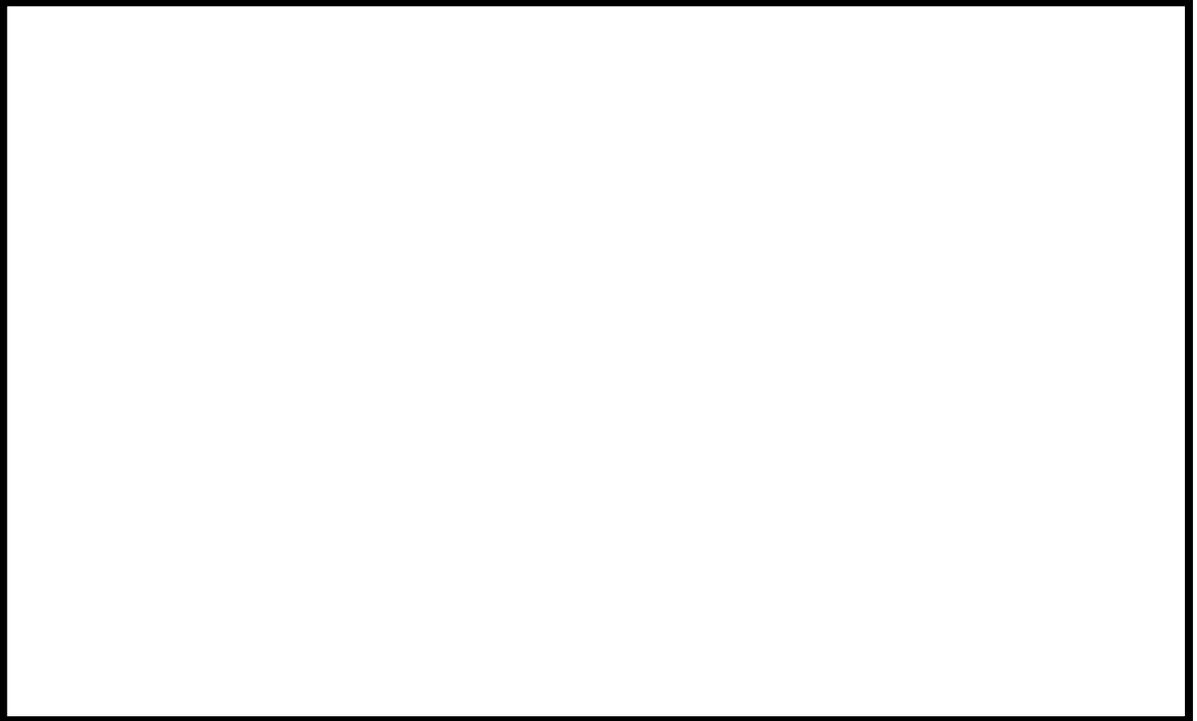
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である $60^\circ\text{C}$ とする。

### 5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの原動機については、メーカー設計値である約 $847\text{kW}/\text{個}$ 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49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを  
使用した複数個所への同時注水について

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

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

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

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

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h

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

原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>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）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>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</li> </ul>

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>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）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
格納容器ベント段階*	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>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</li> </ul>

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>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）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>

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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
再冠水後制御段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
格納容器ベント段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> </ul>

※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

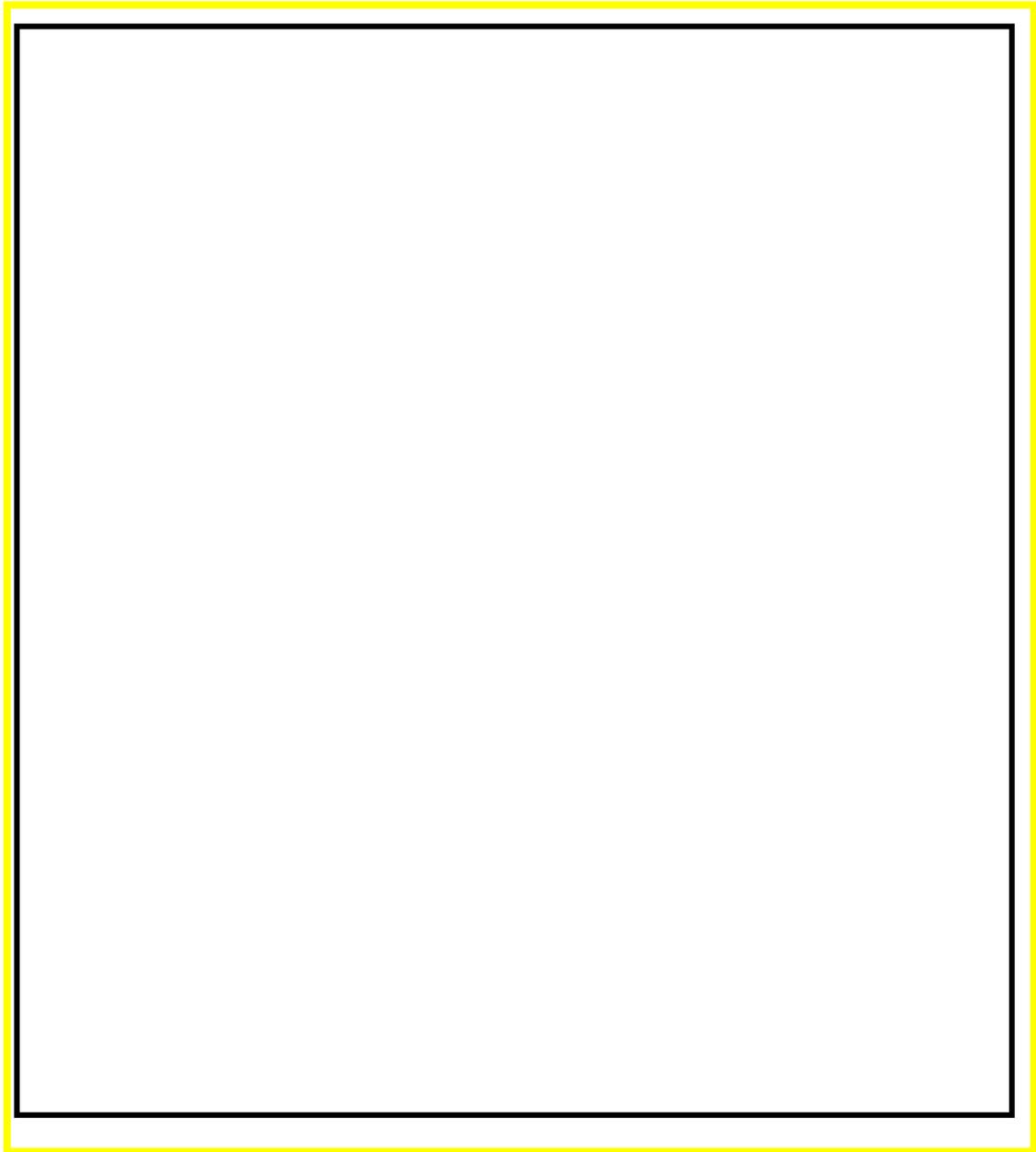
第7表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	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) ペデスタル	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 <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	—	114m <sup>3</sup> /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

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

49-7 接続図

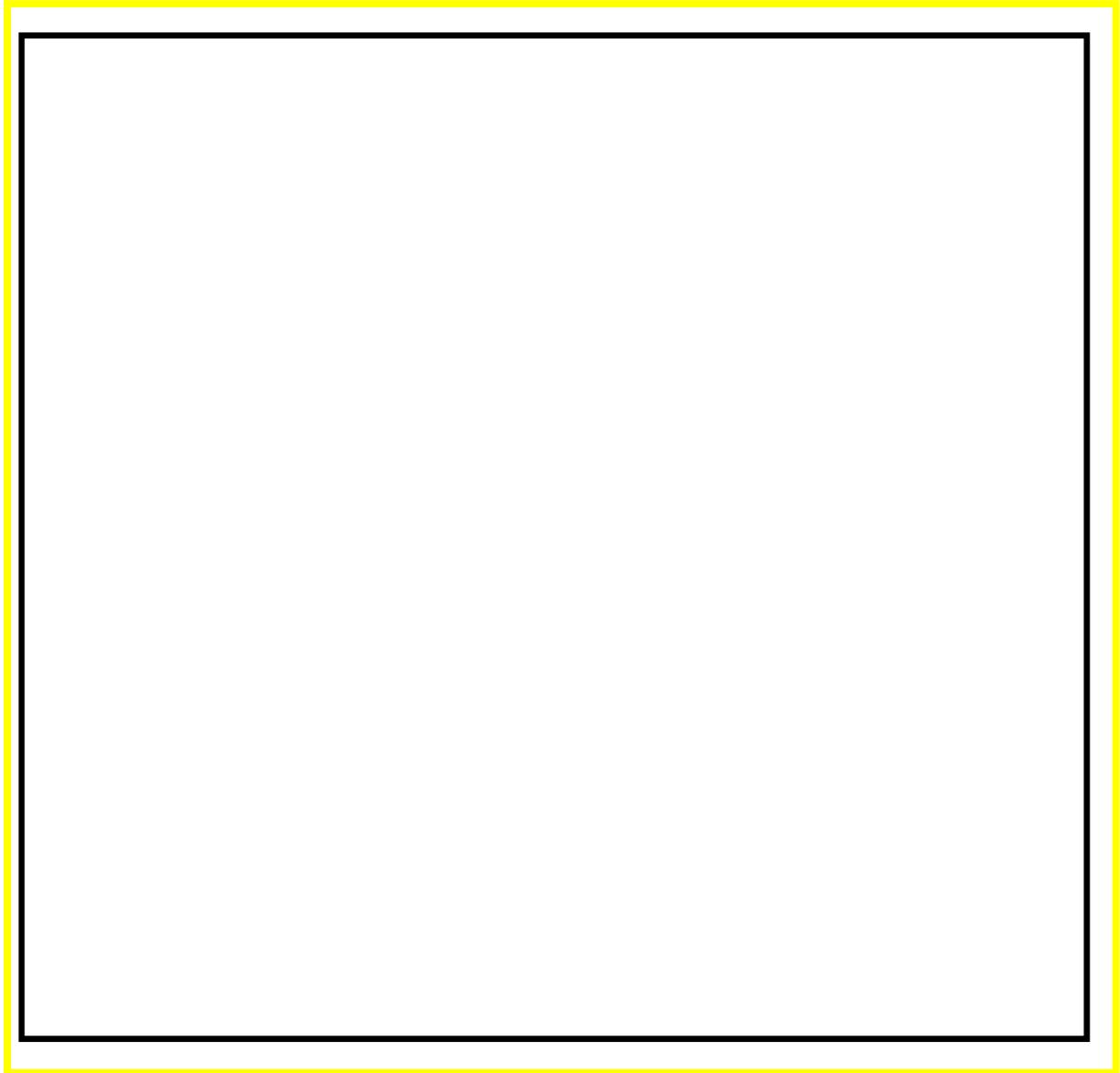
49-7-1



第49-7-2図 代替格納容器スプレイ冷却系接続図

49-8 保管場所図

49-8-1

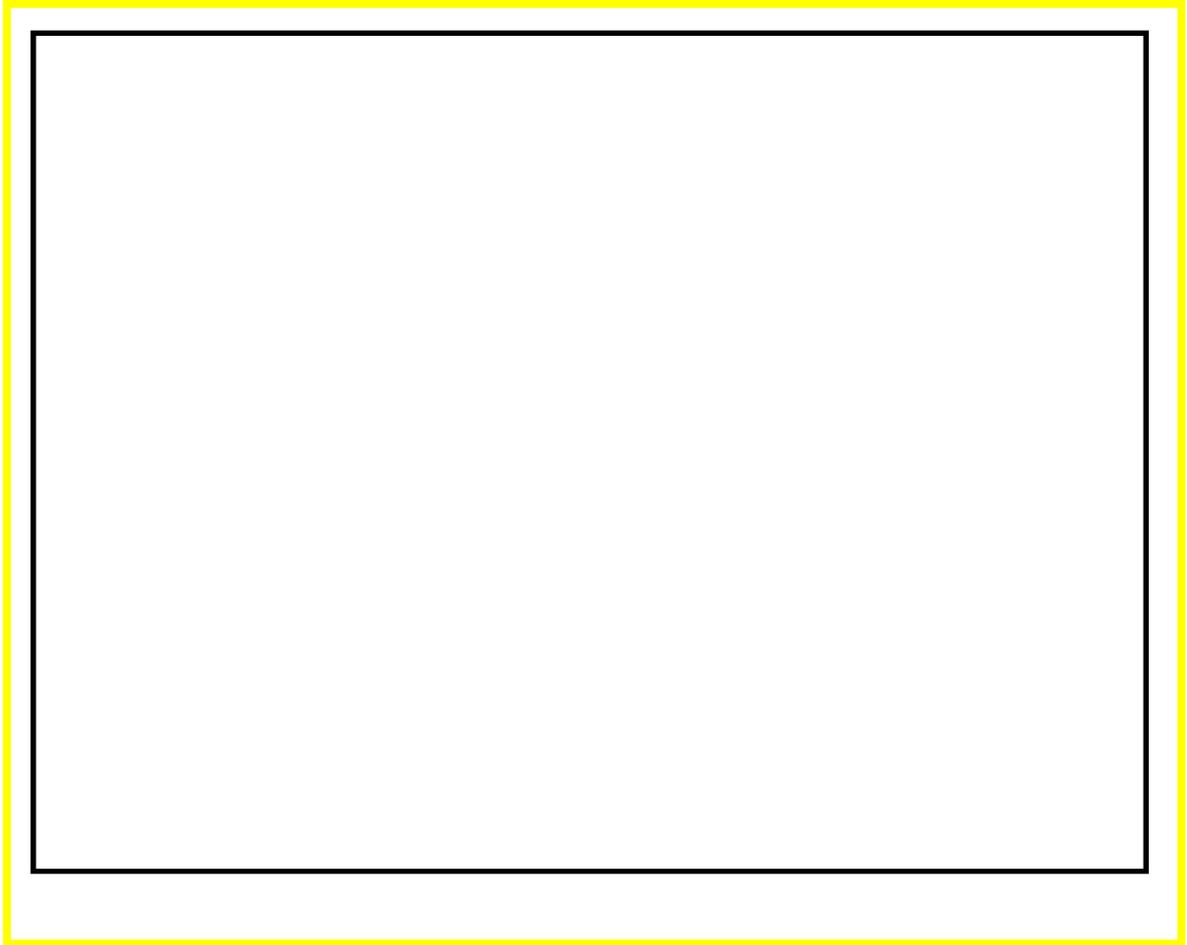


第 49-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

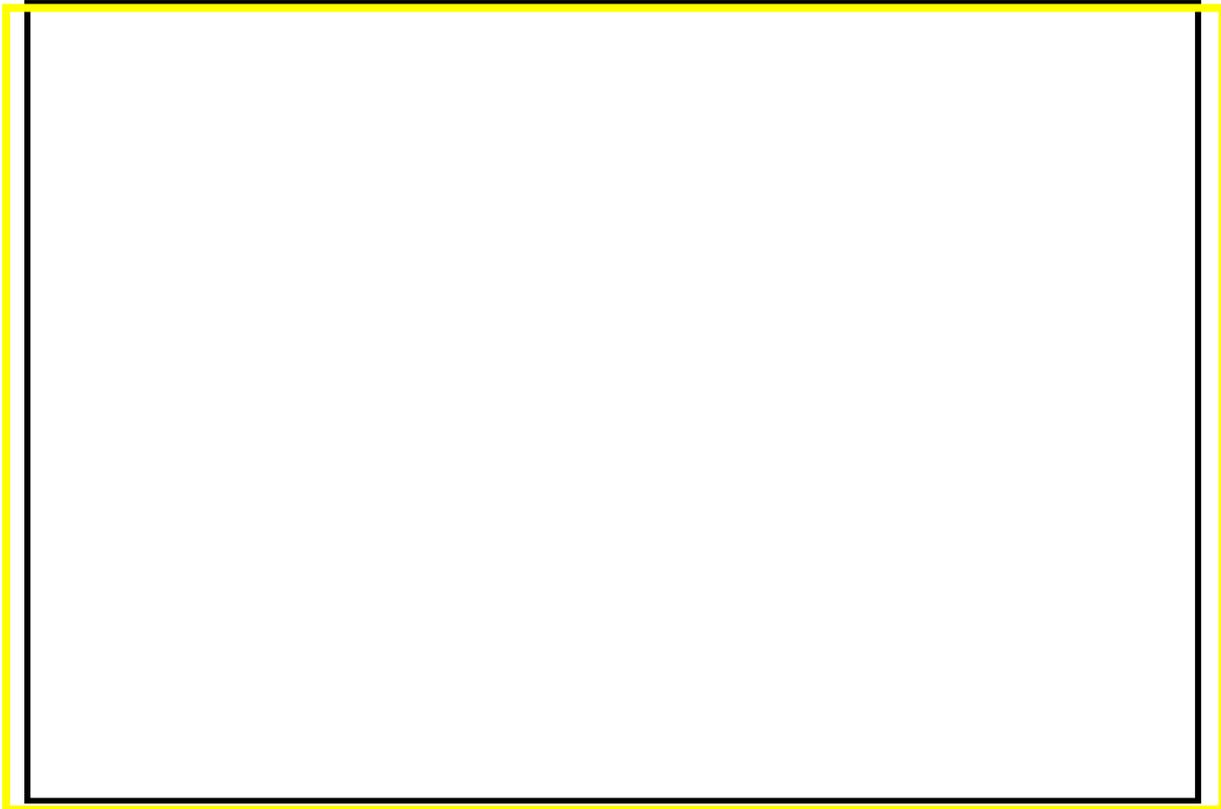
49-8-2

49-9 アクセスルート図

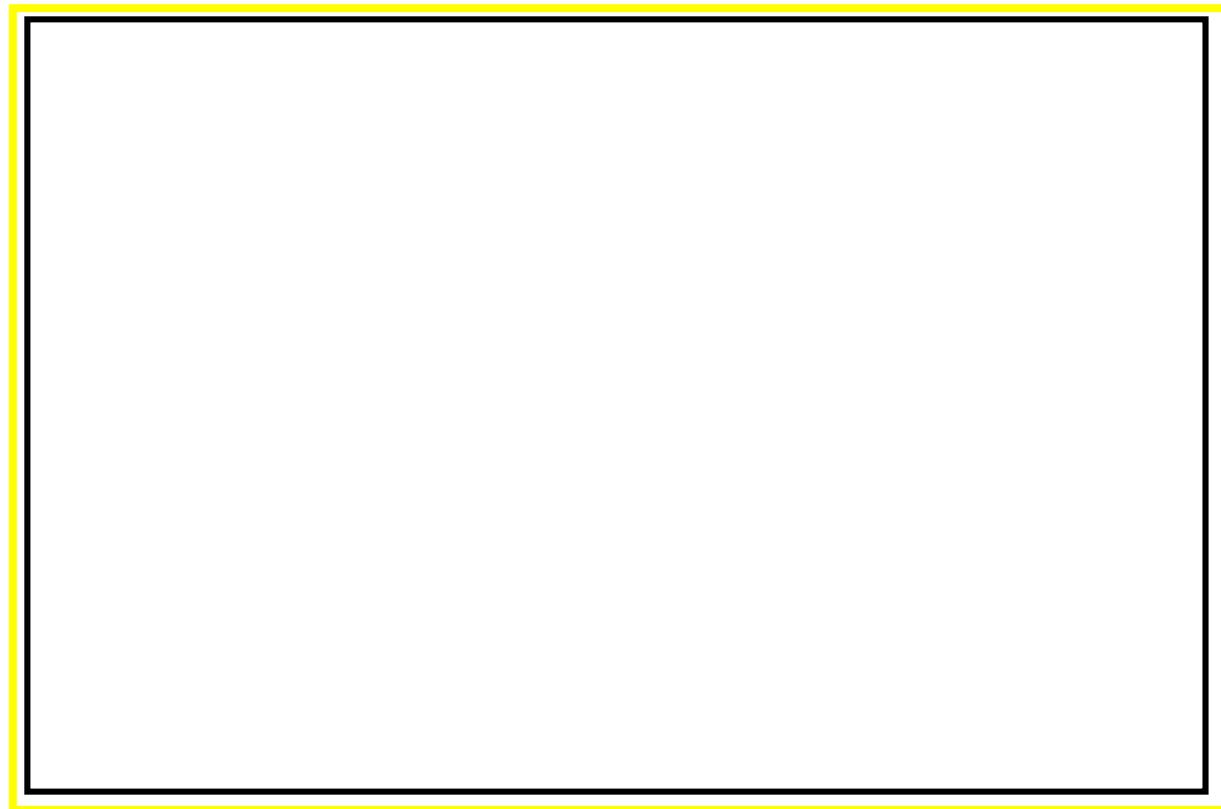
49-9-1



第 49-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図



第 49-9-2 図 緊急時対策所～高所淡水池～高所接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート図



第 49-9-3 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート図



第 49-9-4 図 緊急時対策所～北側淡水池～東側接続口，西側接続口までのアクセスルート図

49-10 その他設備

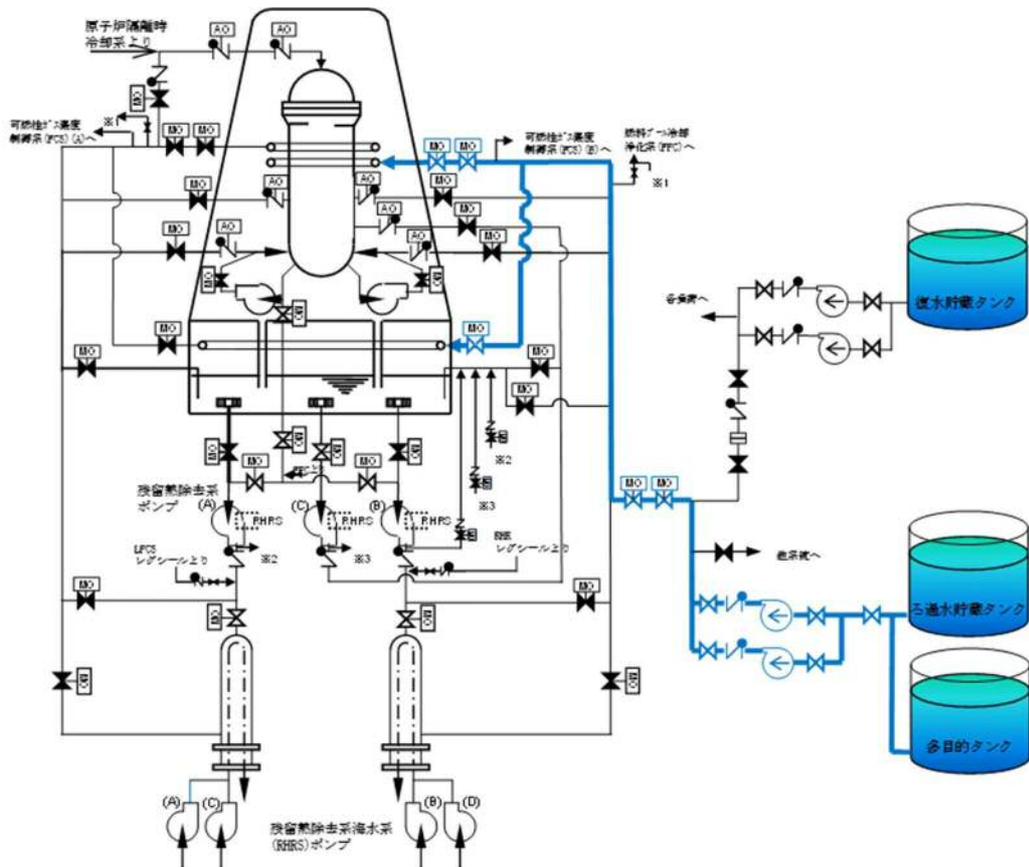
49-10-1

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)、常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合、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、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、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)とは異なる淡水タンク(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)を水源として消火系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。



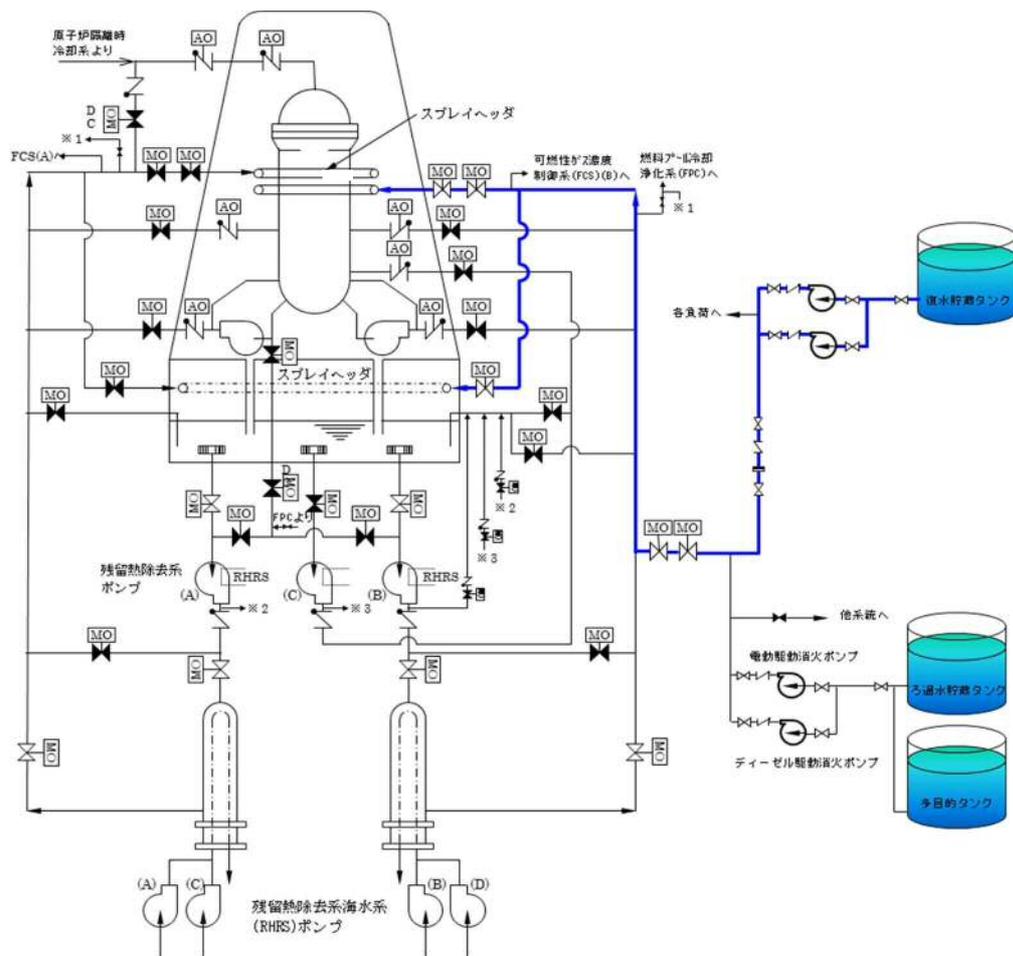
第49-10-1図 消火系による格納容器スプレイ手順の概要図

49-10-2

② 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却モード), 常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合, 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, 自主対策設備として補給水系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

補給水系を用いた格納容器スプレイ手段については, 復水移送ポンプを用い, 残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系), 代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として復水移送系, 残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

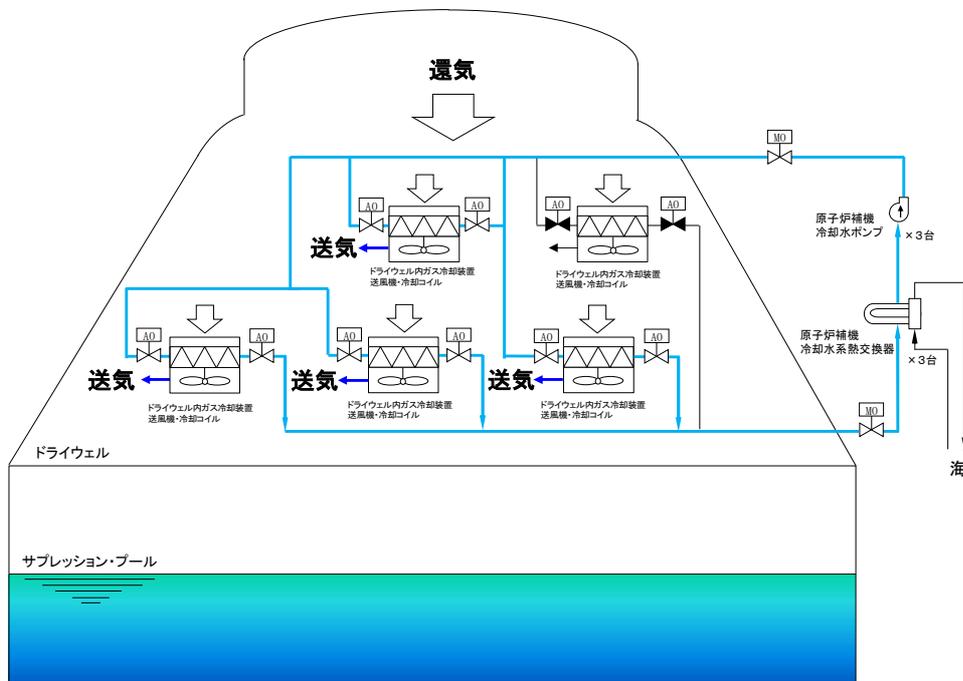


第49-10-2図 補給水系による格納容器スプレイ手順の概要図

③ ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず、格納容器除熱手段がない場合に、常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却用海水ポンプの電源を復旧し、格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル内ガス冷却装置送風機を起動して格納容器を除熱する。

ドライウェル送風機を停止状態としても、格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面で、格納容器内部の蒸気を凝縮し、格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。



第49-10-3図 ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱概略図

49-11 その他

49-11-1

【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）の類型化については、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。

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)

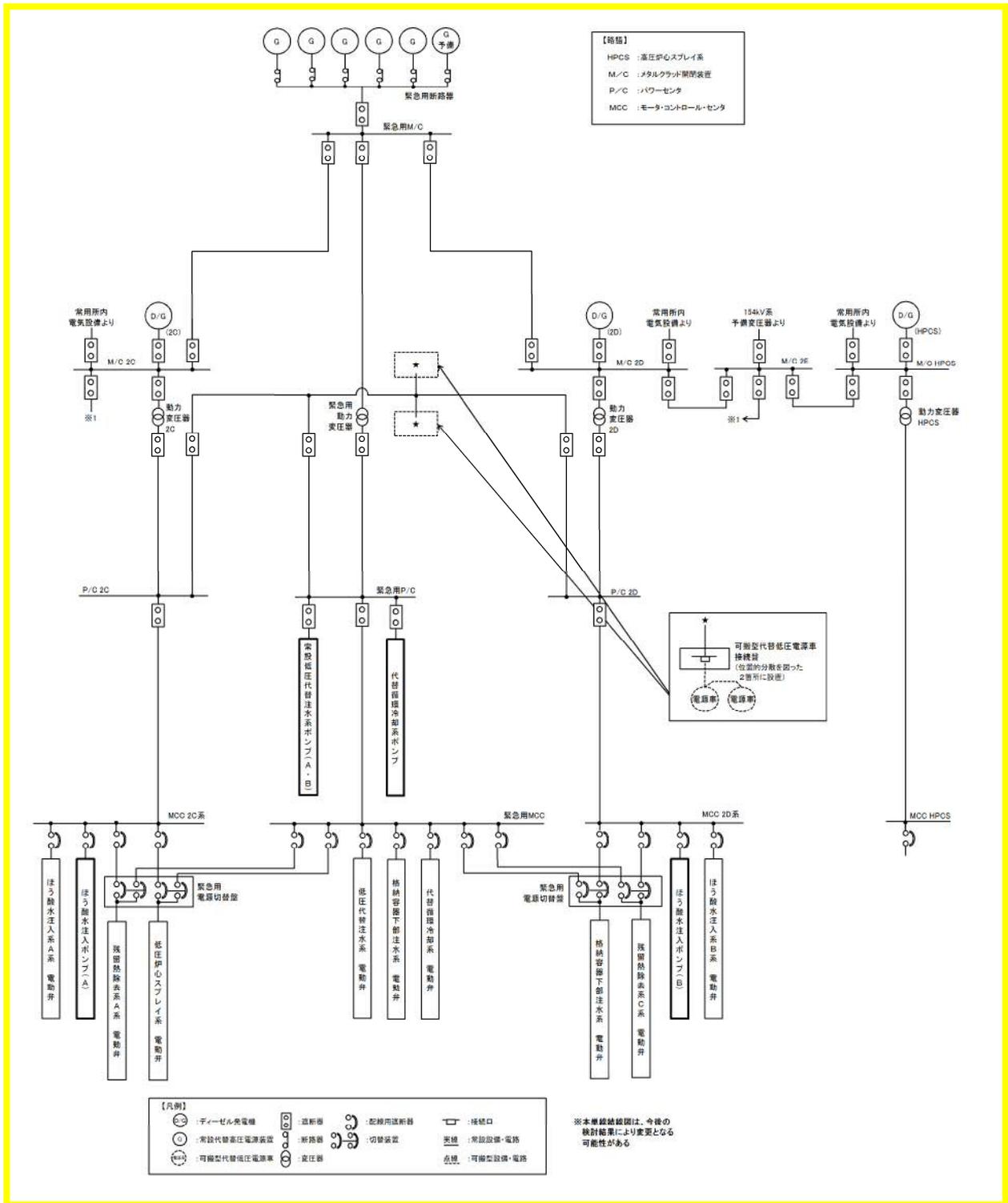
第51条:原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	51-3 配置図, 51-8 保管場所図, 51-11 その他設備	
			第2号	操作性	現場操作
		関連資料	51-4 系統図, 51-7 接続図		
	第3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)

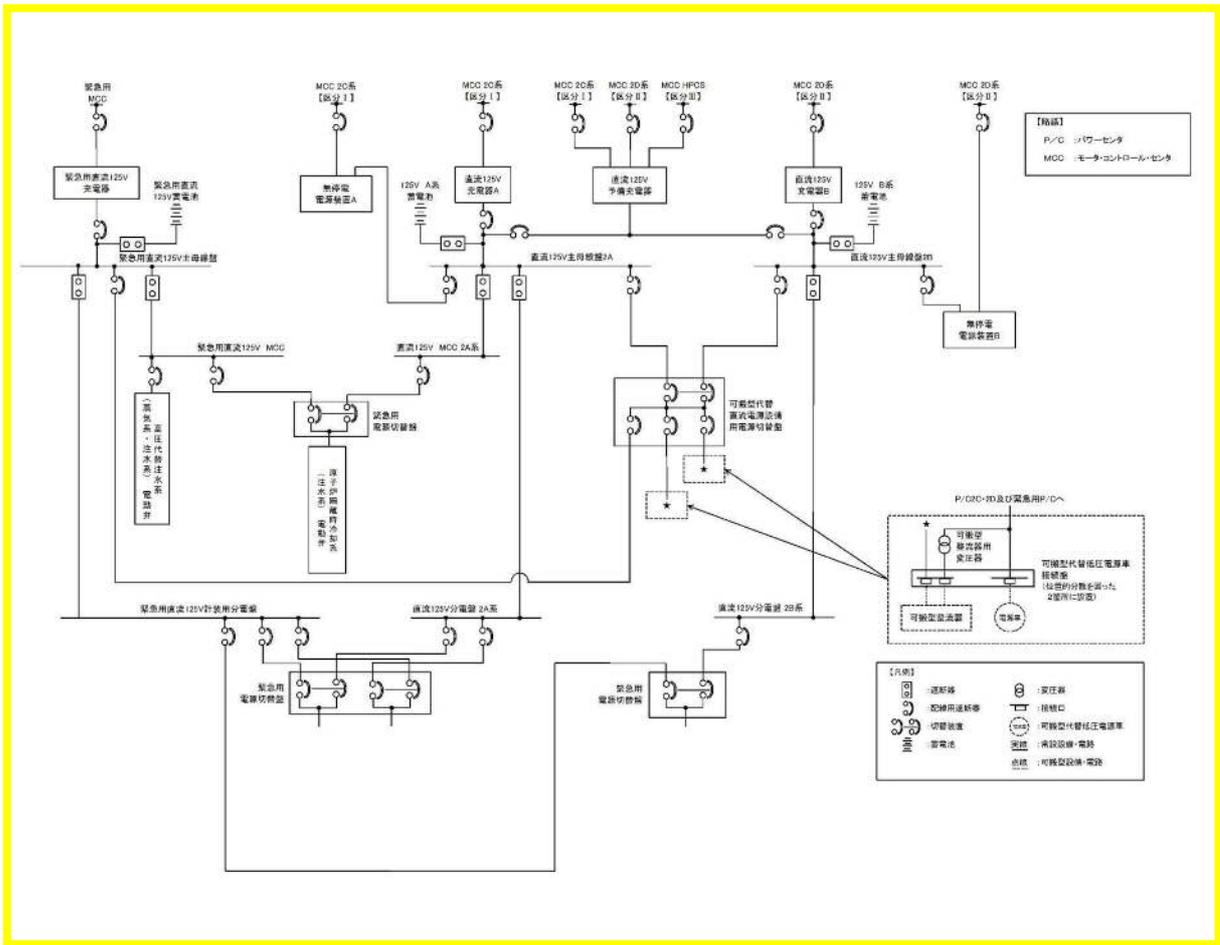
第51条:原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備		コリウムシールド		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	格納容器内設備	A
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—
			海水		淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	51-3 配置図, 51-4 系統図, 51-10 ペDESTAL (ドライウエル部) 底部の構造変更について, 51-11 その他設備		
		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



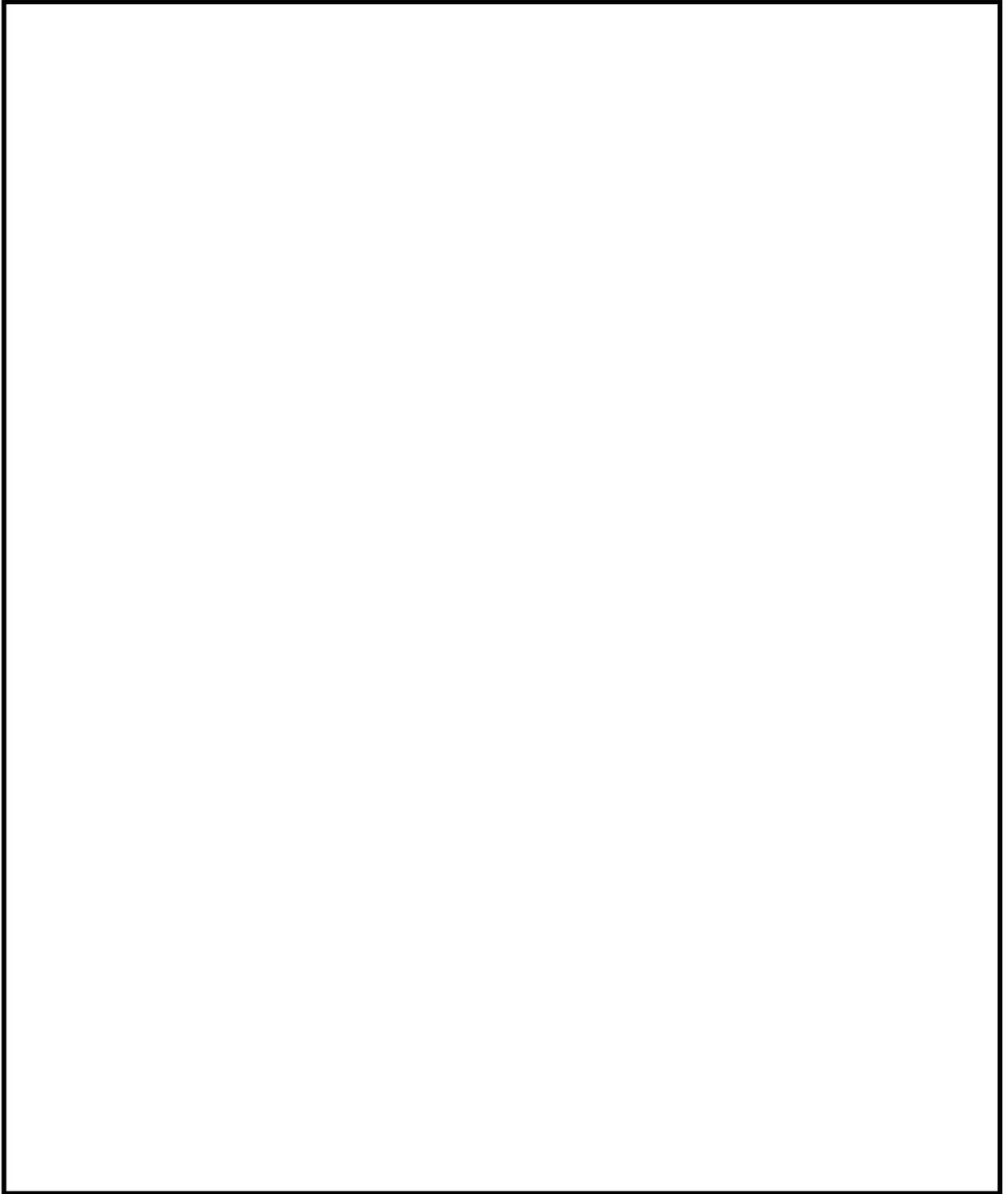


第 51-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2/3）



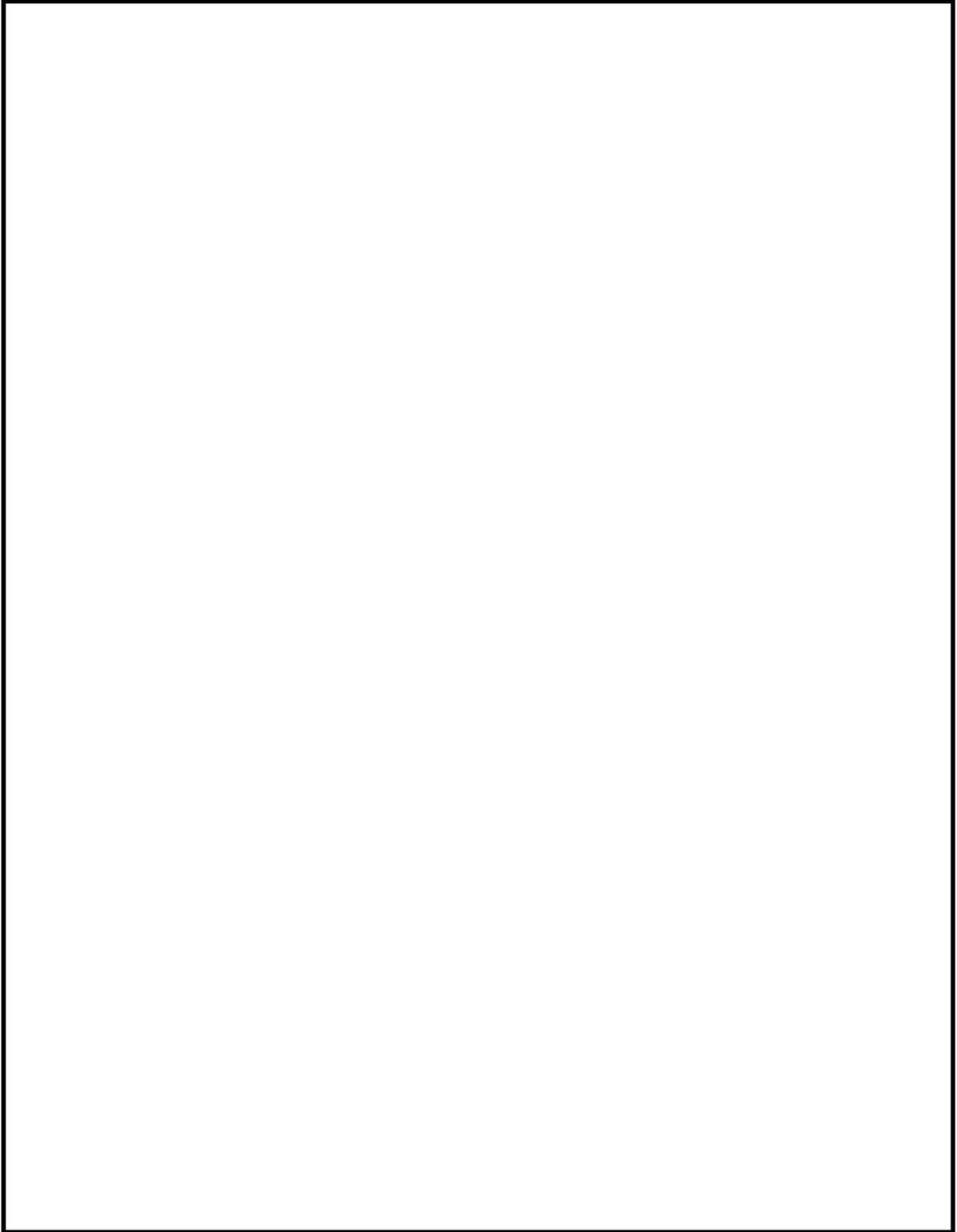
第 51-2-3 図 電源構成図（直流電源）（3/3）

51-3 配置図



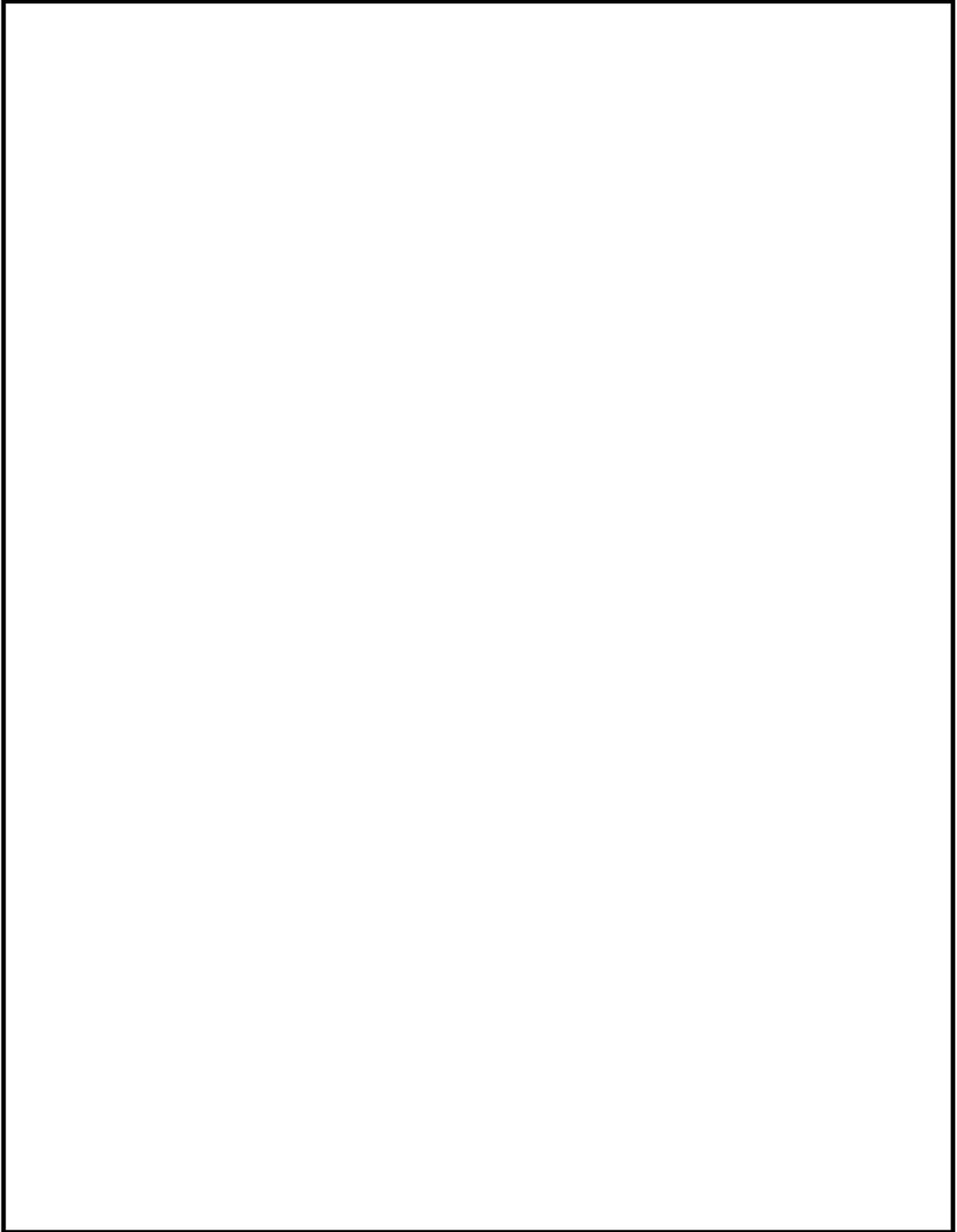
第 51-3-1 図 配置図（常設低圧代替注水系格納槽）

51-3-1



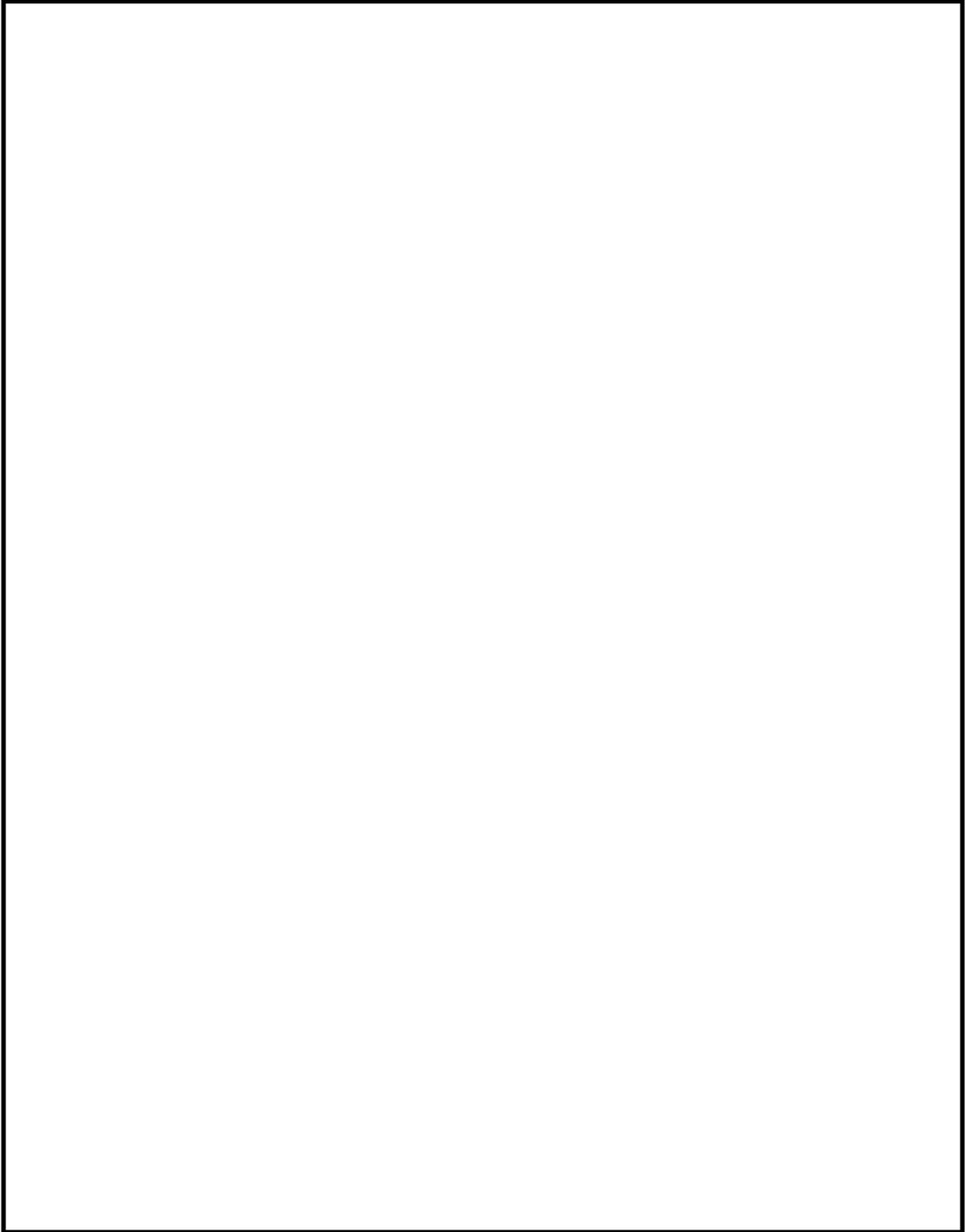
第 51-3-2 図 配置図 (原子炉建屋 3 階)

51-3-2



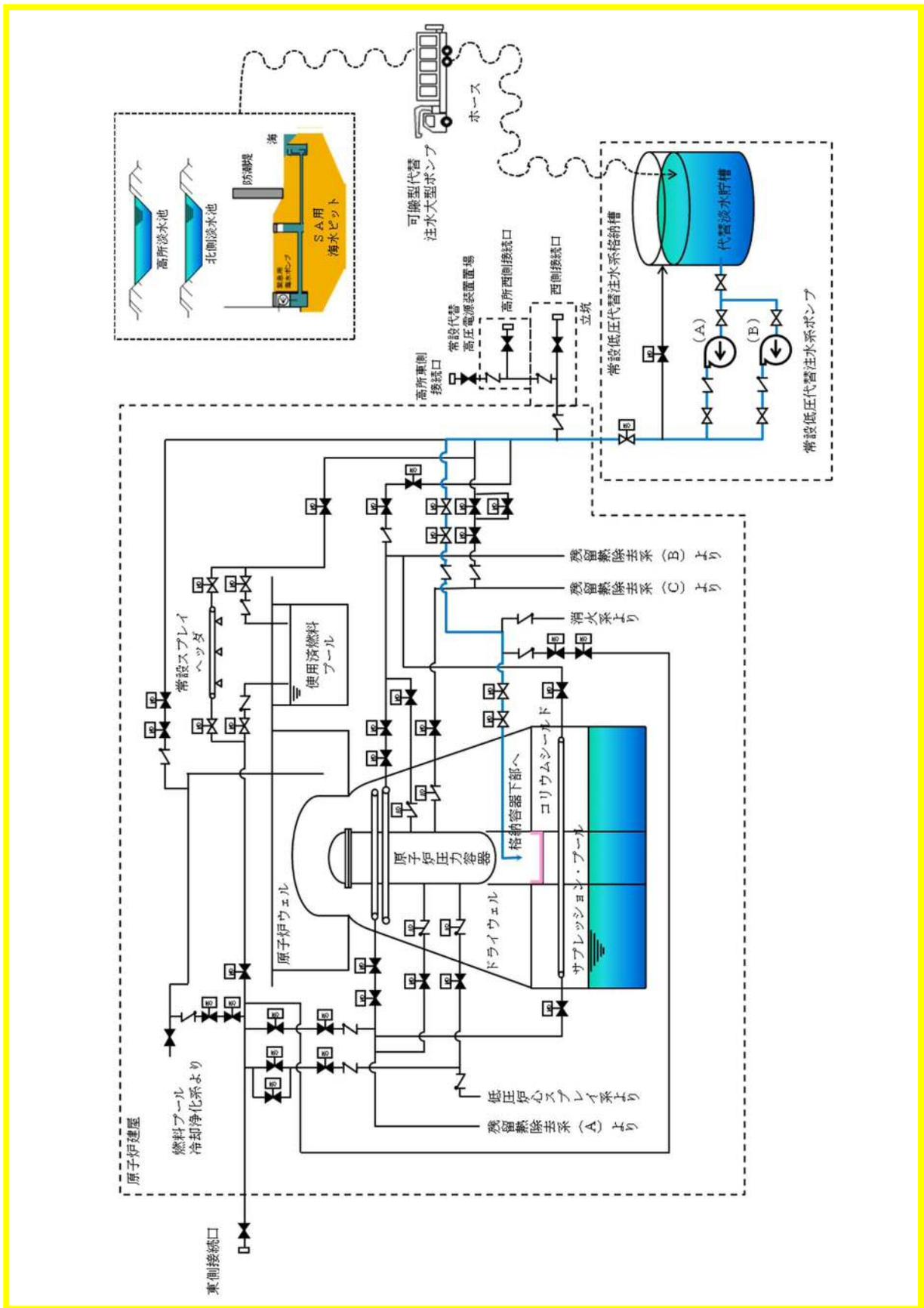
第 51-3-3 図 配置図 (原子炉建屋 4 階)

51-3-3

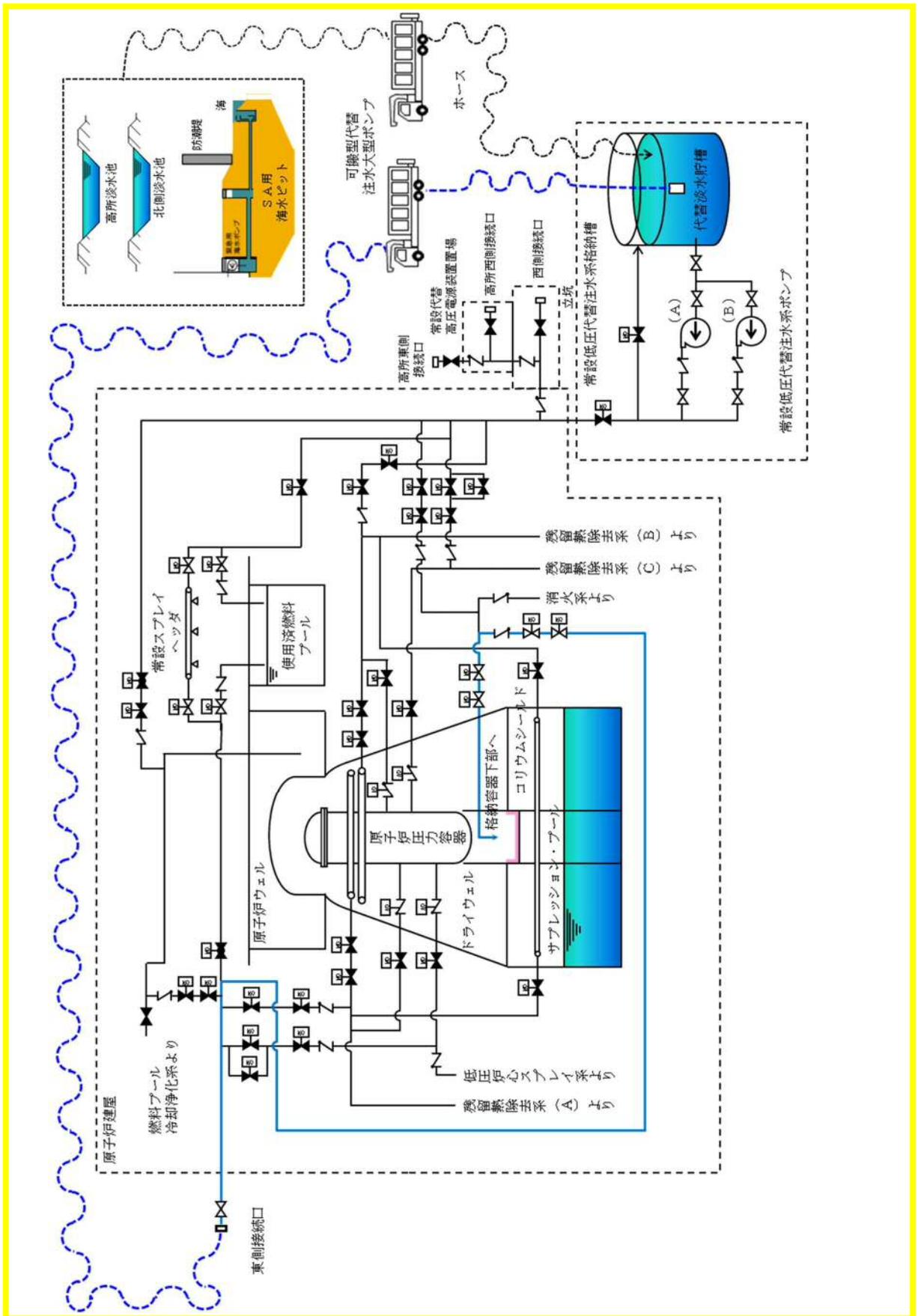


第 51-3-4 図 配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階 (中央制御室))

51-4 系統図

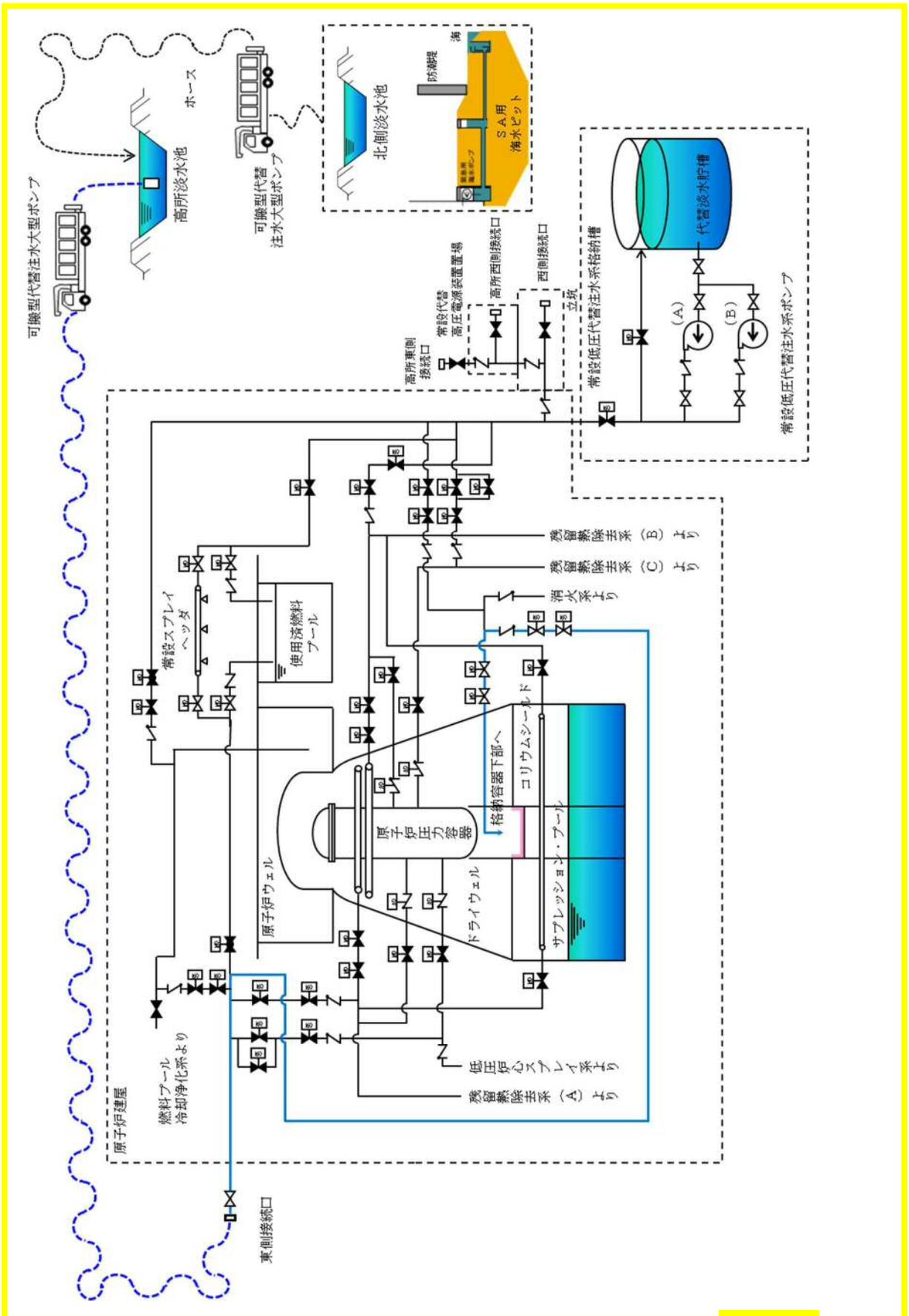


第 51-4-1 図 格納容器下部注水系（常設）の系統概要図



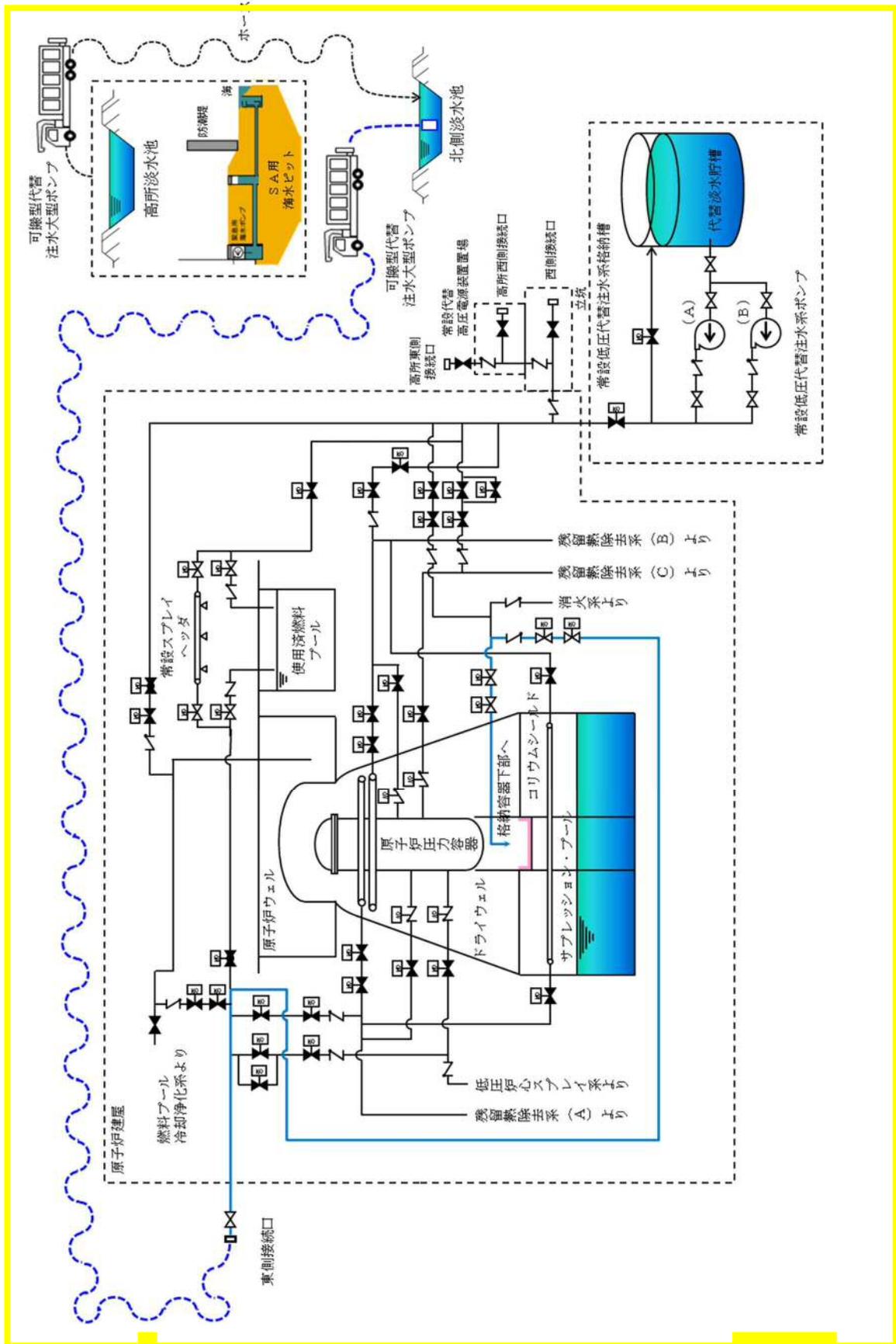
第 51-4-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図 (1/8)

代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口



第 51-4-3 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図 (2/8)

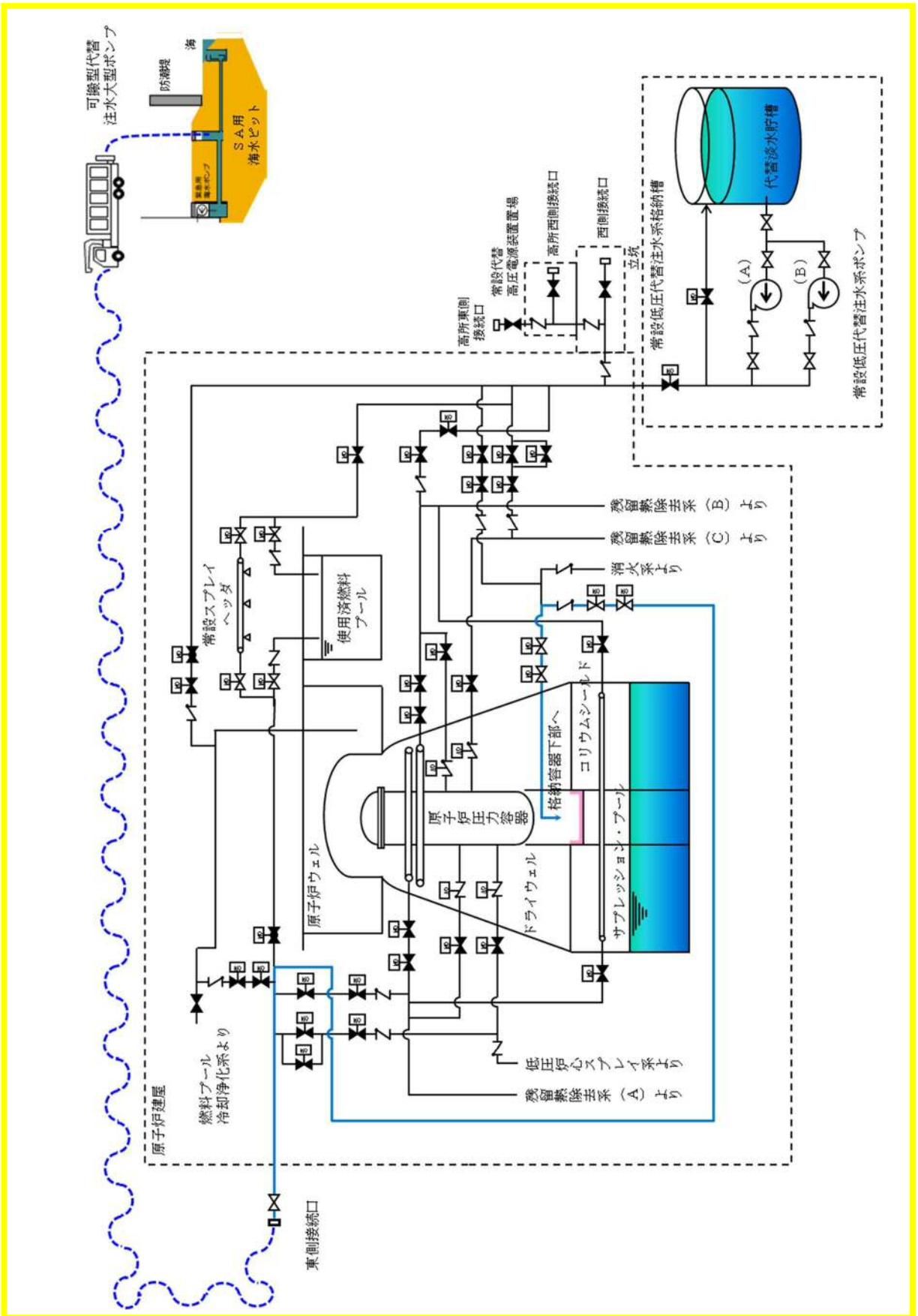
高所淡水池～原子炉建屋東側接続口



第 51-4-4 図 格納容器下部注水系（可搬型）の系統概要図 (3/8)

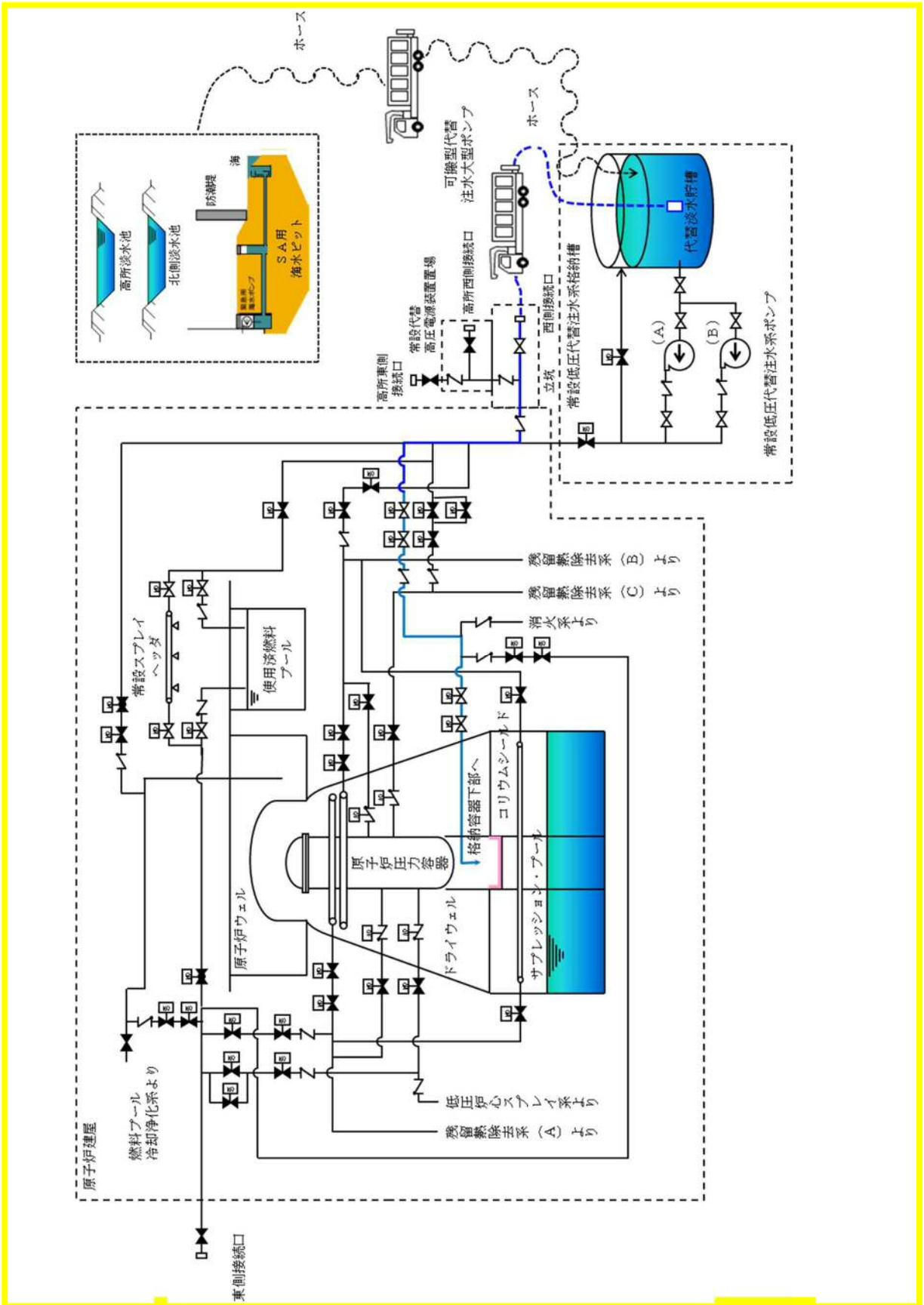
北側淡水池～原子炉建屋東側接続口

51-4-4



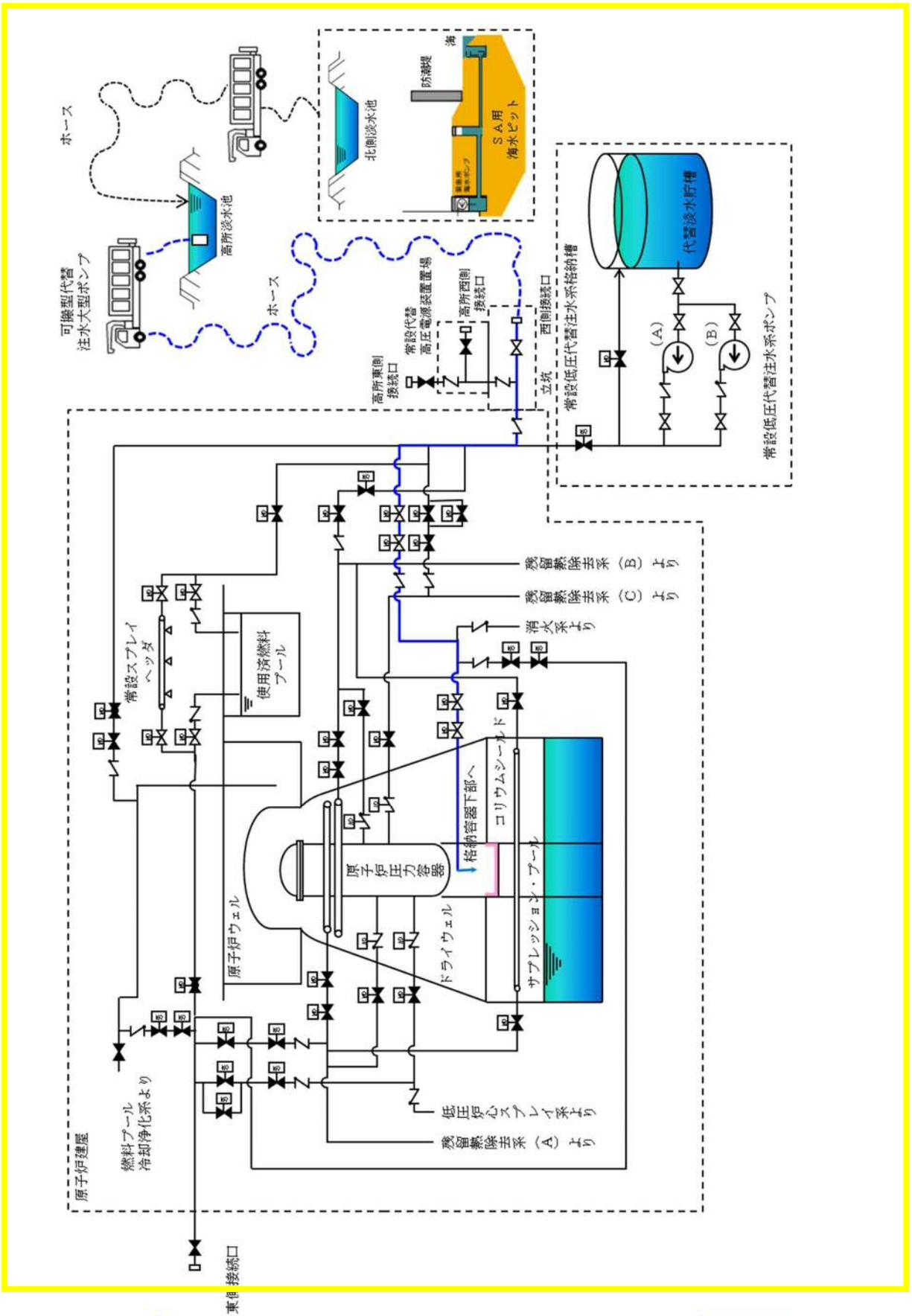
第3.8-5図 格納容器下部注水系（可搬型） 系統概要図 (4/8)

SA用海水ピット～原子炉建屋東側接続口



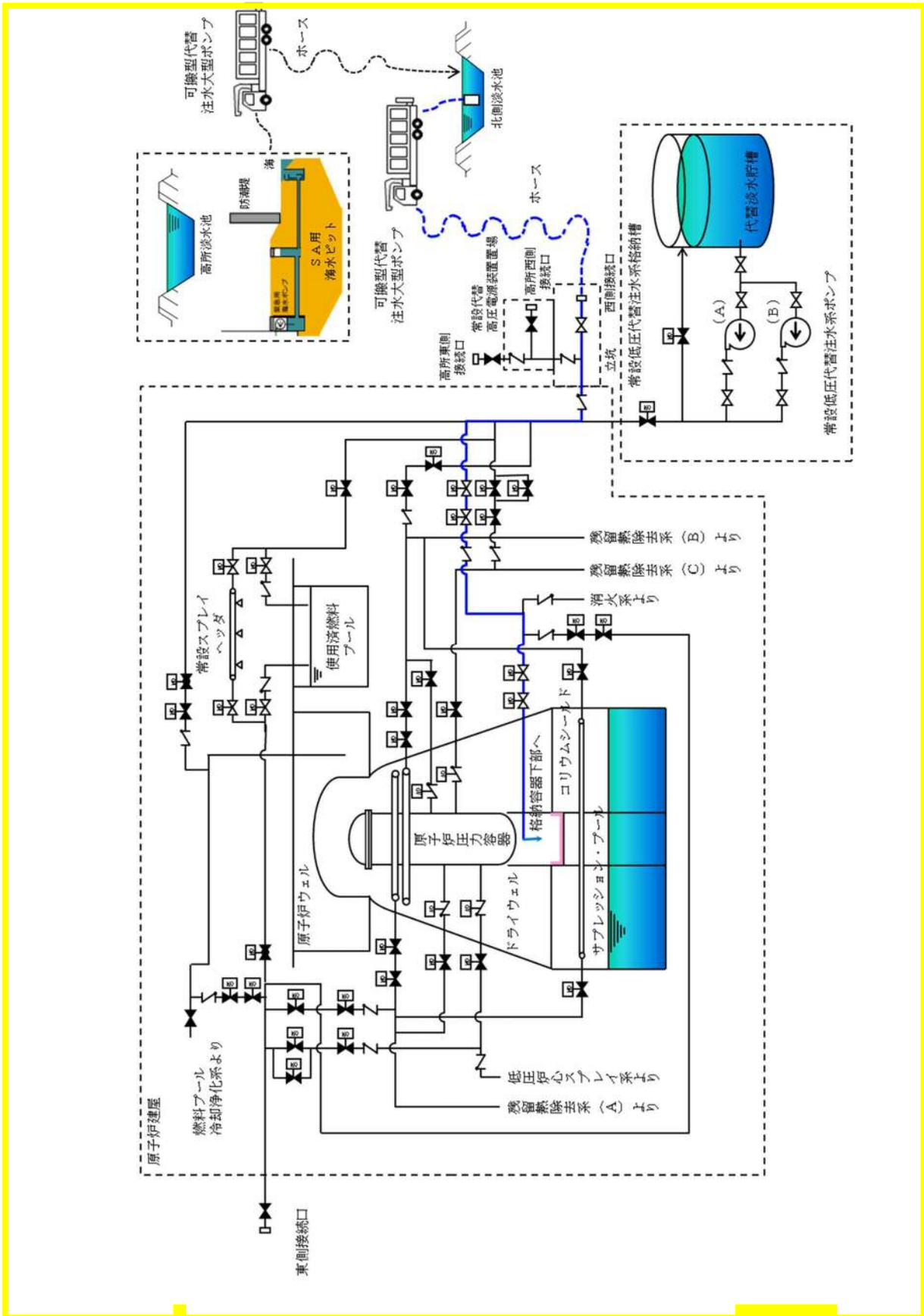
第3.8-6図 格納容器下部注水系（可搬型） 系統概要図 (5/8)

代替淡水貯槽～原子炉建屋西側接続口



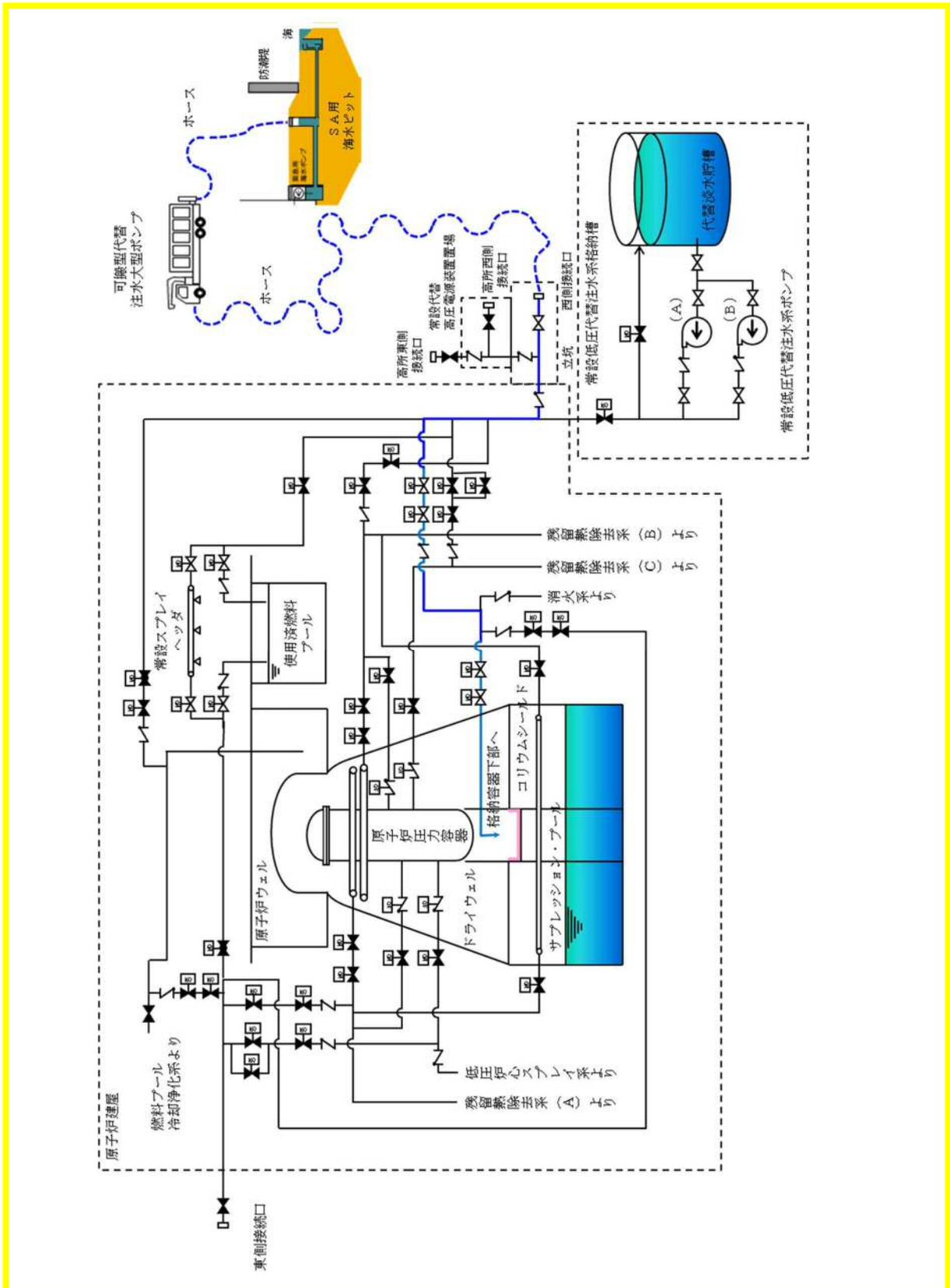
第3.8-7図 格納容器下部注水系（可搬型） 系統概要図（6/8）

高所淡水池～原子炉建屋西側接続口



第3.8-8図 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図（7/8）

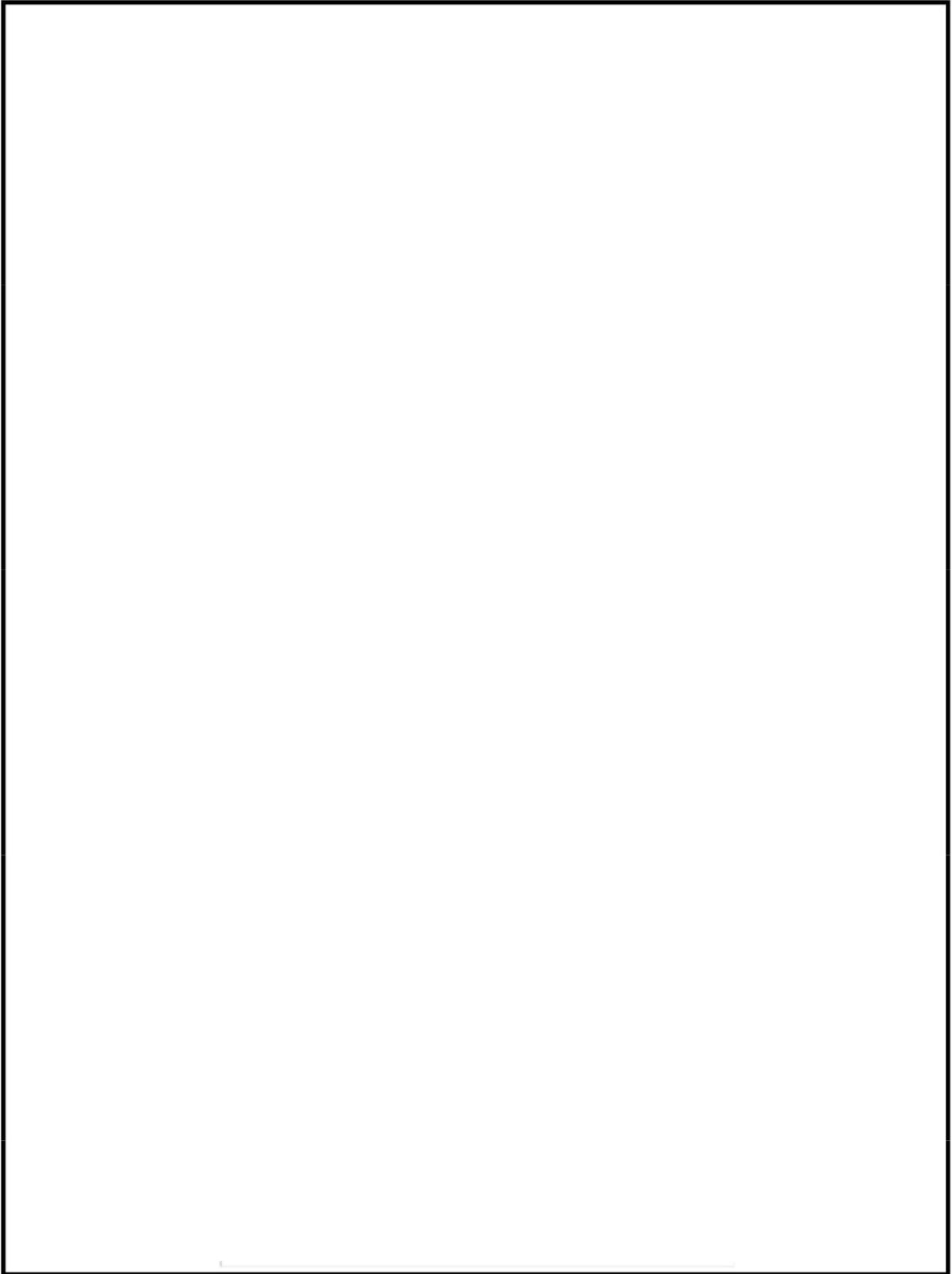
北側淡水池～原子炉建屋西側接続口



第3.8-9図 格納容器下部注水系（可搬型） 系統概要図 (8/8)

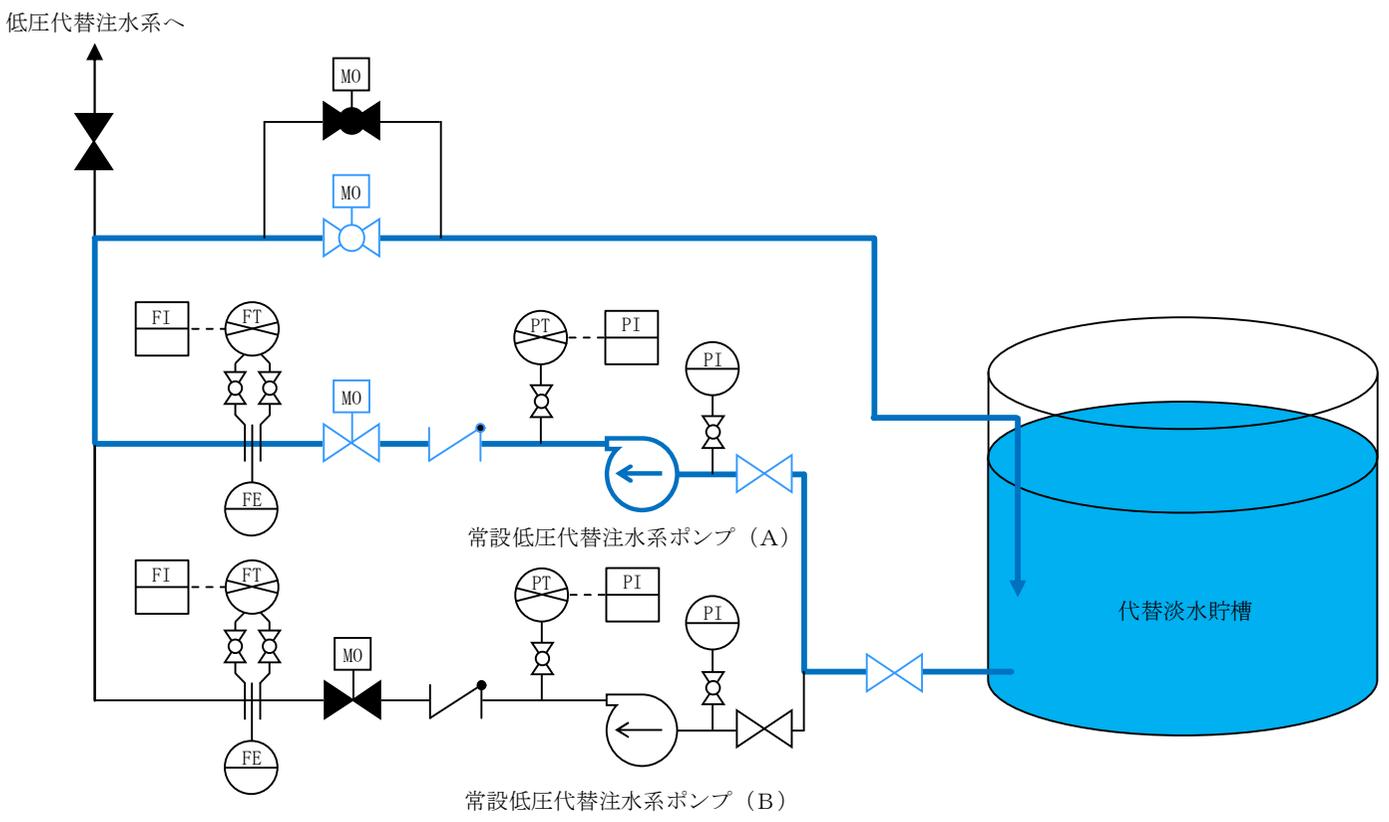
SA用海水ピット～原子炉建屋西側接続口

51-5 試験及び検査



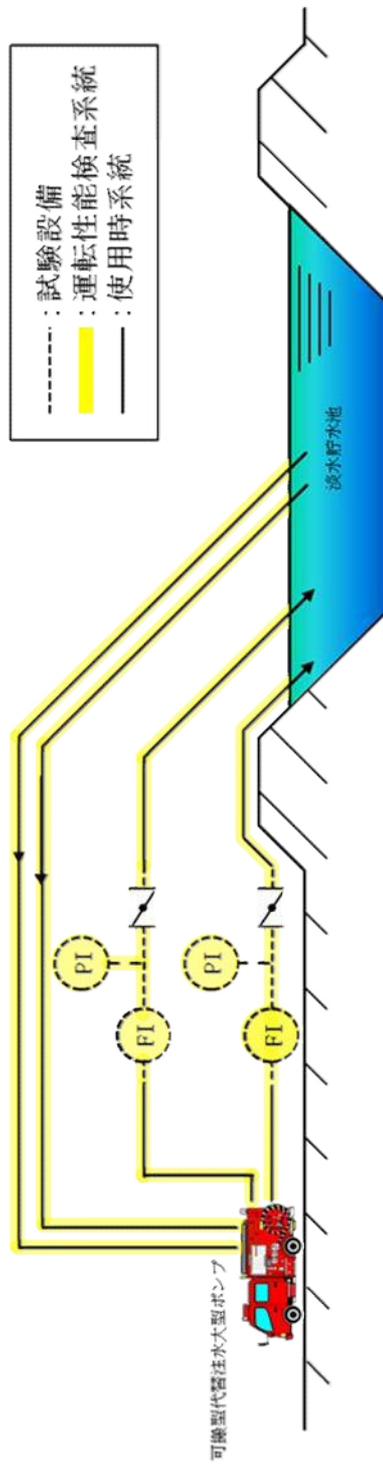
第 51-5-1 図 構造図（常設低圧代替注水系ポンプ）

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))

51-5-2



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 <sup>3</sup> /h/個	<input type="text"/> 以上（注1）（約200（注2））
全揚程	m	141以上（注1）（約200（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	3.5
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/台	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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

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

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

1. 容 量 m<sup>3</sup>/h/個以上

ペDESTAL（ドライウエル部）に注水する場合の常設低圧代替注水ポン

プの容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、ペDESTAL（ドライウエル部）への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2台で最大□m<sup>3</sup>/hとしていることから、ポンプ1個当たり□m<sup>3</sup>/hとし、公称値を約200m<sup>3</sup>/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200m<sup>3</sup>/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。

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

P : 必要軸動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

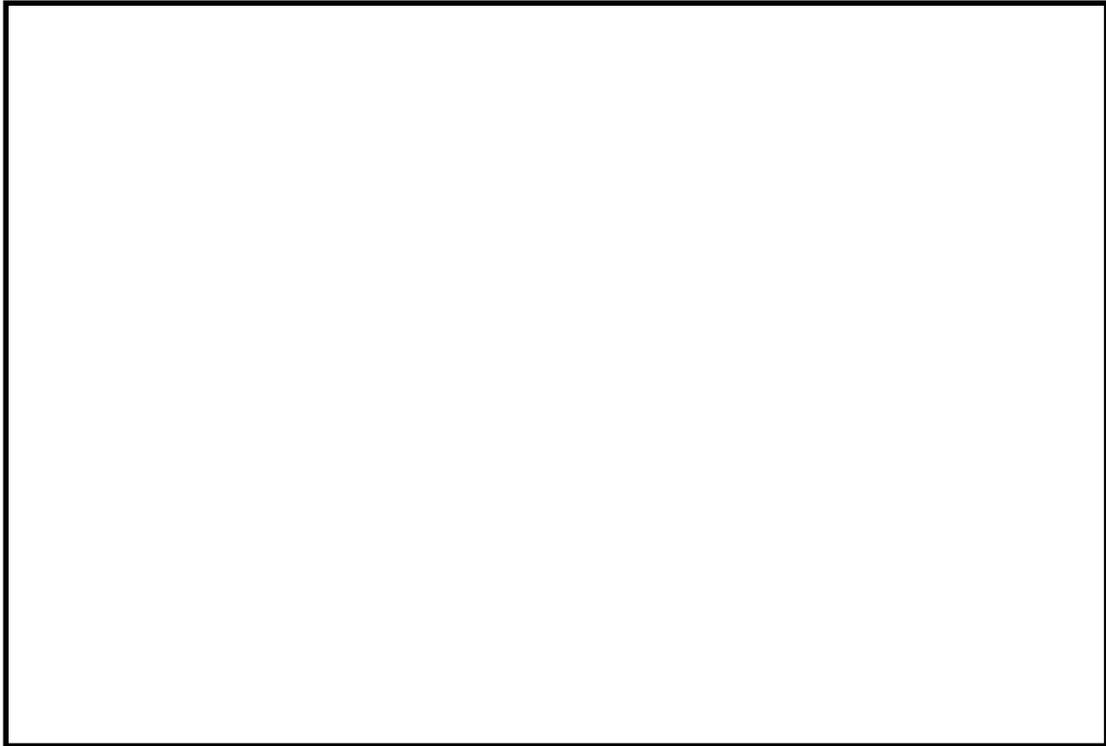
$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) =200

H : ポンプ揚程 (m) =200

$\eta$  : 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 <sup>3</sup> /h/台	<input type="text"/> 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（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペ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。

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（ドライウェル部）へ注水することにより、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）の床面の貫通及び壁面への接触を防止する設計とする。

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  m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/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 m<sup>3</sup>/h以上とし、公称値を1台あたり約1,320m<sup>3</sup>/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	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
ホース圧損	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m
合 計	約	<input type="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、要求される最大揚程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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	4m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—
50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	4m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>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）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	4m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>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</li> </ul>

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 <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>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）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	4m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>
格納容器ベント段階※	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>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</li> </ul>

※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"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>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）</li> </ul>
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"> <li>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）</li> <li>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</li> </ul>
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"> <li>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</li> <li>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</li> </ul>

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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 原子炉压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
原子炉压力容器破損段階	—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> </ul>
原子炉压力容器破損時対応後段階*	—	—	50m <sup>3</sup> /h	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>・ 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</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m <sup>3</sup> /h	—	4m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 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</li> </ul>

対象事象： 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉压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  $H_{\text{debris}}$  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  $36\text{m}^3$ ]

$V_s$  : ペDESTAL内構造物体積 [約  $4\text{m}^3$ ]

$\Phi_{\text{ent}}$  : 粒子化割合 [0.171]

$P$  : ポロシティ [0.5]

$S_{fz}$  : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [ $\text{m}^2$ ]

$L_{\text{PD}}$  : ペDESTAL床直径 [  ]

$D_{\text{CS}}$  : コリウムシールド厚さ [m]

コリウムシールドの高さは，デブリ堆積高さとして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  $H_{\text{debris}}$  を   $- D_{\text{CS}}$  ) m とし計算した結果， $D_{\text{CS}} =$   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 <sup>2</sup> (圧力依存性あり)	800kW/m <sup>2</sup> (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 <sup>3</sup> /h	
コリウムシールド厚さ	<input type="checkbox"/>	
コリウムシールド侵食開始温度	2,100°C※2	
RPV破損時の溶融炉心温度	MAAP解析結果に基づく	

※1 侵食の不均一性等の影響を考慮して設定

※2 ZrO<sub>2</sub>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 O<sub>2</sub> 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。

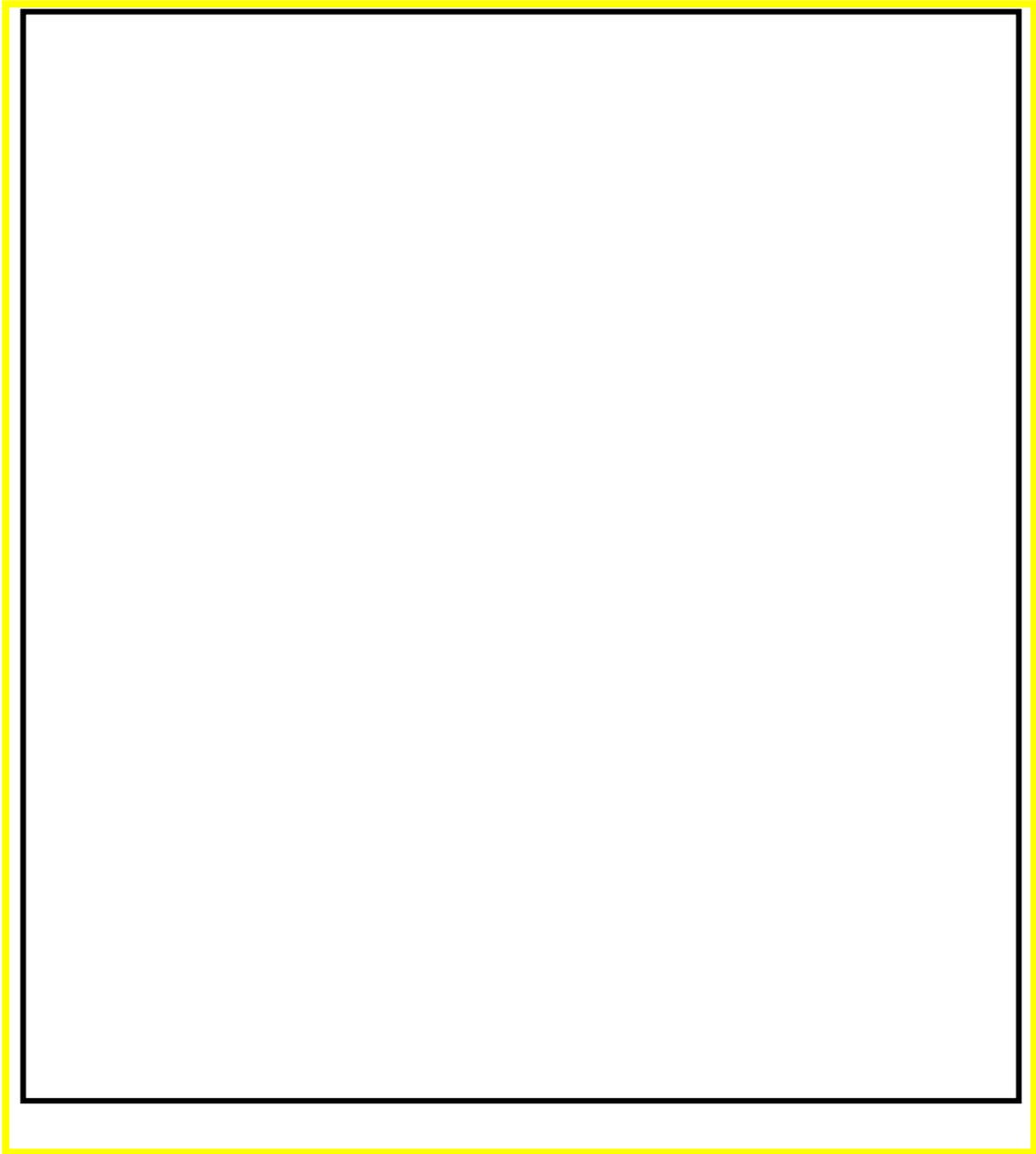
第 2 表 侵食量評価結果

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

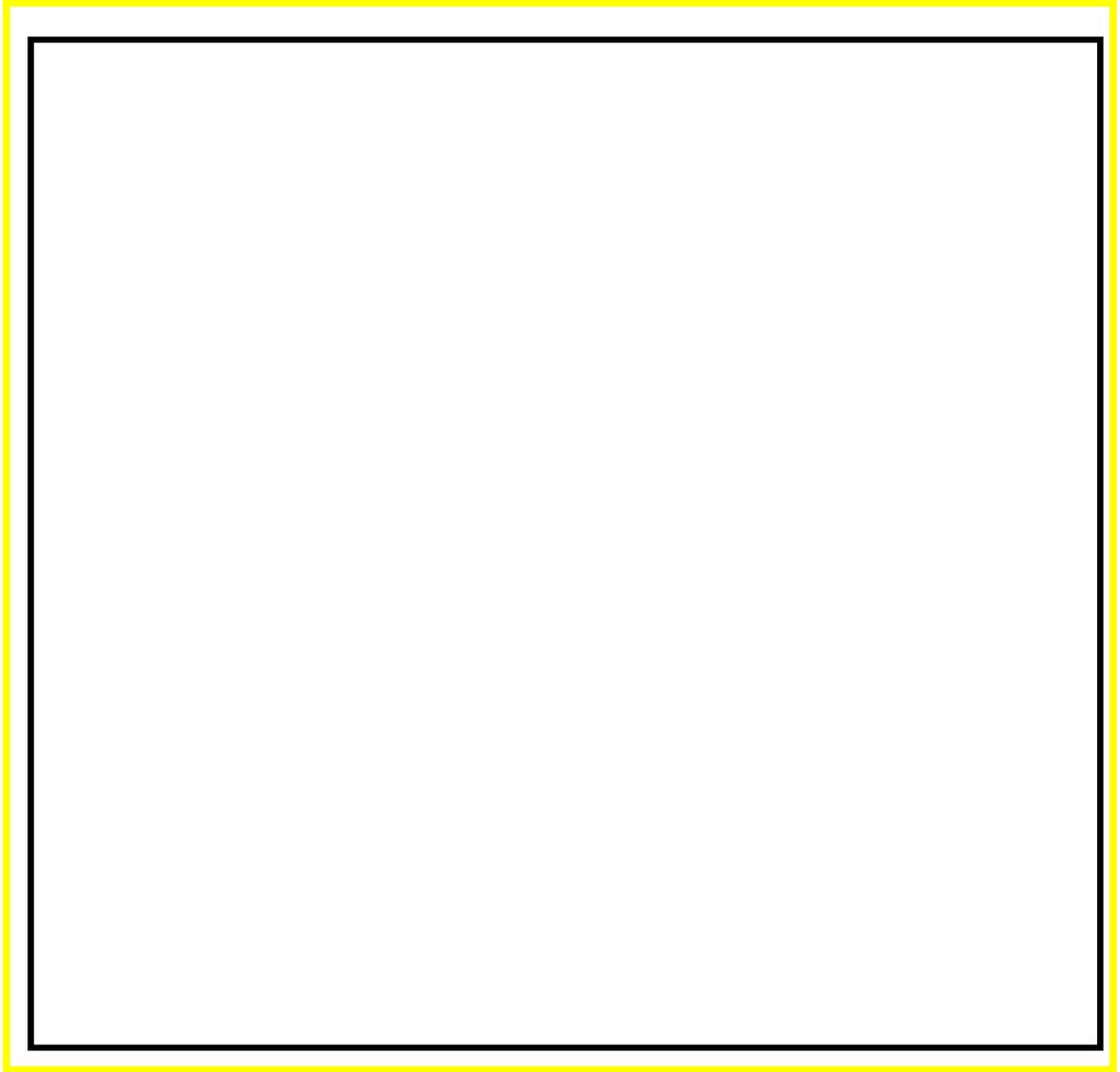


第 51-7-1 図 接続図（可搬型設備 配置図）



第 51-7-2 図 接続図（可搬型設備 接続口）

51-8 保管場所図

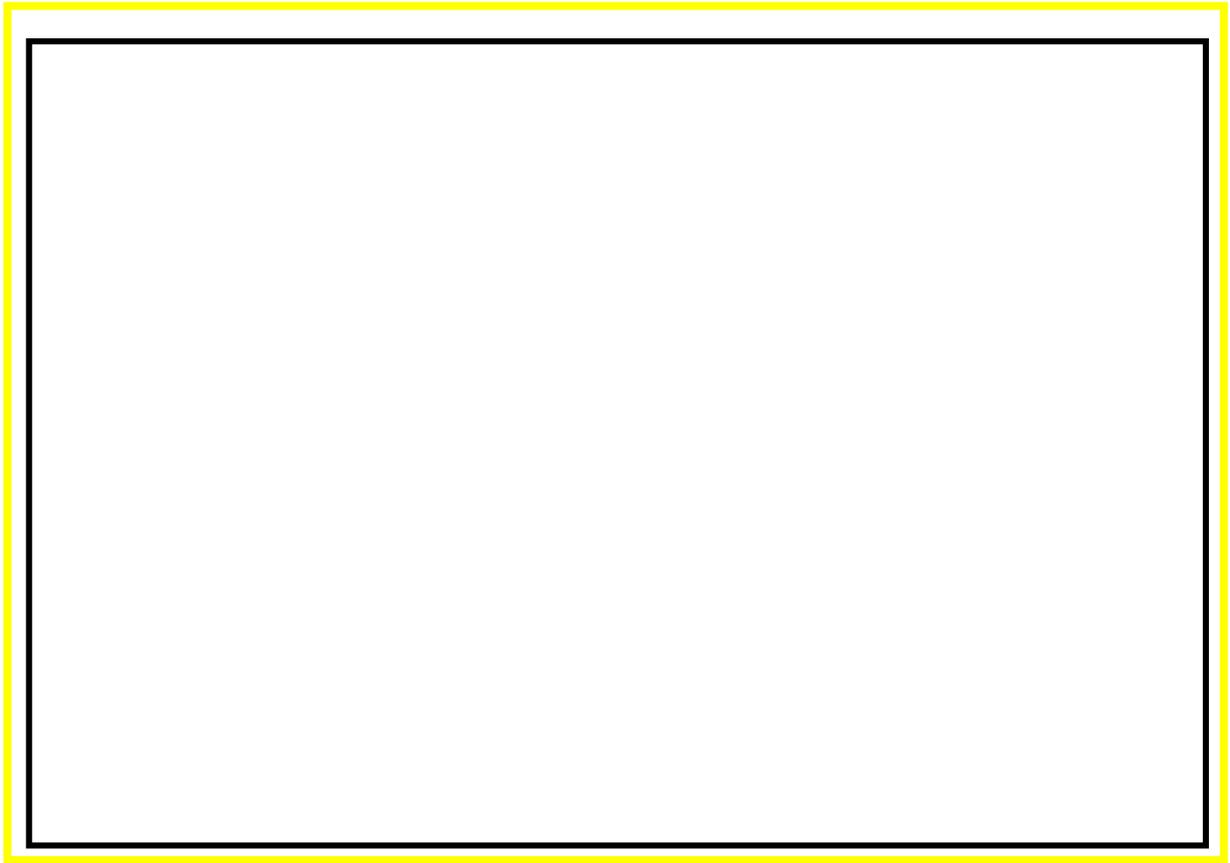


第 51-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

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 緊急時対策所～高所淡水池～高所接続口  
及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までの  
アクセスルート



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



第 51-9-4 緊急時対策所～北側淡水池～東側接続口，西側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。

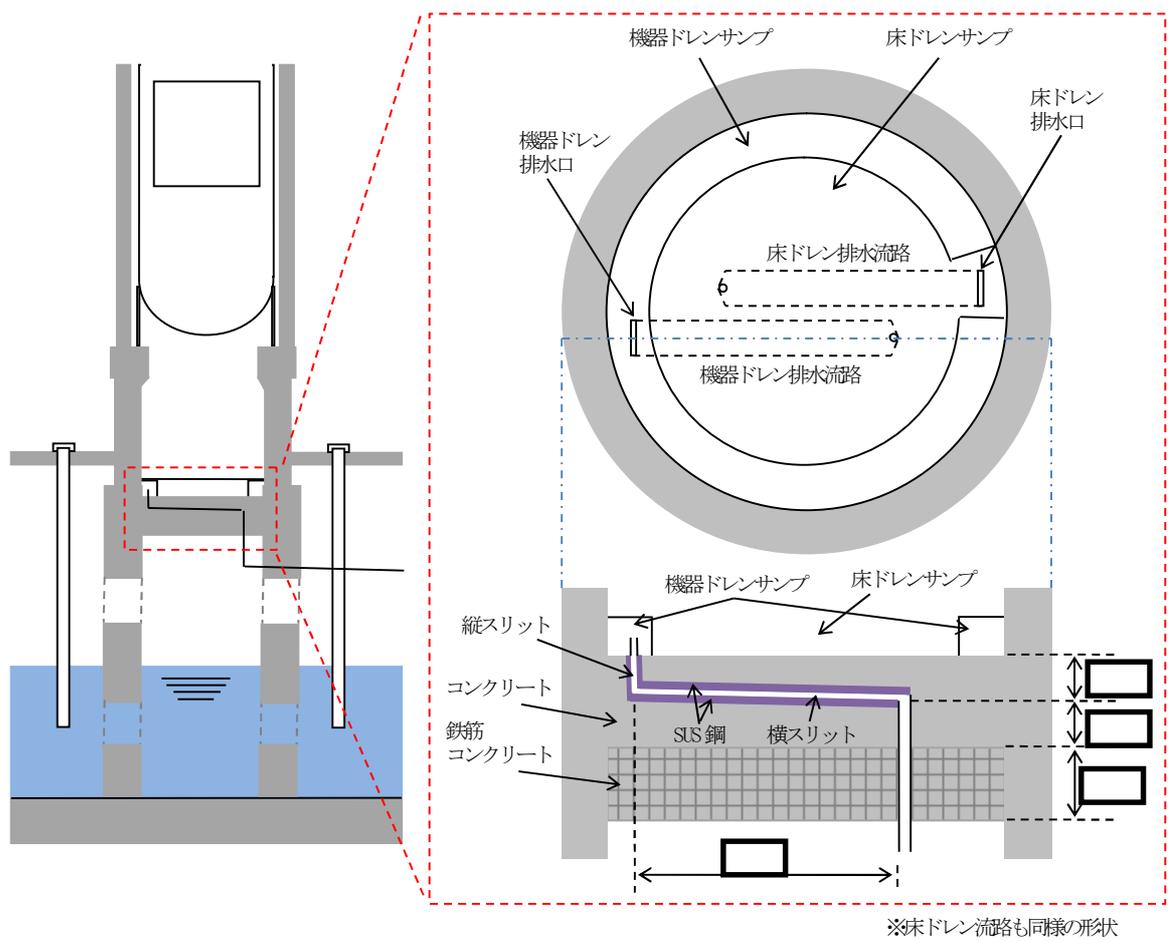
第51-10-1図及び第51-10-2図にペDESTAL（ドライウェル部）底部の構造変更の概要図を示す。

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。

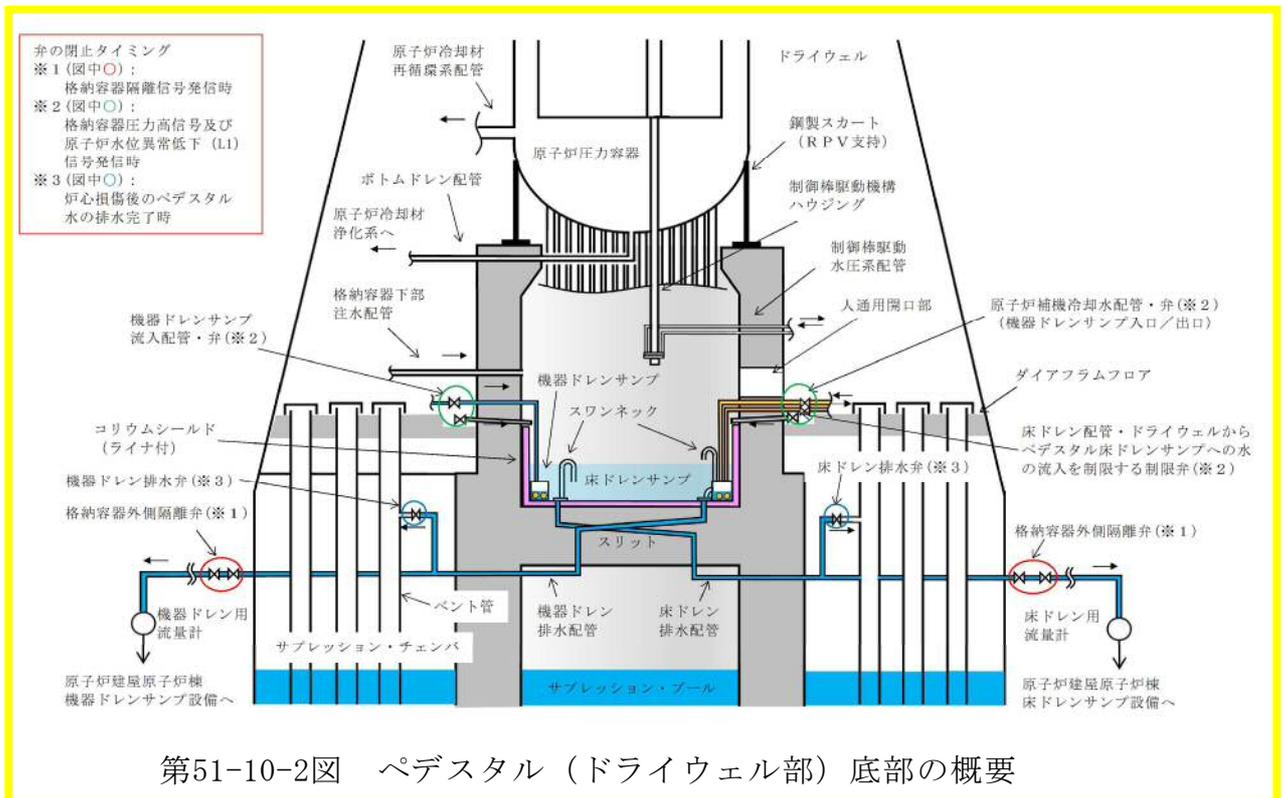
また、各ドレンサンプからの排水流路は、ペDESTAL（ドライウェル部）床面上の溶融炉心による侵食を受けないコンクリート深さまで通じる部分

(縦スリット) と、流入した熔融炉心を凝固させる部分 (横スリット) により構成する。縦スリット及び横スリットは薄い中空平板型 (幅×厚さ：) の形状とし、周囲を熱伝導率の高いステンレス鋼材で覆うことで、流入した熔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熔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



## 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 <sup>3</sup> 未満であり、格納容器空間体積：約□m <sup>3</sup> 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  $\square \text{ m}$  と設定した。また、熔融炉心が排水流路に流入した場合のスリット内での凝固評価を行い、横スリットの長さ  $\square \text{ m}$  の範囲内で凝固することを確認している。

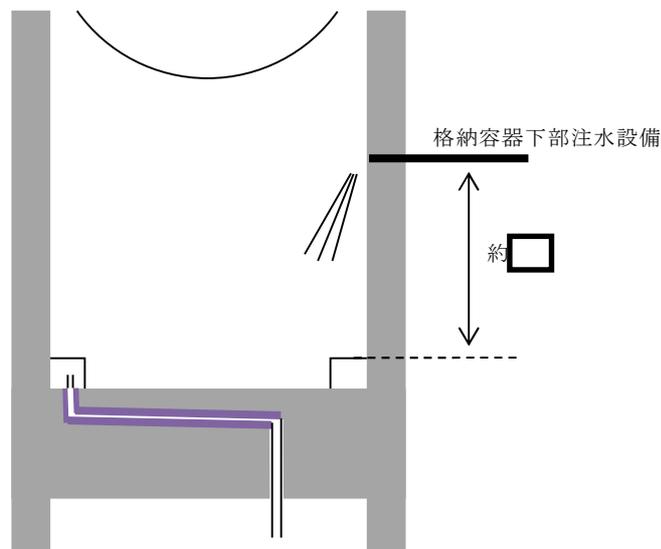
2. 2 重大事故等対処設備への悪影響の有無について

2. 2. 1 格納容器下部注水機能への悪影響の有無について

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

第51-10-3表 格納容器下部注水機能への悪影響の有無確認結果

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



第51-10-3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

### 3. ペDESTAL排水設備対策について

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

#### 3. 1 事故発生からR P V破損前まで

##### 3. 1. 1 R P V破損前までに達成すべき条件

- ・デブリ落下までの間、ペDESTAL床ドレンサンプの水位を 1m に維持すること。

##### 3. 1. 2 条件を達成するための設備対策

###### a. ドライウェルからの流入水の遮断

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水を遮断するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (床ドレン) を閉にする設計とする。(第 51-10-4 図(a) (c))
- ・制限弁を閉にすることにより、格納容器スプレイ水等のペDESTALへ流入する可能性のある水は、ベント管を介してサブプレッション・プールへ排水される設計とする。(第 51-10-4 図(a) (c) (d))

###### b. ペDESTALへの流入水の排出

- ・事故発生により格納容器外側隔離弁は開から閉状態となり、ペDESTAL床ドレンサンプへの流入水の格納容器外への排水は遮断されるが、通常運転中から床ドレン排水弁を開の状態にしておくことで、ベント管を介してサブプレッション・プールへ自然排水される設計とする第 51-10-4 図(a) (c) (d))
- ・事故時のペDESTAL床ドレンサンプへの流入水により、ペDESTAL床ドレンサンプの水位は上昇するが、R P V破損までの間に、ペDESTAL床ドレンサンプの水位が、1m まで排水可能な設計とする。

・以下を考慮し、床ドレン排水配管のベント管への接続高さをペDESTAL床のコンクリート表面より  下の位置に設置する設計とする。

(第 51-10-4 図(a))

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

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

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

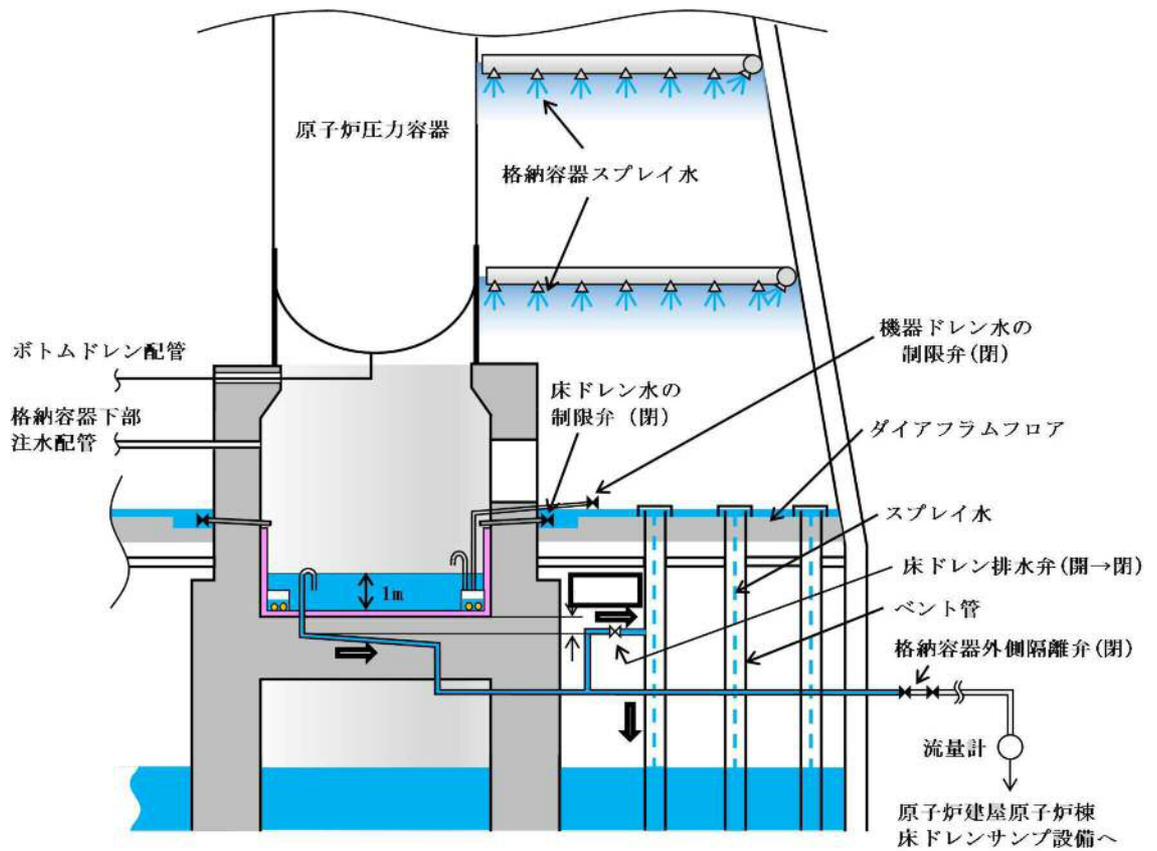
・ベント管に接続する床ドレン排水弁は、R P V破損前のペDESTAL注水により水位が上昇し 1m を超える高さの水位計が水位を検出した後、ベント管を通じた排水により水位が低下し同水位計にて水位が検出されなくなった場合に、一定の時間遅れ（当該水位計高さから 1m 高さまでの排水に必要な時間を考慮）で自動閉止する設計とする。これに

より、RPV破損後のペDESTAL水のサブプレッション・プールへの流出を防止する。なお、地震によるスロッシング等により万一排水弁が意図せず閉止した場合には、運転員操作により早期に排水弁を開放する手順とする。

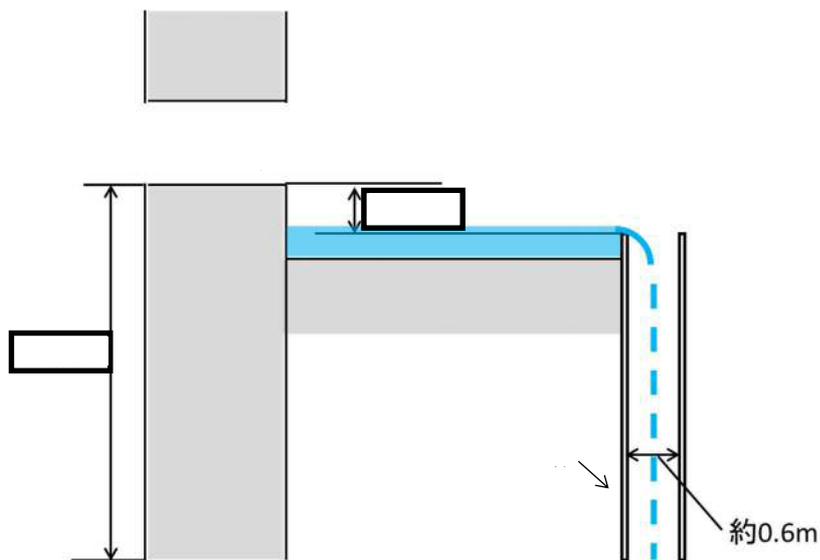
- ・機器ドレン排水配管及び排水弁による排水経路から、RPV破損後のペDESTAL水がサブプレッション・プールへ流出することを防ぐため、床ドレン排水弁と同時に自動閉止する設計とする。また、機器ドレン排水配管のベント管への接続高さ及び接続位置（真空破壊弁が設置されていないベント管に設置する）は、床ドレン排水配管と同じ設計とする。（第51-10-4図(d)(e)）

### 3. 1. 3 排水性の確保

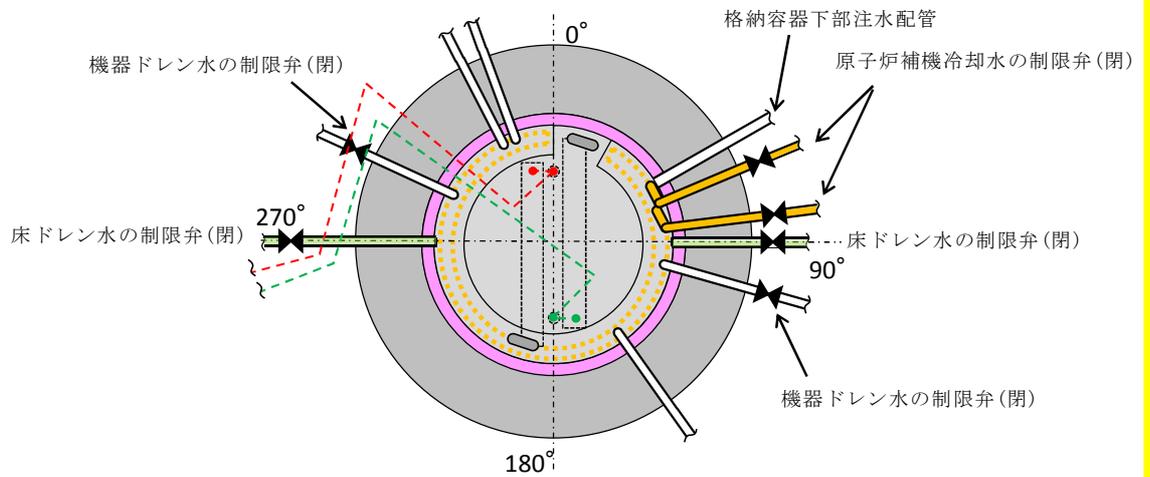
- ・床ドレンサンプの排水性を確保するために必要なスワンネックを設置することで、ペDESTAL内の水位が最も高くなる事象であるボトムドレンLOCAを想定してもRPV破損までの間に水位1mまで排水可能である。
- ・床ドレンサンプからの排水によりRPV破損までに水位1mまで排水可能であるが、機器ドレンサンプに排水機能を有するスワンネック及び排水経路を設置することにより、機器ドレン系統からの排水にも期待できる設計とする。また、機器ドレンサンプのスワンネックは、通常運転中の排水性を確保するため、空気用ベント機能を有する設計とする。
- ・機器ドレンの排水入口は、通常運転中に床ドレン水が機器ドレン系統へ混入することを防止するため、床ドレンサンプの排水入口水位1mよりも0.2m高い位置に設置する設計としている。



第 51-10-4 図 (a) ペDESTAL床ドレンサンブの水位 1m 維持対策概要



第 51-10-4 図 (b) ペDESTAL床ドレンサンブの水位 1m 維持対策概要

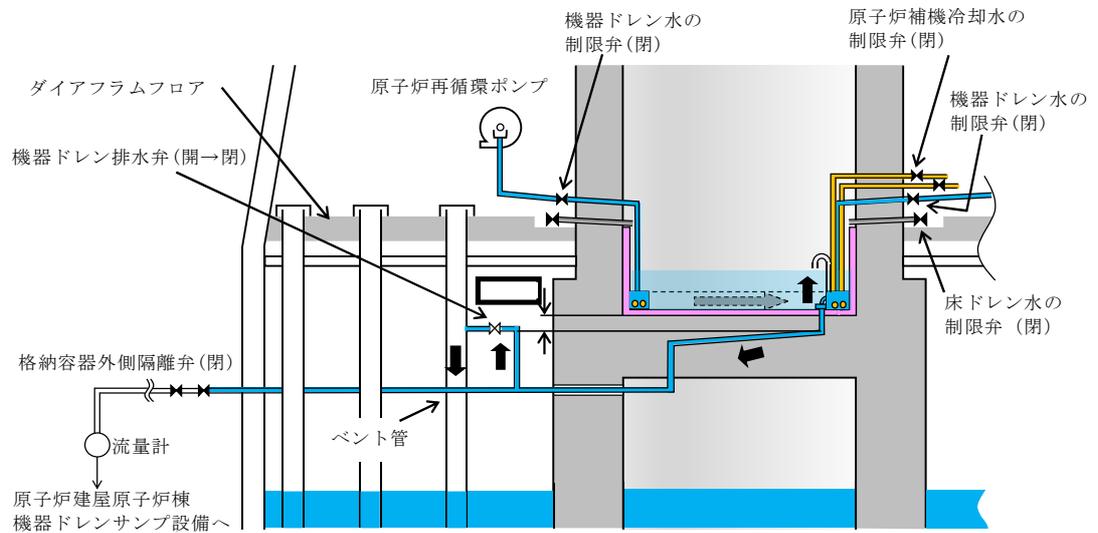


第 51-10-4 図 (c) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



- 機器ドレン排水配管 (80A)  
(原子炉建屋原子炉棟機器ドレンサンプ設備へ)
- 床ドレン排水配管 (80A)  
(原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ)
- ベント管 ペDESTAL床ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 ペDESTAL機器ドレンの排水経路となるもの (真空破壊弁なし 1か所)
- ベント管 真空破壊弁付き (11か所)
- ベント管 真空破壊弁なし (95か所)

第 51-10-4 図 (d) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要



第 51-10-4 図 (e) ペDESTAL床ドレンサンプの水位 1m 維持対策概要

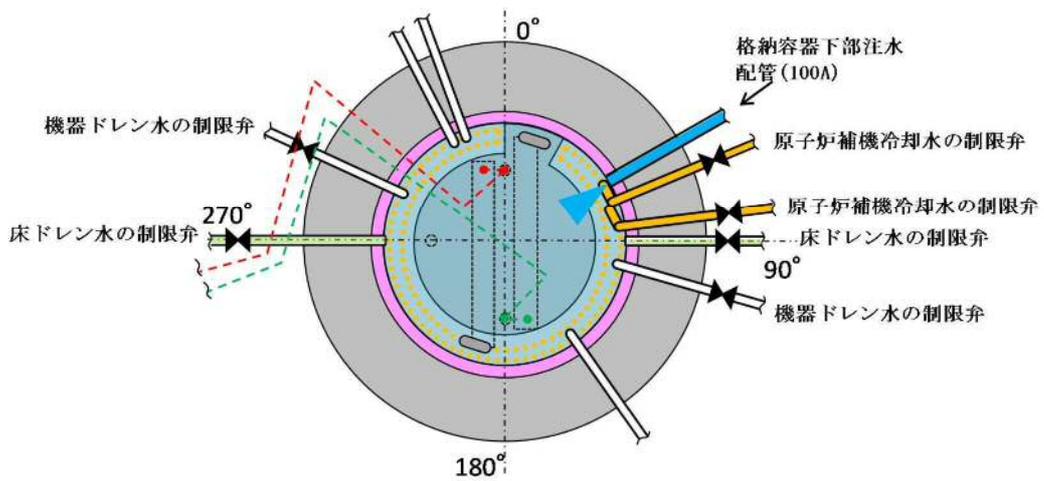
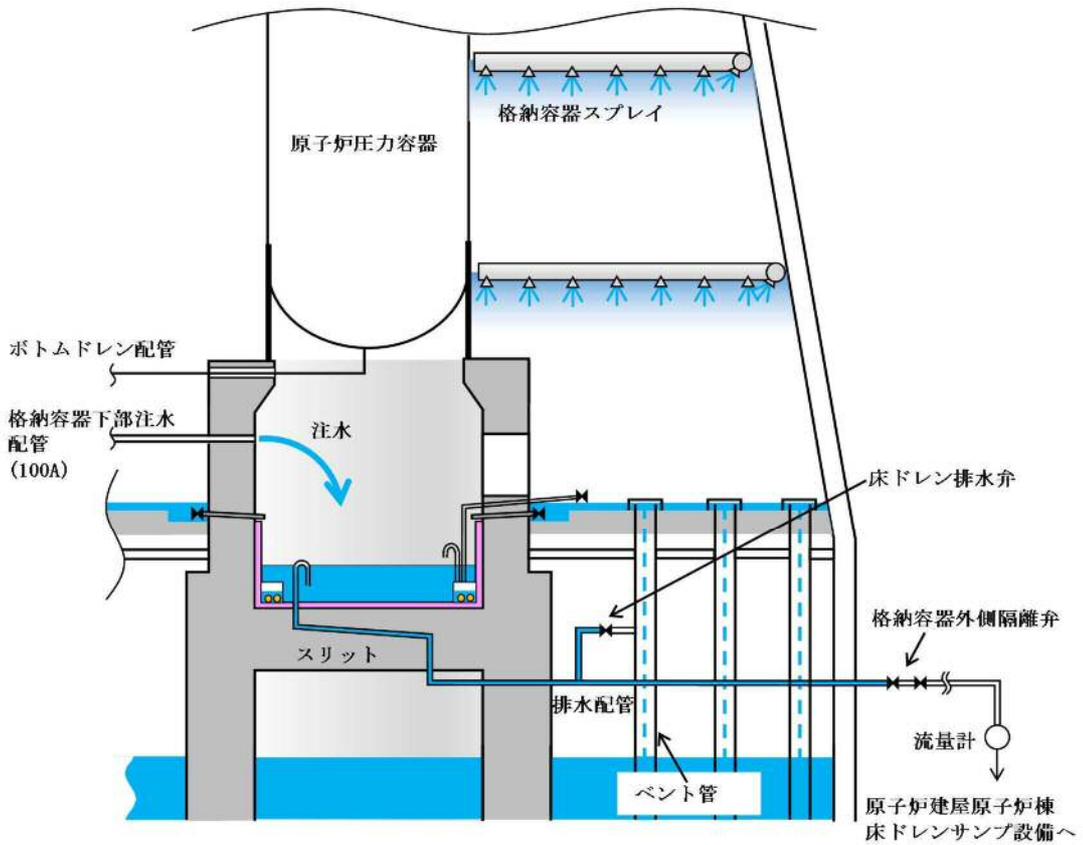
### 3. 2 R P V 破損後

#### 3. 2. 1 R P V 破損後に達成すべき条件

- ・ペDESTAL床ドレンサンプへ落下したデブリを冷却するために、注水できること。
- ・ペDESTAL床ドレンサンプの水位を管理できること。

#### 3. 2. 2 条件を達成するための設備対策

- ・R P V 破損後、デブリが機器ドレン配管及び原子炉補機冷却水配管を溶融することにより、当該配管からペDESTAL内へ内包水が流入することを防止するため、格納容器圧力高信号及び原子炉水位異常低下 (L1) 信号により、ペDESTAL流入水の制限弁 (機器ドレン及び原子炉補機冷却水) を閉にする設計とする。(第 51-10-3 図)
- ・R P V 破損後のデブリ落下後に、格納容器下部注水系から注水を行う設計とする。(第 51-10-5 図)



第 51-10-5 図 ペDESTAL床ドレンサンブ注水概要図

51-11 原子炉圧力容器の破損判断について

## 原子炉圧力容器の破損判断について

### 1. 原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方

炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「R P V」という。）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（ドライウエル部）に溶融炉心が落下することにより、格納容器圧力が上昇するとともにペDESTAL（ドライウエル部）水が蒸発することから、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）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 熔融炉心の落下挙動の不確かさ<sup>\*</sup>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）

<sup>\*</sup>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、制御棒駆動機構ハウジング等の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熔融炉心が継続的にペDESTAL（ドライウエル部）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、少量の熔融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさも存在すると考えられる（添付資料3.2.3別添1）

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】

- ・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」

なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドで

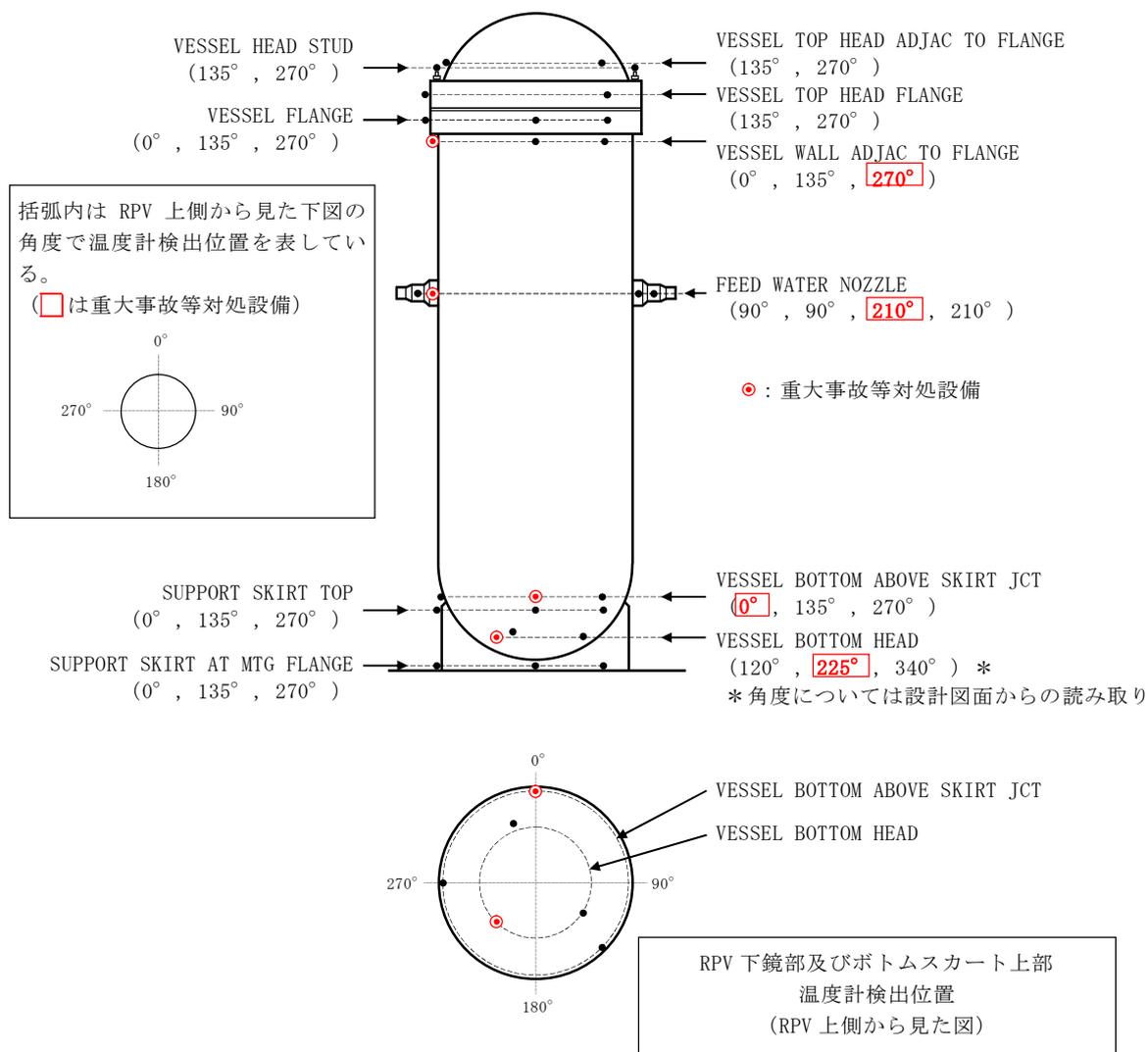
は、“原子炉圧力の低下”“ドライウェル圧力の上昇”“ペDESTAL（ドライウェル部）雰囲気温度の上昇”“ドライウェル雰囲気温度の上昇”等を破損判断パラメータ（R P V破損時の変化が顕著で、同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ）及び破損判断の参考パラメータ（R P V破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやR P V破損時の変化幅が小さいパラメータ等）として定め、パラメータの挙動から総合的にR P V破損を判定することとしていた。

しかし、これらのパラメータは、溶融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など、上記①②のいずれかを満足せず、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DESTAL（ドライウェル部）水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し、破損判断パラメータとして設定する。

第1表 過渡事象及びLOCA事象時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
<b>【破損徴候パラメータ】</b>	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により，リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており，溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり，RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより，リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり，破損徴候パラメータとして設定可能。なお，RPV内が 300℃到達の状態は，逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており，RPV内が過熱状態であることを意味するため，リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
<b>【破損判断パラメータ】</b>	
格納容器下部水温	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降，ペDESTAL（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり，RPV破損の誤検知の恐れはない。</li> <li>・少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても，格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により，RPV破損の迅速な判断が可能。</li> </ul>
<b>【従来の破損判断パラメータ等】</b>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉圧力</li> <li>・ドライウエル圧力</li> <li>・ドライウエル雰囲気温度</li> <li>・ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度，等</li> </ul>	以下の理由により，破損判断パラメータとして設定しない ・LOCA事象のリロケーション時等，RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は ・少量の溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合，変化幅が小さい。

51-11-4



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部，中部，下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。炉心損傷が進み損傷炉心が熔融すると，炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行する。その後，熔融炉心が下部プレナムの構造物を熔融し，炉心支持板の上にある熔融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに，下鏡部の温度が上昇し，いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には，下部プレナムに全量の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 RPV 温度計検出位置

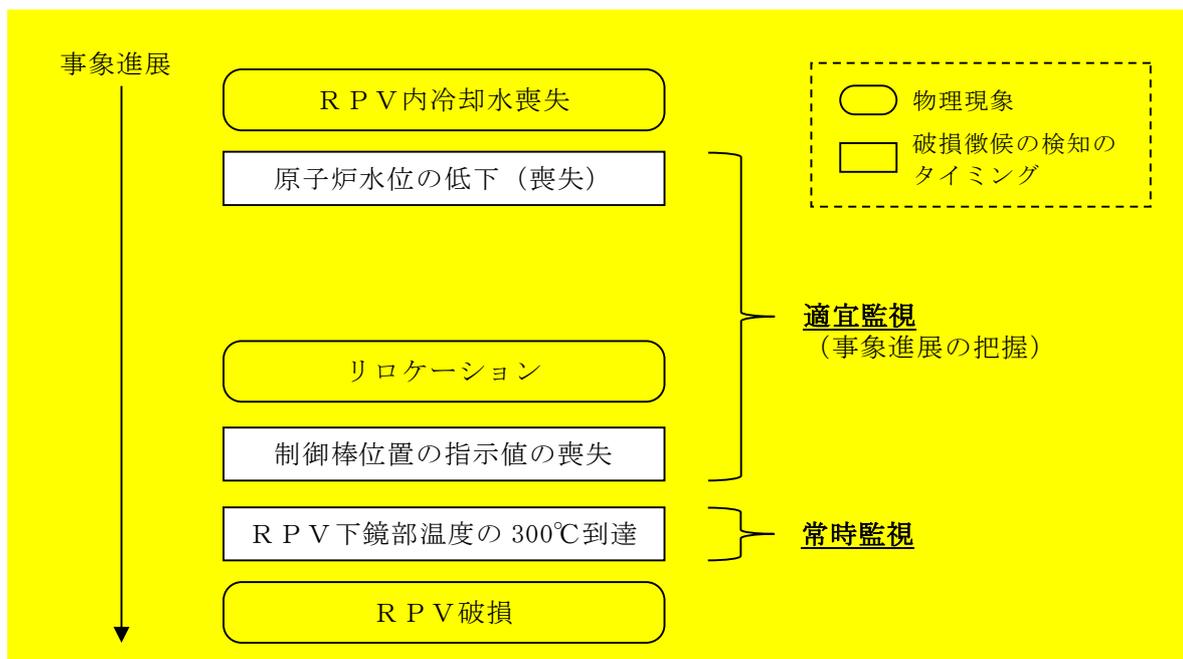
### 3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、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，“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に，R P V破損を判断することとする。

なお，添付資料 3.2.3 別添 3 第 3 図のとおり，格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については，水温上昇そのものを検知するほか，測温部に高温の熔融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする（温度上昇）。また，熔融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材（M g O）の熔融等が発生すると，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格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし，重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し，設計基準対象施設の計器が1つでも 300℃に到達するような場合には，万が一の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格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。

#### (4) 個別パラメータの位置付けを踏まえた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、全交流動力電源喪失時等、重大事故時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他の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が破損して溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機において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“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常

設) の操作時間 1 分, 格納容器下部注水系 (常設) の操作時間 1 分を加え, R P V 破損から 7 分後にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を開始する設定としている。

なお, 添付資料 3.2.14 に記載のとおり, ペDESTAL (ドライウエル部) 水プールの水位を 1m とした場合, R P V 破損時点から溶融炉心露出までの時間は, 過渡事象の場合で約 21 分間, 事象進展の早い大破断 L O C A 事象の場合で約 15 分間であり, R P V 破損から 7 分後にペDESTAL (ドライウエル部) への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される\*。

※格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL (ドライウエル部) 注水流量は  $80\text{m}^3/\text{h}$  であり, 溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より多いため, 溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は, 過渡事象の場合で約 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“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、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、“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによる R P V 破損の誤判断の可能性について整理する。

添付資料 3.2.2 の 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℃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 破損を誤判断する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 事象

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーショ

ン後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。

### 3. 考慮する事象とパラメータ変動の関係

過渡事象，LOCA事象のそれぞれについて，RPV破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については，RPV破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの，格納容器下部水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから，RPV破損以外の要因を考慮しても，RPV破損を誤判断することはなく，RPV破損判断の成立性に影響はない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	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経由で排出されるため、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経由で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL（ドライウエル部）雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL（ドライウエル部）内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

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

パラメータ	破断口からの蒸気流出	R P V破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	R P V破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	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（ドライウエル部）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

51-12 ペデスタル内に設置する計器について

## 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に、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溫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溫上昇）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 の高さに測温抵抗体式温度計を設置し, 0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し, ペ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 $\geq$ 0.2m の場合)

### ④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。

## (4) R P V破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ $<$ 0.2m の場合)

#### ⑤格納容器下部水位計（0.5m）

ペ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。

#### ⑥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。

#### ⑦格納容器下部雰囲気温度計

自主設備としてペ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。

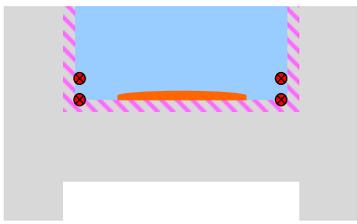
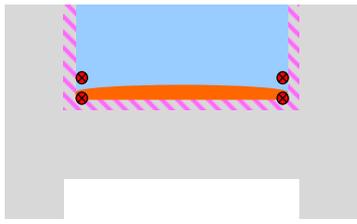
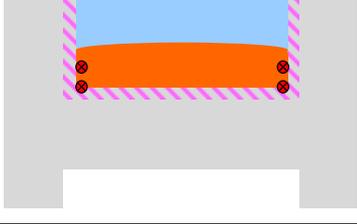
約 180° 間隔で計 2 個設置し、1 個以上が露出したデブリからの輻射熱等により上昇した場合に注水を判断する。

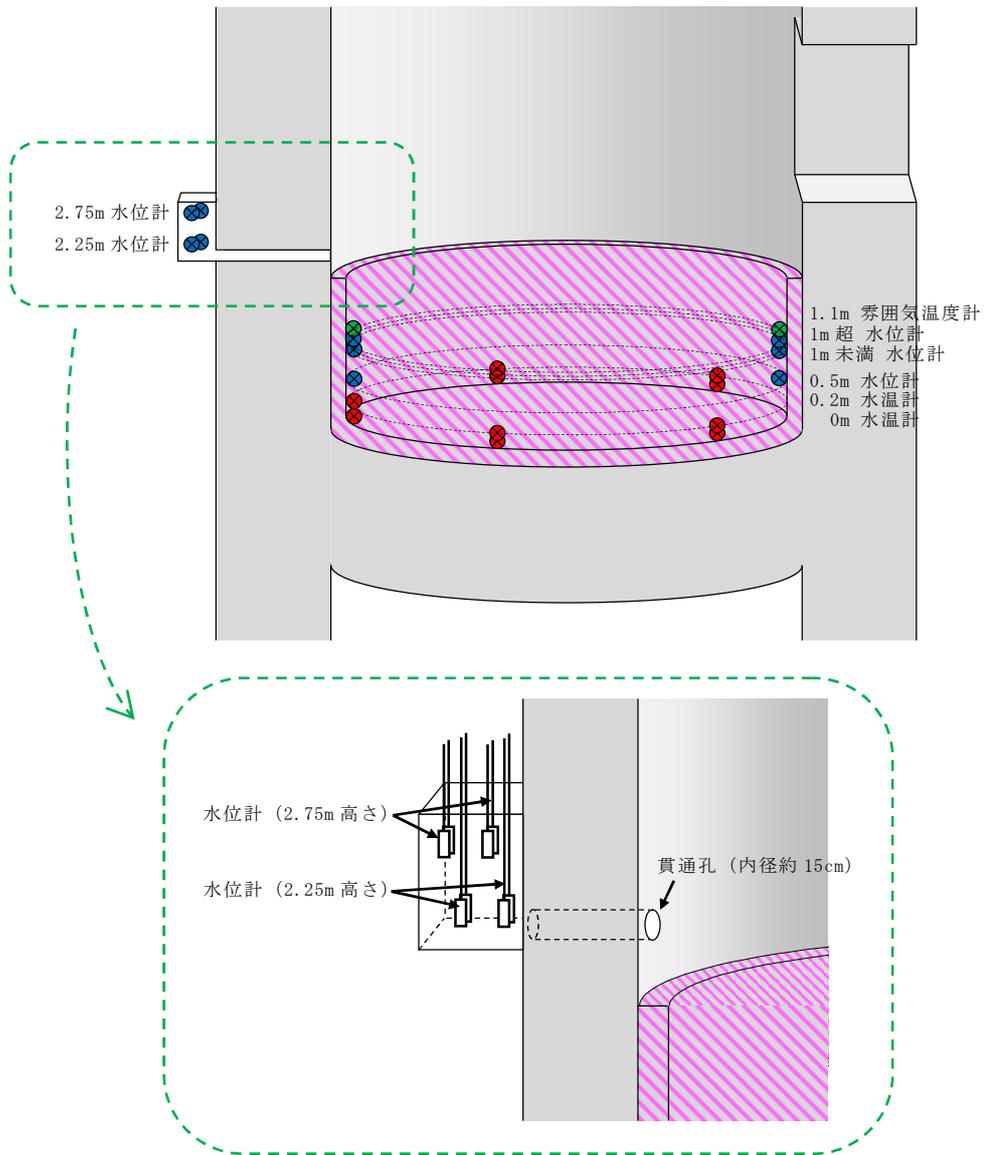
第1表 ペデスタル内計器の概要

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

※1：ペデスタル底面（コリウムシールド上表面）からの高さ

第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

51-13 その他設備

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

重大事故等対処施設を選定に当たっては、以下を原則とする。

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

#### 1. 設備概要（自主対策設備）

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

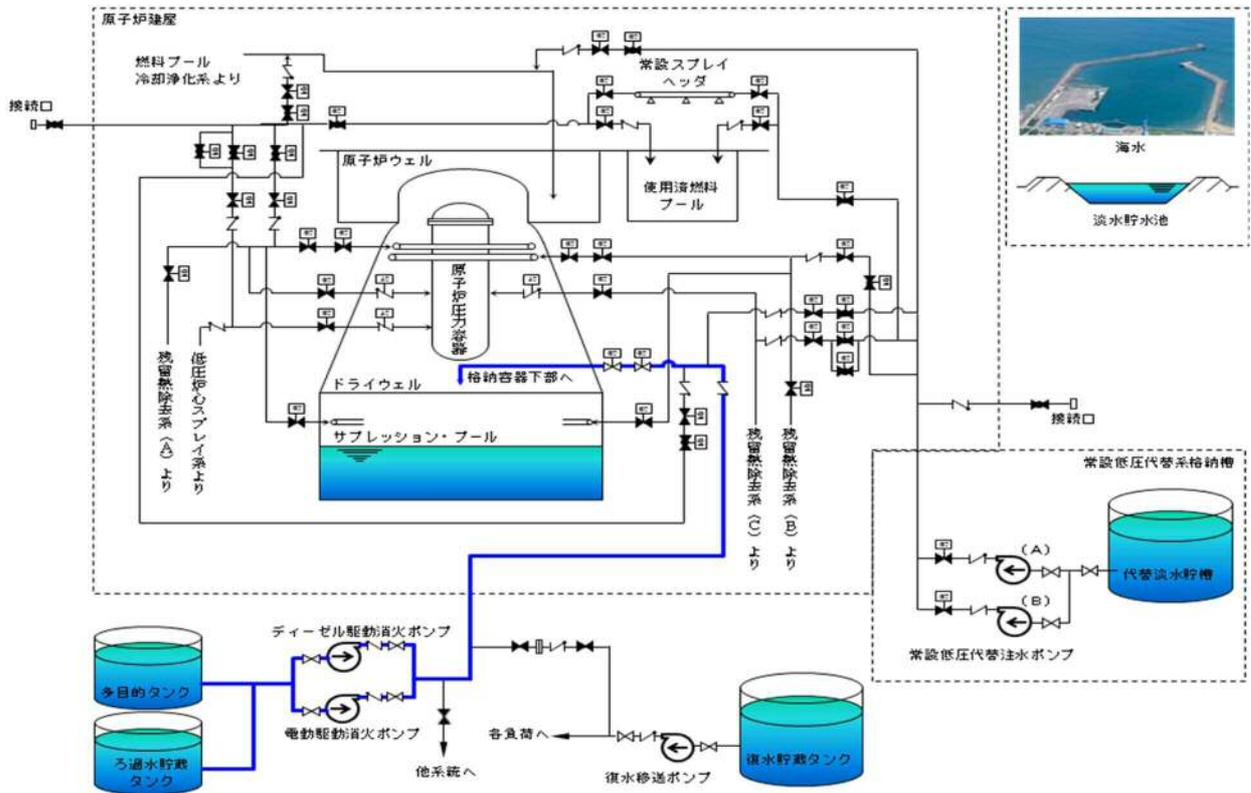
第 51-11-1 表 各系統の位置付け

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。

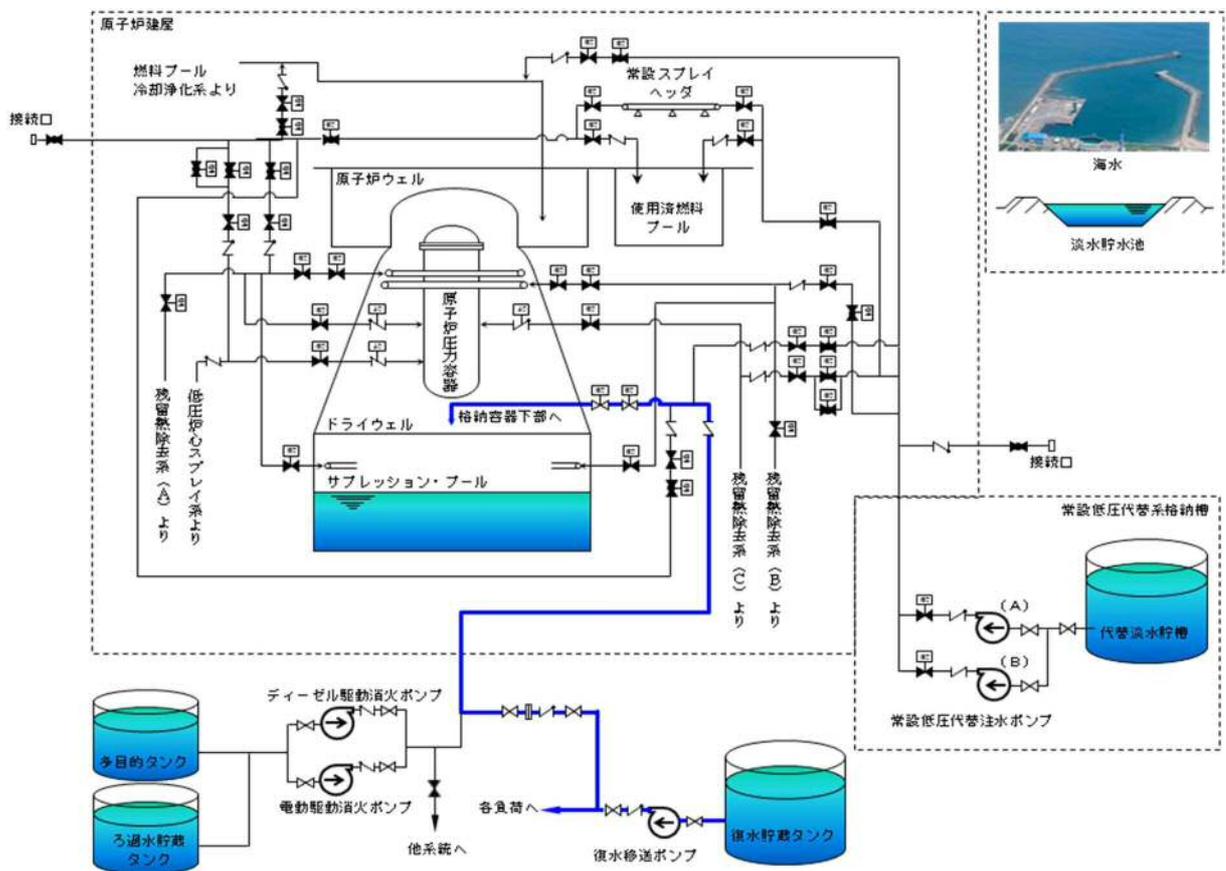


第 51-11-1 図 系統概要図（消火系による原子炉格納容器下部注水）

(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、溶融炉心を冷却する機能を有する。



第 51-11-2 図 系統概要図（補給水系による原子炉格納容器下部注水）